

Н.И. Черкашина
Н.А. Бежин

РАДИОХИМИЯ

Учебное пособие

Часть 1

Радиометрия

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Федеральное государственное автономное образовательное
учреждение высшего образования
«СЕВАСТОПОЛЬСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ»

ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ И ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Н.И. Черкашина, Н.А. Бежин

РАДИОХИМИЯ

Учебное пособие

Часть 1

Радиометрия

Севастополь
СевГУ
2024

УДК 541.15 (075.8)

ББК 24.13я73

Ч48

Р е ц е н з е н т:

Л.И. Лукина – канд. хим. наук, доцент

Черкашина Н.И.

Ч48 Радиохимия: учебное пособие. Ч.1. Радиометрия / Н. И. Черкашина, Н. А. Бежин ; Севастопольский государственный университет, Институт ядерной энергии и промышленности. – Севастополь: СевГУ, 2024. – 303 с.: ил.

Предназначен для студентов, изучающих методы измерения радионуклидов и будет интересен для лиц изучающих математическую обработку ионизирующего излучения, современные средства сцинтилляции полупроводниковые детекторы, средства и методы снижения и контроля газовой и аэрозольной активности, а также современные спектрометрические установки и системы, в том числе интегрированные в автоматизированную информационно-вычислительную систему типа «Вулкан-РК».

Изложены общие свойства радиоактивности, взаимодействие излучения с веществом, методы и средства очистки, обеспечивающие снижение газовой и аэрозольной активности, а также средства и методы их измерения с использованием современной аппаратуры. Рассматриваются физические основы сцинтилляционной и полупроводниковой гамма-спектрометрии ионизирующего излучения, некоторые типы спектрометров и их основные характеристики, факторы, влияющие на форму гамма-спектров, а также современные и перспективные методы и средства регистрации и детекторы на их основе. Уделено внимание методике снятия гамма-спектров для понимания автоматического прочтения спектра при выдаче паспорта на радиоактивные отходы перед их захоронением. Рассмотрена современная компоновка спектрометров и электронная аппаратура, используемая для регистрации и спектроскопии излучений.

Имеются некоторые справочные данные, которые могут быть полезны при проведении исследований радиоактивных изотопов и радиометрических расчетов. Излагаемый материал будет полезен и для тех, кто интересуется свойствами радиоактивных излучений и элементарных частиц, способами их качественного и количественного анализов, понимания снятия и расшифровку γ -спектров.

УДК 541.15 (075.8)

Рассмотрено и рекомендовано к изданию на заседании кафедры «Химия и химические технологии», протокол № 7 от 11 мая 2024 г.

© ФГАОУ ВО «Севастопольский
государственный университет», 2024

СОДЕРЖАНИЕ

Введение	5
Основные понятия и определения	8
1. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом	12
1.1. Основы взаимодействия гамма-излучения с веществом	12
1.2. Взаимодействие альфа-частиц с веществом	18
1.3. Взаимодействие электронов с веществом	20
1.4. Рентгеновское излучение. Взаимодействие рентгеновского и γ -излучений с веществом	22
1.5. Тормозное и характеристическое рентгеновское излучение	24
1.6. Процессы взаимодействия γ -излучения с веществом	25
2. Классификация радиоактивных препаратов, приготовление и основные методы их измерений	38
2.1. Классификация радиоактивных препаратов	38
2.2. Методы приготовления радиоактивных препаратов, их описание и упаковка	46
2.2.1. Способы приготовления радиоактивных препаратов	47
2.2.2. Разновидность радиоактивных препаратов и их описание	59
2.2.3. Транспортные контейнеры и типы упаковок	72
2.3. Методы измерений абсолютной активности препарата	76
2.4. Определение поправочных коэффициентов	82
2.4.1. Определение разрешающего времени и поправки на разрешающее время	82
2.4.2. Определение поправок метода фиксированного телесного угла	88
2.5. Относительный метод определения активности препарата	101
2.6. Определение активности методом полного телесного угла	107
3. Радиометрия газов и аэрозолей	115
3.1. Общее понятие, принципиальная схема работы ядерного реактора и основные характеристики	115
3.1.1. Схема построения ВВЭР	115
3.1.2. Процессы, протекающие в теплоносителе	123
3.1.3. Контроль состояния защитных барьеров	135
3.1.4. Технические средства и методы контроля радиоактивных выбросов	142
3.2. Методы снижения радиоактивных газов и аэрозолей	151
3.2.1. Методы очистки	151

3.2.2. Адсорбционные свойства цеолитов	157
3.2.3. Средства очистки радиоактивных газов и аэрозолей	168
3.2.4. Система спецгазоочистки	191
4. Идентификация радионуклидов	198
4.1. Идентификация радиоактивных изотопов по полному поглощению излучения	199
4.2. Идентификация радиоактивных изотопов по слою половинного поглощения излучений	204
4.3. Идентификация радиоактивных изотопов по спаду активности во времени	207
4.4. Идентификация радионуклидов сравнительным методом	209
4.4.1. Метод Физера	211
4.4.2. Сравнительный метод идентификации смеси бета-активных радионуклидов со сложным спектром	213
4.5. Идентификация радиоактивного изотопа по его накоплению	215
5. Математическая обработка результатов радиометрических измерений	217
5.1. Оценка точности результатов радиометрических измерений	217
5.2. Цели математической обработки результатов эксперимента	219
5.3. Виды погрешностей измерений	220
5.4. Случайные погрешности радиометрических измерений	223
5.5. Погрешности измерений случайных величин, распределенных по закону Пуассона	230
5.6. Проверка гипотезы о пуассоновском характере распределения результатов измерений активности	234
5.7. Методы исключения грубых погрешностей	236
5.8. Построение доверительных интервалов	237
5.9. Доверительный интервал для генерального среднего в случае распределения Пуассона	240
5.10. Доверительный интервал для дисперсии	241
5.11. Радиоактивность как статистическое явление	243
5.12. Понятие неопределенности измерения	245
Литература	254
Вопросы для самоконтроля	256
Список сокращений	269
Приложения	271

ВВЕДЕНИЕ

Открытие деления ядер тяжелых элементов создало путь развития ядерной энергетики. Пошло второе столетие развития новой области, связанное с появлением различных методов исследований и регистрации ионизирующего излучения, открывшее путь радиометрии, осуществляющей количественное измерение и идентификацию радиоактивных элементов по интенсивности излучения.

Радиометрия ионизирующих излучений включает круг вопросов, связанных с применением радиометрических и спектрометрических методов в решении различного рода задач во многих областях науки и техники, а также в вопросе разработки специальной современной аппаратуры и совершенствованию различных методов измерения радиоактивности и идентификации радиоизотопов.

С развитием ядерной энергетики появилась необходимость контроля за распространением радиоактивных элементов, родоначальником которой является известный физик Л.Н. Богоявленский.

Необходимость контроля и измерения радона привело к созданию эманационного метода и аппаратуры контроля.

Большой вклад в развитие гамма-каротажа внесли ученые физики Г.В. Горшков, Л.М. Курбатов, А.В. Давыдов, успешно используемый в настоящее время при радиометрических измерениях гамма-излучения радиоизотопов, содержащихся в природных объектах.

Практическое применение получила радиометрическая аппаратура в исследовании искусственной радиоактивности получения радиоактивных изотопов.

Свой достойный вклад в развитие спектрометрии в процессе изучения структуры атомных ядер внесли такие ученые как А.И. Алиханов, С.А. Баранов, А.К. Вальтер, Л.В. Грошев, И.С. Шапиро, В.С. Шпинель.

На современном этапе развития ядерного приборостроения радиометрия прочно вошла в практику контроля выбросов и сбросов и измерений радиоизотопов ядер тяжелых элементов, осуществляя технологический контроль состояния герметичности контуров АЭС и газо-аэрозольных выбросов, а так же больше практическое применение нашли сцинтилляционный и полупроводниковый методы в ядерной спектрометрии.

Данная работа направлена на обобщение и систематизацию основ взаимодействия излучений с веществом и вопросов прикладной радиометрии. Материал изложен в объеме практического применения в использовании радиометрической и спектрометрической аппаратуры.

В первой части пять глав. В главе 1 дается понятие радиоактивности, а также основные свойства и взаимодействия излучений с веществом.

В главе 2 рассмотрены классификация радиоактивных препаратов, приготовление и основные методы их измерений, дается понятие геометрических размеров препаратов, методы их приготовления и некоторые существующие методы измерений, а также даны описания и упаковка при их транспортировке. Особое внимание уделено понятиям основных поправочных коэффициентов и их определению, учитывающими эффективность при том или методе регистрации. Изложены основополагающие методы измерения в радиометрии абсолютный, относительный и 4- π .

В главе 3 освещена причина образования и распространение радиоактивных газов и аэрозолей, их основные свойства. Уделено внимание построению ядерных реакторов типа ВВЭР, работающих на территории российской федерации, процессам, протекающим в теплоносителе, условные физические барьеры, на которых определяются состояния герметичности контуров по их активности с помощью средств контроля.

Изложены существующие средства контроля газо-аэрозольных выбросов, методы их очистки, адсорбции, уделено внимание средствам снижения газо-аэрозольной активности при их превышении и установленную на АЭС систему спецгазоочистки.

В главе 4 рассматриваются основные физические методы идентификации радиоактивных изотопов, дан анализ кривых поглощения и спада активности во времени некоторых изотопов и их смесей графическим и аналитическим методами.

В главе 5 освещены основы математической обработки результатов радиометрических измерений. Дается понятие математического ожидания и основных законов распределения ошибок. Приводятся критерии и расчетные формулы для оценки точности результатов и понятия неопределенности радиометрических и спектрометрических измерений.

В приложении приводится справочный материал, необходимый для вычисления активности источников и проведения качественной и количественной расшифровки гамма-спектров.

В связи с получением Радиометрией самостоятельности, как дисциплине дающей понимание проведения измерений ионизирующего излучения (ИИ) веществ в различных агрегатных состояниях различными методами, обеспечивается безопасность персонала, работающего с источниками ИИ.

Понимание работы средств измерения ионизирующих излучений и достоверности показаний аппаратуры привело к созданию современной и интеллектуальной аппаратуры радиационного контроля.

В основу написания данного учебника положен учебник Е.И. Коптелова и Г.И. Котивец «Радиометрия», получившее отражение в

главах 2, 3, 4, 5 рассматривающие основной материал учебника, а также курс лекций профессора МГУ И.Н. Бекмана (глава 8) и Е.А. Панова. Практическая гамма-спектрометрия на атомных станциях (глава 6), часть материала в первой главе основана на материале Рейли Д., Энслин Н., Смит мл., Х. Крайнер «Пассивный нерушающий анализ ядерных материалов».

Выражаем свою благодарность авторам, разрешивших использовать вышеупомянутый материал в написании данного учебного пособия.

ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ

Радиометрия - (от радио... и ...метрия), совокупность методов измерений активности (числа распадов в единицу времени) нуклидов в радиоактивных источниках. Родоначальниками радиометрии можно считать Э. Резерфорда и Х. Гейгера, впервые в 1930 осуществивших с помощью искрового счётчика определение числа α -частиц, испускаемых в 1 сек 1 г Ra (удельная активность).

Активность радионуклида удельная - отношение активности радионуклида в радиоактивном образце к массе образца.

Активность радионуклида объемная - отношение активности радионуклида в радиоактивном образце к объему образца.

Дозиметр - прибор для измерения дозы и/или мощности дозы ионизирующего излучения и/или энергии, переносимой ионизирующим излучением или переданной им объекту, находящемуся в поле его действия.

Ионизирующее излучение - потоки заряженных частиц высокой энергии, которые непосредственно или косвенным путем вызывают ионизацию вещества.

Источник ионизирующего излучения - устройство или вещество, уровень ионизирующего излучения от которого требует применения по отношению к нему норм и правил обеспечения радиационной безопасности.

Контроль радиометрический - определение содержания радионуклидов на поверхности кожных покровов, одежды, обуви, предметов в воздухе, в воде, пищевых продуктах, строительных материалах, на других поверхностях и в средах. Результаты контроля используются для сопоставления с производными показателями нормирования активности.

Радиохимия – наука о качественных изменениях радиоактивных изотопов под влиянием изменения количественного состава ядра.

Единицы радиоактивности – в системе СИ единицей радиоактивности является 1 беккерель равный 1 распаду в 1 секунду $1 \text{ Бк} = 1 \frac{\text{расп}}{\text{с}}$
внесистемная единица 1 кюри (Ки), $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ расп/с} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$.

Радиоактивный элемент – совокупность радиоактивных атомов с одинаковым зарядом ядра и различной массой (например, ^{235}U , ^{238}U и т.п.).

Радиоактивный нуклид – это вид радиоактивных атомов с одинаковым зарядом ядра и одинаковой массой (^{226}Ra , ^{238}U , ^{239}Pu).

Радиохимический анализ (РХА) – это определение качественных и количественных соотношений радиоактивных нуклидов, достигаемое путем сочетания различных специфических методов выделения,

разделения и идентификации радионуклидов, находящихся в различных системах.

Радиоактивность - представляет собой самопроизвольное превращение одних ядер в другие, сопровождаемые испусканием различных частиц.

Нуклидами называют атомы или ядра с данным числом нуклонов и данным зарядом ядра.

Изотопы - нуклиды, имеющие одинаковое число протонов ($A=\text{const}$), они различаются только числом нейтронов. Поэтому все изотопы принадлежат к одному и тому же химическому элементу.

Аппаратура контроля радиационной обстановки (аппаратура КРО) - совокупность технических средств, предназначенных для контроля радиационных параметров.

Радиоактивный распад – переход неустойчивых (радиоактивных) ядерных систем в более устойчивое состояние в результате самопроизвольного (спонтанного) распада.

Грубая погрешность измерения – погрешность измерения, существенно отличающаяся от ожидаемой при данных условиях измерений.

Детектор - чувствительный элемент, предназначенный для преобразования энергии ионизирующего излучения в другой вид энергии, удобный для регистрации и/или измерения одной или нескольких величин, характеризующих воздействие излучения на детектор.

Источник радиационный - электрофизическое не радионуклидное устройство (рентгеновская трубка, ускоритель, генератор и т.д.), в котором ионизирующее излучение возникает за счет изменения скорости заряженных частиц, их аннигиляции или ядерных реакций.

Источник радионуклидный - источник ионизирующего излучения, содержащий радионуклид или смесь радионуклидов.

Контроль дозиметрический - измерение мощностей доз излучений на производстве, определение эквивалентных и эффективных, накопленных, индивидуальных и коллективных доз облучения от различных источников ионизирующего излучения, с целью сопоставления с установленными нормативами облучения и контрольными уровнями.

Контроль с отбором проб - способ получения информации о контролируемом параметре, при котором в установленном порядке происходит предварительный отбор и(или) подготовка пробы (отбор жидкости в кювету, прокачивание воздуха через фильтр, выпаривание, концентрирование, радиохимическое выделение нуклида и т.п.).

Контролируемый радиационный параметр - физическая величина, характеризующая поля ионизирующих излучений, источники ионизирующих излучений и результаты взаимодействия ионизирующих излучений со средой, используемая для оценки состояния РО.

Метод измерений - способ решения измерительной задачи, характеризуемый его теоретическим обоснованием и разработкой

основных приемов применения средств измерений (т.е. совокупность приемов использования принципов и средств измерений).

Неопределенность (измерений) - параметр, связанный с результатом измерений и характеризующий рассеяние значений, которые могли бы быть обоснованно приписаны измеряемой величине [1].

Относительная погрешность – отношение абсолютной погрешности измерения к истинному значению измеряемой величины, выражается в %.

Погрешность измерения – отклонение результата измерения от истинного значения измеряемой величины.

Промежуточные источники - считаются источники с толщиной, вызывающей заметное самопоглощение излучения в материале источника, которое следует учитывать.

Рабочее место - место (помещение) пребывания персонала для выполнения производственных функций в течение не менее половины рабочего времени или двух часов непрерывно. Если работа осуществляется в различных участках помещения, то рабочим местом считается наиболее радиационноопасный участок.

Радиоактивное загрязнение - наличие или распространение радиоактивных веществ сверх их естественного содержания в окружающей среде, на поверхности материалов или в объемах жидкостей, в теле человека и других объектах.

Радиометр - прибор для измерения ионизирующих излучений, предназначенный для получения измерительной информации об активности нуклида (нуклидов), плотности потока и о потоке ионизирующих частиц и фотонов.

Спектрометрические приборы и установки (спектрометры) - приборы для измерения распределения (спектра) величин, характеризующих поле ионизирующего излучения по энергии, интервалам времени между импульсами.

Стандартная неопределенность и (измерений): неопределенность результата измерений, выраженная в виде среднего квадратического отклонения [1].

Тонкослойные источники - считаются такие, для которых можно пренебречь самопоглощением и саморассеянием в собственном веществе источника.

Толстослойные источники - считаются такие, для которых дальнейшее увеличение толщины не приводит к увеличению скорости счета от источника.

Абсолютная погрешность измерения Δx - погрешность измерения, выраженная в единицах измеряемой величины, определяется $\Delta x = x_{изм} - x$, где $x_{изм}$ значение при измерении, x - истинное значение измеряемой величины.

Схема распада радионуклида - энергетическая диаграмма, содержащая сведения о качественных и количественных характеристиках излучений,

последовательности испускания частиц или квантов и последовательных состояний ядер элементов.

Радиохимическая лаборатория - специально оборудованная лаборатория, предназначенная для проведения химических операций с радиоактивными веществами.

Возбуждение - это процесс, посредством которого энергия излучения передается атому и поднимает его энергетический уровень до возбужденного состояния, но ионизации не происходит.

Гамма-излучение представляет собой высокоэнергетическое электромагнитное излучение, испускаемое при переходе ядра атома из возбужденного состояния в стабильное или менее возбужденное.

Альфа-излучение - представляет собой поток быстро движущихся, обладающих значительной энергией, положительно заряженных частиц (альфа-частиц).

Бета-излучение - поток электронов или позитронов (бета-частиц), испускаемых при бета-распаде радиоактивных изотопов.

Тормозное излучение представляет собой тормозное излучение, возникающее при взаимодействии электронов с электрическим полем атомных электронов.

Фотоэлектрический эффект - это испускание электронов веществом под действием света (и, вообще говоря, любого электромагнитного излучения).

Процесс образования электронно-позитронных пар происходит в поле атомного ядра или поле электрона при взаимодействии с атомами ядра кванта-рентгеновского и гамма-излучения достаточно высокой энергии (не менее 1,02 МэВ) вызывают одновременное появление электронов и позитронов. Позитрон существует лишь очень короткий промежуток времени; вслед за образованием пары наблюдается явление аннигиляции - исчезновение позитрона и какого-либо электрона среды, сопровождаемое излучением двух квантов с энергией 0,51 МэВ (эффект образования пар).

Электронный захват – один из видов бета-распада атомных ядер, при котором один из протонов захватывает орбитальный электрон, превращаясь в нейтрон, испуская нейтрино.

Эффект Оже - явление, в ходе которого происходит заполнение электроном вакансии, образованной на одной из внутренних электронных оболочек атома (вакансия возникает путём «выбивания» другого электрона рентгеновским излучением, электронным ударом, в результате внутренней конверсии или электронного захвата).

Различают два основных процесса рассеяния: комптоновское или некогерентное (комpton эффект) и когерентное рассеяние.

Эффект Комптона (или эффект рассеяния) это такой процесс взаимодействия γ -кванта с электроном атома, при котором электрону передается только часть энергии γ -кванта.

1. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ

Взаимодействие излучения с веществом характеризуется образованием ионов в веществе. Ионизацией называется процесс превращения нейтральных атомов или молекул какой-либо среды в ионы – частицы, несущие положительный или отрицательный электрический заряд. Излучения, производящие ионизацию, состоят из заряженных частиц (альфа-частиц, бета-частицы), нейтральных частиц (нейтроны) и электромагнитных колебаний высокой частоты (гамма-кванты). Основными характеристиками ионизирующих частиц являются их энергия, заряд и масса. Ионизирующая способность излучений характеризуется удельной ионизацией, т.е. числом ионизаций, производимой заряженной частицей или гамма-квантом в данной среде на пути в 1 см.

Радиометрические измерения включают различные способы и средства обнаружения излучений, измерения их интенсивности в определенном диапазоне энергии. Методы регистрации излучений основаны на различных видах взаимодействия этих излучений с веществом.

Все виды ионизирующих излучений, как корпускулярные, так и электромагнитные, могут быть обнаружены только по их взаимодействию с веществом. Знание процессов взаимодействия излучений с веществом необходимо для понимания принципов действия дозиметрической, радиометрической и спектрометрической аппаратуры и физики защитных излучений.

1.1. Основы взаимодействия гамма-излучения с веществом

Для исследователя, использующего в своей работе методы гамма-спектрометрии, важно знание природы взаимодействия гамма-излучения с веществом, так как это позволяет правильное понимание процессов регистрации и ослабления гамма-излучения. Чтобы быть "увиденным", гамма-излучение, как и другие излучения, должно провзаимодействовать с детектором. Хотя основные изотопы урана и плутония испускают гамма-кванты с определенными энергиями и интенсивностями, интенсивность гамма-излучения, измеренная за пределами образца, всегда ослаблена вследствие взаимодействия гамма-квантов с образцом. Это ослабление должно тщательно учитываться при использовании приборов для детектирования и спектрометрии гамма-излучения.

Когда ионизирующие излучения проходят через среду, возникающие в результате этого электрические взаимодействия носят случайный характер и следуют зачастую беспорядочно вдоль треков заряженных частиц

(первичных или вторичных), перескакивающих от места одного акта взаимодействия к другому по мере прохождения частиц через среду. При малых потоках, взаимодействия с большинством атомов среды, излучение не взаимодействует и лишь небольшое число атомов ионизируется или возбуждается. Эта энергия возбуждения также может вызвать эффекты в среде, но они, в общем, считаются менее важными, чем эффекты при ионизации.

Каждое, из указанных выше событий взаимодействия, включает передачу малого количества энергии излучения среде, которая в случае излучений с малой линейной передачей энергии (ЛПЭ) обычно составляет около 100 электрон-вольт (эВ) или меньше, т.к. включает энергию, переданную не только путем ионизации, но и путем возбуждения. Такие передачи происходят за весьма короткое время (меньше 10^{-16} с), но могут быть широко распределены в среде дискретным образом вдоль треков заряженных частиц. Микрораспределение актов ионизации и возбуждения, создаваемых ионизирующим излучением, зависит от вида и энергии падающего излучения. Поскольку в настоящее время его нельзя полностью количественно определить, то для представления микрораспределения энергии используют аппроксимации. Например, применяют среднюю энергию, выделенную вдоль трека частицы на единицу длины, которую называют ЛПЭ частицы, зависящей от вида частицы и ее энергии.

Редкоионизирующее излучение, создающее несколько актов передачи энергии на 1 мкм трека, известно как излучение с "малой ЛПЭ", например рентгеновское или γ -излучение, в то время как излучения, создающие плотную ионизацию вдоль трека, известны как излучения с "большой ЛПЭ", например, α -частицы, протоны и ядра отдачи нейтронов, тяжелые ионы.

Рассматривая понятие сечения взаимодействия ионизирующего излучения с веществом, представим поток частиц ионизирующего излучения I , который падает на исследуемый образец (рис. 1.1). Пусть образец содержит N микроскопических объектов (это могут быть и ядра, или атомы, или даже молекулы). Понятно, что количество частиц R , которые будут взаимодействовать с этими микрообъектами образца за единицу времени, должно быть пропорционально с одной стороны потоку I , а другой – количеству объектов N , что можно записать:

$$R = IN\sigma, \quad (1.1)$$

где коэффициент пропорциональности σ – называют сечением (или поперечным сечением) взаимодействия.

Так как поток частиц I имеет размерность $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$, величина R – с^{-1} , а количество объектов N – безразмерное, то сечение σ должно иметь размерность см^2 , т.е. сечение измеряется в единицах площади. В результате взаимодействия с объектами образца некоторая доля частиц ионизирующего

излучения поглощается, а другая – рассеивается (упруго или неупруго) под разными углами. На рис. 1.1 поток продуктов рассеяния обозначен как I' .

Интерпретация коэффициента σ как некоторой эффективной площади имеет достаточно простую наглядную интерпретацию с точки зрения классической физики.

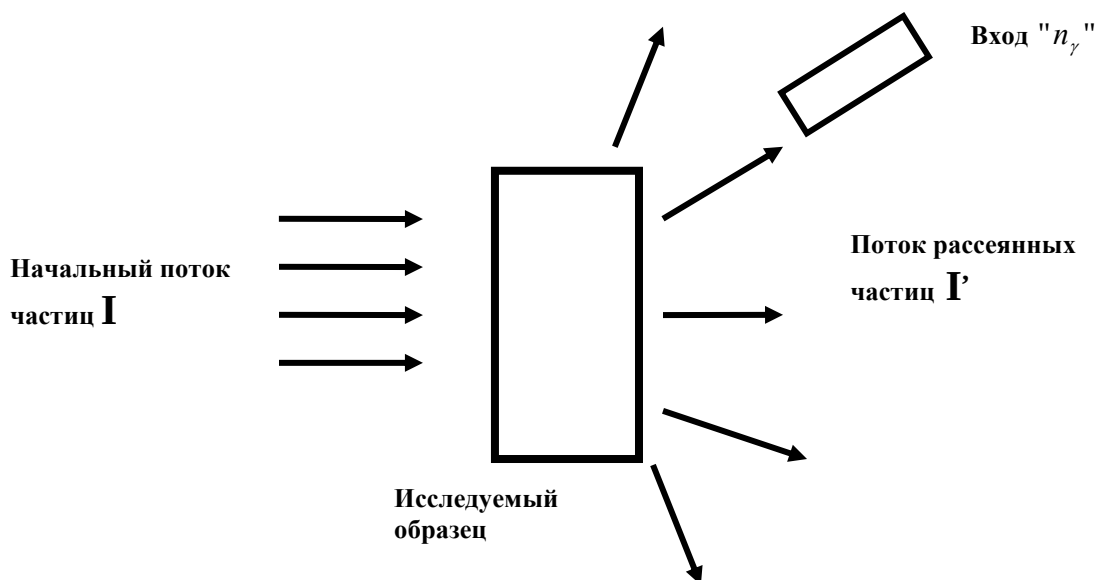


Рис. 1.1. Схематическое изображение эксперимента по измерению сечения взаимодействия

Действительно можно считать, что σ – это эффективная площадь поперечного сечения объекта-мишени, который перекрывает путь налетающим частицам. Если считать, что размерами налетающих частиц можно пренебречь в сравнении с поперечными размерами $S = \pi R^2$ объектов исследуемого образца, где R – радиус объекта, то налетающие частицы будут выбывать из пучка вследствие попадания в пределы площади S , то есть по порядку величины $\sigma \sim \pi R^2$.

Для измерения сечений взаимодействия частиц с атомами и атомными ядрами удобно использовать специальную единицу – барн: $1 \text{ б} = 10^{-24} \text{ см}^2$. Она удобна тем, что поперечные размеры атомных ядер по порядку величины составляют как раз $\sim 10^{-24} \text{ см}^2$. Часто используют также производную величину – миллибарн ($1 \text{ мб} = 10^{-3} \text{ б}$).

Существуют полные и парциальные сечения взаимодействия. Наиболее полным образом взаимодействие частиц с микрообъектами характеризует полное сечение. Условно его обозначают σ_{tot} , σ_t (сокращенно от английского слова “total”). Полное сечение σ_{tot} включает в себя взаимодействие налетающей частицы посредством всех возможных процессов и, таким образом, равна сумме парциальных сечений:

$$\sigma_{\text{tot}} = \sum_{i=1}^n \sigma_i, \quad (1.2)$$

где σ_i – парциальное сечение i -го процесса.

Всего считается возможным для прохождения взаимодействия n вариантов. Вероятность прохождения конкретного i -го процесса характеризуется величиной его сечения σ_i . При прохождении излучения через любой поглотитель происходит экспоненциальное ослабление.

На рис. 1.2 представлена простая схема эксперимента по ослаблению. Когда гамма-излучение с интенсивностью I_0 падает на поглотитель толщиной L , интенсивность I излучения, прошедшего через поглотитель, описывается экспоненциальным выражением и выражает основной закон ослабления гамма-излучения:

$$I = I_0 e^{-\mu_\ell t}, \quad (1.3)$$

где μ_ℓ – коэффициент ослабления, выраженный в см^{-1} .

Отношение I/I_0 называется коэффициентом пропускания гамма-излучения. На рис. 1.3 показано экспоненциальное ослабление для трех различных энергий гамма-излучений. Из рисунка видно, что коэффициент пропускания возрастает с увеличением энергии гамма-излучения и снижается с увеличением толщины поглотителя. Измерения с использованием различных источников и поглотителей показали, что коэффициент ослабления μ_ℓ зависит от энергии гамма-излучения E_γ , атомного номера Z и плотности поглотителя ρ . Например, свинец обладает высокой плотностью и большим атомным номером и пропускает гораздо меньшую долю падающего гамма-излучения, чем алюминий или сталь такой же толщины.

Коэффициент ослабления в уравнении (1.3) называется линейным коэффициентом ослабления. На рис. 1.4 показано линейное ослабление твердого йодида натрия (NaI), типичного материала, широко используемого в детекторах гамма-излучения.

Интенсивность прошедшего излучения I является функцией энергии гамма-излучения, состава и толщины поглотителя.

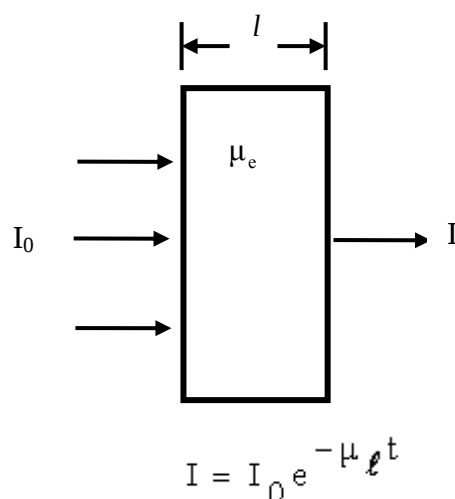


Рис. 1.2. Основной закон ослабления гамма-излучения

Альфа- и бета-частицы имеют определенную длину пробега или тормозной путь. Гамма-кванты, как показано на рис. 1.2, не имеют определенной длины пробега. Величина обратная коэффициенту ослабления $1/\mu_{\ell}$ имеет единицу измерения длины и часто называется средней длиной свободного пробега.

Средняя длина свободного пробега представляет собой расстояние, которое проходит гамма-квант в поглотителе до взаимодействия, она также равна толщине поглотителя, при которой коэффициент пропускания равен $1/e$ или 0,37. Линейный коэффициент ослабления представляет собой простейший коэффициент ослабления, который можно измерить экспериментально, но он обычно не приводится в справочных таблицах ввиду зависимости от плотности поглощающего материала.

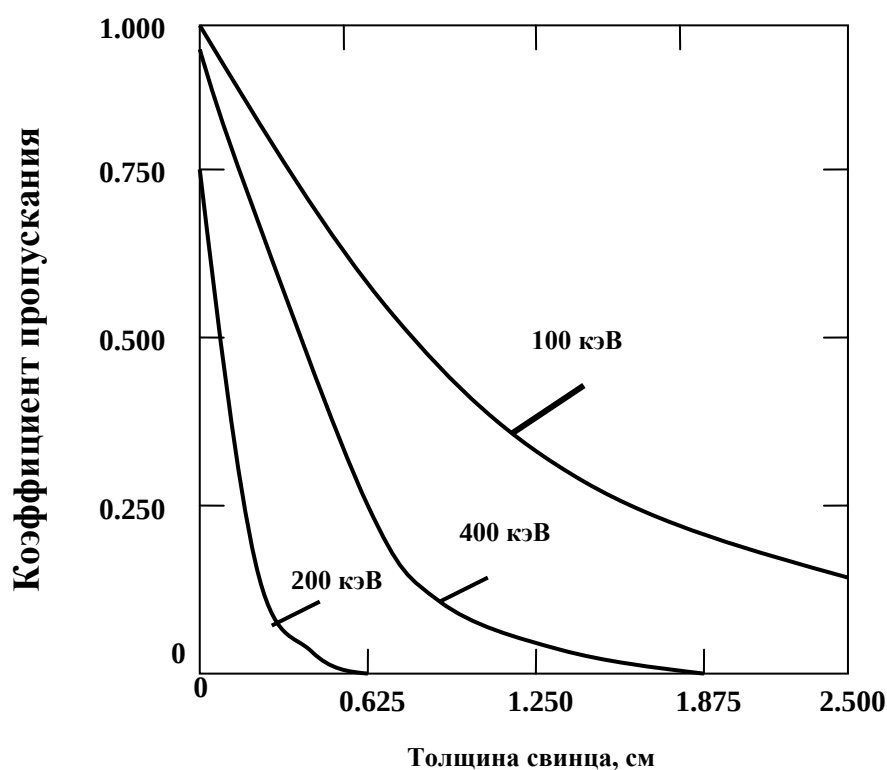


Рис. 1.3. Зависимость коэффициента пропускания гамма-квантов от толщины свинцового поглотителя

Например, вода, лед и пар имеют различные линейные коэффициенты ослабления для одной и той же энергии, хотя они состоят из одного и того же вещества.

Гамма-кванты взаимодействуют, в основном, с атомными электронами, следовательно, коэффициент ослабления должен быть пропорционален плотности электронов P , которая пропорциональна объемной плотности поглощающего материала ρ . Тем не менее, для данного вещества отношение плотности электронов к объемной плотности

вещества является константой Z/A , независимой от объемной плотности. Отношение Z/A является почти постоянным для всех элементов, кроме самых тяжелых элементов и водорода:

$$P = \rho \frac{Z}{A}, \quad (1.4)$$

где P – плотность электронов; Z – атомный номер; ρ – массовая плотность; A – массовое число.

Отношение линейного коэффициента ослабления к плотности μ/ρ называется массовым коэффициентом ослабления μ и имеет размерность площади на единицу массы ($\text{см}^2/\text{г}$). Судя по единице измерения этого коэффициента, можно рассматривать его как эффективное сечение взаимодействия электронов на единицу массы поглотителя.

Массовый коэффициент ослабления может быть записан через сечение реакции σ (см^2):

$$\mu = \sigma \frac{N_A}{A}, \quad (1.5)$$

где N_A – число Авогадро ($6,02 \cdot 10^{23}$ моль $^{-1}$);
 A – массовое число поглощающего элемента.

Сечение взаимодействия представляет собой вероятность взаимодействия гамма-квантов с отдельным атомом. Используя массовый коэффициент ослабления, уравнение (1.6) можно представить следующим образом:

$$I = I_0 e^{-\mu \rho L} = I_0 e^{-\mu x}, \quad (1.6)$$

где $x = \rho L$.

Массовый коэффициент ослабления не зависит от плотности; например, известно, что вода, лед и пар имеют одно и то же значение μ . Этот коэффициент чаще приводится в таблицах, чем линейный коэффициент ослабления, поскольку он количественно определяет вероятность взаимодействия гамма-квантов с конкретным элементом. В справочниках содержатся широко используемые таблицы массовых коэффициентов ослабления элементов. Для вычисления

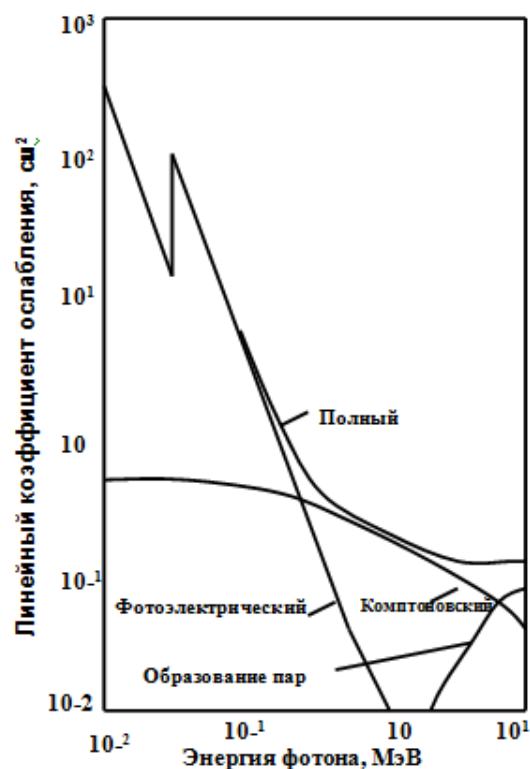


Рис. 1.4. График линейного коэффициента ослабления NaI, показывающий вклад процессов фотоэлектрического поглощения, комптоновского рассеяния и образования пар

массового коэффициента ослабления в материалах со сложным химическим составом используется уравнение:

$$\mu = \sum_i \mu_i \cdot \omega_i, \quad (1.7)$$

где μ_i – массовый коэффициент ослабления i -го элемента; ω_i – массовая доля i -го элемента.

1.2. Взаимодействие альфа-частиц с веществом

Альфа-излучение представляет собой поток частиц, испускаемых при распаде альфа-радиоактивных изотопов. Альфа-частицы являются ядрами атомов гелия ${}^4_2\text{He}$ с атомным весом 4,003, которые обладают положительным зарядом, равным $9,6058 \cdot 10^{-10}$ единиц СГС. Альфа-частица состоит из 2-х нейтронов и 2-х протонов, прочно связанных между собой (энергия связи равна 28,2 МэВ).

Альфа-распад характерен для тяжелых элементов (урана, тория, полония, плутония и др.). Периоды полураспада альфа-активных ядер находятся в функциональной зависимости от величин энергии выделяемой при альфа-распаде. При увеличении энергии от 4 МэВ до 9 МэВ период полураспада уменьшается от многих миллиардов лет до многих десятиллионных долей секунды.

Большинство радиоактивных веществ, излучающих альфа-частицы, испускают альфа-частицы нерелятивистских энергий (до 10 МэВ).

Проходя через слой вещества, альфа-частицы испытывают упругое рассеяние на электронах и ядрах атомов (столкновение без потерь энергии) и неупругое столкновение с орбитальными электронами [2].

При прохождении через вещество альфа-частицы расходуют свою энергию на ионизацию и возбуждение атомов и молекул данного вещества.

Удельная ионизация альфа-частицы практически постоянна около 3000 пар ионов на 1 мм пути. Потеря энергии обусловлена главным образом кулоновским взаимодействием полей альфа-частиц и связанных орбитальных электронов поглотителя. Теоретически эти потери на пути x пробега с учетом свойств поглощающей среды можно оценить по уравнению:

$$-\frac{dE}{dx} \cong 0,072 \frac{q^2}{E} A \ln \left(\frac{160}{Z} \cdot \frac{E}{A} \right) \left(\frac{\text{МэВ}}{\text{мг/см}^2} \right), \quad (1.8)$$

где $-\frac{dE}{dx}$ – потеря энергии на единице пути (путь выражен в мг/см^2 ;
 A – массовое число альфа-частицы в единицах а.е.м.; q – заряд альфа-

частиц в единицах элементарного заряда; Z – атомный номер среды; 160 – эмпирический коэффициент.

Альфа-частицы одинаковой энергии в какой-то среде до полного замедления практически проходят не одно и то же расстояние. Величину пробега R альфа-частиц можно найти путем численного интегрирования уравнения (1.9) при изменении энергии от максимального значения $E_{\max}$ до 0 по уравнению:

$$R = \int_0^{E_{\max}} \frac{E}{0,072 \cdot A \cdot q^2 \cdot \ln\left(\frac{160}{Z} \cdot \frac{E}{A}\right)} dE \text{ (мг/см}^2\text{)}. \quad (1.9)$$

Разница в пробегах альфа-частиц с одинаковой энергией возникает вследствие статистического характера процесса потери энергии, поэтому пробег альфа-частиц подвержен статистическим флуктуациям в пределах 1...2 % около среднего значения R_0 .

Длина среднего пробега моноэнергетического пучка альфа-частиц зависит от их начальной энергии, а также от порядкового номера, атомной массы и плотности поглощающего вещества. Длина среднего пробега тяжелых частиц в газе зависит от природы газа, его температуры и давления. Средние пробеги альфа-частиц в воздухе точно измерены.

На основании экспериментальных данных зависимость между средней длиной пробега альфа-частиц в воздухе и их энергией устанавливается следующей эмпирической формулой:

$$R_{\text{во}} = 0,318 \sqrt{E_{\alpha}^3}, \quad (1.10)$$

где $R_{\text{во}}$ – средний пробег альфа-частицы в воздухе, см; E_{α} – энергия альфа-частицы, МэВ.

Средний пробег альфа-частицы, рассчитанный по формуле (1.10) дает удовлетворительную точность (5...7 %) в диапазоне энергий от 3...8 МэВ.

Для простоты можно использовать следующее выражение (погрешность 8 %):

$$R_{\text{во}} \approx \frac{\sqrt{E_{\alpha}^3}}{3}. \quad (1.11)$$

Зная пробег альфа-частиц в воздухе, можно определить их длину пробега в любом веществе по формуле

$$R_{\text{ax}} = 0,56 \cdot 10^{-3} \frac{R_{\text{во}}}{\rho} \sqrt{A}, \quad (1.12)$$

где R_{ax} – пробег альфа-частицы в веществе с атомным номером A , см; ρ – плотность вещества, г/см³.

Альфа-частица с энергией 8 МэВ имеет проникающую способность в воздухе равной 7,5 см, в алюминии – 0,05 мм, в железе – 0,016 мм [3].

Значение пробега альфа-частиц в биологической ткани мало (около $44 \cdot 10^{-4}$ см при энергии равной 5 МэВ), поэтому толщина поверхностного слоя кожи вполне достаточна для защиты [2].

Закономерности взаимодействия альфа-частиц с веществом накладывают требования на размер (объем) детектора при радиометрических измерениях. Необходимо, чтобы пробег альфа-частицы полностью укладывался в рабочем объеме детектора, иначе в среде детектора будет поглощена только часть энергии, а это затруднит регистрацию альфа-частицы.

1.3. Взаимодействие электронов с веществом

Бета-излучение состоит из бета-частиц (электронов или позитронов), которые испускаются при β -распаде радиоактивных изотопов.

К β -распаду относятся и электронный захват, т.е. захват атомным ядром одного из электронов окружающей ядро электронной оболочки. При электронном β -распаде происходит превращение нейтрона в протон, образующийся при этом электрон испускается из ядра.

При позитронном β -распаде происходит превращение протона в нейтрон, которое сопровождается образованием и выбросом из ядра позитрона. Позитронный β -распад наблюдается у неустойчивых ядер с избыточным числом протонов.

При электронном захвате один из протонов ядра превращается в нейтрон. Чаще происходит К-захват, т.е. захват электрона из ближайшего к ядру К-слоя атома.

Освобождаемая при электронном захвате энергия распределяется между ядром и нейтроном, при этом испускается монохроматическое (с одинаковой энергией) нейтрино.

Особенностью β -излучения является тот факт, что выделившаяся при β -распаде энергия распределяется между электроном (позитроном) и нейтрино (антинейтрино), и при этом энергия вылетающих электронов (позитронов) может принимать любые значения от нуля до некоторой максимальной (граничной) величины. Поэтому распределение β -частиц по энергиям (энергетический бета-спектр) является непрерывным. Максимальная энергия бета-излучения $E_{\max}$ характерна для каждого радиоактивного элемента. Средняя энергия колеблется между 0,25 и 0,45 $E_{\max}$ равна примерно $1/3 E_{\max}$. Для различных элементов $E_{\max}$ бета-частиц лежит в пределах 0,01 – 10 МэВ.

К источникам электронов относятся источники β -излучения – β -радионуклиды, испускающие электроны и позитроны – и источники моноэнергетических электронов – различного рода ускорители электронов (электростатические, циклические, линейные). К бета-распаду относится также электронный захват, т.е. захват атомным ядром одного из электронов окружающей ядро электронной оболочки.

β -радионуклиды испускают β -частицы с непрерывным энергетическим спектром, в диапазоне от 0 до некоторого максимального значения энергии, определяемого энергией β -перехода $E_{\beta\text{макс}}$. Если β -распад происходит путем одного β -перехода, то β -спектр называют простым, если происходит путем нескольких β -переходов – сложным. Сложный спектр можно разделить на соответствующее γ -излучение и сопутствующие ему электроны внутренней конверсии. Конверсионные электроны обладают кинетической энергией, равной разности между энергией λ -перехода и энергией связи электрона в атоме.

Электроны, проходя через вещество, могут испытывать однократное, кратное (небольшое число актов рассеяния) и многократное упругое рассеяние, а также неупругое рассеяние. Однократное рассеяние имеет место при малой толщине $\delta \ll 1/\sigma \cdot n_A$, где σ – сечение упругого рассеяния, см^2 ; n_A – число рассеивающих атомов в 1 см^2 .

Для больших толщин ($\delta \approx 1/\sigma \cdot n_A$) преобладает краткое рассеяние, переходящее в многократное с увеличением толщины слоя и при $\delta \gg 1/\sigma \cdot n_A$ процесс можно рассматривать как диффузионный. При многократном рассеянии узкий пучок моноэнергетических электронов, проходя через слой вещества, постепенно расширяется.

При неупругом рассеянии электроны расходуют свою энергию (как и тяжелые частицы) на возбуждение и ионизацию атомов поглотителя. Исследования потерь энергии электронов в различных газах хорошо согласуются с теоретическими данными. Для конденсированных сред и электронов со средней и малой энергией (от 10 МэВ и меньше) измерения потерь энергии усложняются из-за большого числа рассеяния электронов атомами среды. Многократное рассеяние значительно увеличивает полный путь электрона в веществе заданной толщины, и соответственно возрастают потери энергии и их разброс.

Бета-излучение, проходя через слой поглощающего вещества, постепенно ослабляется. С достаточной степенью точностью ослабление потока бета-частиц подчиняется экспоненциальному закону:

$$N_{\beta} = N_{0\beta} \cdot e^{-\mu_m \cdot d}, \quad (1.13)$$

где $N_{0\beta}$ – первоначальный поток бета-частиц при отсутствии поглотителя;

N_β – плотность потока бета-частиц после прохождения слоя вещества толщиной d (г/см²); μ_τ – массовый коэффициент поглощения излучения, см²/г.

Массовый коэффициент поглощения излучения численно равен величине, обратной толщине слоя поглощающей среды, выраженной г/см² и уменьшающей плотность потока бета-частиц в e раз ($e = 2,72$). Приблизительно массовый коэффициент поглощения для бета-излучения с максимальной энергией $E_{\beta\max} > 5\text{МэВ}$ можно определить по эмпирической формуле

$$\mu_\tau = \frac{22}{E_{\beta\max}^{4/3}}, \quad (1.14)$$

где $E_{\beta\max}$ – максимальная энергия бета-излучения, МэВ.

Величины максимальных пробегов $R_{\beta\max}$ для бета-частиц различной энергии удовлетворительно описываются рядом эмпирических формул. Величина $R_{\beta\max}$ в алюминии при $E_{\beta\max} > 0,8$ МэВ рассчитывается по формуле

$$R_{\beta\max\text{Al}} = 0,542 \cdot E_{\beta\max} - 0,133 \text{ г/см}^2. \quad (1.15)$$

Для $E_{\beta\max} < 0,8$ МэВ

$$R_{\beta\max\text{Al}} = 0,407 \cdot E_{\beta\max}^{1,38} \text{ г/см}^2. \quad (1.16)$$

Значения величины максимального пробега β -частиц в зависимости от максимальной энергии приведены в приложении 1.

Величину максимального пробега β -частиц в любом веществе можно определить по формуле

$$R_{\beta\max X} = R_{\beta\max\text{Al}} \cdot \frac{\left(\frac{Z}{A}\right)_{\text{Al}}}{\left(\frac{Z}{A}\right)_X}, \quad (1.17)$$

где $R_{\beta\max X}$ – максимальный пробег в материале X с порядковым номером Z и атомным весом A .

Величина максимального пробега может выражаться также и в см.

Для нахождения этой величины необходимо длину максимального пробега, выраженного в г/см², разделить на плотность данного вещества.

1.4. Рентгеновское излучение. Взаимодействие рентгеновского и γ -излучений с веществом

Рентгеновское излучение - электромагнитные волны, энергия фотонов которых лежит на энергетической шкале между ультрафиолетовым

излучением и гамма-излучением, что соответствует длинам волн от 10^{-4} до 10^2 Å ($10^{-14} \dots 10^{-8}$ м).

Согласно современным представлениям рентгеновское и γ -излучения, как и другие электромагнитные излучения, имеют не только волновые (отражение, преломление и т.п.), но и корпускулярные свойства, которые обнаруживаются при взаимодействии с веществом в таких процессах, как, например, фотоэффект, комптоновский эффект и др.

Рентгеновское γ -излучение, так же как ультрафиолетовое, видимое, инфракрасное излучение, представляют собой электромагнитные колебания. Поэтому и некоторые физические свойства для всех перечисленных излучений одинаковы, например скорость распространения их в вакууме составляет примерно $3 \cdot 10^5$ км/с, они подчиняются общим законам отражения и поляризации волн. Различия в свойствах излучений определяется различием частоты колебаний ν , а следовательно и длиной волны (так как $\lambda = c/\nu = c \cdot T$, где c - скорость распространения электромагнитных колебаний, T - период колебаний).

Известно, что рентгеновское излучение возникает в результате торможения электронов, испускаемых катодами ускоряемых электрическим полем на аноде рентгеновской трубки. При этом возникают тормозное и характеристическое излучение, имеющее соответственно непрерывный и линейчатый спектры.

γ -излучение имеет внутриядерное происхождение, возникающее при переходе ядра из возбужденного состояния в основное или в состояние с меньшей энергией. При определенных физических условиях возможны процессы образования или аннигиляции пар, когда энергия локализуется в виде элементарных частиц – позитрона и электрона – или же пара позитронии электрон, аннигилируя, дает γ -излучение.

Электромагнитное излучение охватывает такие различные явления как радиоволны, телевидение, микроволны, инфракрасное излучение, свет, ультрафиолетовое излучение, рентгеновские лучи и гамма-излучения. Они отличаются друг от друга только по частоте колебаний. Вышеперечисленные излучения образуют непрерывный спектр в диапазоне от нескольких герц (радиоволны) до 10^{18} Гц (гамма-излучения).

Энергия γ -кванта пропорциональна частоте электромагнитных колебаний и определяется по соотношению:

$$E_{\gamma} = h \cdot \nu = h \frac{c}{\lambda}, \quad (1.18)$$

где $h = 6,626 \cdot 10^{-27}$ эрг·с – постоянная Планка; ν – частота колебаний, c^{-1} ; $c = 3 \cdot 10^{10}$ м/с – скорость распространения электромагнитных колебаний с длиной волны λ , м.

Диапазон энергий γ -кванта лежит в пределах от 0,05 до 5 МэВ. Условно γ -излучение с энергией до 1 МэВ называется мягким излучением, а с энергией более 1 МэВ – жестким излучением.

γ -излучения сопровождает бета-распад и реже альфа-распад, а также возникает вследствие торможения заряженных частиц, аннигиляции пар частиц и их распада. Выбрасывая заряженные частицы, ядро освобождается от избытка энергии, но может остаться еще в возбужденном состоянии. Переход ядра из возбужденного состояния в основное сопровождается испусканием, в зависимости от характера перехода, одного или нескольких γ -квантов. При излучении γ -квантов состав ядра не изменяется.

γ -излучение характеризуется плотностью потока и интенсивностью. Под плотностью потока Π_γ понимается число γ -квантов, проходящих в 1 с через поверхность в 1 см^2 , перпендикулярную к направлению их движения. Для сравнения различных потоков вводится понятие интенсивности I_γ , которое определяется как энергия излучения, падающая в 1 с на площадку в 1 см^2 , расположенную перпендикулярно к направлению движения γ -квантов.

1.5. Тормозное и характеристическое рентгеновское излучение

Для получения рентгеновского излучения используют рентгеновские трубки (рис. 1.5). Основными узлами рентгеновской трубки является стеклянный баллон, находящийся под вакуумом. Внутри баллона размещается катод К и анод А, между которыми приложено напряжение U_a . Для накала катода может служить трансформатор, подающее напряжение U_h на катод. Электроны, испускаемые катодом, ускоряются электрическим полем, приобретают определенную кинетическую энергию и испытывают торможение на аноде. Помимо рентгеновских рубок, тормозное излучение получают на ускорительных установках, с помощью которых электроны ускоряются до сотен и более мегаэлектрон-вольт и испытывают торможение мишени. В результате торможения кинетическая энергия электрона преобразуется в тепловую энергию, энергию ионизации и возбуждения атомов и энергию тормозного рентгеновского излучения.

Тормозное излучение имеет непрерывный спектр с резко выраженной границей со стороны коротких волн. Диапазон спектра простирается от нуля до максимальной энергии бомбардирующих электронов, при этом вся энергия тормозящего электрона преобразуется в энергию одного фотона.

Кроме тормозного излучения, в рентгеновской трубке возникает и характеристическое излучение, длина волны которого определяется только материалом анода и не зависит от скорости электронов (напряжения возбуждения).

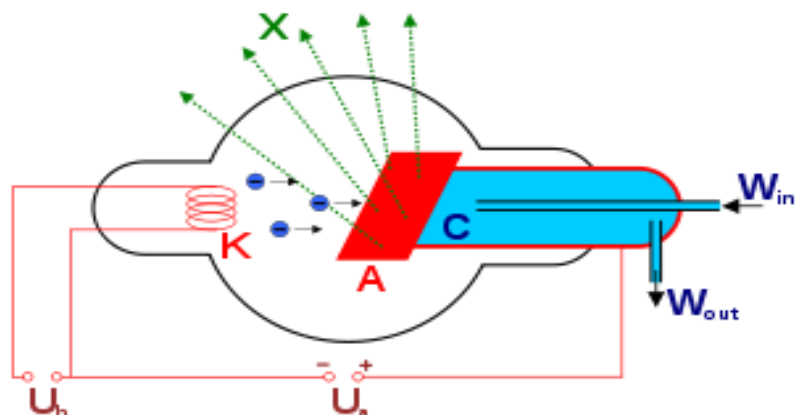


Рис. 1.5. Схематическое изображение рентгеновской трубки:
 X - рентгеновские лучи; K - катод; A - анод (иногда
 называемый антикатодом); C - теплоотвод; U_h - напряжение
 накала катода; U_a - ускоряющее напряжение; W_{in} - впуск
 водяного охлаждения; W_{out} - выпуск водяного охлаждения

Энергия характеристического излучения изменяется от нескольких электрон-вольт для легких элементов примерно до 0,01 МэВ для трансурановых элементов.

1.6. Процессы взаимодействия γ -излучения с веществом

При прохождении γ -излучения через вещество происходит уменьшение энергии γ -квантов в результате их взаимодействия с атомами и электронами вещества и ослабление γ -излучения в диапазоне энергий до 10 МэВ за счет следующих основных процессов:

- фотоэлектрического эффекта;
- комптоновского рассеяния;
- эффекта образования пар электрон-позитрон.

Конечным результатом этих процессов является образование определенного числа вторичных ионизирующих частиц (электронов, позитронов) которые и регистрируются детектором при радиометрических измерениях. Энергия каждого γ -кванта теряется в одиночных актах взаимодействия, происходящих по вероятностному закону. При этом энергия γ -кванта может быть израсходована в диапазоне от нуля до E_γ .

Фотоэлектрический эффект характерен для мягкого γ -излучения ($E_\gamma = 0,01 \div 0,5$ МэВ), взаимодействующего с атомами тяжелых веществ. Гамма-квант взаимодействуя со связанным электроном атома теряет всю свою энергию и перестает существовать как гамма-квант (рис. 1.6). Некоторая часть энергии гамма-кванта используется на преодоление энергии связи электрона, а большая часть оставшейся энергии передается высвобожденному электрону в качестве кинетической энергии. Очень

малая часть энергии отдачи остается в атоме для сохранения импульса. Этот процесс называется фотоэлектрическим поглощением, поскольку представляет собой аналог процесса, открытого Герцем в 1887 г., посредством которого фотоны видимого света освобождают электроны с поверхности металла. Фотоэлектрическое поглощение является важным процессом для регистрации гамма-излучения, потому что гамма-квант отдает всю свою энергию, и результирующий импульс попадает в пик полного поглощения.

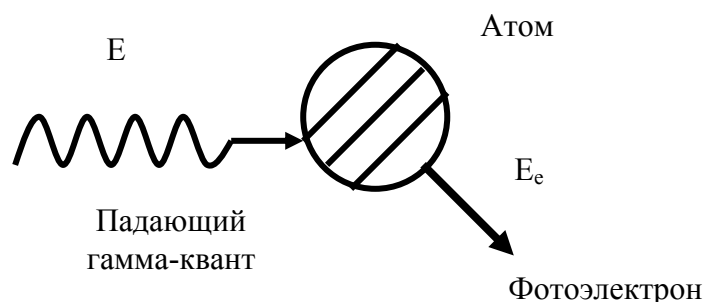


Рис. 1.6. Схема процесса фотоэлектрического поглощения

Вероятность фотоэлектрического поглощения зависит от энергии гамма-кванта, энергии связи электрона и атомного номера атома. Эта вероятность тем больше, чем больше связь электрона с атомом. Следовательно, больше всего фотоэффекту подвержены К-электроны (свыше 80 % взаимодействий происходит с участием электронов К-оболочки) при условии, что энергия гамма-кванта превышает энергию связи К-электрона. Приближенное значение вероятности дается уравнением (1.16), которое показывает, что фотоэлектрическое взаимодействие более значимо для тяжелых атомов типа свинца и урана и гамма-квантов низких энергий:

$$\tau = \frac{Z^4}{E^3}, \quad (1.19)$$

где τ – фотоэлектрический массовый коэффициент ослабления; Z – атомный номер; E – энергия гамма-кванта.

Эта пропорциональность является лишь приблизительной, поскольку показатель степени Z изменяется в диапазоне от 4,0 до 4,8. С уменьшением энергии гамма-кванта вероятность фотоэлектрического поглощения быстро растет (рис. 1.6). Фотоэлектрическое поглощение является преобладающим процессом взаимодействия для гамма-квантов низких энергий, рентгеновских квантов и тормозного излучения.

В этом случае вся энергия γ -кванта передается преимущественно электрону атома К-оболочки (реже L-оболочки). Если электрон получает энергию, большую, чем работа выхода его из атома, то он, освободившись

от связи, покидает атом (вырванный из атома электрон называется фотоэлектроном). Баланс энергии при этом выразится соотношением:

$$E_{\gamma} = E_{\text{св}} + E_{\text{е}} \quad (1.20)$$

где $E_{\text{св}}$ – энергия связи электрона в атоме; $E_{\text{е}}$ – кинетическая энергия фотоэлектрона.

Освобожденное место на K- или L-оболочке после вылета может быть занято менее связанным электроном с более далекой оболочки, при этом выделяется квант характеристического излучения. За счет избытка энергии при переходе электрона на вакантный уровень может также вылететь электрон с верхних оболочек атома (эффект Оже).

Кинетическая энергия фотоэлектрона в последующем расходуется на ионизацию атомов вещества.

В большинстве детекторов фотоэлектрон быстро останавливается в активном объеме детектора, который выдает небольшой выходной импульс с амплитудой, пропорциональной энергии, потерянной фотоэлектроном. Энергия связи электрона не теряется, а проявляется в виде характеристического рентгеновского излучения, испускаемого одновременно с фотоэлектроном. В большинстве случаев эти рентгеновские кванты поглощаются в детекторе одновременно с фотоэлектроном, и результирующий выходной импульс пропорционален полной энергии падающего гамма-кванта. При регистрации гамма-квантов низких энергий небольшими детекторами значительное число рентгеновских квантов K-серии могут покинуть детектор, что обуславливает наличие пиков утечки в наблюдаемом спектре. Энергия пиков утечки меньше энергии пика полного поглощения на величину, равную энергии рентгеновского кванта.

На рис. 1.7 представлен фотоэлектрический массовый коэффициент ослабления для свинца. Вероятность взаимодействия быстро возрастает с уменьшением энергии, но затем резко снижается при энергии гамма-кванта чуть ниже энергии связи K-электрона. Этот скачок называется K-краем. Ниже этой энергии гамма-квант не имеет

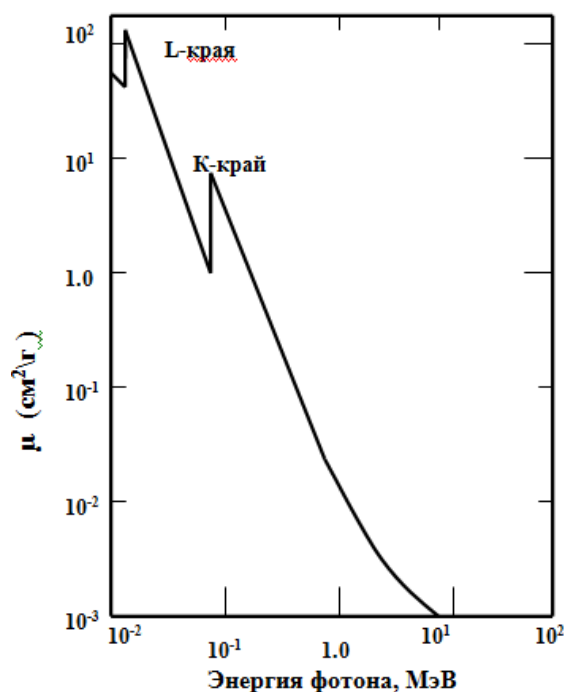


Рис. 1.7. Фотоэлектрический массовый коэффициент ослабления для свинца

достаточной энергии, чтобы выбить К-электрон. Ниже К-края вероятность взаимодействия снова возрастает до тех пор, пока энергия становится ниже энергий связи L-электронов. Такие скачки называются L_I -, L_{II} - и L_{III} -краями. Наличие этих краев поглощения играет важную роль для измерений методами плотнометрии и рентгеновской флюоресценции.

Вероятность фотоэлектрического поглощения зависит от энергии γ -излучения и рода вещества. Величина, характеризующая относительное изменение интенсивности γ -квантов за счет фотоэффекта при прохождении слоя вещества в 1 см, называется линейным коэффициентом фотоэлектрического поглощения τ и измеряется в см^{-1} .

Коэффициент τ можно вычислить по формуле

$$\tau = 3,7 \cdot 10^{-8} \cdot \frac{Z^3}{E_\gamma^3} \rho, \quad (1.21)$$

где Z – порядковый номер вещества; ρ – плотность вещества, г/см^3 .

Из формулы (1.18) следует, что в веществах с большим Z происходит более сильное ослабление интенсивности γ -излучения за счет фотоэлектрического поглощения, чем в веществах с малым Z , а с увеличением энергии γ -излучения вероятность фотоэффекта уменьшается.

Энергия первичного γ -кванта преобразуется в кинетическую энергию вырванного из оболочки электрона, называемого электроном отдачи, и в энергию рассеянного γ -кванта. Электрон отдачи, получив некоторое количество энергии, начинает двигаться под углом ϕ к первичному направлению движения γ -кванта, а сам γ -квант после соударения отклоняется от своего первоначального направления на какой-то угол Θ .

Комптоновское рассеяние представляет собой процесс упругого столкновения, в котором гамма-квант взаимодействует со свободным или слабо связанным электроном ($E_\gamma \gg E_b$) и передает часть своей энергии электрону (рис. 1.8).

В соответствии с законами сохранения энергии и импульса слабо связанный с атомом электрон может получить только часть энергии гамма-кванта, и гамма-квант не исчезает в комптоновском взаимодействии, в котором участвуют внешние, наименее связанные электроны рассеивающего атома. Электрон становится свободным электроном с кинетической энергией, равной разности энергии, потерянной гамма-квантом, и энергии связи электрона. Поскольку энергия связи электрона очень мала по сравнению с энергией гамма-кванта, кинетическая энергия электрона очень близка к энергии, потерянной гамма-квантом:

$$E_e = E_\gamma - E_\gamma'. \quad (1.22)$$

где E_e – энергия рассеянного электрона; E_γ – энергия падающего гамма-кванта; E'_γ – энергия рассеянного гамма-кванта.

Место взаимодействия покидают две частицы: освобожденный электрон и рассеянный гамма-квант. Направления вылета электрона и рассеянного гамма-кванта зависят от количества энергии, переданной электрону во время взаимодействия.

Уравнение (1.23) выражает энергию рассеянного гамма-кванта, а на рис. 1.8 показана зависимость энергии рассеянного электрона от угла рассеяния и энергии падающего гамма-кванта.

$$E'_\gamma = E_\gamma \frac{1}{1 + \frac{E_\gamma}{m_0 c^2} (1 - \cos \varphi)}, \quad (1.23)$$

где $m_0 c^2$ – энергия покоя электрона, равная 511 кэВ; φ – угол между падающим и рассеянным гамма-квантами (рис. 1.8).

Эта энергия является минимальной для лобового столкновения, при котором гамма-квант рассеивается на 180° , а электрон движется вперед в направлении падающего гамма-кванта. Для этого случая энергия рассеянного гамма-кванта определяется уравнением

$$E_{\gamma, \min}' = E_\gamma \frac{1}{1 + 2 \frac{E_\gamma}{m_0 c^2}} \approx \frac{m_0 c^2}{2} = 256 \text{ кэВ}, \quad E_\gamma \gg m_0 c^2. \quad (1.24)$$

Энергия рассеянного электрона определяется уравнением:

$$E_{e, \max} = E_\gamma \frac{1}{\frac{m_0 c^2}{2E_\gamma} + 1} \approx E_\gamma - \frac{m_0 c^2}{2} = E_\gamma - 256 \text{ кэВ}, \quad E_\gamma \gg m_0 c^2. \quad (1.25)$$

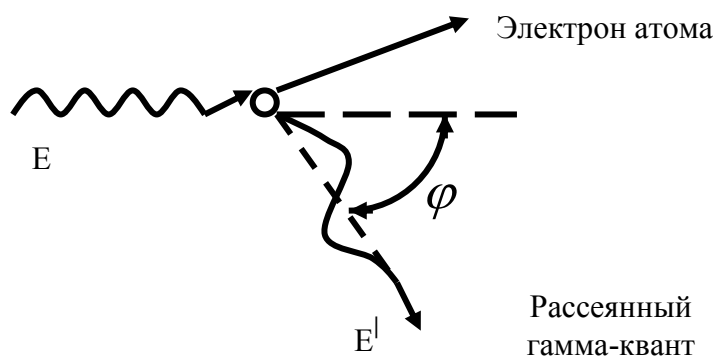


Рис. 1.8. Схема комптоновского рассеяния

Для малых углов рассеяния ($\varphi \approx 0^\circ$) энергия рассеянного гамма-кванта не намного меньше, чем энергия падающего гамма-кванта, а рассеянный электрон получает от взаимодействия очень небольшую энергию. Энергия,

переданная рассеянному электрону, изменяется в диапазоне почти от нуля до максимального значения, определяемого уравнением (1.25).

При комптоновском рассеянии в детекторе, рассеянный электрон обычно останавливается в детектирующей среде, и детектор испускает импульс, пропорциональный энергии, потерянной падающим гамма-квантом. Комptonовское рассеяние в детекторе приводит к образованию спектра выходных импульсов, простирающегося от нуля до максимальной энергии, определяемой уравнением (1.26). Трудно соотнести спектр комптоновского рассеяния с энергией падающего гамма-кванта (рис. 1.9) [2].

На рис. 1.10 показан измеренный спектр гамма-квантов от моноэнергетического источника гамма-излучения ^{137}Cs . Пик полного поглощения при 662 кэВ образован взаимодействиями, в которых гамма-квант теряет всю свою энергию в детекторе либо в результате однократного фотоэлектрического поглощения, либо в результате серии комптоновских рассеяний, за которыми следует фотоэлектрическое поглощение.

Спектр зарегистрированных событий, находящихся ниже пика полного поглощения, обусловлен событиями комптоновского рассеяния, в которых гамма-квант теряет в детекторе только часть своей энергии. Ступенька в области 470 кэВ соответствует максимальной энергии, которая может быть передана электрону гамма-квантом с энергией 662 кэВ в результате единичного комптоновского рассеяния.

Эта ступенька называется комптоновским краем, энергия которого описывается уравнением (1.22). Небольшой пик в области 188 кэВ на рис. 1.10 называется пиком обратного рассеяния.

Пик обратного рассеяния образуется, когда гамма-квант претерпевает рассеяние на большой угол ($\cong 180^\circ$) в материале, окружающем детектор, и затем поглощается в детекторе.

Энергия пика обратного рассеяния определяется уравнением (1.24), которое показывает, что максимальная энергия равна 256 кэВ. Сумма энергий пика обратного рассеяния и комптоновского края равна энергии падающего гамма-кванта. Обе характеристики появляются в результате комптоновского рассеяния падающего гамма-кванта на большой угол. Это событие дает вклад в пик обратного рассеяния, когда в детекторе теряет свою энергию только рассеянный гамма-квант и, соответственно, дает вклад в комптоновский край, если в детекторе теряет свою энергию только рассеянный электрон [2].

Вероятность комптоновского рассеяния σ с увеличением энергии гамма-кванта уменьшается, не резко, как коэффициент фотоэлектронного поглощения τ . Электрон отдачи расходует свою энергию на ионизацию среды, а рассеянный γ -квант, взаимодействуя с электронами других атомов, продолжает уменьшать свою энергию.

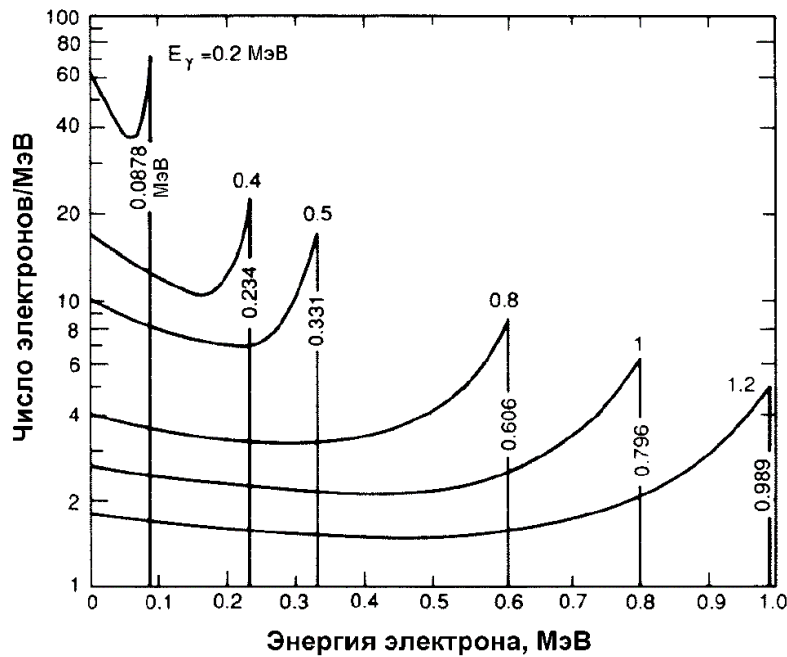


Рис. 1.9. Зависимость энергии электронов комптоновского рассеяния от угла рассеяния и энергии падающего гамма-кванта. Резкий скачок соответствует максимальной энергии, которая может быть передана при однократном рассеянии [2]

Конечной стадией его поглощения является обычно фотоэффект. Баланс энергии между первичным ($E_\gamma = h\nu$) и рассеянным ($E'_\gamma = h\nu'$) γ -квантами можно выразить следующим соотношением:

$$E_{\text{кинет}(\beta)} = \frac{E_\gamma}{1 + \frac{0,511}{E_\gamma(1 - \cos\varphi)}}, \quad (1.26)$$

где $E_{\text{кинет}(\beta)}$ – энергия электрона отдачи, МэВ; φ – угол между траекториями падающего и рассеянного γ -кванта; 0,511 – энергетический эквивалент массы покоящегося электрона, МэВ.

Характерно, что при эффекте Комптона могут образоваться электроны с кинетической энергией в диапазоне $0 < E_{\text{кинет}(\beta)} < E_{\text{max}(\beta)}$. Максимальную кинетическую энергию $E_{\text{max}(\beta)}$ электроны отдачи приобретают при $\varphi = 180^\circ$.

Количество ослабления γ -излучения за счет эффекта Комптона оценивается линейным коэффициентом комптоновского взаимодействия σ , который характеризует относительное ослабление интенсивности γ -излучения при прохождении слоя вещества в 1 см.

Так как в результате комптоновского взаимодействия имеет место не только поглощение, но и рассеяние γ -квантов, то коэффициент σ состоит из суммы двух коэффициентов:

$$\sigma = \sigma_k + \sigma_\xi, \quad (1.27)$$

где σ_k – коэффициент истинного поглощения, характеризующий поглощение γ -квантов за счет передачи их энергии электрону отдачи, см^{-1} ; σ_ξ – коэффициент рассеяния, определяющий уменьшение интенсивности излучения за счет рассеяния, см^{-1} .



Рис. 1.10. Спектр высокого разрешения ^{137}Cs , на котором показаны пик полного поглощения (фотопик), комптоновский край и пик обратного рассеяния для гамма-кванта с энергией 662 кэВ. События ниже фотопика обусловлены комптоновским рассеянием в детекторе и окружающих его материалах

Зависимость коэффициента σ от энергии γ -квантов и рода поглотителя выражается соотношением:

$$\sigma \approx \rho \frac{Z}{A \cdot E_\gamma}. \quad (1.28)$$

Последняя формула выражает, что с увеличением энергии γ -излучения вероятность комптон-эффекта уменьшается. Комптон-эффект характерен для диапазона энергий γ -излучения $0,5\text{МэВ} \leq E_\gamma \leq 2,5\text{МэВ}$.

Эффект образования пар происходит при поглощении γ -излучения с энергией фотона превышающего суммарную энергию покоя позитрона и электрона, т.е. когда энергия падающего γ -излучения более 1,02 МэВ. При этом большая часть энергии первичного γ -кванта преобразуется в кинетическую энергию электрона и позитрона. Уравнение баланса энергии выразится соотношением:

$$E_{e^-} + E_{e^+} = E_\gamma - 1,02, \quad (1.29)$$

где E_{e^-}, E_{e^+} – кинетические энергии соответственно электрона и позитрона, МэВ.

Кинетическая энергия электрона и позитрона расходуется на ионизацию атомов среды. Когда энергия позитрона уменьшается до значения, соответствующего тепловому состоянию среды, то наблюдается явление аннигиляции (соединения электрона с позитроном, сопровождающееся испусканием двух γ -квантов аннигиляционного излучения с энергией по 0,51 МэВ.

Эффект образования пар тем более вероятен, чем выше энергия γ -квантов. В диапазоне энергий от 1,02 до 4,0 МэВ эта вероятность линейно растет с ростом энергии, а, начиная с энергии 4,0 МэВ, становится пропорциональной $\ln E_\gamma$. С увеличением атомного номера поглотителя вероятность эффекта образования пар растет приблизительно пропорционально Z^2 [2].

Гамма-квант с энергией более 1,022 МэВ, находясь под влиянием сильного электромагнитного поля вблизи ядра, может образовать электрон-позитронную пару (рис. 1.11). При этом взаимодействии ядро приобретает небольшое количество энергии отдачи для сохранения импульса, но само ядро не изменяется, а гамма-квант исчезает. Такое взаимодействие имеет порог 1,022 МэВ, поскольку это минимальная энергия, которая необходима для образования электрона и позитрона. Если энергия гамма-кванта превышает 1,022 МэВ, избыточная энергия делится между электроном и позитроном в виде их кинетической энергии. Этот процесс взаимодействия не является существенным для анализа ядерных материалов, поскольку значения наиболее важных характерных энергий гамма-излучения находятся ниже 1,022 МэВ.

Электрон и позитрон, полученные в процессе образования пары, быстро замедляются в поглотителе. После потери кинетической энергии позитрон соединяется с электроном в аннигиляционном процессе, в результате которого высвобождаются два гамма-кванта с энергиями 0,511 МэВ. Эти гамма-кванты более низкой энергии далее могут провзаимодействовать с поглощающим материалом или покинуть его. Взаимодействие гамма-кванта высокой энергии в детекторе приводит к образованию трех пиков (рис. 1.92). Кинетическая энергия электрона и позитрона поглощается в детекторе.

Один или оба аннигиляционных гамма-кванта могут покинуть детектор, либо оба гамма-кванта могут быть поглощены. Если в детекторе поглощаются оба аннигиляционных гамма-кванта, это взаимодействие дает вклад в пик полного поглощения (ППП) измеряемого спектра. Если один из аннигиляционных гамма-квантов покидает детектор, взаимодействие дает вклад в пик одиночного вылета (ПОВ), расположенный на 0,511 МэВ ниже пика полного поглощения. Если оба гамма-кванта покидают детектор, взаимодействие дает вклад в пик двойного вылета (ПДВ), расположенный на 1,022 МэВ ниже пика полного

поглощения. Относительные высоты трех пиков зависят от энергии падающего гамма-кванта и размера детектора.

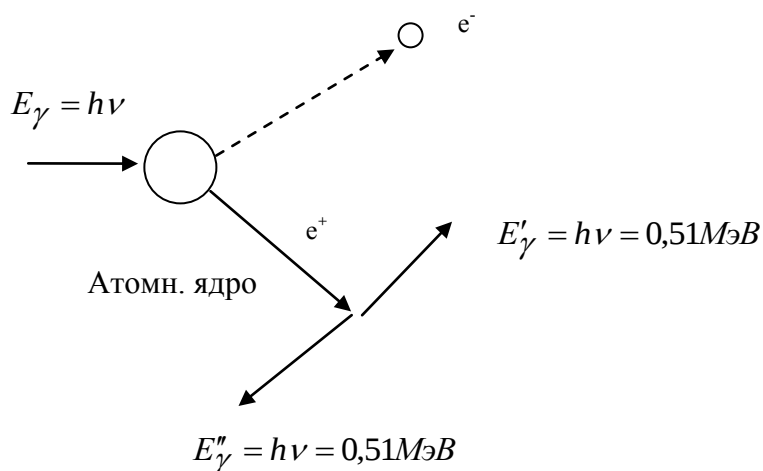


Рис. 1.11. Схема эффекта образования пар

Пики утечки могут возникать при измерении образцов облученного топлива, тория и ^{232}U , поскольку основные гамма-кванты этих материалов обладают энергиями выше порога образования пар.

Облученное топливо иногда измеряют с использованием гамма-квантов с энергией 2186 кэВ продукта деления ^{144}Pr . Спектр гамма-излучения ^{144}Pr (рис. 1.12) содержит пики одиночного и двойного вылета, которые возникают в результате процесса образования пар в германиевом детекторе гамма-квантом с энергией 2186 кэВ.

Процесс образования пар невозможен для гамма-квантов с энергией ниже 1,022 МэВ. Выше этого порога вероятность взаимодействия быстро возрастает с энергией (см. рис. 1.12). Вероятность образования пар изменяется приблизительно как квадрат атомного номера Z и становится существенной для элементов с высоким Z , таких как свинец или уран. В свинце приблизительно 20 % взаимодействий гамма-квантов с энергией 1,5 МэВ проходят через процесс образования пар, и эта доля возрастает до 50 % при энергии 2,0 МэВ. Для углерода соответствующие доли взаимодействий составляют 2 и 4 %.

Все три процесса взаимодействия, описанные выше, вносят вклад в полный массовый коэффициент ослабления. Относительный вклад трех процессов взаимодействия зависит от энергии гамма-кванта и атомного номера поглотителя.

На рис. 1.13 показан набор кривых массового ослабления, охватывающий широкий диапазон энергий и атомных номеров. На нем ярко показано взаимное соотношение трех процессов. Коэффициент ослабления для всех элементов, за исключением водорода, имеет резкий подъем в области низких энергий, который указывает, что в этой области

преобладающим процессом взаимодействия является фотоэлектрическое поглощение.

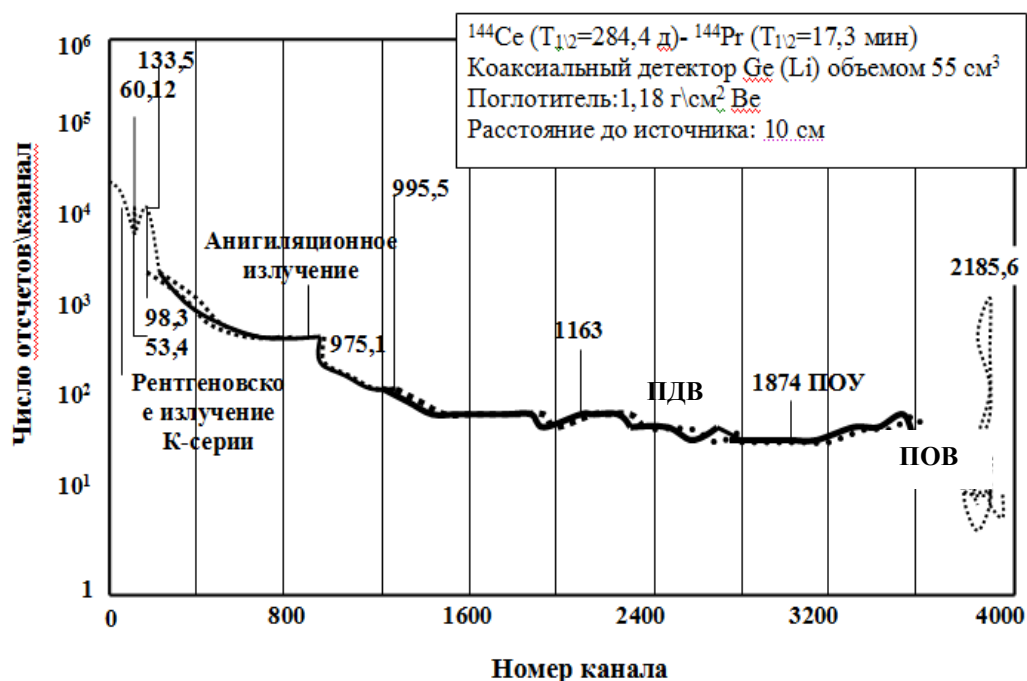


Рис. 1.12. Спектр гамма-излучения продукта деления ^{144}Pr , на котором показаны пики одиночного вылета (ПОВ) и пики двойного вылета (ПДВ) с энергиями 1674 и 1163 кэВ, соответственно, возникающие в результате взаимодействия в германиевом детекторе гамма-квантов с энергиями 2186 кэВ с образованием пар

Расположение этого подъема сильно зависит от атомного номера. Выше подъема в области низких энергий значение массового коэффициента ослабления постепенно снижается, определяя область, в которой преобладающим взаимодействием является комптоновское рассеяние. Массовые коэффициенты ослабления для всех элементов с атомным номером меньше, чем 26 (железо), практически идентичны в энергетическом диапазоне от 200 до 2000 кэВ. В диапазоне от 1 до 2 МэВ кривые ослабления сходятся для всех элементов. Форма кривой массового ослабления показывает, что взаимодействие гамма-квантов с энергией больше 100...200 кэВ проходит почти исключительно путем комптоновского рассеяния. При энергиях выше 2 МэВ для элементов с высоким Z важным становится процесс взаимодействия с образованием пар, и массовый коэффициент ослабления снова начинает расти [2]. Вероятность полного эффективного сечения образования пар, рассчитанная на атом, определяется из уравнения

$$\chi_a = 10^{-27} Z^2 \cdot F(\alpha), \quad (1.30)$$

где χ_a – сечения образования пар, $\text{см}^2/\text{атом}$; Z – атомный номер поглотителя; $F(\alpha)$ – функция энергии $\left(\alpha = \frac{E_\gamma}{T_0 C^2}\right)$.

Из последнего уравнения следует, что коэффициент образования пар растет с увеличением энергии и пропорционален квадрату атомного номера поглотителя. При энергиях гамма-квантов более 10 МэВ эффект образования пар становится преобладающим для всех поглотителей.

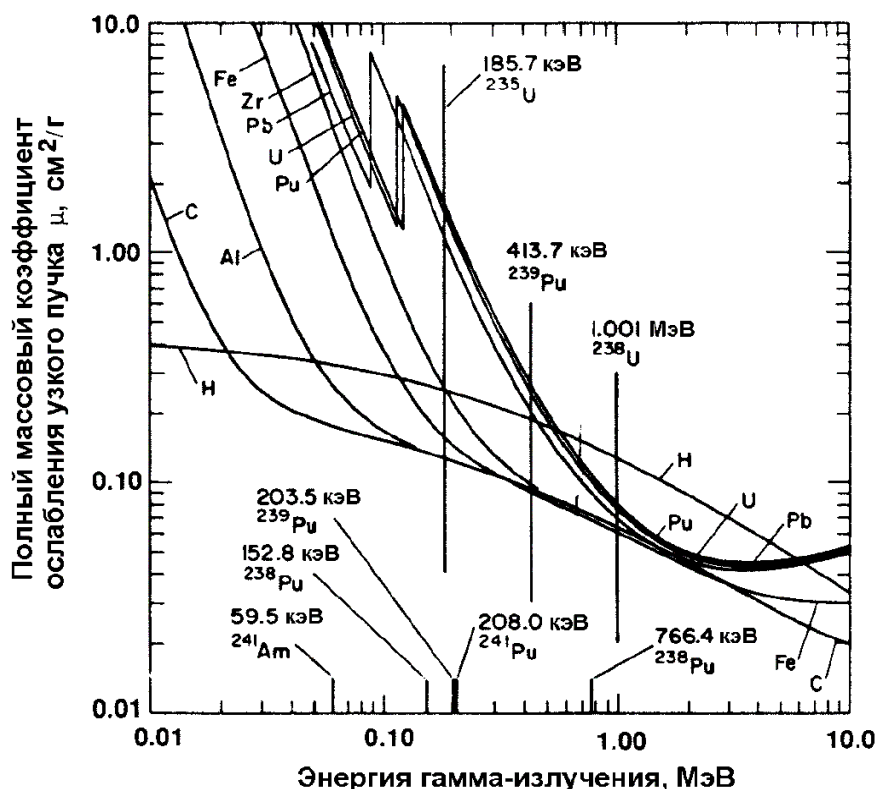


Рис. 1.103. Массовые коэффициенты ослабления некоторых элементов. Показаны энергии гамма-квантов, используемые обычно при неразрушающем анализе урана и плутония [2]

В наиболее важном, для ядерной спектрометрии, диапазоне $E = 0,1 \div 3,0$ МэВ наблюдаются все рассмотренные виды взаимодействия от которых зависят распределения амплитуд импульсов в сцинтилляционных спектрометрах. Зная парциальные сечения отдельных процессов τ_a, σ_a, χ_a , можно определить суммарное сечение взаимодействия гамма-квантов с веществом поглотителя или детектора.

Количественно ослабление γ -излучения за счет эффекта образования пар оценивается линейным коэффициентом χ . Характер зависимости линейного коэффициента χ от энергии γ -излучения E_γ и порядкового номера среды Z имеет вид

$$\chi \approx N \cdot Z^2 (E_\gamma - 1,02), \quad (1.31)$$

где N – число атомов в 1 см^3 вещества.

Если при прохождении γ -излучения через вещество имеют место все три вида взаимодействия, то общий линейный коэффициент ослабления μ_a равен сумме линейных коэффициентов, обусловленных различными формами поглощения и рассеяния γ -излучений: $\mu_a = \tau_a + \sigma_a + \chi_a \text{ (см}^{-1}\text{)}$. В практике часто используют не линейный коэффициент, а массовый коэффициент ослабления μ_r :

$$\mu_r = \frac{\mu}{\rho} = \frac{\tau}{\rho} + \frac{\sigma}{\rho} + \frac{\chi}{\rho} \text{ см}^2/\text{г}, \quad (1.32)$$

где ρ – плотность вещества, $\text{г}/\text{см}^3$.

Для примера массовые коэффициенты ослабления γ -излучения для ^{32}Ge представлены в приложении 2.

На практике поглощающие свойства того или иного материала оценивают толщиной слоя половинного ослабления γ -излучения $d_{1/2}$, проходя который интенсивность γ -излучения уменьшается в два раза, т.е.

$I_{\gamma 0} = \frac{1}{2} I_\gamma$. Величина $d_{1/2}$ находится из выражения $I_\gamma = I_{\gamma 0} \cdot e^{\mu d}$, тогда

$$\frac{I_\gamma}{I_{\gamma 0}} = \frac{1}{2} = e^{-\mu d_{1/2}}; \text{ откуда } 2 = e^{\mu d_{1/2}}; \text{ или } \ln 2 = \mu d_{1/2}. \text{ Отсюда } d_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu} = \frac{0,693}{\mu}$$

Для энергии $E_\gamma = 1 \text{ МэВ}$ толщина слоя половинного ослабления будет равна: воздуха - 86 м, дерева – 20 см, воды - 9,9 см, грунта - 9 см, бетона - 6,4 см, железа - 2,1 см, свинца - 1,2 см. Эти значения $d_{1/2}$ свидетельствуют о том, что проникающая способность γ -излучения в 50 - 100 раз превышает проникающую способность бета-излучения и в тысячи раз – проникающую способность альфа-излучения [2].

Значение толщины слоя половинного ослабления $d_{1/2}$ для β -частиц в алюминии в зависимости от максимальной энергии приведены в таблице прил. 3.

В общем случае γ -квант образует столько же пар ионов, сколько альфа- или бета-частица той же энергии.

Однако вследствие большой проникающей способности γ -квантов образуемые ими ионы распределяются на большом расстоянии, поэтому удельная ионизирующая способность γ -излучения весьма мала и составляет 3-4 пары на 1 см пути [3].

2. КЛАССИФИКАЦИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ПРЕПАРАТОВ, ПРИГОТОВЛЕНИЕ И ОСНОВНЫЕ МЕТОДЫ ИХ ИЗМЕРЕНИЙ

2.1. Классификация радиоактивных препаратов

Качественное и количественное определение радиоактивного изотопа осуществляется по его излучению. В каждом конкретном случае измерения активности исследователь обязан приготовить препарат (образец), содержащий один или несколько радиоактивных изотопов или использовать источник, заранее приготовленный для конкретных задач.

Чаще всего готовится твердый препарат, который представляет собой подложку (основу) из твёрдого материала, на которую нанесён в виде определённой геометрической формы слой вещества, содержащий радиоактивный изотоп. Твёрдые препараты широко распространены, так как удобны в обращении и хорошо сохраняются. Имеет значение и тот факт, что многие радиометрические приборы приспособлены именно к твёрдым препаратам.

Источники могут использоваться в аппаратуре для:

- проведения анализа рентгено-флуоресцентного состава вещества;
- измерения толщины бумаги, органических пленок, проката, покрытий и других материалов;
- измерения плотности веществ;
- анализа вредных и токсичных газов.

В зависимости от цели и задачи применения препараты готовятся и используются по своему назначению.

Радиоактивные источники можно классифицировать по следующим признакам и направлениям: открытые и закрытые; образцовые (эталонные), контрольные и типовые (рабочие); радиофармпрепараты; по агрегатному состоянию на твердые, жидкие и газообразные; по толщине на тонкие толстые и промежуточные.

Открытые и закрытые радиоактивные препараты. В закрытых препаратах радиоактивный материал заключен в защитное покрытие или капсулу, предотвращающую радиоактивное загрязнение окружающей среды и контакт с радиоактивным соединением пациента и персонала.

В открытых препаратах осуществляется прямой контакт радиоактивного вещества с тканями организма и окружающей средой. Они могут быть жидкими, сыпучими и газообразными.

Существует стандарт (ГОСТ 26306-84) распространяющийся на закрытые радионуклидные источники бета-излучения и устанавливает методы измерения основных радиационных параметров источников (далее - ОРП) в следующих диапазонах радиационных параметров и максимальной энергии бета-излучения:

- внешнего излучения от 10 до $1 \cdot 10^4 \text{ с}^{-1}$ при максимальной энергии бета-излучения от 48 до 640 фДж (от $0,3$ до $4,0 \text{ МэВ}$) - абсолютный метод;
- внешнего излучения от 2 до $8 \cdot 10^{-10} \text{ с}^{-1}$ при максимальной энергии бета-излучения от 48 до 640 фДж (от $0,3$ до $4,0 \text{ МэВ}$) - относительный метод;
- внешнего излучения от $1 \cdot 10^6$ до $3 \cdot 10^{12} \text{ с}^{-1}$ при максимальной энергии бета-излучения от 32 до 570 фДж (от $0,2$ до $3,5 \text{ МэВ}$) - абсолютный метод;
- активности бета-излучающих радионуклидов $5 - 2 \cdot 10 \text{ Бк}$ при максимальной энергии бета-излучения $48 - 640 \text{ фДж}$ ($0,3 - 4,0 \text{ МэВ}$) - относительный метод;
- мощности поглощенной дозы (МПД) $1 \cdot 10^4 - 1 \text{ Гр} \cdot \text{с}^{-1}$ при максимальной энергии бета-излучения $16 - 640 \text{ фДж}$ ($0,1 - 4,0 \text{ МэВ}$) - абсолютный метод;
- мощности поглощенной дозы $1,4 \cdot 10^{-4} - 1,4 \cdot 10^{-1} \text{ Гр} \cdot \text{с}^{-1}$ при максимальной энергии бета-излучения $16 - 640 \text{ фДж}$ ($0,1 - 4,0 \text{ МэВ}$) - относительный метод.

Стандарт не распространяется на методы аттестации эталонных, образцовых и рабочих источников [5].

В соответствии с системой классификации закрытых радионуклидных источников по ГОСТ Р 52241-2004 (МС ИСО 2919-1999) каждому типу производимых источников по результатам проведенных испытаний присваивается код, состоящий из:

- буквы «С» или «Е»,
где «С» - указывает, что уровень активности закрытого источника не превышает максимального значения, зависящего от группы токсичности используемого радионуклида [6];

«Е» - уровень активности закрытого источника превышает максимальное значение, зависящее от группы токсичности используемого радионуклида;

- пяти цифр, обозначающих номера классов по устойчивости к температуре, внешнему давлению, удару, вибрации, проколу, соответственно порядку, определенному в таблице приложения 4.

Класс прочности закрытого источника конкретного типа определяется путем испытания имитаторов или макетов источников на соответствие нормам воздействующих факторов всех видов согласно таблице прил. 5.

Закрытый источник считается выдержавшим испытание, если он сохраняет герметичность после каждого проведенного испытания. Контроль герметичности проводится по ГОСТ Р 51919-2002 (МС ИСО 9978-92).

В соответствии с поставленными задачами, используя данные таблицы прил. 5 потребитель имеет возможность выбора типа источников из предложенной номенклатуры.

Перечень наиболее типичных областей применения закрытых источников и требуемые для них минимальные классы прочности приведены в таблице прил. 4.

α -препараты приготавливают на дисках из нержавеющей стали, β -препараты - в чашечках из алюминия с углублением для активного слоя, равным 0,5 мм. Толщина дисков и чашечек 1 мм. Технические условия допускают неравномерность распределения изотопа по площади активного пятна в пределах $\pm 20\%$.

Образцовые и контрольные источники. Образцовые источники предназначены для градуировки аппаратуры и определения активности относительным методом.

Для образцовых α -препаратов гарантийный срок их использования составляет 2 года, β -препаратов – 3 года; затем они должны быть заново аттестованы. Все выпускаемые образцовые α - и β -препараты маркируются: на обратной стороне подложки наносится маркировочный индекс и заводской номер препарата. Наряду с отдельными препаратами выпускаются также наборы образцовых препаратов всех указанных изотопов. Маркировка наборов отличается от маркировки отдельных препаратов.

Образцовые γ -препараты представляют собой металлическую заготовку, облученную потоком нейтронов, или соль радиоактивного изотопа, помещенную в металлическую или стеклянную оболочку, которую в свою очередь располагают в футляре из нержавеющей стали. Для приготовления образцовых γ -препаратов используются изотопы ^{60}Co , ^{137}Cs и ^{226}Ra . Техническими условиями гарантируется трехлетний период работы таких источников, в течение которого они не претерпевают никаких механических изменений. Образцовые γ -препараты выпускаются только в виде отдельных источников. Маркировочный индекс наносится на боковую сторону футляра.

Образцовые источники предназначены для градуировки аппаратуры и определения активности относительным методом. Образцовые спектрометрические источники делятся по видам излучения: ОСГИ, ОСБИ, ОСАИ и имеют в своем наборе комплект образцовых спектрометрических излучателей различных радионуклидов.

Образцовые источники обмеряют на образцовых приборах, предназначенных для проверки и градуировки мер и измерительных приборов с требуемой степенью точности. К образцовым источникам относятся: образцовые (эталонные) источники гамма-излучения ОИДК (объемные источники дозконтроля: $^{57,60}\text{Co}$, ^{133}Ba , ^{137}Cs), ОИСГИ, ОИСБИ, ОИСАИ, ОМАСН, набор ОРИБИ, ОСГИ-Р.

ОИДК – эталонные источники для периодической поверки приборов измерения активности радионуклидов. Активный материала гомогенно

распределен в 10 мл эпоксидной смолы, окрашенной цветом, кодирующим радионуклид (^{57}Co – синий, ^{60}Co – светло-зеленый, ^{133}Ba – коричневый, ^{137}Cs – желтый), и закрыт 10 мл неактивного слоя смолы в 23 мл пластиковом флаконе с закручивающейся крышкой.

ОСГИ применяются в качестве рабочих эталонов для поверки и градуировки средств измерений фотонного излучения, аттестации методик измерений и контроля правильности измерений фотонного излучения. Набор предназначен для тестирования и калибровки прецизионных инструментов, спектрометров и радиометров, ионизационных камер и сцинтилляционных счетчиков.

Особой областью применения источников является тестирование и калибровка спектрометров, используемых в исследованиях окружающей среды.

Точечные источники ^{24}Na , ^{55}Fe , ^{44}Ti , ^{54}Mn , $^{57,60}\text{Co}$ и до ^{241}Am представляя собой плоское алюминиевое кольцо с внешним диаметром 25 мм и толщиной 3 мм, площадь активной части $\leq 7,07 \text{ мм}^2$.

Активная часть в источнике термически загерметизирована между двумя полиамидными пленками с общей толщиной 100 или 200 мкм. Диаметр активной части не более 3 мм.

ОМАСН применяются для градуировки, калибровки, поверки и контроля метрологических характеристик гамма-, бета-спектрометров и гамма-, бета-радиометров при их испытаниях, в том числе для целей утверждения типа, а также для оценки и контроля погрешности при аттестации методик выполнения измерений активности радионуклидов, для контроля качества проведения измерений при аккредитации лабораторий и при инспекционном контроле их деятельности. Образцы АМАСН показаны на рис. 2.1.

ОМАСН (^{40}K , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{133}Ba , ^{137}Cs , $^{152,154,155}\text{Eu}$, $^{226,228}\text{Ra}$, и др. являются средствами измерения и представляют собой закрытые радионуклидные источники гамма-, бета-излучения, аттестуемые в качестве образцовых 1-го (2-го) разряда или рабочих мер активности и (или) удельной активности радионуклидов в соответствии с государственной поверочной схемой для средств измерения активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников по ГОСТ 8.033-96.

ОМАСН представляют собой стандартный металлический, стеклянный или пластмассовый контейнер, заполненный подготовленным сухим радиоактивным материалом. В качестве контейнеров для ОМАСН используются унифицированные по объему и по форме емкости: сосуды Маринелли объемом 0,5 и 1,0 л; цилиндрические сосуды объемом от 0,005 до 1,0 л; чашки Петри диаметром от 40 до 100 мм, бюксы, флаконы полиэтиленовые и другие (по требованию Заказчика).

В качестве основы радиоактивного материала, которым заполнены контейнеры ОМАСН, используются эталонные растворы радионуклидов, государственные стандартные образцы (ГСО) урана, тория и хлористого калия, равновесные соли и окислы тория ThO_2 , ThCl_2 , $\text{Th}(\text{NO}_3)_2$, соли калия KCl , K_2SO , K_2CO_3 .

Для изготовления образцовых бета-источников различной энергии излучения применяют изотопы с простым спектром: углерод-14, фосфор-32, сера-32, кальций-45, кобальт-60, стронций-90 иттрий-90, прометий-147, таллий-204 и ряд др. Источники изготавливаются с различной активностью в пределах 10^4 - 10^6 расп/мин. Активное вещество наносится тонким равномерным слоем на пленку или алюминиевую подложку с диаметром активного пятна 10 мм.

Набор ОРИБИ – образцовые источники бета-излучения. Набор ОРИБИ (^{14}C , ^{60}Co , ^{63}Ni , $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, ^{137}Cs , ^{204}Tl) предназначен для градуировки и поверки радиометров и радиометрических установок, а также для проверки зависимости чувствительности радиометров от энергии внешнего бета-излучения. Источник представляет собой диск из нержавеющей стали, на одну из поверхностей которого нанесено радиоактивное вещество.



Рис. 2.1. Образцы ОМАСН

Источники герметизированы электропроводящим защитным покрытием. Набор ОСГИ-Р. ОСГИ применяются в качестве рабочих эталонов для поверки и градуировки средств измерений фотонного излучения, аттестации методик измерений и контроля правильности измерений фотонного излучения. В частности, набор предназначен для тестирования и калибровки прецизионных инструментов, спектрометров и радиометров, ионизационных камер и сцинтилляционных счетчиков. Особой областью применения образцовых спектрометрических источников является тестирование и калибровка спектрометров, используемых в исследованиях окружающей среды.

Источник представляет собой плоское алюминиевое кольцо с диаметром 25 мм и толщиной 3 мм. Активная часть в источнике термически загерметизирована между двумя полиамидными пленками с общей толщиной 100 ± 10 мкм. Диаметр активной части не более 3 мм.

Образцовые α - и β -препараты характеризуются двумя параметрами - активностью и внешним излучением.

Активность - число актов распада в секунду, происходящих во всем активном слое. Внешнее излучение - число α - или β -частиц, вылетающих в единицу времени из активного слоя в телесном угле 2π .

Основная характеристика образцовых излучателей - мощность экспозиционной дозы (в р/сек). Она измеряется на расстоянии 1 м от центра источника, помещенного в типовой коллимирующий узел. Указывается также активность изотопа в источнике (в кюри).

Образцовые α - и β -препараты представляют собой металлические диски или чашечки, на которые методом испарения на подложке, окисления или электролитического осаждения нанесено α - или β -радиоактивное вещество. Активная поверхность образцовых источников имеет следующие площади: 1, 4, 10, 40, 100 или 160 см².

Для приготовления таких препаратов используют изотопы Pu, U, изотопы урана в естественной смеси, ⁹⁰Sr в равновесии с ⁹⁰Y, ²⁰⁴Tl, ⁶⁰Co и ¹⁴C.

α -препараты готовят на дисках из нержавеющей стали, β -препараты - в чашечках из алюминия с углублением для активного слоя, равным 0,5 мм. Толщина дисков и чашечек 1 мм. Технические условия допускают неравномерность распределения изотопа по площади активного пятна в пределах ± 20 %. Для образцовых α -препаратов гарантийный срок их использования составляет 2 года; β -препаратов - 3 года; затем они должны быть заново аттестованы. Все выпускаемые образцовые α - и β -препараты маркируются: на обратной стороне подложки наносится маркировочный индекс и заводской номер препарата. Наряду с отдельными препаратами выпускаются также наборы образцовых препаратов всех указанных изотопов. Маркировка наборов отличается от маркировки отдельных препаратов.

Образцовые γ -препараты представляют собой металлическую заготовку, облученную потоком нейтронов, или соль радиоактивного изотопа, помещенную в металлическую или стеклянную оболочку, которую в свою очередь располагают в футляре из нержавеющей стали. Для приготовления образцовых γ -препаратов используются изотопы ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs и ²²⁶Ra. Техническими условиями гарантируется трехлетний период работы таких источников, в течение которого они не претерпевают никаких механических изменений. Образцовые γ -препараты выпускаются только в виде отдельных источников. Маркировочный индекс наносится на боковую сторону футляра.

Официальными документами установлено соподчинение эталонов и образцовых мер, а также порядок и погрешность передачи размеров единиц измерения от эталонов к образцовым мерам - определяя этим поверочные схемы.

Эталонные методы воспроизведения единиц измерения осуществляются в институтах Комитета стандартов, мер и измерительных приборов при Правительстве.

Образцовые источники 1-го разряда аттестуются в институтах Комитета стандартов, мер и измерительных приборов при Правительстве. При этом сравнивают источники 1-го разряда с соответствующими рабочими талонами.

Передачу правильного размера единиц активности и внешнего излучения образцовыми источниками 2-го разряда осуществляют в ведомственных поверочных лабораториях или государственных лабораториях путем сравнения источников 2-го разряда с соответствующими образцовыми источниками 1-го разряда.

Передачу правильного размера единиц активности и внешнего излучения образцовыми источниками 3-го разряда проводят поверочные группы предприятий (организаций) путем сравнения источников 3-го разряда с соответствующими образцовыми источниками 2-го разряда.

Поверку образцовых источников 2-го и 3-го разрядов осуществляют относительным методом путем сравнения активностей изотопа в сравнениях источников и мощностей доз, создаваемых сравнительными источниками на расстоянии 1 м от их центра, с соблюдением всех условий относительного метода. В соответствии с техническими характеристиками образцовых препаратов, методами контроля и испытаний им присваивают разряд.

Желательно, чтобы активности сравниваемых источников были приблизительно равными, в противном случае при расчетах активности вводят поправки, связанные с измерениями на разных поддиапазонах регистрируемого прибора или с мертвым временем счетной установки, что приводит к увеличению погрешности измерения.

К поверке допускаются только те источники, у которых загрязненность не превышает 10^3 расп/мин см².

Для изготовления образцовых активных источников применяется уран-233, 235, природный уран и плутоний-239.

Контрольные источники служат для контроля работы радиометрических приборов на местах их эксплуатации. Эти источники обычно входят в комплект прибора.

Контрольные излучатели готовят преимущественно на основе изотопа ²³⁹Pu или ⁹⁰Sr, находящегося в равновесии с ⁹⁰Y, путем накапывания, электролиза или с использованием фенол-формальдегидных смол.

Активный слой герметизируется лаком или клеем; он может быть покрыт фольгой из алюминия. Как и образцовый, контрольный источник характеризуется внешним излучением в телесном угле 2π (частиц/с) и активностью изотопа в источнике (распад/с).

Измеренные значения внешнего излучения или активности изотопа в источнике могут отклоняться от значений, указанных в сопроводительном паспорте, не более чем на $\pm 20\%$. Контрольные источники, входящие в комплект данного прибора, называются комплектующими. Контрольные излучатели не подлежат проверкам в метрологических учреждениях, так как не являются мерами, воспроизводящими единицы радиоактивности.

Изотопы, применяемые для изготовления образцовых и контрольных источников, должны иметь сравнительно большой период полураспада и простой энергетический спектр излучения.

Контрольные альфа-источники изготавливаются путем нанесения на подложку плутония-239, при этом образуется тонкий ($0,7 \text{ мг/см}^2$) прочный слой окиси плутония. Контрольные α -активные источники изготавливаются из ^{239}Pu путем нанесения на подложку.

Контрольные бета-источники изготавливаются из стронция-90 (иттрия-90), Соли стронция-90 (азотнокислая, хлористая и пр.) наносятся на алюминиевую подложку или слой фенол-формальдигидной смолы. Для контрольного бета-активного источника применяют и изотопы таллия-204 и прометия-147, которые наносятся на подложку электролитическим способом.

Образцовые и контрольные γ -источники разнообразной формы и размеров изготавливаются из радия-226, кобальта-60, цезия-137.

Для градуировки спектрометров СЕБ-01 могут использоваться рабочие эталонные спектрометрические бета-источники $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$ (в равновесии), ^{204}Tl , ^{137}Cs толщиной не более 10 мг/см^2 и активностью в диапазоне $1 \text{ кБк} \dots 10 \text{ кБк}$ (тонкие источники) с граничными энергиями 546 КэВ , 2284 КэВ и 783 КэВ соответственно.

Тонкими альфа-активными источниками считаются такие, толщина которых не превышает $0,01 \text{ мг/см}^2$ для альфа частиц средней энергии. При их изготовлении должны соблюдаться следующие требования:

- 1) раствор радиоактивного вещества должен содержать минимальное количество балластных солей;
- 2) радиоактивное вещество наносится на подложку равномерным слоем;
- 3) подложка не должна иметь выступов и канавок, которые могут поглощать альфа-частицы.

Радиофармпрепараты. Радиоактивные препараты (радиофармпрепараты, радиоиндикаторы, радиофармацевтические препараты (соединения, средства)) – радиоактивные изотопы или их соединения с различными

неорганическими или органическими веществами, предназначенные для медико-биологических исследований, радиоизотопной диагностики и лечения различных заболеваний, главным образом для лучевой терапии злокачественных опухолей.

Для диагностических целей применяются радиоизотопы, которые при введении в организм участвуют в исследуемых видах обмена веществ или изучаемой деятельности органов и систем, и при этом могут быть зарегистрированы методами радиометрии. Такие радиоактивные препараты, как правило, имеют короткий эффективный период полураспада, что обуславливает незначительную лучевую нагрузку на организм обследуемого.

Принцип действия радиоактивных препаратов, предназначенных для лучевой терапии злокачественных новообразований, — возможность создания лечебной дозы ионизирующего излучения в очаге поражения при минимальном воздействии на здоровые ткани. Такой эффект достигается путём применения радиофармпрепаратов в различных агрегатных состояниях (растворы, суспензии, гранулы, иглы, проволока, аппликационные повязки и др.) и использованием изотопов, обладающих оптимальным видом и энергией излучения.

Из твердых и жидких проб готовятся источники различной толщины. Газообразные пробы обычно измеряются в виде объемных источников.

Типовой источник - условное название радиоактивного источника диаметром 8 мм весом 3 мг. Толщина типового источника определяется весом химического соединения, из которого готовится типовой источник и примерно равна 80 мг/см.

2.2. Методы приготовления радиоактивных препаратов, их описание и упаковка

Качественное и количественное определение радиоактивного изотопа осуществляется по его излучению. В каждом конкретном случае измерения активности экспериментатор обязан приготовить препарат (образец), содержащий один или несколько радиоактивных изотопов.

Вещества, меченные радиоактивными изотопами, находятся в различном агрегатном состоянии. Поэтому препараты приходится готовить из газообразных, жидких и твёрдых веществ.

Твёрдый препарат представляет собой подложку (основу) из твёрдого материала, на которую нанесён в виде определённой геометрической формы слой вещества, содержащего радиоактивный изотоп. Твёрдые препараты широко распространены, так как удобны в обращении и хорошо сохраняются. Имеет значение и тот факт, что многие радиометрические приборы приспособлены именно к твёрдым препаратам.

Богатый арсенал приборов для регистрации ионизирующего излучения позволяет достаточно просто установить природу радиоактивного изотопа. В этом случае методика приготовления и окончательный вид препарата не влияет на результаты измерения. Значительно сложнее определить количество радиоактивного изотопа, поэтому методика приготовления препарата является важным этапом количественных измерений.

Радиоактивные препараты можно подразделить на три группы. Одну группу составляют образцовые препараты, для которых применяют также термин «излучатели». Такие препараты служат образцами сравнения при измерениях абсолютной радиоактивности. В другие 2 группы входят контрольные радиоактивные препараты иготавливаемые экспериментатором в процессе работы.

2.2.1. Способы приготовления радиоактивных препаратов

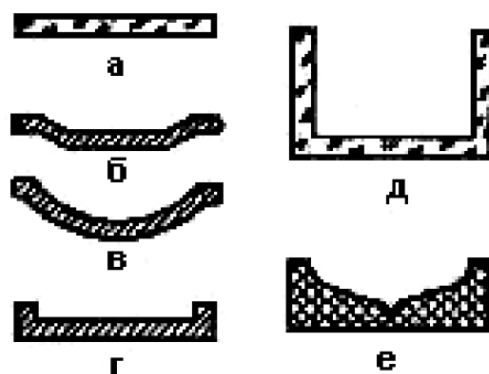
При приготовлении радиоактивных препаратов предъявляют особые требования к подложкам, так как на это влияет химическая активность отобранной пробы и метод приготовления препарата.

Для абсолютных измерений активностей необходимо добиться равномерного распределения радиоактивного вещества по площади пятна весьма тонким слоем, причём желательно использование тонкой подложки препарата из вещества с малым атомным номером, а этого можно добиться определенным методом приготовления.

Выбор типа препарата, способа его приготовления для измерения активности зависит от вида и энергии излучения радионуклида и его активности, агрегатного состояния вещества, условий измерения и характера решаемых задач.

Выбор материала подложки для приготовления препарата зависит от химического состава раствора, содержащего радиоактивный изотоп.

Рис. 2.2. Форма подложек, применяющихся для приготовления препаратов радиоактивных изотопов: а - гладкая пластина или диск из стекла, металла или пластмассы; б и в - мелкие тарелочки, изготовленные из металлической фольги штамповкой; г - металлический диск с небольшим углублением (штамповка); д - чашечка, обычно стеклянная или пластмассовая; е - чашечка из тефлона, удобная для выпаривания органических растворов



Так сильные или щелочные растворы нельзя наносить на алюминий, фильтровальную бумагу, некоторые тонкие органические пленки. И другие

материалы, но можно использовать медь (кроме раствора с HNO_3), стекло (HF), платину (царская водка) и т.д. Толщина подложки обусловлена допустимой величиной обратного рассеяния.

Пренебречь этим эффектом можно лишь в случае очень тонкой подложки. При «бесконечно» толстой подложке эффект достигает постоянного значения (насыщения обратного рассеяния, наступающее при толщине подложки, превышающей $1/5$ максимального пробега β -частиц). Известно, что ионизирующее излучение поглощается в активном слое и определяется допустимой величиной самоослабления, при которой обеспечивается измерение активности препарата с заданной точностью.

Примеры: держатель для круглых источников представлены на рисунках 2.3 - 2.5 [6].

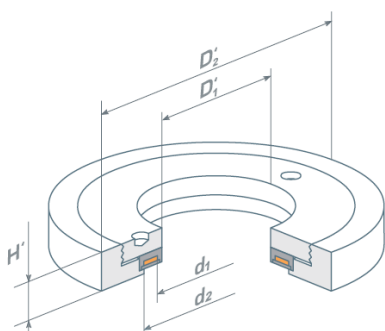


Рис. 2.3. Держатель
первого типа.
Из титана или алюминия

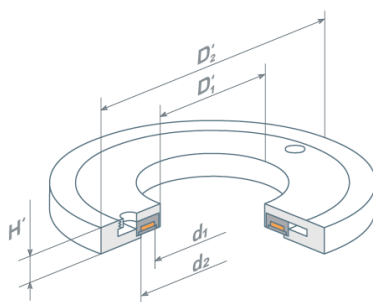


Рис. 2.4. Держатель
второго типа.
Из титана или алюминия

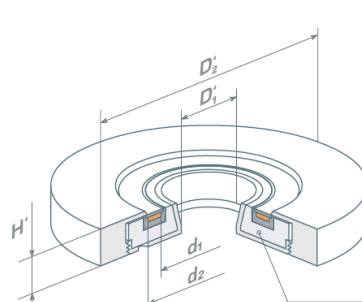


Рис. 2.5. Держатель
третьего типа.
Из титана или алюминия,
либо с вольфрамовой
вставкой

При измерении препаратов, испускающих α -частицы, можно пренебречь эффектом обратного рассеяния частиц от подложки, т.к. он мал и не зависит от материала подложки. Поэтому даже в пределах одной серии препаратов можно готовить на подложках из различных материалов с различными атомными номерами. Если необходимо регистрировать активность твердых препаратов из радионуклидов, испускающих β -частицы низкой энергии, то к толщине активного слоя и равномерности распределения вещества по поверхности подложки предъявляются жесткие требования. В этом случае предпочитают готовить препараты, толщина которых превышает максимальный пробег β -частиц данного радионуклида. Тогда некоторые отклонения в толщинах слоев практически не будут сказываться на результатах измерений.

Эффект обратного рассеяния при регистрации β -излучения может быть значительным и зависит от материала подложки и её толщины. Поэтому препараты одной серии следует готовить на одинаковых подложках.

При приготовлении γ -препаратов можно менять материал подложки, её толщину, а также толщину слоя радиоактивного вещества, поскольку эффекты поглощения и отражения γ -квантов малы. По этой причине отпадает необходимость добиваться воспроизводимого характера распределения радиоактивного вещества по подложке. Но форма и размер активного слоя γ -препаратов одной серии должны быть одинаковыми.

Выбор типа препарата, способа его приготовления для измерения активности зависит от вида и энергии излучения радионуклида, его активности, агрегатного состояния вещества, условий измерения и характера решаемых задач. Требования к препаратам, испускающим α, β -частицы или γ -кванты, различны.

1. При измерении препаратов, испускающих α -частицы, можно пренебречь эффектом обратного рассеяния частиц, от подложки, так как он мал и не зависит от материала подложки. Поэтому даже в пределах одной серии эти препараты можно готовить на подложках из материалов с различными атомными номерами.

2. Если необходимо регистрировать активность твердых препаратов из радионуклидов, испускающих β -частиц низкой энергии, то к толщине активного слоя и равномерности распределения вещества по поверхности подложки предъявляются жесткие требования. В этом случае предпочитают готовить препараты, толщина которых превышает максимальный пробег β -частиц данного радионуклида. Тогда некоторые отклонения в толщинах слоев практически не будут сказываться на результатах измерений.

3. При изготовлении препаратов γ -излучения эффекты самоослабления и обратного рассеяния малы, поэтому можно менять материал подложки и толщину слоя активного вещества. Отпадает необходимость добиваться воспроизводимости в распределении активного вещества по поверхности подложки. Однако форма и размер активного слоя должны быть одинаковыми.

4. При выборе способа приготовления необходимо учитывать поведение радионуклида в растворе и особенности приготовления твердых препаратов. Чтобы свести к минимуму потери радиоактивных веществ (явление адсорбции и т.п.), присутствующих в растворах в малых концентрациях, используют свежеприготовленные растворы радионуклидов на дистиллированной воде, которые предварительно подкисляют.

5. Химическое соединение, в которое входит радионуклид, должно быть стабильным (например, приготовление ΣI с нестабильными в связи AgI).

6. Выбор материала подложки зависит от химического состава радиоактивного раствора. Материал подложки должен быть химически нейтральным к используемым растворам. При выборе материала подложки можно руководствоваться данными табл. 2.1 [3].

Т а б л и ц а 2.1

Материалы подложек, невозможные к применению химических соединений

Материалы подложки	Взаимодействуют с материалом подложки
Фильтровальная бумага	Сильные кислоты и сильные щелочи
Стекло	Сильные щелочи, HF
Алюминий	Кислота и сильные щелочи
Нержавеющая сталь	HCl, HF
Медь	HNO ₃
Полиэтилен	Относительно устойчив
Плексиглас	Органические растворители

На подложке из фильтровальной бумаги обычно готовят препараты способом выпаривания или осаждения взвеси. Высушивание нанесенного слоя нужно производить при невысокой температуре. Если препарат необходимо прокалывать, то применяют металлические подложки.

Широко применяются подложки из органических веществ, так как они обладают хорошей химической и термической устойчивостью (подложки из тефлона можно нагревать до 200 °С). Данные подложки очень слабо сорбируют радиоактивные вещества, поэтому могут применяться многократно. Большое применение находят подложки из органических пленок толщиной 5...15 мкг/см.

При выборе способа приготовления необходимо учитывать поведение радионуклида в растворе и способности приготовления твердых препаратов. Чтобы свести к минимуму потери радиоактивных веществ (явления адсорбции и т.п.), присутствующих в растворах в малых концентрациях, используют свежеприготовленные растворы радионуклидов на дистиллированной воде, которую предварительно подкисляют.

Известно, что ионизирующее излучение поглощается в активном слое препарата, что проявляется в эффекте саморассеяния или самопоглощения. Максимальная толщина активного слоя определяется допустимой величиной самоослабления, при которой обеспечивается измерение активности препарата с заданной точностью.

Поверхность подложки должны быть ровной и гладкой. Перед нанесением радиоактивного вещества её отмывают от загрязнений и обезжиривают. Обезжиривание подложек из алюминий и нержавеющей стали осуществляют промывкой органическим растворителем (спирт, ацетон). Затем кипятят в 1,5Н растворе азотной кислоты с добавкой комплексообразователя (трилон Б, гексаметафосфат натрия), промывают дистиллированной водой и сушат. Можно обезжиривать поверхность алюминия и нержавеющей сталь, выдерживая подложки в течение 3-х минут в 10 % растворе Na₃PO₄ с температурой 60...80 °С, после чего их

промывают водой. Окисную пленку, образующуюся на поверхности, удаляют концентрированной HCl. Затем подложки промывают холодной водой и сушат.

В качестве подложки для приготовления альфа-активных источников применяют диски из нержавеющей стали или платины диаметром 16...20 мм и толщиной 0,1...0,3 мм с хорошо отполированной поверхностью. Платиновые диски используют при нанесении растворов соляной, серной или плавиковой кислот, в остальных случаях - из нержавеющей стали.

Наиболее удобны для измерений твердые препараты. В практике такие препараты обычно готовят из радиоактивных растворов.

Измерение радиоактивности жидких проб имеет определенные преимущества перед измерением твердых препаратов. Радионуклид в жидком препарате равномерно распределен по всему объему. Кроме того, объемы жидких препаратов строго фиксированы стенками кюветов. Однако JV-излучение низкой энергии сильно поглощается жидкостью, поэтому измерение активности растворов, содержащих низкоэнергичные β -излучатели возможно в случаях их высокой удельной активности. В подобных случаях целесообразно выпаривать раствор и измерять активность сухого остатка. Измерение жидких препаратов не рекомендуется проводить, если применяемый растворитель легко летуч.

Приготовление препаратов - стадия, которой в большинстве случаев предшествовал химический процесс, сопровождающийся отделением радиоактивного вещества, его концентрированием или, наоборот, разбавлением. Твердые препараты приготавливают из растворов радиоактивных изотопов. Поскольку радионуклиды присутствуют в растворе в ультрамалых концентрациях, их можно легко потерять (явление адсорбции, образование радиоколлоидов и т.п.). Чтобы свести этот эффект к минимуму, используют свежеприготовленные растворы изотопов на свежей дистиллированной воде; растворы подкисляют. Все операции с растворами проводят в пластмассой (или стеклянной, но покрытой силиконом) посуде. Химическое соединение, в которое входит радиоактивный изотоп выделенный, например, в виде соединения NaI, при высушивании препарата может быть частично или даже полностью потерян. Чтобы избежать разложения, соединения высушивают в вакуум-эксикаторе. Более надёжное средство - перевод изотопа ^{131}I в нелетучее соединение Ag^{131}I .

Известно несколько способов изготовления радиоактивных препаратов. Каждый из них можно с успехом применять для приготовления препаратов при относительных измерениях, но лишь некоторые способы позволяют получать препараты, отвечающие требованиям абсолютных измерений.

Существует несколько методов приготовления тонких альфа активных источников:

- метод выпаривания раствора на подложке;
- электролитический метод,
- метод испарения в вакууме,
- осаждение из суспензий;
- электрокапиллярное напыление;
- специальные методы.

Выпаривание раствора на подложке. Наиболее простым и распространенным является метод выпаривания, хотя он не позволяет получить слой равномерного распределения РВ.

Причем при изменении условий приготовления изменяется и характер распределения РВ по площади. В данном методе радиоактивный раствор наносится на подложку весовым или объемным способом. Для равномерного распределения радиоактивного вещества поверхность подложки обрабатывается этиленгликолем. Этот способ часто используется для изготовления «точечных» препаратов, пригодных при абсолютном счете.

При весовом способе приготовления источника подложка взвешивается и на нее наносится 1 - 3 капли радиоактивного раствора. Источник высушивается в сушильном шкафу или под инфракрасной лампой при $t = 80 \dots 120$ °С. Затем подложка вновь взвешивается и по разности весов находится вес сухого остатка радиоактивного вещества.

При объемном методе приготовления источника на подложку наносится аликвота (определенный объем (0,05...0,5 мл)) радиоактивного раствора с помощью калиброванной капиллярной пипетки (микропипетки). Затем источник также высушивается в сушильном шкафу или под инфракрасной лампой. Определенный объем радиоактивного раствора берется из расчета его удельной активности.

При отборе радиоактивного раствора должны соблюдаться следующие требования:

- 1) микропипетка перед употреблением промывается несколько раз азотной кислотой для предотвращения сорбции радиоактивных изотопов на её стенках;
- 2) исследуемый раствор перед заполнением микропипетки взбалтывается;
- 3) микропипетка перед отбором пробы несколько раз прополаскивается радиоактивным раствором для исключения сепарационных потерь радиоизотопов на её стенках.

Кроме того, при изменении условий приготовления изменяется и характер распределения радиоактивного вещества по площади образца. Однако этот способ часто применяют для изготовления «точечных» препаратов, пригодных при абсолютном счете.

При необходимости изготовления препаратов с заданными геометрическими размерами активного слоя на поверхность подложки

предварительно наносится гидрофобное вещество (цапон-лак или раствор полиметилметакрилата (плексигласа)) – как охранный кольцо для предотвращения растекания раствора по подложке. При выпаривании растворов с невысокой кислотностью применяют клей БФ-2, запolyмеризованный при температуре 150 °С.

Растворитель выпаривают с помощью инфракрасной лампы или любого другого нагревателя. При этом стремятся не допустить сильного перегрева с целью уменьшения потерь активного вещества с подложки, хотя процесс высушивания обеспечивает удаление органических веществ. В случае необходимости препарат покрывают тонкой защитной пленкой из органического вещества.

Главный недостаток рассмотренного способа связан с неравномерным распределением радиоактивного вещества по поверхности слоя, что сказывается на плохой воспроизводимости распределения радиоактивного вещества по площади активного слоя и искажения результатов измерений.

Последнее наиболее сильно заметно при измерении препаратов из радионуклидов β -излучения с невысокой энергией β -спектра. Более равномерного распределения активного вещества можно добиться, обрабатывая поверхность подложки веществами, усиливающими её способность смачиваться, для чего широко применяется раствор инсулина в воде, чаще применяют 5%-й раствор.

Приготовление тонких альфа-активных источников методом упаривания отличается простотой и малой трудоемкостью.

В электролитическом методе сочетается выделение радиоактивного изотопа с приготовлением тонкого источника. Электролитическое осаждение радиоизотопа производится на подложку при пропускании электрического тока через радиоактивный раствор, являющийся в данном случае электролитом, а подложка одним из электродов. Электролитический метод дает возможность регулировать толщину активного слоя на подложке. Метод прост, удобен и находит широкое применение, когда необходима высокая точность при выполнении абсолютного счета.

При изготовлении тонких альфа источников методом испарения в вакууме используются легколетучие изотопы. Путем подогрева альфа активные изотопы возгоняются и конденсируются на охлажденной подложке, которая становится тонким источником. Метод сложен по исполнению, трудоемок и редко применяется для изготовления альфа-активных источников. Применяют для изготовления «точечных» препаратов, пригодных при абсолютном счете.

Осаждение из суспензии. Простой способ получения препаратов различной толщины и площади на разнообразных подложках; применяют главным образом при относительных измерениях препаратов. Способ отличается тем, что радиоактивное вещество весьма однородно распределяется по площади препарата.

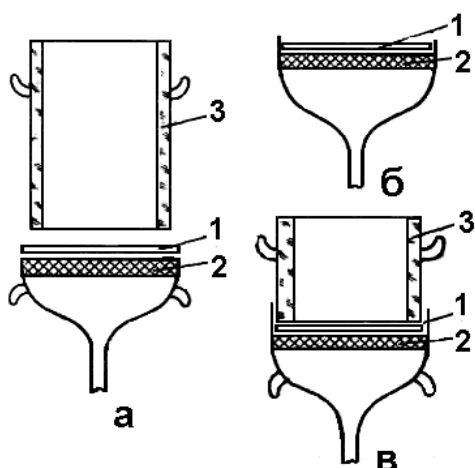


Рис. 2.6. Схемы воронки Бюхнера с фильтрующим дном из пористой стеклянной пластинки в трех вариантах (а, б, в): 1 - фильтровальная бумага; 2 - пористый стеклянный фильтр; 3 - стеклянный цилиндр

В качестве жидкой фазы часто используют органические растворители (спирт, ацетон и др.). Этот способ требует времени и тем большего, чем выше степень дисперсности вещества, осаждаемого из суспензии.

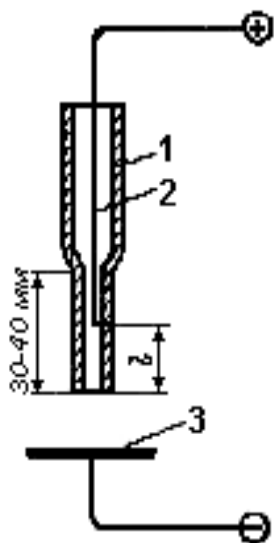
Осаждение взвеси на подложку осуществляется либо путём отстаивания, фильтрования или центрифугирования.

Отстаивание осадков позволяет получать препараты, различающиеся по толщине и площади слоя радиоактивного вещества при хорошей равномерности распределения. Однако способ требует значительного времени, которое возрастает с ростом степени дисперсности осаждаемого вещества.

Фильтрование осадков. Широко распространенный способ, позволяющий сравнительно просто готовить однородные по толщине слои радиоактивного вещества. С этой целью применяют фильтрующие ячейки специальной конструкции.

Центрифугирование. Сравнительно быстрый способ, который при использовании некоторых видов разборных пробирок (например, с отделяющимся дном) позволяет получать достаточно тонкие слои, характеризующиеся хорошей однородностью распределения радиоактивного вещества. Способ удобен при проведении серийных измерений относительной активности.

Электрокапиллярное напыление. Весьма эффективный способ изготовления тонких слоев радиоактивных веществ на органических



пленках малой плотности. Он позволяет получать препараты круглой формы сравнительно большого диаметра при высокой степени равномерности нанесения вещества по площади препарата. Прекрасный способ изготовления препаратов для абсолютных измерений показан на рис. 2.7.

Рис. 2.7. Схема устройства для электрокапиллярного напыления вещества: 1 - стеклянная трубка; один ее конец вытянут в капилляр; 2 - проволочка-анод; 3 - металлическая подложка-катод; 4 - расстояние от перпендикулярного среза капилляра

Специальные способы (напыление в вакууме, катодное распыление, оксидирование, сорбционное поглощение и др.). Все они позволяют получать препараты с весьма тонкими слоями радиоактивного вещества в совокупности с хорошей равномерностью его распределения. Но одни из них требуют специального оборудования, другие применяются в строго определенных условиях, поэтому они почти не используются в обычной учебной практике.

Контроль за характером распределения радионуклида на подложке проводится методом автордиографии.

Изготовление толстых альфа-источников. Для измерения радиоактивности альфа-излучения готовятся тонкие и толстые препараты. Толстыми альфа активными источниками считаются такие, у которых толщина превышает 25 мг/см^2 . Толстыми альфа-источники готовятся путем прессования в виде стандартных источников или в виде насыпных источников различной формы и конфигурации. Прессование источников производится под давлением $80 \div 150$ атмосфер с помощью гидравлического пресса в специальных пресс-формах. Пресс-форма состоит из поддона, матрицы и пуансона.

Препараты, приготовленные методом прессования - это стандартные препараты - таблетки весом 40 мг и диаметром 8 мм. Исследуемое вещество предварительно прокаливается, затем смешивается со связующим веществом и высушивается. В качестве связующего используется спирто-бензольный раствор поливинилбутиральформала или 3%-й раствор парафина в ксилоле из расчета $0,5 \dots 1 \%$ от веса активной пробы.

Приготовление источника методом прессования производится следующим образом. В сухой остаток (порошок), в котором содержатся исследуемые альфа-активные изотопы, после тщательного перемешивания и растирания добавляется клеящее вещество: раствор парафина в бензоле или поливинилбутиральформала в спирто-бензольной смеси (в количестве 1% от веса порошка). Порошок тщательно перемешивается и сушится. Точно отвешенное количество порошка ($40 \pm 0,1 \text{ мг}$) засыпается в форму между поддоном и пуансоном и прессуется под давлением 70 - 100 атм. Затем пресс-форма (рис. 2.8) разбирается, толстый альфа-активный источник в виде таблетки приклеивается к подложке и поступает на измерение радиоактивности [4].

Насыпные источники готовятся в кюветах (или чашечках) различной формы и диаметра с высотой буртика не менее $2 \dots 3 \text{ мм}$.

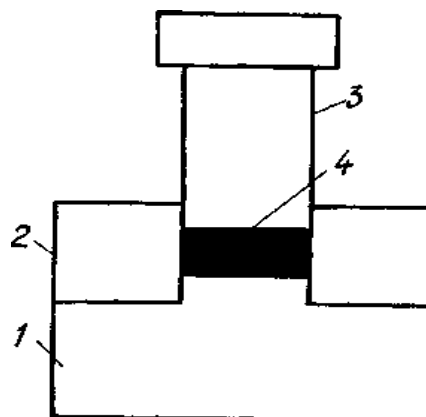


Рис. 2.8. Пресс-форма:
1 - поддон; 2 - матрица;
3 - пуансон; 4 - источник

Предварительно материал исследуемой пробы тщательно измельчается (растирается) и перемешивается. Порошок насыпается в кювету до верху. Для закрепления активного вещества в кювете на его поверхность наносится тонкий слой легкоиспаряющейся жидкости (ацетон, дихлорэтан и пр.). После испарения жидкости остается тончайшая пленка, препятствующая потере активного вещества с поверхности источника.

Хорошее распределение можно получить, выпаривая радиоактивный раствор с тетраэтиленгликолем (ТЭГ). При этом применяются лишь металлические или кварцевые подложки, так как последние на заключительной стадии приготовления препарата необходимо прокалывать.

К пробе радиоактивного раствора, нанесенного на подложку, добавляется определенное количество ТЭГ. Количество ТЭГ зависит от толщины осадка. Раствор радионуклида и ТЭГ перемешиваются. Стадия перемешивания в значительной степени определяет равномерность распределения активного вещества. Полученный раствор высушивают при невысокой температуре до полного испарения воды. Затем температуру повышают до уровня, при которой ТЭГ полимеризуется. Нагревание ведется до полного высыхания слоя. После этого органический слой удаляют прокалыванием подложки. При этом должна выдерживаться медленная скорость нагревания и охлаждения во избежание растрескивания осадка.

Препараты, приготовленные с ТЭГ, характеризуются хорошей равномерностью распределения вещества мерностью распределения активного вещества. Насыпной способ приготовления альфа-препарата относят к приготовлению толстых альфа источников. Для их приготовления применяют кюветы различной формы и глубиной не менее 4...8 мм. Подлежащая измерению проба высушивается (прокаливается), затем перемешивается и засыпается в кювету равномерным слоем. Сверху препарат покрывается тонкой пленкой (раствор плексигласа в дихлорэтаноле).

Насыпные препараты готовятся обычно для измерения активности солевых остатков, пищевых продуктов, почвы и т.п.

Приготовление бета-активных источников. Для измерения радионуклидов бета излучателей готовятся по толщине тонкие, толстые и промежуточные источники.

Тонкими бета-активными источниками считаются такие, в которых самопоглощение и саморассеяние бета-частиц не превышает 1 %. Данное условие выполняется для источников толщиной:

$$\delta_{ист} \approx \frac{\Delta_{\beta}}{80} \text{ при } Z_{эфф} < 40; \quad \delta_{ист} \approx \frac{\Delta_{\beta}}{200} \text{ при } Z_{эфф} \geq 40,$$

где $\delta_{ист}$ - толщина источника, мг/см²; Δ_{β} - слой половинного ослабления

бета-излучения, мг/см^2 ; $Z_{\text{эфф}}$ - средний эффективный атомный номер вещества источника.

Для радиоактивных изотопов с энергией бета частиц $E_{\beta} \geq 0,4 \text{ МэВ}$, тонкими считаются источники толщиной не более $0,1 \text{ мг/см}^2$. Тонкие источники обычно готовятся из растворов с малым солесодержанием, исключающих потери радиоизотопов за счет адсорбции, осаждения и улетучивания. Приготовление таких растворов достигается введением в них необходимого количества соответствующего носителя и созданием нужной рН среды. Для предотвращения улетучивания радиоизотопов в раствор добавляются связывающие вещества.

Обычно тонкие источники готовятся для измерения радиоактивности абсолютным методом с помощью 4π -счетчика, где большое значение при приготовлении источника имеет выбор толщины и материала подложки.

Чтобы пренебречь обратным отражением бета-частиц от подложки, толщины $\delta_{\text{подл}}$ должна быть не более 1 мг/см^2 .

В качестве материала для таких подложек используются вещества с малым атомным номером и достаточной прочностью (чаще это органические вещества - полихлорвиниловый лак ПХВ-70, коллодий, полиуретановый лак, органическое стекло, цапон лак и пр.) Наиболее часто используется лак ПХВ-70 предварительно разбавляется ксилолом, а коллодий растворяется в амилацетате. Из этих веществ готовятся тонкие пленки, используемые в качестве тонких подложек. Пленки готовятся следующим образом: 2 - 4 капли раствора лака ПХВ-70 или коллодия наносятся на поверхность дистиллированной воды, налитой в кристаллизатор диаметр 20...30 см. Силы поверхностного натяжения растягивают капли в тонкую пленку. После 2-3-минутного испарения растворителя на липкую пленку кладут алюминиевые диски держатели, к которым и приклеивается пленка. Обычно применяются диски из алюминиевой фольги диаметром 40...50 мм и толщиной 0,1...0,03 мм. Диск по диаметру имеет 3 отверстия: центральное диаметром 8 мм и два периферийных по 4...5 мм. Центральное отверстие заклеивается пленкой, периферийные служат для протока газа при измерении радиоактивной пробы с помощью 4π -счетчика. Толщина пленки определяется взвешиванием. Первоначально устанавливается вес диска-держателя без пленки, затем вес диска держателя с приклеенной и просушенной при комнатной температуре пленкой. По разности результатов взвешиваний находится масса пленки в мкг, определяется ее площадь в см^2 , и рассчитывается толщина в мкг/см^2 .

Пленки из лака ПХВ-70 обладают высокой устойчивостью к действию кислот и щелочей, большой механической прочностью, потому им отдается предпочтение при необходимости длительного хранения радиоактивных источников.

В случае калибровки радиометрических установок, когда необходимо растворение изготовленного источника вместе с пленкой, применяется только раствор коллодия. При изготовлении источника 1 - 3 капли радиоактивного раствора наносятся на пленку, приклеенную к центральному отверстию диска-держателя весовым или объемным способом. Затем пленка помещается под инфракрасную лампу или сушильный шкаф, и нанесенный раствор высушивается при $t = 50...80\text{ }^{\circ}\text{C}$. Для равномерного распределения радиоактивного вещества по пленке и предотвращения ее стягивания при высыхании до нанесения раствора поверхность пленки рекомендуется покрывать небольшим количеством инсулина или этиленгликоля.

Толстыми бета-активными источниками считаются такие, толщины которых более трех слоев половинного ослабления излучения. Практически толстыми считаются источники толщиной $700...1000\text{ мг/см}^2$, даже для радиоактивных изотопов, испускающих жесткое бета-излучение.

Основным видом толстых бета-источников являются насыпные. Для их приготовления используются кюветы различной формы и конфигурации глубиной не менее $5...8\text{ мм}$. Исследуемая проба высушивается (в ряде случаев озоляется – например, при анализе пищевых продуктов), измельчается, тщательно перемешивается (для отбора средней пробы) и засыпается в кювету равномерным слоем. Для закрепления поверхности насыпного источника его рекомендуется покрыть тонкой пленкой из лака ПХВ-70, коллодия, шеллака и пр.

Промежуточные бета-активные источники считаются такие, если толщина источника $0,1\Delta_{\beta} \leq \delta_{ист} < 3\Delta_{\beta}$. При изготовлении промежуточных бета-активных источников их толщина выбирается в пределах:

$$\delta_{ист} = 0,7 \div 3,0, \text{ если } 10 < Z_{эфф} < 30$$

$$\delta_{ист} = 1,7 \div 3,0 \text{ если } 30 < Z_{эфф} < 70.$$

При изготовлении промежуточных источников необходимо пользоваться или тонкими подложками ($\delta_{ист} \leq 0,1\text{ мг/см}^2$), исключающими обратное отражение бета-частиц, или подложками с толщиной ($\delta_{ист} = 150...200\text{ мг/см}^2$). Т.к. доля отраженных от подложки бета-частиц растет с увеличением атомного номера вещества подложки бета-частиц, то в качестве подложек целесообразно использовать материала с малым атомным номером (например, алюминий и его сплавы) или некоторые органические соединения (цапонлак, полиуритановый лак и пр.). При РМ измерениях в качестве промежуточных источников наибольшее распространение получили стандартные источники-таблетки диаметром 8 мм и толщиной $80 \pm 0,2\text{ мг/см}^2$, приготовленные методом прессования в пресс-формах (методика приготовления стандартных источников изложена ранее).

Приготовление гамма-активных источников. Гамма-активных источников готовят двух типов: жидкие и насыпные. Измерение радиоактивности этих источников производится с помощью сцинтилляционных или газоразрядных детекторов. Тип применяемого детектора в основном определяется формой емкости, которая наиболее удобна при РМ измерениях. Такими емкостями могут быть полистироловые стаканчики, конические колбы, химические стаканы, пробирки, кюветы различной формы и объема.

2.2.2. Разновидность радиоактивных препаратов и их описание [6]

Данный раздел рассмотрим на примере различных контрольных (тестирования) и эталонных (образцовых) источников, изготавливаемых фирмой «RITVERC изотопная продукция».

Альфа-активные препараты. Альфа-источник типа "ARIA" для тестирования препаратов. Альфа-излучение источников на основе радионуклидов ^{241}Am предназначены для использования на контрольно-пропускном пункте для стабилизации системы радиационного контроля. Источник выпускается в виде 0,2 мм подложки из нержавеющей стали. Радиоактивные материалы защищены диоксидом титана, слой наносится на одну поверхность подложки. Толщина активного слоя составляет $\leq 0,3$ мкм.

Альфа- и гамма-источник (типа "GA241") для тестирования препаратов. Гамма- и альфа-источники излучения на основе ^{241}Am предназначены для проверки работоспособности блоков детектирования. Источник выпускается с толщиной подложки в 1,2 мм из нержавеющей стали. Радиоактивный материал защищен пиролитическим хромом, активный слой наносится на одну поверхность подложки, толщиной 2...4 мкм (рис. 2.9).

Период полураспада ^{241}Am : 432,6 года

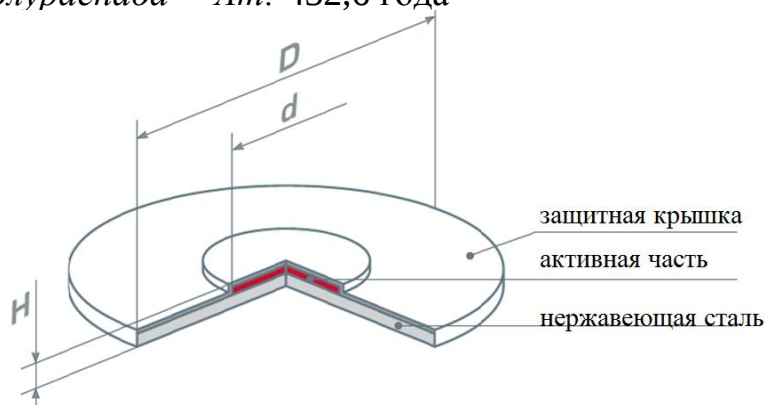


Рис. 2.9. Альфа источник ^{241}Am

Стандартный альфа-источник (рис. 2.10) [5]. Стандартные альфа-источники предназначены для тестирования, калибровки альфа-спектрометров и радиометров. Источник выпускается в виде подложки из

нержавеющей стали, на которую нанесен тонкий слой активного вещества. Полная ширина на полувысоте (FWHM) от альфа-спектра превышает 20 кэВ. По желанию клиентов, источники могут быть покрыты с 0,05...0,3 мкм слоем диоксида титана (сдвиг энергии α -частиц 24 кэВ на 0,1 мкм слоя).

Комплект состоит из:

^{226}Ra , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{244}Cm ,

triplet: $^{233}\text{U} + ^{238}\text{Pu} + ^{239}\text{Pu}$,

triplet: $^{238}\text{Pu} + ^{239}\text{Pu} + ^{244}\text{Cm}$

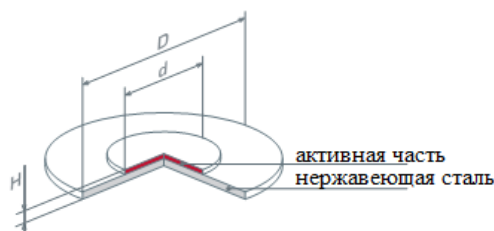


Рис. 2.10. Стандартный альфа-источник

Предприятие ОАО «ИЗОТОП» изготавливают источники α -, β -, γ - и нейтронного излучений с разнообразными радиационно-физическими характеристиками.

Альфа-источники выпускаются с изотопами ^{239}Pu на эмалированной металлической подложке (сталь О8КП ГОСТ 1050-60 или коррозионностойкая

сталь ГОСТ 5632-61), способные применяться в качестве ионизаторов газа (рис. 2.11) и для снятия зарядов статического электричества (рис. 2.12) [7].

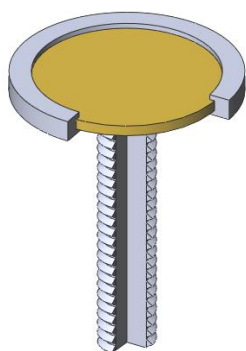


Рис. 2.11. Источник α -излучения с изотопом Pu^{239} , применяемый в качестве ионизатора газа: 1 - корпус; 2 - подложка; 3 - активный слой

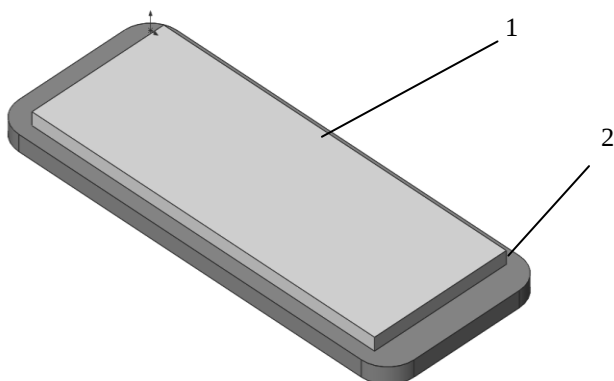


Рис. 2.12. Источник α -излучения с изотопом Pu^{239} , применяемый для снятия зарядов статического электричества: 1 - активный слой; 2 - подложка

Эти источники отличаются внешне в зависимости от температурных интервалов, ориентировочной активностью и габаритами.

Для комплектации демонстрационных приборов применяются источники α -излучения типа АКЛ-13 (держатель) и АК-30 (булавка) с изотопом ^{239}Pu .

Источники представляют собой латунную проволоку (держатель) или булавку. На кольцо булавки и один из концов держателя нанесен и зафиксирован препарат с изотопом ^{239}Pu (рис. 2.13 и 2.14) [7].

Бета-активные препараты [5]. *Стандартные бета-источники* (рис. 2.15) предназначены для проверки и калибровки радиометров и радиометрических приборов, а также для проверки зависимости чувствительности радиометров от энергии бета-излучения.

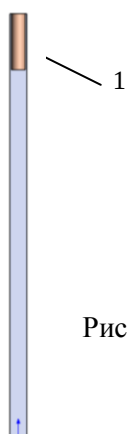


Рис. 2.13. Источник α -излучения АКЛ-13 с изотопом ^{239}Pu :
1 - активный слой

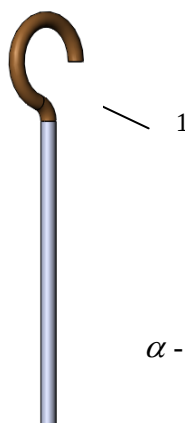


Рис. 2.14. Источник α -излучения АК-30 с изотопом ^{239}Pu : 1 - активный слой

Радиоактивный материал наносится на одну поверхность диска из нержавеющей стали. Источники герметизированы электропроводящим защитным покрытием.

Комплект состоит из: ^{14}C , ^{60}Co , ^{63}Ni , $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$, $^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$, ^{137}Cs , ^{147}Pm , ^{204}Tl .

Разновидности источников бета излучения. Период полураспада: ^{90}Sr 28,7 лет; ^{90}Y 64,26 час. $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ фиксируются в керамических или графитовых матрицах. Матрица запечатана в капсулу лазерной сваркой.

Данный источник может быть цилиндрический (рис. 2.16) линейный (рис. 2.17), или дисковый с капсулой (рис. 2.18 - 2.21).

Период полураспада ^{63}Ni 100,1 лет. ^{63}Ni наносят на прямоугольную, не радиоактивную подложку из никеля и покрывают защитным слоем из никеля.

Разнообразие размеров, форм и видов источника зависят от назначения.

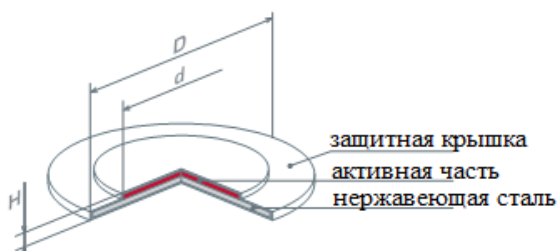


Рис. 2.15. Стандартный бета-источник

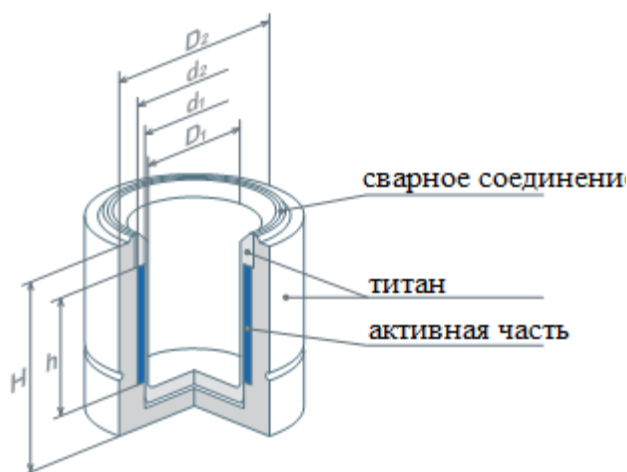


Рис. 2.16. Цилиндрические источники

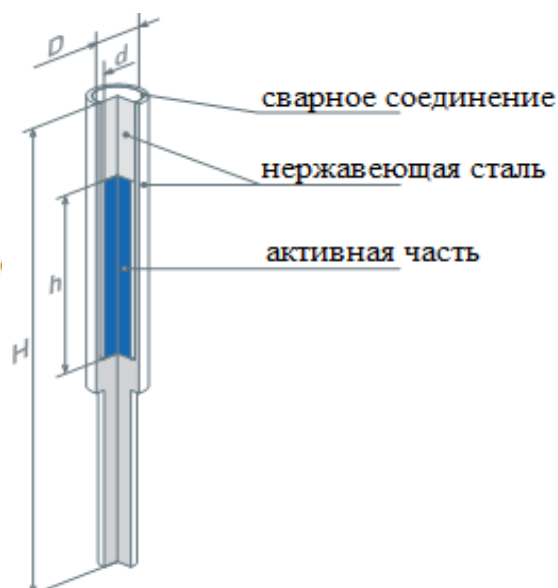


Рис. 2.17. Линейные источники

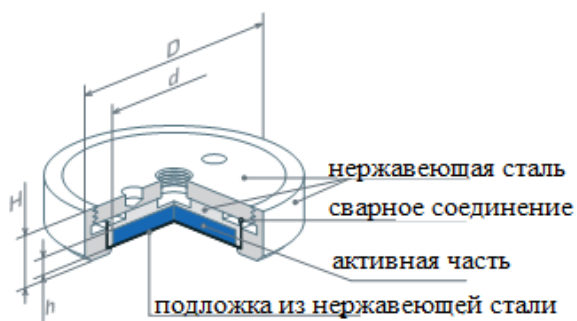


Рис. 2.18. Дисковые источники, капсула а

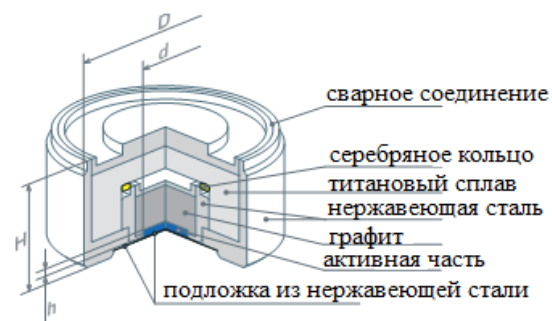


Рис. 2.19. Дисковые источники, капсула b

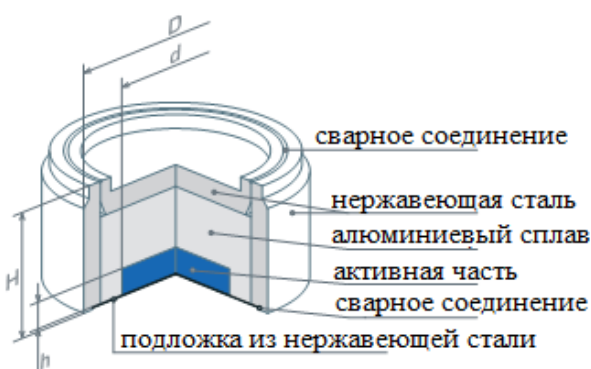


Рис. 2.20. Дисковые источники, капсула c

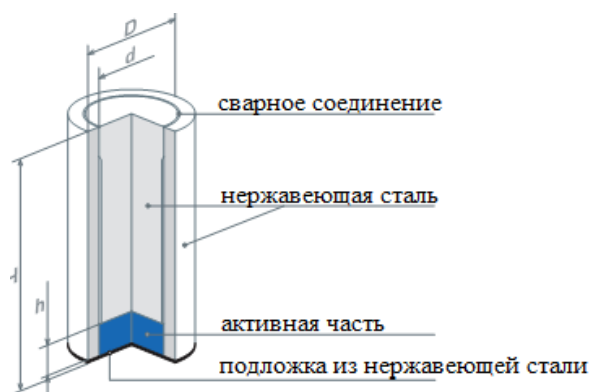


Рис. 2.21. Дисковые источники, капсула d

Источник бета-излучения, характерный для использования в ионизационных камерах, существует в виде плоских и цилиндрических препаратов (рис. 2.22, 2.23) [5].

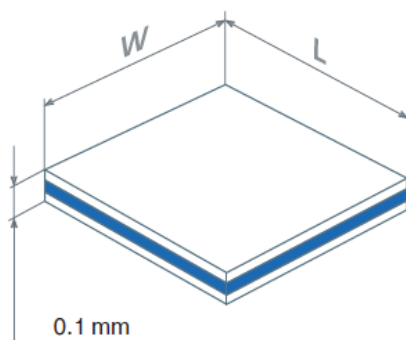


Рис. 2.22. Плоские источники

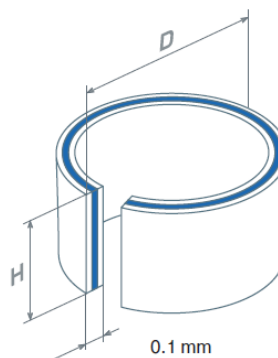
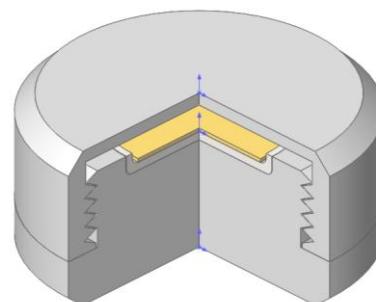


Рис. 2.23. Цилиндрические источники

Выпускаемые на ОАО «ИЗОТОП» ампулированные источники β -излучения типа БИС-10, БИС-5-, БИС-4А, БИС-2 с изотопами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$, типа БИЦ-10, БИЦ-5- с изотопами $^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$ и БИР-10, БИР-50 с изотопами $^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$ (рис 2.24 - 2.26), представляют собой герметичные ампулы из алюминия или его сплавов ГОСТ 11069-64 и ГОСТ 4784-65 внутри которых помещен и зафиксирован препарат с соответствующим радиоактивным изотопом [7].

Рис. 2.24. Источники β -излучения БИС-10 - БИС-50 с изотопами $\text{Sr}^{90} + \text{Y}^{90}$, БИЦ-10 - БИЦ-50 с изотопами $\text{Ce}^{144} + \text{Pr}^{144}$, БИР-10 - БИР-50 с изотопами $\text{Ru}^{106} + \text{Rh}^{106}$:
1 - фольга; 2 - крышка; 3 - корпус; 4 - подложка;
5 - активный слой



Герметизация источников осуществляется путем проклеивания резьбового соединения крышки и корпуса источника клеем на основе эпоксидных смол.

Активный слой источника защищен фольгой толщиной 0,15...0,3 мм. Источники могут эксплуатироваться в воздушных средах, загрязненных химическими веществами в пределах, соответствующих ПДК для воздуха производственных помещений, в интервале температуре от -50 до +60 °С [7].

Источники β -излучения БИС-К, БИР-С-Р, БИЦ-К и БИЦ-Р с изотопами $^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$ и $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$, представляют собой герметичные ампулы, внутри которых помещен и зафиксирован препарат с соответствующим изотопом, выпускаются в виде комплекта, состоящего из «рабочего» и «компенсационного» источников [7].

Гамма-активные препараты. Эталонные гамма-источники (рис. 2.27, 2.28, 2.29)[6]. Период полураспада $^{238}\text{Pu} / ^{13}\text{C}$ 87.74 года. Закрытые радиоактивные источники гамма-излучения из $^{238}\text{Pu} / ^{13}\text{C}$ используются в качестве рабочего эталона первой или второй категории для калибровки детекторов спектрометров высокочистого германия.

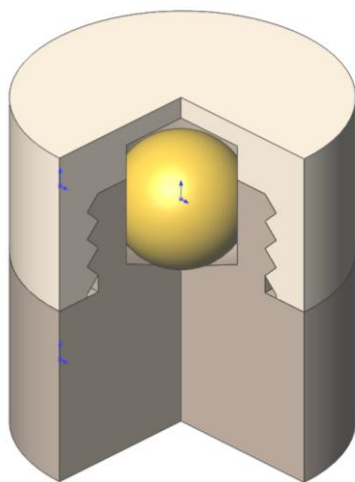


Рис. 2.25. Источник β -излучения с изотопами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ БИС-4А:
1 - фольга; 2 - крышка;
3 - корпус

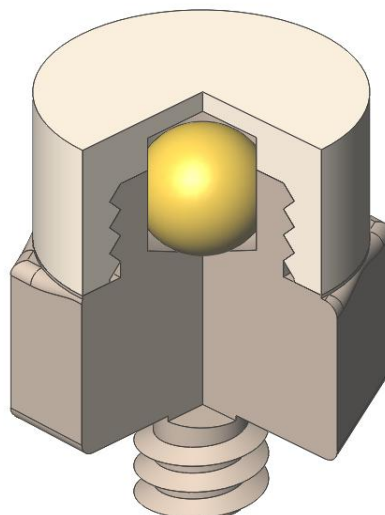


Рис. 2.26. Источник β -излучения с изотопами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ БИС-1, БИС-2:
1 - фольга; 2 - корпус;
3 - активный слой

Источник выпускается в виде смеси порошков плутония ^{238}Pu , диоксида углерода, обогащенного изотопом углерода-13 (C^{13}), которые заливаются в капсулу из нержавеющей стали и вкладываются в корпус из нержавеющей стали.

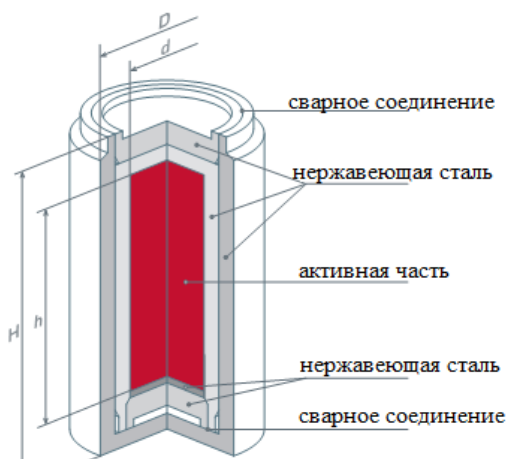


Рис. 2.27. Эталонный гамма-источник $^{238}\text{Pu}/^{13}\text{C}$

Период полураспада ^{235}U $703,8 \cdot 10^6$ года. Источник предназначен для использования в качестве стандартного источника прибора для измерения потока фотонов гамма-излучения, при калибровке, мониторинге переноса. Активную часть (пористый графит, насыщенный U_3O_8) в виде полого цилиндра с двумя крышками помещают в корпус из нержавеющей стали и запечатывают аргоновой дугой или лазерной сваркой.

Период полураспада ^{226}Ra 1600 лет. Радий-226 находится в равновесии с

продуктами распада. Соли радия включены в двойную герметичную стеклянную ампулу и опечатаны лазерной сваркой в нержавеющей стальных капсулах. Толщина стенок капсулы поглощения эквивалентна 0,5 мм толщине платинового (90 %) и иридиевого (10 %) сплава. Эталонные стандартные источники гамма-излучения используются для дозиметрических и радиометрических приборов при калибровке.

Низкоэнергетические эталонные источники для контроля поверхностного загрязнения. Поверочные источники (рис 2.30): ^{55}Fe , ^{109}Cd и другие радионуклиды. Активная часть на основе ^{55}Fe , ^{109}Cd или других радионуклидов устанавливается в пластиковый держатель. Источники могут быть использованы для проверки измерения поверхностного загрязнения оборудования.

Калибровочный эталонный источник для доз гамма-излучения (рис. 2.31). Радионуклиды: ^{57}Co , ^{60}Co , ^{133}Ba , ^{137}Cs . Источники используются в качестве эталонов для периодической калибровки. Активное вещество включено в 10 мл эпоксидную смолу, которая покрыта 10 мл неактивной эпоксидной смолой. Источник поставляется в 25 мл флаконе с пластиковым винтовым колпачком.

Точечные эталонные гамма-источники для проверки спектрометров (рис. 2.32, 2.33) [6].

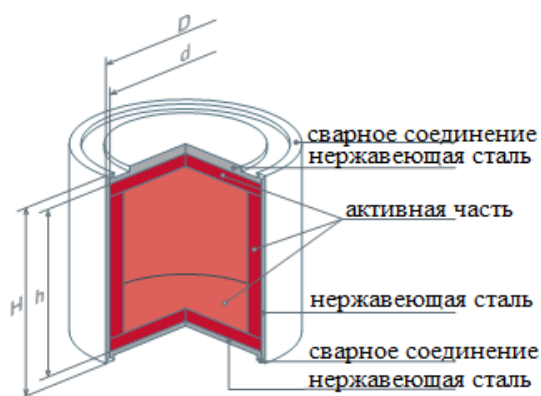


Рис. 2.28. Эталонный гамма-источник ^{235}U

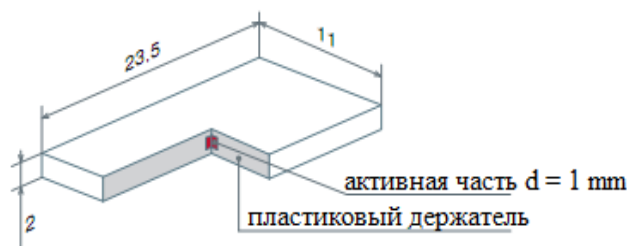


Рис. 2.30. Поверочные источники ^{55}Fe , ^{109}Cd

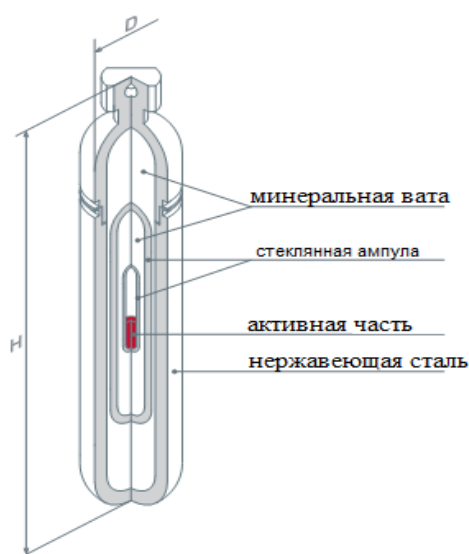


Рис. 2.29. Эталонный гамма-источник ^{226}Ra

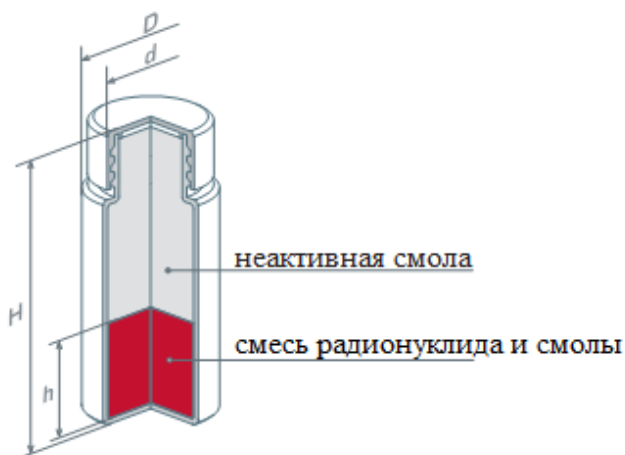


Рис. 2.31. Калибровочный эталонный источник ^{57}Co , ^{60}Co , ^{133}Ba , ^{137}Cs

Источники используются в качестве рабочих эталонов для поверки измерительного оборудования, для сертификации методов измерения и оценки контроля точности при измерении испускаемых фотонов. В частности, комплект предназначен для тестирования и калибровки спектрометров и радиометров, ионизационных камер и сцинтилляционных счетчиков. "ОСГИ" набор специально разработан для использования в тестировании и калибровки спектрометров, используемых в радиометрическом анализе. Источник выпускается в виде плоской круглой капсулы из алюминия, диаметром 25 мм и толщиной 3 мм. Активная часть источника менее 3 мм, встроена между двумя полиамидными пленками с общей толщиной 100 или 200 мкм.

Примеры источников гамма-излучения. ^{57}Co включен в керамическую матрицу и герметично заварен в капсуле из нержавеющей стали. *Период полураспада: 271,8 дней.*

Примеры источников гамма-излучения. ^{57}Co включен в керамическую матрицу и герметично заварен в капсуле из нержавеющей стали. *Период полураспада: 271,8 дней.*

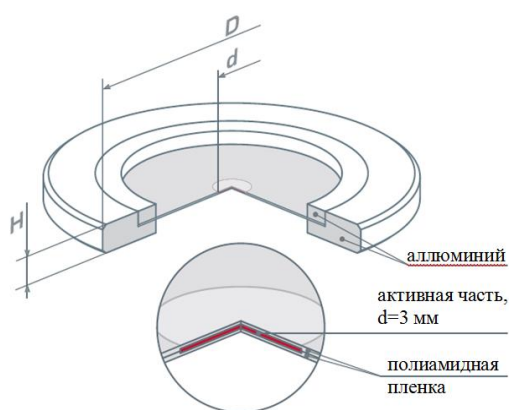


Рис. 2.32. Точечный эталонный гамма-источник

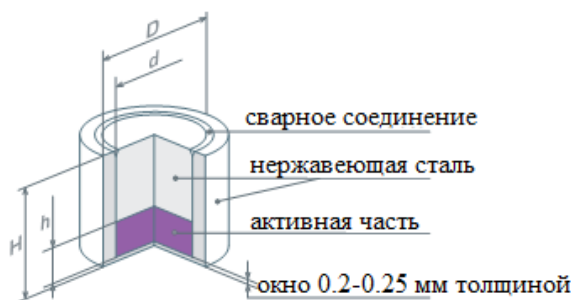


Рис. 2.33. Точечный и дисковый источник, капсула а

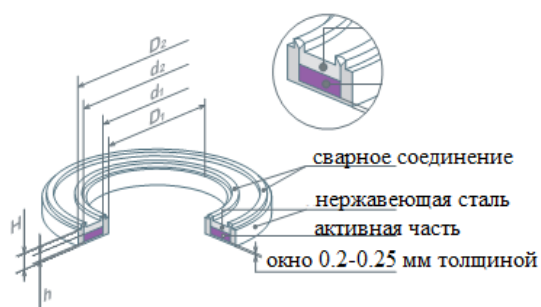


Рис. 2.34. Кольцевой источник

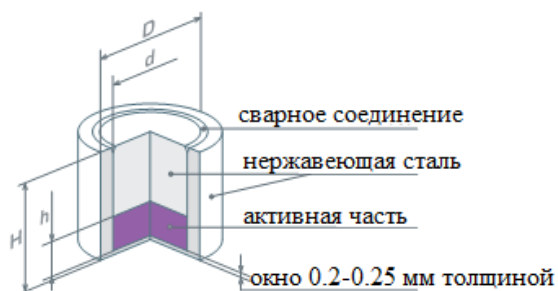


Рис. 2.35. Точечный и дисковый источник, капсула а

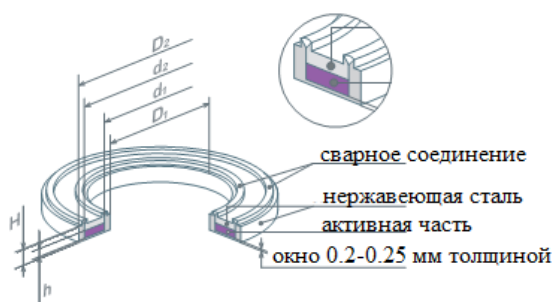


Рис. 2.36. Кольцевой источник



Рис. 2.37. Дисковый источник, капсула b

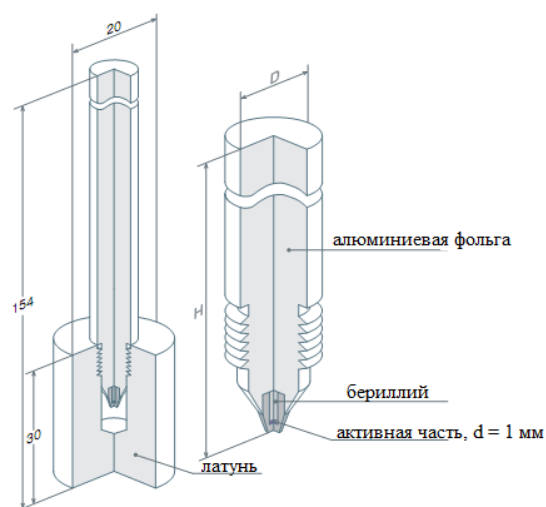


Рис. 2.38. Маркированный точечный источник

Т а б л и ц а 2.2

Параметры точечных гамма-источников

Радионуклид	Период полураспада	Энергия гамма-излучения (keV) и проценты, %
1	2	3
Na ²²	2,6027 лет	1274,54 (99,94 %)
Ti ⁴⁴	60,0 лет	68,9 (94,4 %)
		78,3 (96,2 %)
		1157,0 (99,9 %)
Mn ⁵⁴	312,11 дней	834,8 (100 %)
Fe ⁵⁵	2,741 лет	5,9 (25 %)
		6,5 (3,4 %)
Co ⁵⁷	271,8 дней	14,4 (9,2 %)
		122,1 (85,6 %)
		136,5 (10,7 %)
Co ⁶⁰	5,271 лет	1173,2 (99,9 %)
		1332,5 (100 %)
Zn ⁶⁵	244,06 дней	1115,54 (50,6 %)
Y ⁸⁸	106,626 дней	898,0 (94,1 %)
		1836,1 (99,4 %)

Окончание табл. 2.2

1	2	3
Cd ¹⁰⁹	461,4 дней	88,0 (3,61 %)
Sn ¹¹³	115,09 дней	255,1 (21 %) 391,7 (64,9 %)
Ba ¹³³	10,54 лет	81,0 (32,9 %) 276,4 (7,2 %) 302,9 (18,3 %) 356,0 (62,0 %) 383,85 (8,9 %)
Cs ¹³⁴	2,0648 лет	563,2 (8,4 %) 569,3 (15,4 %) 604,7 (97,6 %) 795,8 (85,5 %)
Cs ¹³⁷	30,018 лет	661,7 (85,1 %)
Ce ¹³⁹	137,641 дней	165,9 (79,9 %)
Eu ¹⁵²	13,516 лет	121,78 ÷ 1408,0
Gd ¹⁵³	240,4 дней	97,4 (29,0 %) 103,2 (21,1 %)
Bi ²⁰⁷	32,9 лет	569,7 (97,8 %) 1063,6 (74,6 %)
Th ²²⁸	1,9116 лет	84,4 ÷ 2614,5
Am ²⁴¹	432,6 лет	26,3 (2,4 %) 59,5 (35,8 %)
Am ²⁴³	7370 лет	43,5 (5,9 %) 74,7 (68,2 %)

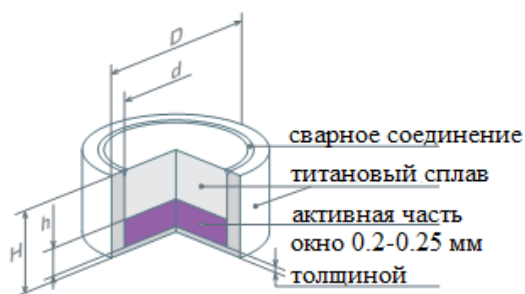


Рис. 2.39. Дисковый источник

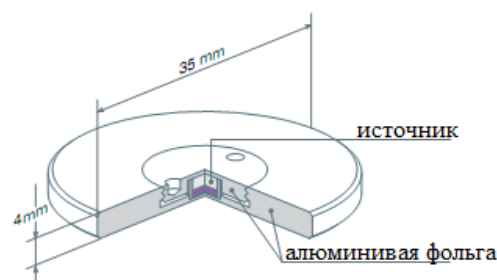


Рис. 2.40. Держатель

⁶⁵Zn включен в графитовую матрицу и герметично заварен в капсуле из титанового сплава. Период полураспада 244,06 дней.

Нейтронные источники (рис. 2.41) [6]. Период полураспада: 2,65 года. ²⁵²Cf (в виде оксида) запечатан в сварную капсулу из нержавеющей стали. Источники быстрых нейтронов (рис. 2.42).

Период полураспада: 18,11 лет. ²⁴⁴Cm включен в керамическую матрицу, загерметизован аргоновой дугой в сварной капсуле из нержавеющей стали спаянной бериллиевым окном.

Рентгеновские источники [6]. В качестве рентгеновских источников могут применяться следующие изотопы: ^{55}Fe , ^{109}Cd , ^{125}I , ^{57}Co , ^{133}Ba .

На рис. 2.43-2.44 источник ^{55}Fe нанесен на медную или бериллиевую подложку электрохимическим осаждением и запечатан лазерной сваркой монель-металлом. Капсула спаяна с бериллиевым окном.

Период полураспада: 2,741 года. Рис. 2.45 - 2.48 ^{109}Cd включен в керамическую или графитовую матрицу, запечатан сваркой титановых сплавов или монель-металлом. Капсула спаяна с бериллиевым окном.

Период полураспада: 461.4 дней. Источники рентгеновского излучения, выпускаемые на ОАО «ИЗОТОП» с изотопами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$, ^{204}Tl и ^{147}Pm представляют собой герметичные ампулы (для источников с изотопами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ из нержавеющей стали марки X18H10T ГОСТ 5632-61, а для источников с изотопами ^{204}Tl и ^{147}Pm из сплавов алюминия ГОСТ 4784-65), заполненные гомогенной смесью соответствующего радиоактивного препарата и материала мишени.

Источники рентгеновского излучения с изотопом ^{55}Fe представляют собой подложки из меди ГОСТ 859-66 или ГОСТ 1019-47, на одну сторону которых нанесен и зафиксирован радиоактивный препарат. Общий вид и конструкция источников приведены на рис. 2.41.

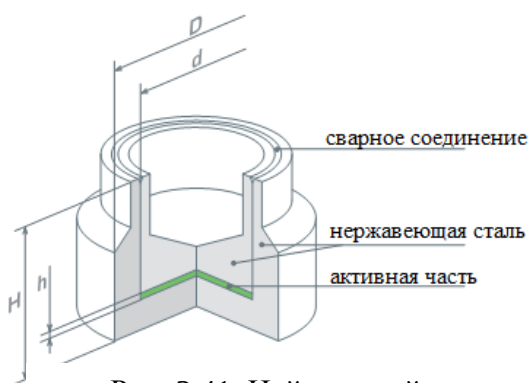


Рис. 2.41. Нейтронный источник ^{252}Cf

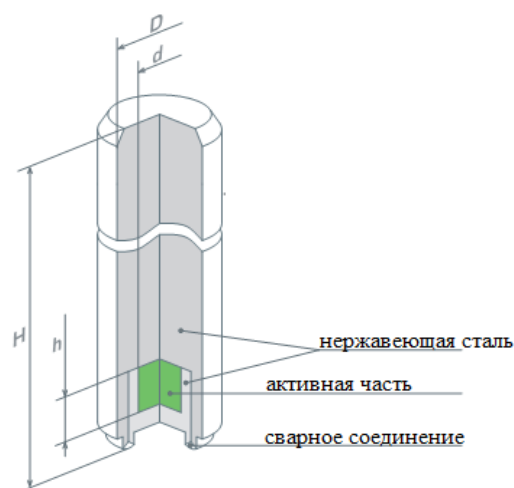


Рис. 2.42. Источник быстрых нейтронов ^{244}Cm

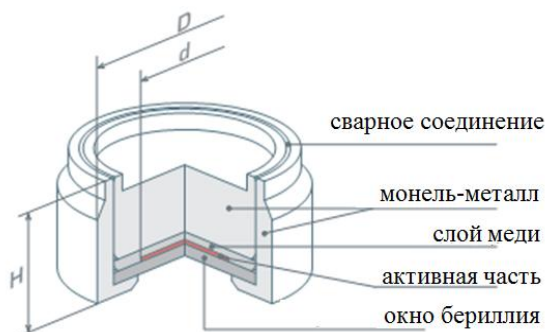


Рис. 2.43. Дисковый источник

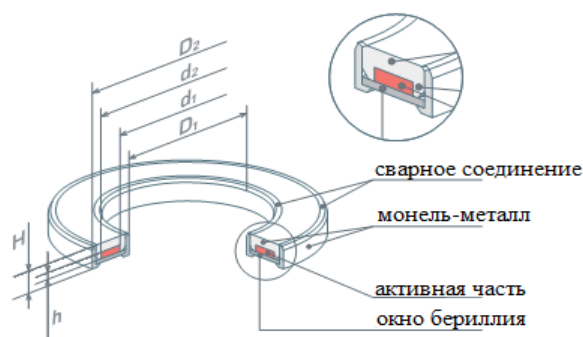


Рис. 2.44. Кольцевой источник

Источники с изотопами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ могут эксплуатироваться в водно-воздушных средах в интервале температур от -60 до $+150\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Источники с изотопами ^{204}Tl , ^{147}Pm и ^{55}Fe могут эксплуатироваться в воздушных средах, загрязненных химическими веществами в пределах, соответствующих ПДК для воздуха производственных помещений, в интервале температур от -60 до $+70\text{ }^{\circ}\text{C}$, при относительной влажности до 98 % при температуре $20 \pm 5\text{ }^{\circ}\text{C}$.

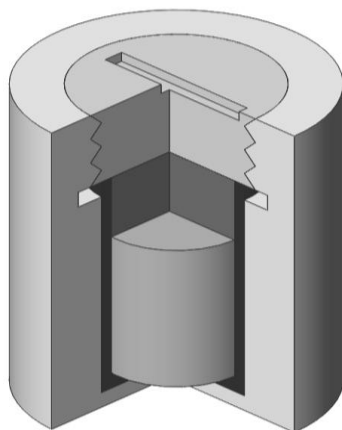


Рис. 2.49. Источники рентгеновского излучения с изотопами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ типа ИРИС-1 - ИРИС-3: 1 - подложка; 2 - аргонодуговая сварка; 3 - ампула; 4 - активное вещество

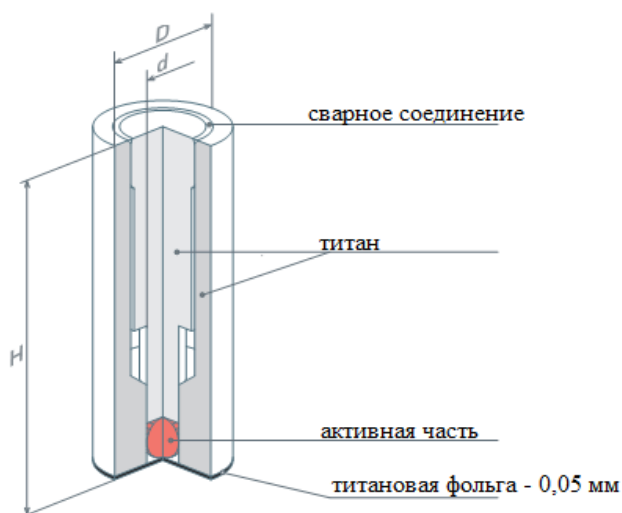


Рис. 2.50. Точечный источник ^{125}I

Основные характеристики радиоизотопов приведены в прил. 6.

Рентгеновские источники гамма-излучения. ^{125}I включен в матрицу из угля или смолы в форме сферы диаметром 1 мм и запечатан сваркой в титановую капсулу с 50 мкм окном из титановой фольги. Капсула запечатана лазерной сваркой. *Период полураспада:* 59,407 дней.

^{133}Ba включен в керамическую матрицу и запаян в сварную капсулу из нержавеющей стали или монель-металла спаянных бериллиевым окном.

Период полураспада: 10,54 лет.



Рис. 2.51. Дисковый источник, окно из нержавеющей стали

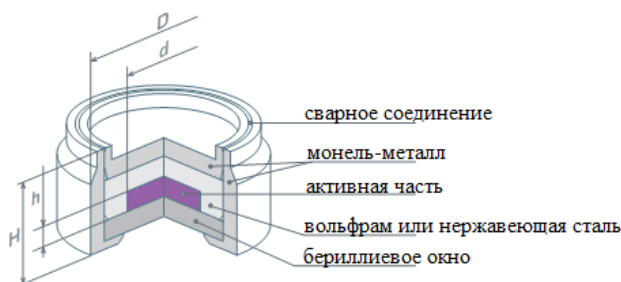


Рис. 2.52. Дисковый источник, бериллиевое окно

Мессбауэровские источники излучения. Серийные источники. Кобальт-57: активная часть сделана при помощи электроосаждения ^{57}Co высокой чистоты на тонкую (6 мм или менее, диаметром 4...8 мм) металлическую матрицу с последующим отжигом.

Используются стандартные матрицы родия и хрома. Активная часть помещена в титановый сплав с держателем. Лазерная сварка титанового сплава гарантирует экологическую безопасность от радиационного загрязнения.

Период полураспада: 271,8 дней. Разновидность источников с бериллиевыми окнами показаны на рисунках 2.53 - 2.56.

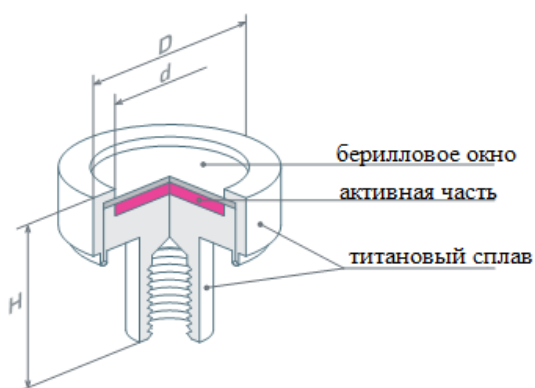


Рис. 2.53. Держатель первого типа

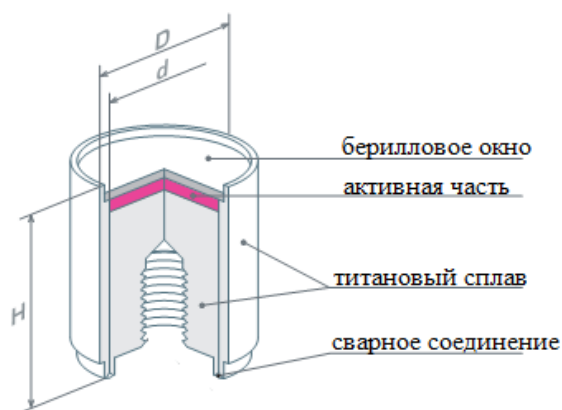


Рис. 2.54. Держатель типа 5,6

Мессбауэровские источники, выпускаемые ОАО «ИЗОТОП» γ -излучения с изотопом ^{57}Co применяются в исследованиях методом ядерной гамма-резонансной спектроскопии на ядрах ^{57}Fe .

Источники представляют собой подложки с внедренным путем диффузионного отжига изотопом Co^{57} (без носителя).

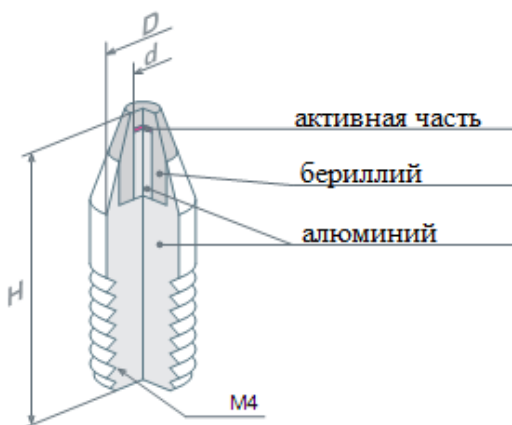


Рис. 2.55. Точечный источник

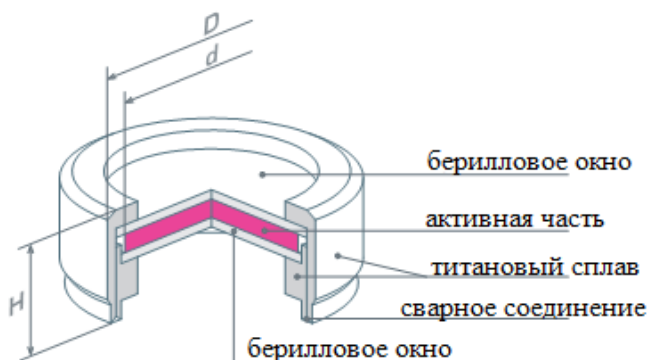


Рис. 2.56. Двусторонний источник

Материал подложки: а) немагнитная нержавеющая сталь; б) платина (из материала заказчика).

Размеры подложки: диаметр - $14 \pm 0,1$ мм; толщина 0,025...0,50 мм. Размер активного пятна: $5 \pm 0,5$ мм. Активность источников в пределах 1 - 10 мкюри. Радиоизотопные примеси: $^{58}\text{Co} < 2 \%$.

Мессбауэровские источники с изотопом $^{119\text{m}}\text{Sn}$ в форме $^{119\text{m}}\text{SnO}_2$ применяются при исследованиях, связанных с эффектом Мессбауэра (резонансное поглощение или резонансное рассеяние), и представляют собой круглые подложки из органического стекла, на которые методом осаждения нанесен активный слой.

Диаметр подложки 35 мм, диаметр активной части 32 мм. Источники закрываются защитной крышкой из оргстекла. Толщина крышки 0,2 мм.

Толщина активного слоя, определяемая расчетным путем при изготовлении, не превышает:

- для источников по рассеянию 40 мг/см^2 ;
- для источников по поглощению 5 мг/см^2 .

Неравномерность распределения активности по поверхности источника не более $\pm 15 \%$ среднего значения.

Внешний выход γ -излучения с энергией 0,024 МэВ в телесный угол 2π не менее: для источников по рассеянию $(5 \pm 1) \cdot 10^7$ квант/сек, для источников по поглощению $(2 \pm 0,5) \cdot 10^7$ квант/сек.

Внешний выход γ -излучения с энергией 0,050 МэВ не более 7 % внешнего выхода γ -излучения с энергией, лежащей в области 0,024 МэВ.

Величины эффекта Мессбауэра: для источников по рассеянию не менее 58 %, для источников по поглощению не менее 36 %.

Источники могут эксплуатироваться в интервале температур от -40 до +30 °С, при относительной влажности до 95 %, температуре 30 °С и вибрационной тряске с ускорением 3 g в диапазоне частот 10 - 100 гц.

2.2.3. Транспортные контейнеры и типы упаковок [7]

В целях сохранения и обеспечения безопасности источников при перевозке их тщательно упаковывают с учетом агрегатного состояния и степени защищенности самих источников.

Транспортировка и хранение источников α -излучения производится в специальных пеналах из дерева или оргстекла, например в пенале, показанном на рис. 2.50. При транспортировке пеналы дополнительно упаковываются в деревянные ящики.

Транспортировка и хранение источников β -излучения производится в специальных защитных контейнерах или в пеналах из дерева, оргстекла или других материалов. Наиболее часто используются для транспортировки и хранения источников β -излучения контейнеры, характеристики которых приведены в каталогах, а конструкция - на рис. 2.57 - 2.59.

Выгрузка и загрузка источников в контейнеры и пеналы производится через верх. При транспортировке контейнеры упаковываются в дополнительную наружную упаковку из металла или дерева, а пеналы - в деревянные ящики.

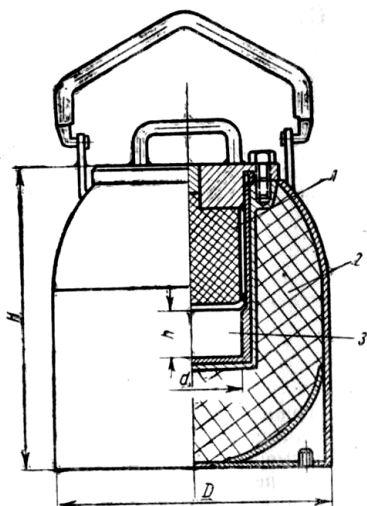


Рис. 2.57. Транспортный контейнер КИЗ-02:
1 - пробка; 2 - свинец;
3 - гнездо

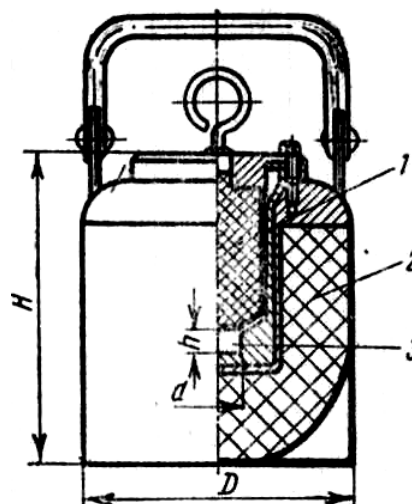


Рис. 2.58. Транспортный контейнер КИЗ-05, КИЗ-25 м:
1 – пробка; 2 – свинец;
3 – гнездо

Выгрузка и загрузка источников в контейнеры КИЗ-10000, КИЗ-25 м, КИЗ-25 и КИЗ-34 производится через верх.

Загрузка источников в контейнеры КТБ-26-12, КИЗ-46, КИЗ-3000, КИЗ-47 и КИЗ-48 производится через верх, а выгрузка - через дно. Выгрузка и загрузка источников в контейнеры КИЗ-1500, КИЗ-3 м, КИЗ-500, КИЗ-6 м, КИЗ-55, КИЗ-5м, КИЗ-05, КИЗ-Н м, КИЗ-54 м, КИЗ-50 м производится через верх.

Источники помещают в специальные съемные стаканы (вкладыши), которые свободно вынимаются из контейнеров при извлечении пробки или непосредственно крепятся к пробке.

При транспортировке контейнеры упаковываются в дополнительную наружную упаковку из металла или дерева. Транспортировка и хранение источников быстрых нейтронов производится в специальных защитных контейнерах, характеристики и конструкция которых приведены в каталогах и на рис. 2.60 и 2.61.

При транспортировке контейнеры упаковываются в дополнительную наружную упаковку из металла или дерева [7]. Рассмотренные контейнеры отличаются габаритами, размерами гнезд под источники, материалом стальных корпусов, весом и максимальной загрузкой.

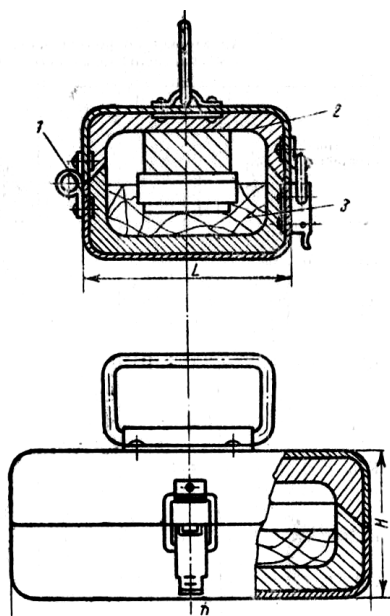


Рис. 2.59. Транспортный контейнер ЦР-м:
1 – корпус; 2 – крышка;
3 – вкладыш

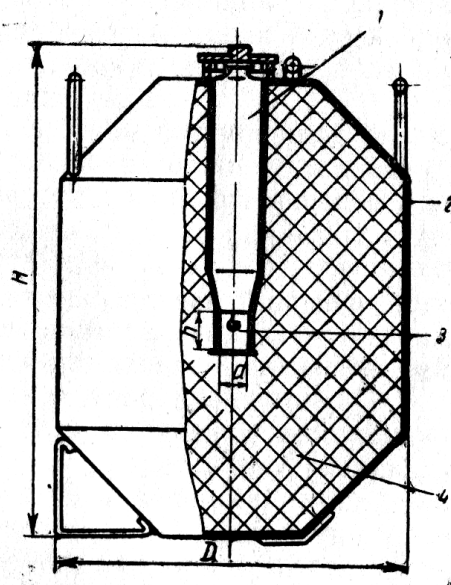


Рис. 2.60. Транспортные контейнеры КН-9М • 10⁵, КН-9М-106, КН-9М-5 - 10⁶:
1 - пробка; 2 - корпус; 3 - гнездо;
4 - парафин

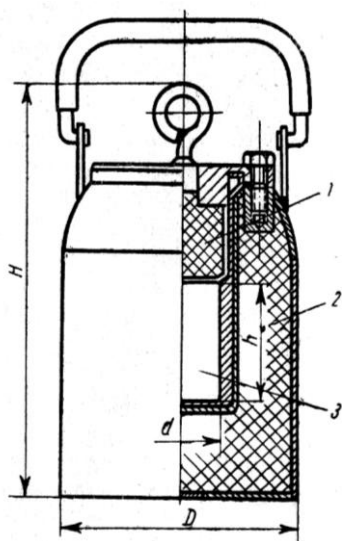


Рис. 2.61. Транспортные контейнеры КБН-5, КБН-6:1 - пробка; 2 - парафин;
3 - гнездо

Тип А - упаковка для закрытых радионуклидных источников при транспортировке [6].

В виде упаковки применяется картонная коробка (220x220x230 мм), размеры: 99x122 мм, транспортные контейнеры типа: КТ1-5 ÷ КТ1-40, вес: 1,5 ÷ 8,5 кг. Порядок распаковывания.

1. Откройте картонную коробку.
2. Возьмите банку.
3. Отпустите рычаг напряжения кольца, охватывающий упаковку - ленту и снимите верхнюю часть.
4. Выньте верхнюю вставку из полистирола и свинцовый контейнер.
5. Открыть свинцовый контейнер и вынуть пластиковую упаковку с исходным веществом.
6. Вынуть радиоактивный источник из упаковки.

Тип А - упаковки для радионуклидов при транспортировке. В качестве упаковки применяются те же материалы, что рассматривались выше. Картонная коробка (220x220x230 мм), размеры: 99x122 мм, транспортные контейнеры типа: КТ1-5 ÷ КТ1-40, вес: 1,5 ÷ 8,5 кг.

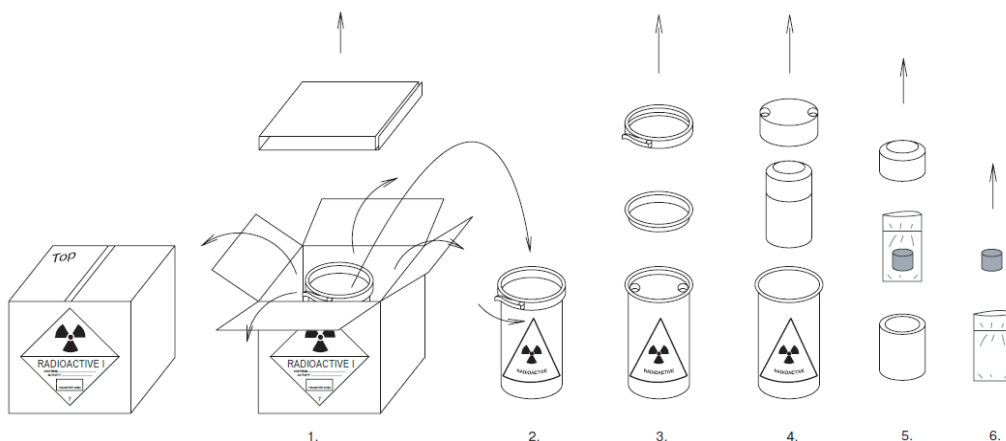


Рис. 2.62. Порядок раскрытия упаковки закрытых радионуклидных источников для транспортировки

Порядок распаковывания.

1. Откройте картонную коробку.
2. Возьмите банку.
3. Отпустите рычаг напряжения кольцо, охватывающий упаковку - ленту и снимите верхнюю часть.
4. Выньте верхнюю вставку из полистирола и свинцовый контейнер.
5. Открыть свинцовый контейнер и вынуть пластиковую упаковку с исходным веществом.
6. Вынуть радиоактивный источник.

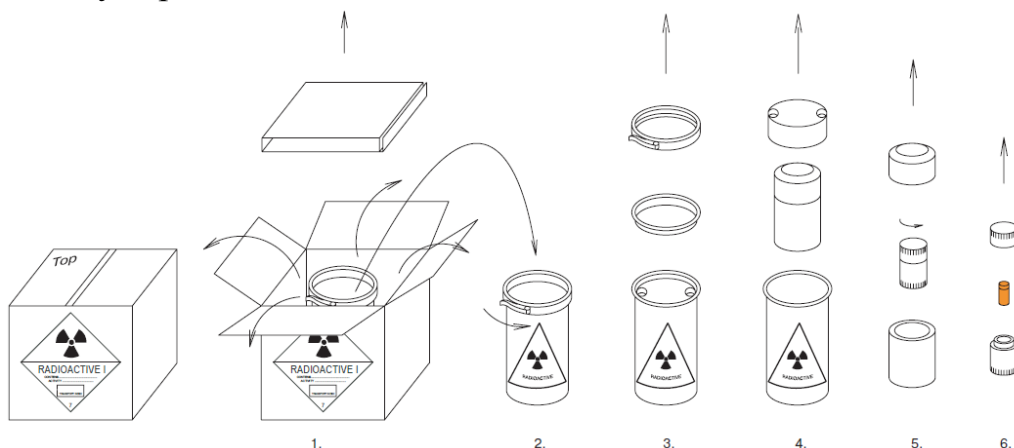


Рис. 2.63. Порядок раскрытия упаковки радионуклидов для транспортировки

Первичная упаковка жидких радионуклидов при последовательном их размещении перед транспортировкой показана в нижеприведенных рисунках. Жидкие радионуклиды заливаются в стеклянные ампулы рис. 2.64 и запаиваются. Затем размещаются во флаконе из чистого боросиликатного стекла с резьбовым отверстием с крышкой, как показано на рис. 2.65 - 2.67, и обжимается винтовой крышкой. Последовательность вкладывания ампулы и флакона показана на рис. 2.68, 2.69, где первичный

флакон с малым диаметром вкладывается в больший флакон. А затем в еще больший пластиковый флакон с восьмиугольной крышкой и резьбовым отверстием и обжимается верхней крышкой рис. 2.70.

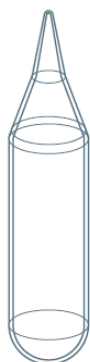


Рис. 2.64.
Стеклянная
запаянная
ампула



Рис 2.65. Верхний
винт флакона



Рис. 2.66. Флакон
с ампулой



Рис. 2.67.
Обжимной винт
флакона

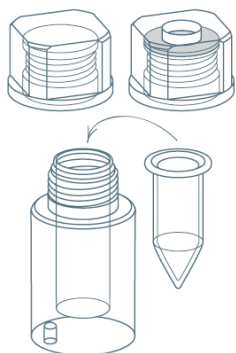


Рис. 2.68. Порядок обжима
флакона с ампулой

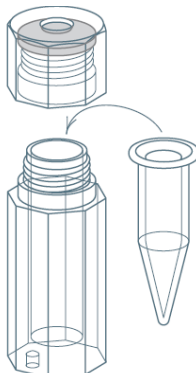


Рис. 2.69.
Завинчивающаяся
крышка банки

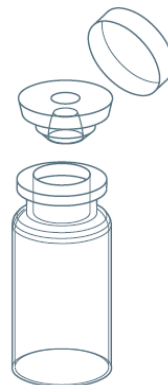


Рис. 2.70. Обжать
верхнюю крышку
капсулы

2.3. Методы измерений абсолютной активности препарата [8]

Измерение активности источников по альфа-, бета- или гамма-излучению является одной из основных и наиболее распространенных задач радиометрии. Существует два метода измерения активности - абсолютный и относительный.

Абсолютный метод измерения активности заключается в определении полного числа актов распадов, происходящих в радиоактивном источнике, по зарегистрированной на радиометрической установке скорости счета от этого источника.

Относительный метод измерения активности заключается в сравнении скорости счета от исследуемого источника со скоростью счета от эталонного источника, абсолютная активность которого известна.

В общем случае расчет "абсолютной" активности (под абсолютной активностью радиоактивного источника понимается полное число актов распада, происходящих в веществе данного источника) ведется по формуле

$$A_{\text{абс}} = n_{\text{сч}} K_{\text{св}}, \quad (2.1)$$

где $A_{\text{абс}}$ - абсолютная активность, расп/мин; $n_{\text{сч}}$ - скорость счета, имп/мин; $K_{\text{св}}$ - коэффициент связи, расп/имп.

Коэффициентом связи называется величина, учитывающая ряд эффектов, выраженных в виде поправочных коэффициентов, которые обусловлены параметрами выбранной радиометрической аппаратуры, взаимным расположением источника и счетчика и свойствами измеряемого радиоактивного изотопа.

Для определения абсолютной активности применяются следующие методы:

- калориметрический (тепловой);
- ионизационной камеры;
- малой (наперстковой) ионизационной камеры;
- бета-гамма совпадений;
- определенного (фиксированного) телесного угла;
- полного телесного угла.

Калориметрический (тепловой) метод. Метод основан на поглощении энергии, освобождаемой при радиоактивном распаде исследуемого изотопа внутри калориметрического сосуда, причем количество выделившегося тепла пропорционально числу распавшихся ядер. Тепловой эффект можно измерять в самых различных типах калориметров: адиабатическом, статическом, изотермическом. При выборе типа калориметра необходимо учитывать период полураспада изотопа, величину теплового эффекта, длительность измерения, величину теплоемкости источника и т.д.

Калориметрический метод может применяться в случае, если в исследуемом источнике не происходит дополнительного выделения тепла за счет побочных физико-химических процессов, не связанных с распадом ядра.

Измерение абсолютной активности бета-излучения калориметрическим методом производится с помощью тонкостенного бета-калориметра, а гамма-излучения с помощью гамма-калориметра, имеющего толстые стенки из вещества с большим атомным номером и плотностью (свинец, вольфрам, ртуть и т.д.). При измерении бета-калориметром абсолютная активность рассчитывается по формуле

$$A_{\text{абс}} = \frac{W}{\bar{E}_{\beta}}, \quad (2.2)$$

где W - количество выделившегося тепла; $\bar{E}_{\beta}$ - средняя энергия спектра бета-частиц.

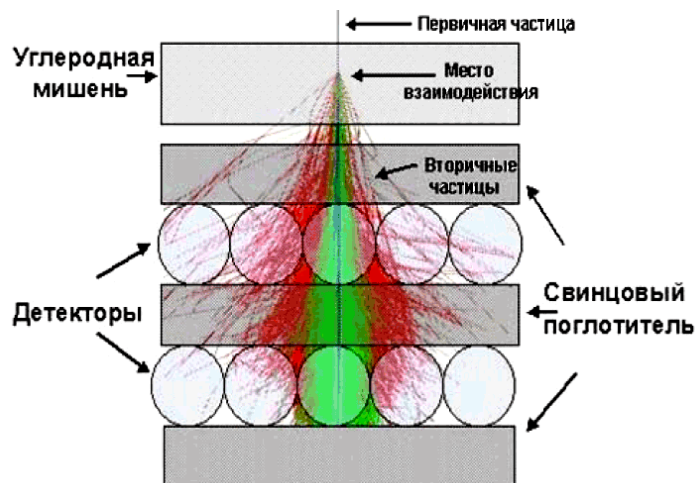


Рис. 2.71. Калориметр для измерения энергии элементарных частиц

В случае применения γ -калориметра абсолютная активность определяется по формуле

$$A_{абс} = \frac{W}{\sum h\nu_i a_i \rho_i} \quad (2.3)$$

В гамма-калориметре происходит поглощение, как гамма-излучения, так и бета-излучения и измеренная абсолютная активность будет рассчитываться по формуле

$$A_{абс} = \frac{W}{\sum h\nu_i a_i \rho_i + \overline{E}_\beta}, \quad (2.4)$$

где $h\nu_i$ - энергия i -й гамма-линии; a_i - число квантов каждой линии на акт распада; ρ_i - доля энергии гамма-излучения, поглощаемая калориметром.

Калориметрический (тепловой) метод применяется при определении абсолютной активности объемно-распределенного источника от 10 до 100 мкюри. В связи с большой тепловой инерцией калориметров, измерение производится при условии установившегося теплового равновесия, наступающего через длительный период времени, рассматриваемым методом можно измерять активность изотопов, период полураспада которых более 10 часов.

Калориметры предназначены главным образом для измерения полной энергии высокоэнергичных (в том числе и нейтральных) частиц. Попадая в вещество калориметра, частица рождает ливень вторичных частиц, передавая им свою энергию. Ливень поглощается в объеме калориметра и его энергия измеряется.

Преимущества калориметров.

Калориметры позволяют измерять энергии частиц в диапазоне от нескольких МэВ до максимально достижимой.

Относительное энергетическое разрешение калориметров увеличивается с ростом энергии как $E^{-1/2}$, где E – энергия падающей частицы, в то время как у магнитных спектрометров разрешение по импульсу линейно падает с увеличением импульса. Размеры калориметра увеличиваются с энергией логарифмически, в то время как размеры магнитного спектрометра растут с импульсом линейно.

Калориметры чувствительны как к заряженным, так и к нейтральным частицам.

При сегментации калориметра можно получить информацию о координатах частиц и струй. Точность измерения координат оси ливня частиц повышается с ростом энергии и может быть лучше, чем 1 мм. Возможно измерение как продольной, так и поперечной составляющих импульсов частиц.

Калориметры также можно использовать как триггеры для селективного отбора событий (длительность сигналов на выводах ячеек калориметра ~ 10 и менее).

Калориметры позволяют идентифицировать частицы. Например, различать электроны и фотоны от пионов и мюонов.

По типу детектируемых частиц калориметры делятся на электромагнитные и адронные.

Конструктивно калориметры подразделяются на гомогенные и гетерогенные (сэмплинг-калориметры).

Метод ионизационной камеры. Метод основан на введении радиоактивного вещества в виде газа или пара внутрь ионизационной камеры и измерении ионизационного тока, величина которого пропорциональна интенсивности излучателя. Любое измерение в ионизационной камере производится только при токе насыщения, так как в этом случае все образующиеся в газе ионы доходят до электродов и соблюдается пропорциональность между ионным током и абсолютной активностью источника может быть определена по формуле

$$A_{abc} = \frac{I_H}{n} \quad (2.5)$$

где I_H - ток насыщения; n - число пар ионов, создаваемых в среднем одной частицей.

Ионизационные камеры сравнительно редко применяются для определения абсолютной активности, хотя их использование достаточно целесообразно при измерении мягкого бета излучения большой интенсивности.

Метод малой (наперстковой) ионизационной камеры. Данный метод основан на введении β -активного вещества в виде водного раствора в материалы (желатина, агар-агар, и пр.), из которых приготавливаются

наперстковые камеры. Если известна средняя энергия β -излучателя, введенного в стенки такой камеры, то по величине ионизационного тока, возникающего в камере, можно определить абсолютную активность. Этот метод имеет второстепенное значение т.к. имеет ряд экспериментальных и расчетных трудностей [4].

Метод бета-, гамма-совпадений. Метод применим для определения абсолютной активности таких изотопов, у которых бета-распад сопровождается испусканием одного или нескольких гамма-квантов. Сущность метода состоит в том, что исследуемый источник помещается между двумя счетчиками, один из которых с некоторой вероятностью "а" регистрирует бета-частицы (n_β), а другой с вероятностью "б" - гамма-кванты (n_γ) по схеме, показанной на рис. 2.58. Тогда скорость счета средней частоты, регистрируемые детекторами, будут связаны с абсолютной активностью источника соотношениями:

$$\begin{aligned} n_\beta &= A_{abc} \cdot a \\ n_\gamma &= A_{abc} \cdot b \end{aligned} \quad (2.6)$$

Величины a и b зависят от ряда факторов и их определение достаточно затруднительно. Чтобы исключить величины a и b β и γ счетчики включаются по схеме, регистрирующей только β - γ -совпадений. Число таких совпадений определяется вероятностью регистрации каждым счетчиком в отдельности - β -частиц и γ -квантов, т.е. $a \cdot b$. Отсюда очевидно, что общее число зарегистрированных β - γ совпадений можно рассчитать по формуле

$$n_{\beta\gamma} = A_{abc} \cdot a \cdot b, \quad (2.7)$$

где $n_{\beta\gamma}$ - число зарегистрированных β - γ совпадений.

Заменив величины a и b в выражении (2.7) их значениями, исходя из значений (2.6) и преобразовав получим $a = n_\beta / A_{abc}$ и $b = n_\gamma / A_{abc}$ получим выражения

$$\begin{aligned} n_{\beta\gamma} &= \frac{n_\beta \cdot n_\gamma}{A_{abc}} \quad \text{откуда} \\ A_{abc} &= \frac{n_\beta \cdot n_\gamma}{n_{\beta\gamma}}. \end{aligned} \quad (2.8)$$

По формуле (2.7) можно определить активность изотопов, у которых β -распад сопровождается испусканием одного γ -кванта. Измерять активность изотопов с более сложной схемой распада данным методом затруднительно. Методы β - γ и γ - γ -совпадений требуют использования дополнительной электронной аппаратуры - схемы совпадений, но позволяют быстро определять активность препарата, если схема распада проста.

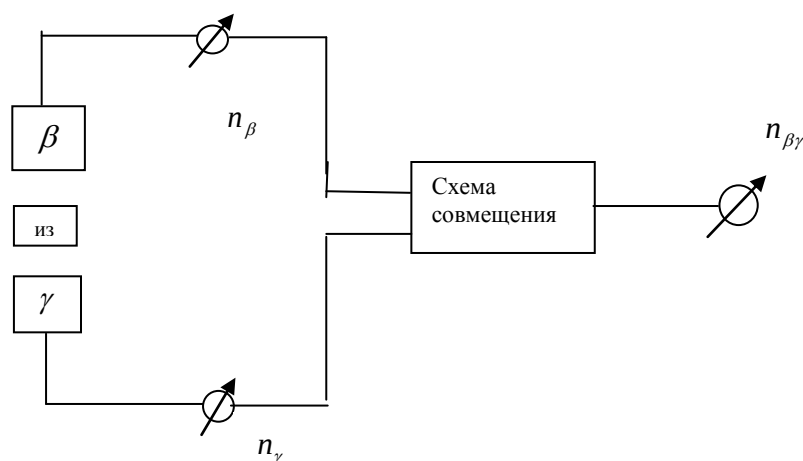


Рис. 2.72. Схема метода $\beta - \gamma$ -совпадений

Определение абсолютной активности препарата β -излучения методом фиксированного телесного угла. Метод предусматривает строго фиксированное положение исследуемого источника относительно счетчика. Сущность метода заключается в том, что по зарегистрированному числу бета-частиц, попадающих в счетчик в определенном телесном угле, заданном геометрией измерения, определяется число частиц, испускаемое источником в полном телесном угле 4π . Связь между зарегистрированной скоростью счета от источника и его абсолютной активностью выражается зависимостью:

$$n_0 = A_{\text{abc}} \eta, \quad (2.9)$$

где n_0 - истинная скорость счета от источника, имп/мин; $\eta = 1/K_{\text{св}}$ - общий поправочный коэффициент, расп/имп.

Истинной считается скорость счета, исправленная на просчеты и фон, т.е.:

$$n_0 = n_{\Sigma} P(\tau_p) - n_{\text{ф}}, \quad (2.10)$$

где n_{Σ} - скорость счета, зарегистрированная радиометрической установкой, имп/мин; $P(\tau_p)$ - поправка на просчеты (на разрешающее время); $n_{\text{ф}}$ - скорость счета от фона, имп/мин.

В качестве детектора используются обычно счетчики Гейгера - Мюллера торцового или цилиндрического вида. Измерения абсолютной активности препаратов по β -излучению в большинстве случаев дают более точные результаты, чем измерения по γ -лучам. При переходе от регистрируемой прибором скорости счета, выражаемой в имп/мин, к абсолютной активности, выраженной числом актов радиоактивного распада в единицу времени (распад/мин, распад/сек) или в единицах кюри, необходимо учитывать многочисленные факторы, некоторые из которых рассмотрены ниже.

Общий поправочный коэффициент η является сложной величиной, численное значение которой определяется совокупностью ряда факторов, сопровождающих излучение. В случае простой схемы распада изотопов, когда каждый акт распада сопровождается испусканием моноэнергетической бета-частицы, величина η может быть рассчитана по формуле

$$\eta = \omega \varepsilon K_n K_o S_q q \rho, \quad (2.11)$$

где ω - поправка на геометрические условия измерения (на телесный угол); ε - поправка на эффективность регистрации излучения счетчиком; ρ - поправка на схему распада изотопа; K_n - поправка на поглощение излучения слоем отделяющей среды; S_q - поправка на саморассеяние излучения в источнике; q - поправка на самопоглощение излучения в источнике; K_o - поправка на обратное рассеяние (отражение) излучения от подложки.

Следовательно, абсолютная активность источника будет равна:

$$A_{абс} = \frac{n_0}{\eta} = \frac{n_{\Sigma} P(\tau_p) - n_{\phi}}{\omega \varepsilon K_n K_o S_n q \rho} \frac{распад}{ед.вр.} \quad (2.12)$$

Размерность $A_{абс}$ определяется размерностью n_{Σ} и n_{ϕ} . Последняя формула выражает абсолютную активность в случае простой схемы распада изотопов, каждый акт распада сопровождается испусканием моноэнергетической β -частицы и $\rho = 1$.

В случае сложного бета-распада при наличии смеси β -излучателей в источнике, поправки K_n , K_o , S_n , q , ρ вычисляются для каждого i -го изотопа отдельно, а $A_{абс}$ активности такого источника определяется по формуле

$$A_{абс} = \frac{n_{\Sigma} P(\tau_p) - n_{\phi}}{\omega \varepsilon \sum K_{ni} \cdot K_{oi} \cdot S_{ni} q_i \rho_i}. \quad (2.13)$$

Методом фиксированного телесного угла можно определить абсолютную активность источника со средней точностью 5÷10 %. Точность определения абсолютной активности данным методом зависит от граничной энергии β -излучения и тщательно измеренных вводимых поправок.

2.4. Определение поправочных коэффициентов

2.4.1. Определение разрешающего времени и поправки на разрешающее время

Разрешающим временем счетной установки называется минимальный интервал времени между двумя последовательными попаданиями частиц

или γ -квантов, которые могут быть зарегистрированы отдельно. Разрешающее время принято выражать в секундах или минутах.

Счетная установка после регистрации частицы или γ -кванта в течение некоторого времени остается нечувствительной к последующим частицам, попадающим в счетчик. Поэтому любое счетное устройство обладает разрешающим временем, которое ограничивает величину измеряемой активности, если учесть, что в течение времени τ_p установка не может фиксировать появление других частиц в рабочем объеме детектора. Максимальные потери при регистрации частиц будут у тех установок, у которых разрешающее время максимально. А этот факт определяется типом счетчика. Разрешающее время самогасящихся счетчиков Гейгера-Мюллера составляет приблизительно 10^{-4} с, сцинтилляционных детекторов - 10^{-6} - 10^{-8} с, полупроводниковых – примерно 10^{-7} с. Электронные схемы блоков регистрации конструируются в каждом случае, как правило, так, чтобы их разрешающее время было меньше указанных значений τ_p . Поэтому соответствующие потери определяются детекторами.

Так как счетная установка состоит из нескольких элементов: счетчик, усилительное устройство, пересчетный блок и др., то вводится понятие «разрешающее время» всей установки и «разрешающее время» каждого из элементов этой установки.

Общее разрешающее время радиометрической установки является величиной переменной, поэтому можно рассматривать лишь среднее разрешающее в зависимости от регистрируемой скорости счета импульсов, т.е. $\tau_p f(n)$. Эта зависимость выводится теоретически, исходя из следующих условий:

- чтобы р/м установка зарегистрировала ионизированную частицу в момент времени от t до $t+dt$, необходимо, чтобы за время от $t - \tau_p$ до t через счетчик не прошла ни одна частица;

- вероятность того, что ни одна частица не попадет в счетчик за время t , определяется соотношением $P = e^{-n\tau_p}$, где

- n – среднее число частиц (истинная скорость счета), попадающих в счетчике в ед. вр.

Исходя из этого – общее число зарегистрированных в ед. вр. частиц $n_{сч}$, определяется:

$$n_{сч} = n \cdot e^{-n\tau_p} \quad \text{или} \quad n = n_{сч} e^{n\tau_p}. \quad (2.14)$$

Отношение $\frac{n}{n_{сч}} = e^{n\tau_p} = P(\tau_p)$ - это поправка на разрешающее время, которое вводится при скорости счета от источника $n_{сч} > 6000$ имп/мин .

Если ежесекундно в счетчик попадает n тысяч и более частиц, то разрешающее время τ_p по величине будет сравнимо со средним промежутком времени между импульсами. А какое-то число импульсов не сосчитывается из-за просчетов, связанных с тем, что они попадают в чувствительный объем детектора в период времени τ_p и поэтому не регистрируются. Если $n_{сч}$ - наблюдаемая скорость счета детектора, тогда доля времени, в течение которого счетная установка нечувствительна, составляет $n_{сч} \cdot \tau_p$. Следовательно, число импульсов потерянных за единицу времени будет $n \cdot n_{сч} \cdot \tau_p$, где n - скорость счета импульсов наблюдалась бы, если бы τ_p было пренебрежимо мало (общее число попавших частиц в детектор). Поэтому можно записать $n - n_{сч} = n \cdot n_{сч} \cdot \tau_p$. Отсюда

$$n = \frac{n_{сч}}{1 - n_{сч} \tau_p}; \quad (2.15)$$

$$\tau_p = \frac{n - n_{сч}}{n \cdot n_{сч}}, \quad (2.16)$$

а поправка на разрешающее время будет рассчитываться по формуле

$$P(\tau_p) = \frac{1}{1 - n_{сч} \tau_p}. \quad (2.17)$$

Разрешающее время можно определить несколькими методами:

- экспериментальным (метод подвижного источника);
- серии эталонов;
- измерение короткоживущего изотопа;
- двух препаратов.

Различие методов определения разрешающего времени определяет и различные формулы для расчета соответствующих величин, хоть и не обязательно.

Экспериментальный (подвижный) метод предусматривает измерение достаточно активного источника излучения и приближать его к счетчику до тех пор, пока число сосчитываемых в единицу времени импульсов не достигнет наибольшего максимального значения $n_{сч\max}$. Дальнейшее приближение источника излучения будет приводить к набору меньшего числа скорости счета импульсов.

Расчет значения разрешающего времени экспериментальным путем по следующему соотношению:

$$\tau_p = \frac{1}{e \cdot n_{сч\max}}. \quad (2.18)$$

Однако данный метод (метод подвижного источника) связан с перегрузкой радиометрической аппаратуры и применяется редко.

Более удобен для определения τ_p метод серии эталонов. Сущность его заключается в том, что готовится серия возрастающих по активности эталонов с известным количеством радиоактивного изотопа или известной абсолютной активностью. Обычно активность последующего эталона увеличивают пропорционально, т.е.:

1-й эталон - активность A_1 ;

2-й эталон - активность $A_2 = 2A_1$;

3-й эталон - активность $A_3 = 3A_1$;

n-й эталон - активность $A_n = nA_1$.

Далее снимается скорость счета, соответствующая каждому эталону: $n_{сч}$; $n_{сч1}$; $n_{сч2}$; $n_{сч3}$; ... $n_{счn}$ и строится графическая зависимость (рис. 2.73).

Из графика (рис. 2.73) видно, что при малых скоростях счета, когда не наблюдается просчетов, получается прямая. При дальнейшем увеличении активности эталонов проявляются просчеты, наблюдается отклонение от линейной зависимости. Экстраполируя конечный участок кривой графика, можно для каждой зарегистрированной скорости счета $n_{сч1}$ определить ожидаемую скорость счета n (2.15), а по формулам (2.16) и (2.17) определить разрешающее время τ_p и поправку на разрешающее время $P(\tau_p)$.

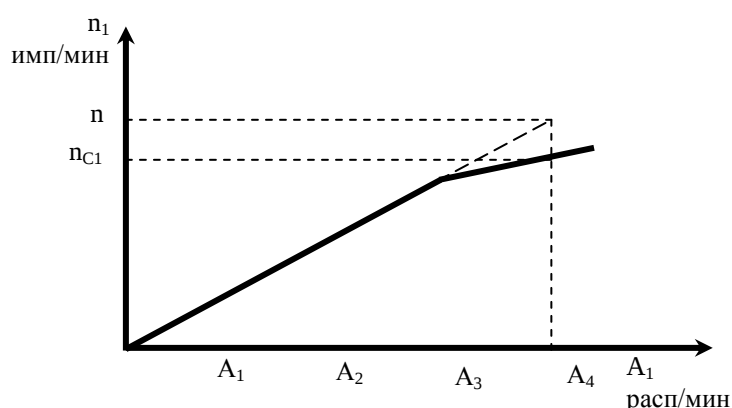


Рис. 2.73. Определение τ_p методом серии эталонов

Удобен для определения $P(\tau_p)$ и τ_p метод короткоживущего изотопа $T_{1/2} = 0,5 \div 3$. График на рис. 2.74. Для этого источник высокой активности помещается под счетчик и через определенные интервалы времени измеряются скорости счета, а затем строится логарифмическая зависимость $\lg n_{сч} = f(t_i)$.

В начальный период времени, когда активность будет высокая, наблюдаются просчеты, а когда активность источника вследствие распада короткоживущего изотопа уменьшится, зависимость $\lg n_{сч} = f(t_i)$ будет линейной.

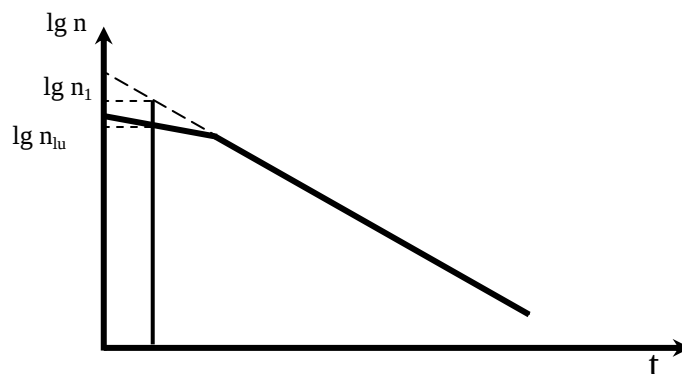


Рис. 2.74. Определение τ_p по кривой распада короткоживущего изотопа

Экстраполируя начальный участок логарифмической кривой, можно определить $\lg n$ для каждого значения $\lg n_0$. Для определения ожидаемой скорости счета на начальном участке кривой на момент времени t_1 восстанавливаем перпендикуляр для пересечения с экстраполируемым участком и получаем значение $\lg n_1$ и ожидаемый скорости счета $\lg n$. Освободившись от логарифма, значения n и n_1 , подставляя полученные значения скоростей счета в формулы (2.17), (2.16) и (2.15) рассчитывают значения $P(\tau_p)$, τ_p и ожидаемой скорости счета.

Разрешающее время электронной схемы усилительных блоков обычно составляет от $5 \cdot 10^{-5}$ до 10^{-6} с. Это значительно меньше разрешающего времени самого счетчика Гейгера-Мюллера, величина разрешающего времени которого составляет примерно $2 \cdot 10^{-4}$ с.

Общее разрешающее время радиометрической установки связано с разрешающим временем, составляющим счетную схему блоков сложной зависимостью. Так электромеханический счетчик ввиду своей инерционности обладает максимальным значением разрешающего времени, которое должно определять общее разрешающее время τ_p установки.

Однако введение дополнительного блока (пересчетной схемы с коэффициентом пересчета K) позволяет уменьшить загрузку электромеханического счетчика и снизить, таким образом, разрешающее время в K раз.

В общем случае разрешающее время есть величина не постоянная для данного счетного устройства, при больших значениях активности оно зависит от регистрируемой скорости счета импульсов. Существует также метод определения τ_p без построения графических зависимостей.

Метод двух препаратов. Метод определения разрешающего времени с помощью двух препаратов основан на сравнении суммы скоростей счета импульсов ($n_1 + n_2$) при измерении каждого из двух препаратов со

скоростью счета импульсов ($n_{1,2}$) при одновременном измерении обоих препаратов.

Разрешающее время τ_p можно рассчитывать по нескольким формулам. Наиболее простым считается метод двух препаратов, сущность которого сводится к измерению скоростей счета импульсов двух приблизительно одинаковой активности по 3500 - 4000 имп/мин: в начале оба препарата вместе, затем каждый в отдельности ("метод двух сменных препаратов"). При этом предполагается, что

$$n_{сч} = \frac{n_{1,2}}{2}; \quad (2.19)$$

$$n = \frac{n_1 + n_2}{2}, \quad (2.20)$$

где n - скорость счета ожидаемая при $\tau_p = 0$; n_1 - скорость счета импульсов от первого источника, имп/мин; n_2 - скорость счета импульсов от второго источника, имп/мин; $n_{1,2}$ - скорость счета импульсов одновременно измеренных первого и второго источника, имп/мин.

Если скорости счета источников невелики, то произвольное допущение, что каждый из источников в отдельности регистрируется без просчетов, не вносит существенной ошибки в окончательный результат.

Подставляя (2.19) и (2.20) формулу (2.16) находим:

$$\tau_p = \frac{\frac{n_1 + n_2}{2} - \frac{n_{1,2}}{2}}{\frac{n_1 + n_2}{2} \cdot \frac{n_{1,2}}{2}} = \frac{2(n_1 + n_2 - n_{1,2})}{(n_1 + n_2)n_{1,2}}. \quad (2.21)$$

В практике для определения разрешающего времени с удовлетворительной точностью применяют формулу

$$\tau_p = \frac{n_1 + n_2 - n_{1,2}}{2n_1n_2}. \quad (2.22)$$

И, наконец, если выражение (2.16) представить в виде бинома, разложить в ряд и пренебречь членами, содержащими τ_p^2 , и если предположить, что

$$n_1 + n_2 = n_{1,2} \quad (2.23)$$

то на основании допущения и формулы (2.16) получим наиболее точный результат:

$$\tau_p = \frac{n_1 + n_2 - n_{1,2}}{n_{1,2}^2 - n_1^2 - n_2^2}. \quad (2.24)$$

При расчете величины разрешающего времени удобнее рассчитывать по формуле (2.22), более точные получаются результаты при расчете по формуле (2.24). Для проведенных приближенных расчетов рассчитывают по формуле (2.21).

Величина $P(\tau_p) \geq 1$. Поправка на разрешающее время при измерении фона обычно не вводится.

Данный метод определения разрешающего времени τ_p радиометрической установки основан на выявлении небольшой разницы между большими величинами, поэтому, для достижения хорошего результата, все измерения должны быть выполнены с высокой точностью. В связи с этим время каждого измерения выбирается достаточно большим (20...30 мин).

Определение разрешающего времени τ_p и поправки на разрешающее время $P(\tau_p)$, методом двух препаратов следует проводить для таких скоростей счета, при которых потери активности из-за конечного разрешающего времени не превышают 10 %. Для установки со счетчиками Гейгера-Мюллера это соответствует скорости счета импульсов вплоть до 20000 имп/мин. При перемещениях препаратов стараться сохранить неизменной геометрию измерения.

2.4.2. Определение поправок метода фиксированного телесного угла

Фон счетчика - показания прибора в отсутствие исследуемых источников излучения, обусловленный космическими лучами, самопроизвольными импульсами за счёт испускания термоэлектронов катодом счётных трубок или фотоумножителей (ложные импульсы), а также радиоактивными загрязнениями рабочих помещений. Величина фона может служить для проверки правильности работы счётчика. В паспорте, прилагаемого к счётчику, указывается максимальная величина натурального фона. Возросший фон свидетельствует о том, что счётчик выходит из строя, либо о наличии радиоактивных загрязнений внутренних поверхностей домика.

Определение фона проводится в тех же условиях, что и измерение активности препарата. Поэтому, измеряя фон, следует помещать в домик пустой держатель для образцов. Фон счётчика (включая фон от γ -излучения препарата, если измерения ведутся по β -лучам) вычитают после введения поправки на разрешающее время. Если регистрируемая активность не менее чем в 20 раз превышает скорость счёта фона, то можно ограничиться двукратным измерением фона в течение дня - в начале и в конце работы. При более низких уровнях регистрируемой активности нужно чередовать измерения препарата и фона.

Эффективность счетчика к данному виду излучения - вероятность того, что частица или квант, проникшие в рабочий объем детектора излучения, будут зарегистрированы. Коэффициент эффективности ε определяется как отношение числа зарегистрированных частиц или квантов n_{Σ} к числу частиц или квантов n_x , попавших в рабочий объем счетчика:

$$\varepsilon = \frac{n_{\Sigma}}{n_x}. \quad (2.25)$$

Эффективность гейгеровских счетчиков к β -лучам близка к единице ($\varepsilon = 0,995$), но может быть и больше единицы за счет возникновения ложных импульсов. Эффективность можно улучшить, направляя пучок β -частиц в рабочий объем счетчика через диафрагму.

Но так как часть "истинных" импульсов сопровождается "ложными" импульсами, вызванными внутренними процессами в счетчике, то обычно говорят о практической эффективности, под которой понимают отношение числа импульсов, зарегистрированных от счетчика радиометрической установкой, к числу ионизирующих частиц, попавших в чувствительный объем счетчика. Эффективность счетчика выражается в долях от 1 или в процентах. Эффективность счетчика к бета-излучению может несколько изменяться в зависимости от его энергии. За счет возникновения ложных импульсов эффективность ε_{β} может превышать 100 %, что проявляется в некотором наклоне плато счетчиков, работающих в гейгеровском режиме.

Эффективность газоразрядных счетчиков к β -частицам близка к 1 ($\varepsilon = 0,995$). Для ряда отечественных счетчиков величина ε может быть найдена по справочникам.

Поправка на геометрию измерения ω . Препарат испускает частицы во всех направлениях (в телесный угол 4π), но попасть в счетчик могут только вылетевшие в пределах телесного угла $\Delta\omega$, зависящего от геометрии измерений.

Доля таких частиц:

$$\omega = \frac{\Omega}{4\pi}, \quad (2.26)$$

где Ω - пространственный угол, стерadian.

Для расчета поправки на телесный угол для торцового счетчика принимаются следующие условия:

- источник точечный или круглый;
- источник расположен на оси торцового счетчика (рис. 2.75);
- ионизирующее излучение не рассеивается воздухом и не отражается от стенок свинцового домика.

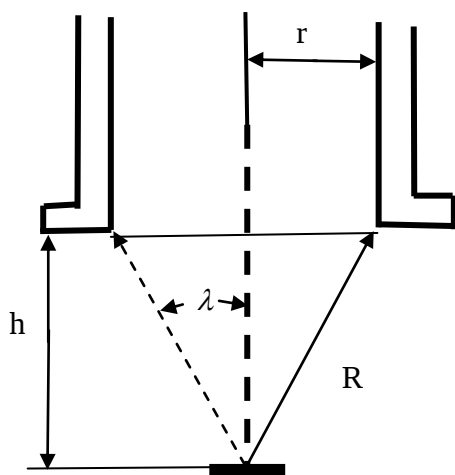


Рис. 2.75. К расчету поправки на телесный угол для торцового газоразрядного счетчика

Для точечного препарата в стационарном свинцовом домике с торцовым газоразрядным счетчиком, расположенного на продолжении оси счетчика поправка на телесный угол, исходя из понимания телесного угла Ω , под которым счетчик облучается источником ионизирующего излучения и равен

$$\Omega = \frac{\sigma}{R^2}, \quad (2.27)$$

где σ - поверхность шарового сегмента радиусом $R = \sqrt{h^2 + r^2}$.

Так как поверхность шарового сегмента равна

$$\sigma = 2\pi R(R - h) = 2\pi R^2 - 2\pi Rh,$$

а, заменив R на $R = \sqrt{h^2 + r^2}$ и подставляя значение в формулу расчета телесного угла Ω , получим

$$\Omega = \frac{\sigma}{R^2} = \frac{2\pi[(h^2 + r^2) - (\sqrt{h^2 + r^2})h]}{h^2 + r^2} = 2\pi \left(1 - \frac{h}{\sqrt{h^2 + r^2}}\right), \quad (2.28)$$

так как $\cos \alpha = \frac{h}{R} = \frac{h}{\sqrt{h^2 + r^2}}$, то можно записать, что $\Omega = 2\pi(1 - \cos \alpha)$.

Отсюда поправка на телесный угол для торцового счетчика, согласно формуле (2.26) будет рассчитываться

$$\omega = \frac{\Omega}{4\pi} = \frac{1}{2} \left(1 - \frac{h}{\sqrt{h^2 + r^2}}\right) \quad (2.29)$$

или

$$\omega = 0,5(1 - \cos \alpha) = 0,5 \left(1 - \frac{h}{\sqrt{h^2 + r^2}}\right), \quad (2.30)$$

где h - расстояние от препарата до счетчика; r - радиус входного окна счетчика; R - огибающая телесного угла, в котором β - частица попадает в счетчик.

Величину h для различных свинцовых домиков может измеряться как при измерении на КРВП-3 при размещении на дне свинцового домика или на какой-либо подставке, либо берется в соответствии с требованиями технического описания радиометрической установки, на которой ведется измерение препарата (к примеру, на КРК-1).

Если размеры радиоактивного слоя таковы, что препарат нельзя считать точечным, то более точно величина геометрического коэффициента определяется по следующим формулам:

1) при диаметре препарата меньше диаметра отверстия диафрагмы (или окна счетчика):

$$\omega = \frac{1}{2} \left[1 - \frac{h_e}{R_r} - \frac{3}{8} \frac{h_e r_q^2 r_s}{R_r^5} \right], \quad (2.31)$$

где $R_r = \sqrt{h_e^2 + r_q^2}$; r_q – радиус отверстия диафрагмы (окна счетчика); r_s – радиус препарата;

2) при диаметре препарата больше диаметра отверстия диафрагмы (окна счетчика):

$$\omega = \frac{1}{2} \frac{r_q^2}{r_s^2} \left[1 - \frac{h_e}{R_s} - \frac{3}{8} \frac{h_e r_s^2 r_q^2}{R_s^5} \right], \quad (2.32)$$

где $R_s = \sqrt{h_e^2 + r_s^2}$.

Если источник сдвинут на расстояние ρ от оси счетчика, то поправка на телесный угол ω_ρ для торцового счетчика рассчитывается по формуле

$$\omega_\rho = \frac{1}{2} \left(1 - \frac{h}{\sqrt{h^2 + r^2}} \right) \left[1 - \frac{3\rho^2 h (h + \sqrt{h^2 + r^2})}{4(h^2 + r^2)^2} \right]. \quad (2.33)$$

Величина поправки на телесный угол ω при малых h сильно изменяется в результате небольших вертикальных смещений источника относительно счетчика. Причем, при размещении источника возможно дальше от счетчика улучшает воспроизводимость геометрических условий измерения, однако при увеличении расстояния резко падает скорость счета от источника и возрастает поглощение и рассеяние мягкого бета-излучения. Наилучшими условиями для измерения скорости счета является рациональное размещение источника к окну счетчика, которое может быть при соотношении $\frac{h}{r} = 3 \div 4$.

Поправка на телесный угол для цилиндрического счетчика. Если цилиндрический счетчик длиной L и радиусом r , точечный источник располагается на расстоянии h от оси счетчика на перпендикуляре оси её середины.

Если описать шар радиусом R , равным расстоянию, от источника до чувствительного объема счетчика, то телесный угол, под которым счетчик облучается источником ионизирующего излучения, «вырежет» на шаровой поверхности заштрихованную площадь (см. рис. 2.76). Эта площадь является частью сферического двуугольника АВ. Для источника, расположенного достаточно близко к счетчику ($L \gg h$), различием этих площадей можно пренебречь.

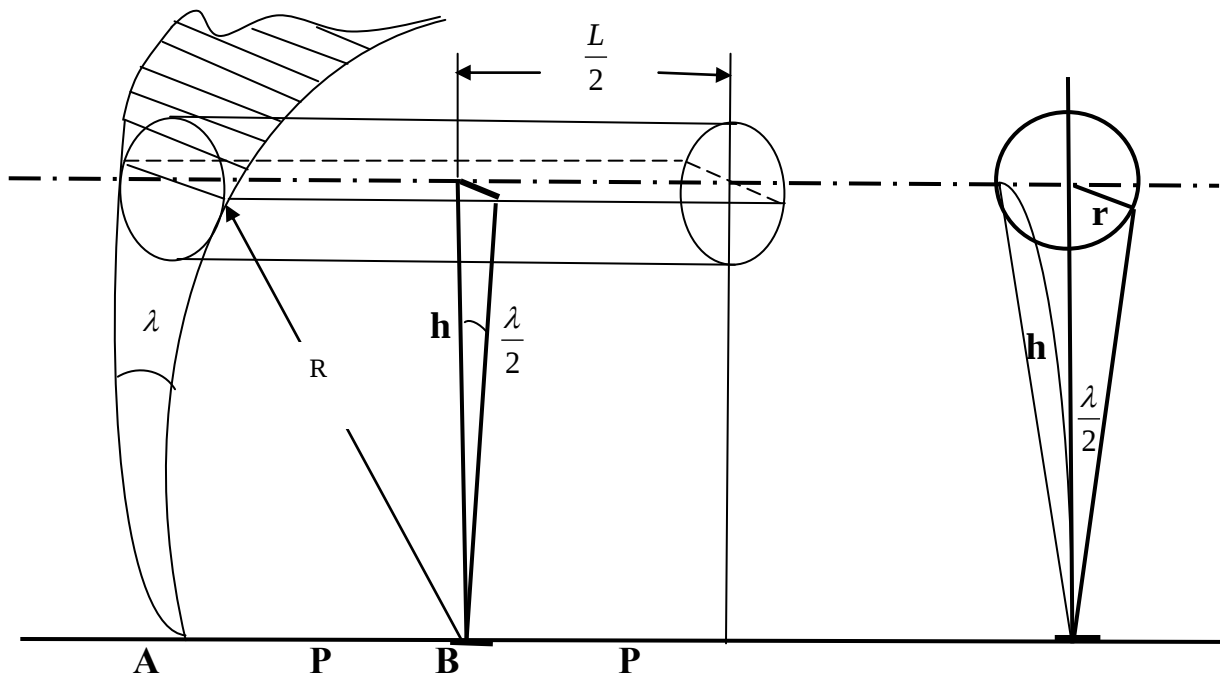


Рис. 2.76. Иллюстрация к расчету поправки на телесный угол для цилиндрического счетчика

Площадь сферического двуугольника σ с внутренним углом α определяется выражением

$$\sigma = 2R^2\alpha, \quad (2.34)$$

т.к. $\sin \frac{\alpha}{2} = \frac{r}{h}$, то $\frac{\alpha}{2} = \arcsin \frac{r}{h}$, а внутренний угол двуугольника будет равен двойному плоскому углу, т.к. $\alpha = 2 \arcsin \frac{r}{h}$. Следовательно,

$$\sigma = 2R^2 2 \arcsin \frac{r}{h} = 4R^2 \arcsin \frac{r}{h} \quad (2.35)$$

Так как телесный угол Ω под которым счетчик облучается источником излучения определяется формулой (23) ($\Omega = \sigma/R^2$), то поправка на телесный угол для цилиндрического счетчика будет рассчитывается:

$$\omega = \frac{\Omega}{4\pi} = \frac{\sigma}{4\pi R^2} = \frac{4R^2 \arcsin \frac{r}{h}}{4\pi R^2} = \frac{1}{\pi} \arcsin \frac{r}{h} \quad (2.36)$$

$$1 \text{ радиан} = 180^\circ / \pi \approx 57017'45'' \cdot 10 = \frac{\pi}{180} \text{ радиан} \approx 0,01745 \text{ радиан}.$$

В градусном выражении углов получим $\omega = \frac{1}{180^\circ} \arcsin \frac{r}{h}$. Последние две формулы дают несколько завышенные значения ω . Более точным эта

поправка на телесный угол для цилиндрического счетчика рассчитывается по формуле

$$\omega = \frac{1}{\pi} \arctg \frac{\frac{rL}{2}}{\left[(h^2 - r^2)(b^2 - r^2) \right]^{1/2}} + \frac{Lr^2}{b^3} \left[\arccos \frac{r}{h} - \frac{r}{h} \left(1 - \frac{r^2}{h^2} \right)^{1/2} \left(1 - \frac{3r^2}{2b^2} \right) + \frac{hr}{b^2} \left(1 - \frac{r^2}{h^2} \right)^{3/2} \right], \quad (2.37)$$

где r – радиус счетчика; L – длина счетчика; h – расстояние от центра счетчика до источника.

$$b = \sqrt{\left(\frac{L}{2} \right)^2 + h^2}. \quad (2.38)$$

Для источников, расположенных достаточно далеко от центра цилиндрического счетчика, поправка на телесный угол рассчитывается

$$\omega = \frac{rL}{2\pi h^2}. \quad (2.39)$$

Поправка на поглощение β -частиц излучения слоем отделяющей среды K_{II} . При измерении активности источников по бета-излучению должно учитываться поглощение бета-частиц в среде, отделяющей источник от чувствительного объема счетчика. Полная толщина поглощающей среды складывается из толщины слоя воздуха $d_{сч}$ и толщины стенки (окна) счетчика $d_{возд}$ т.е.:

$$d_{\Sigma} = d_{возд} + d_{сч} \quad (2.40)$$

Непосредственная оценка поправки на поглощение излучения слоем отделяющей среды КП является сложной и трудоемкой экспериментальной задачей. Она решается с некоторыми погрешностями ввиду того, что приближенно принимают экспоненциальный закон поглощения бета-излучения слоем поглотителя:

$$n_{\beta} = n_0 e^{-\frac{0,693d}{d_{1/2}}}, \quad (2.41)$$

где n_{β} – число бета-частиц, прошедших через поглотитель; n_0 – первоначальное число бета-частиц; d – толщина слоя поглотителя, мг/см²; $d_{1/2}$ – толщина слоя половинного ослабления излучения мг/см².

При толщине поглотителя (0÷4) $d_{1/2}$ отклонение от экспоненциального закона составляет не более 5 %.

Ввиду того, что лишь небольшая доля частиц проходит через стенку (окно) счетчика кратчайшим путем, падая перпендикулярно к ее

поверхности, вместо суммарной толщины поглотителя d_{Σ} принимают эффективную толщину поглотителя $d_{эфф}$ которая по величине больше d_{Σ} .

Поправка на поглощение излучения слоем отделяющей среды определяется из соотношения (57):

$$K_{II} = \frac{n_{\beta}}{n_0} = e^{-\frac{0,693d_{эфф}}{d_{1/2}}} \quad (2.42)$$

Величина $d_{эфф}$ зависит от геометрии измерения источника и рассчитывается по формуле:

$$d_{эфф} = (d_{возд} + d_{счет})\delta_{\omega} = d_{\Sigma}\delta_{\omega}, \quad (2.43)$$

где δ_{ω} - поправочный коэффициент, зависящий от величины телесного угла.

Величина $\delta_{сч}$ берется из паспорта счетчика, слой половинного ослабления (Δ_{β}) находится из таблиц по максимальной энергии β - спектра $E_{\beta \max}$, коэффициент δ_{ω} находится из табл. 2.3 для соответствующих значений геометрического коэффициента.

При $h_{эф}$ больше $0,3 R_{\beta \max}$ величину k_n следует определить с помощью эмпирического графика. Точность определения k_n и в этом случае составляет 10...15 %. Более точно величина k_n определяется экспериментально по кривым поглощения β -излучения.

Т а б л и ц а 2.3

Значение δ_{ω} соответствующее ω

ω	δ_{ω}	ω	δ_{ω}	ω	δ_{ω}	ω	δ_{ω}	ω	δ_{ω}
0,01	1,01	0,04	1,04	0,07	1,076	0,10	1,115	0,13	1,155
0,02	1,02	0,05	1,05	0,08	1,09	0,11	1,128	0,14	1,17
0,03	1,03	0,06	1,063	0,09	1,102	0,12	1,141	0,15	1,185

Поправочный коэффициент δ_{ω} для торцевого счетчика определяется экспериментально или с помощью эталонного источника, абсолютная активность которого известна, по формуле

$$\delta_{\omega} = \frac{\ln \Omega - \ln \frac{n_{сч}}{A}}{\mu_{\beta} d_{\Sigma}}, \quad (2.44)$$

где Ω - телесный угол, используемый при измерении, рад; $n_{сч}$ - скорость счета, зарегистрированная от эталона, имп/мин; A - абсолютная активность

эталона, расп/мин; $\mu_\beta = \frac{0,693}{d_{1/2}}$ - массовый коэффициент поглощения бета-излучения.

Поправка на поглощение излучения слоем отделяющей среды КП обычно определяется экспериментальным путем. Для этого строится кривая поглощения бета-излучения, показывающая изменение скорости счета в зависимости от толщины поглотителя, помещенного между счетчиком и источником. В качестве поглотителя применяются слои слюды или алюминиевой фольги. Поглотитель располагается непосредственно около входного окошка счетчика, что позволяет предотвратить рассеяние бета-излучения.

Зависимость скорости счета от толщины поглотителя строится в полулогарифмическом масштабе: $\lg n_{сч} = f(d_{погл})$. Ввиду того, что поглощение бета-частиц приближенно подчиняется экспоненциальному закону, на графике получается прямая линия.

Полученная прямая экстраполируется до нулевой толщины поглотителя, и поправка $K_{П}$ определяется как отношение скорости счета $n_{сч}$ при поглотителе $d_\Sigma = d_{возд} + d_{сч}$ к экстраполированному значению скорости счета n_0 соответствующей нулевой толщине поглотителя: $K_{П} = n_{сч}/n_0$ (рис. 2.77). Обычно толщина окна счетчика $d_{сч}$ берется из паспортных данных, а расстояние h (см) между препаратом и стенкой (окном) счетчика измеряется.

Слой воздуха толщиной 1 см при нормальных условиях равен $1,29 \text{ мг/см}^2$ и эквивалентен $1,18 \text{ мг/см}^2$ алюминия, поэтому для расчета воздушного промежутка используются следующие расчетные формулы:

- если выразить h - в см, то для воздуха

$$d_{возд} = 1,29 h \text{ мг/см}^2; \quad (2.45)$$

- если толщина слюдяного окна счетчика выражена в микронах, то $d_{сч}$ в мг/см^2 :

$$d_{сч} = 0,28 d_{сч} [\text{микроны}], \text{ мг/см}^2; \quad (2.46)$$

- при определении толщины слоя воздуха, эквивалентной алюминию:

$$d_{возд} = 1,18 h \text{ мг/см}^2. \quad (2.47)$$

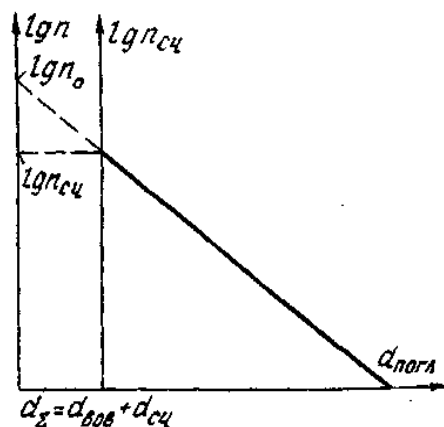


Рис. 2.77. Зависимость $\lg n_{сч} = f(d_{погл})$

Если в исследуемом источнике содержится несколько изотопов, то поправка КП определяется отдельно для каждого изотопа, а суммарная поправка КП сумм находится из соотношения:

$$K_{\text{Псумм}} = \frac{\sum_{i=1}^i K_{\text{П}i} n_i}{100}, \quad (2.48)$$

где i - количество изотопов в смеси; $K_{\text{П}i}$ - поправка на поглощение излучения для i -го изотопа; n - доля активности i -го изотопа в смеси от ее общей активности, %.

Поправка на обратное рассеяние (отражение) κ_o . Радиоактивное вещество при измерении его активности наносят на подложку. Бета-частицы отражаются подложкой, на которую нанесен источник, в результате чего увеличивается число бета-частиц, вылетающих в сторону счетчика. Отношение скорости счета $n_{\text{ко}}$ источника, нанесенного на подложку, к скорости счета n_o того же источника без подложки, называется поправкой на обратное отражение излучения

$$\kappa_o = \frac{n_{\text{ко}}}{n_o} \geq 1. \quad (2.49)$$

Величина κ_o растет с увеличением толщины подложки, энергии бета-частиц, атомного номера подложки и убывает с ростом толщины источника и увеличением телесного угла. Наибольшее значение поправка κ_o имеет при толщине подложки, равной примерно $1/5$ величины максимального пробега бета-частиц ($R_{\beta \text{max}}$) в материале подложки. При толщине активного слоя источника свыше $(1,5 \div 2,5) \Delta_\beta$ поправку на обратное отражение можно принять равной единице.

В практике радиометрических измерений наибольшее распространение получили подложки, изготовленные из алюминия и свинца.

Поправка на обратное отражение излучения от этих подложек определяется по формулам:

$$K_{\text{oAl}} = 1 + 0,28e^{-0,693h^{\text{эф}}/1,7 \Delta_\beta}; \quad (2.50)$$

$$K_{\text{oPb}} = 1 + 0,85e^{-0,693h^{\text{эф}}/2,7 \Delta_\beta}. \quad (2.51)$$

При толщине препарата $h_n = (1,3 \div 2,5) \Delta_\beta$ величина $\kappa_o \approx 1$. Более точно этот коэффициент находится экспериментально.

Экспериментальное определение коэффициента отражения излучения от подложки κ_o производится путем нахождения отношения скорости счета от источника на стандартной подложке $n_{\text{см}}$ к скорости счета n_o на подложке толщиной менее $0,1 \cdot \Delta_\beta$

$$\kappa_o = \frac{n_{\text{см}}}{n_o}. \quad (2.52)$$

Поправка на самопоглощение и саморассеяние S_{Π} . Часть β -частиц, испускаемых источником, поглощается или рассеивается в самом препарате (рис. 2.78). При этом за счет поглощения скорость счета при измерении активности падает, а за счет рассеяния растет, так как в счетчик попадают β -частицы первоначально двигавшиеся в сторону от счетчика.

Поправка на самопоглощение и саморассеяние зависит от толщины препарата и телесного угла, в котором регистрируются β -частицы. Для препаратов, толщина которых не больше $\Delta_{1/2}/80$ для легких веществ и $\Delta_{1/2}/200$ для тяжелых, эта поправка может быть принята за единицу.

Коэффициенты самоослабления и саморассеяния учитываются при измерении активности толстослойных препаратов. Коэффициент самоослабления β -излучения в препарате (S_n) с точностью 10...15 % можно рассчитать по соотношению:

$$S_n = \Delta_{\beta} (1 - e^{-0,693h_n / \Delta_{\beta}}) / 0,693h_n. \quad (2.53)$$

Выражение получено при допущении экспоненциального закона ослабления β -излучения в препарате, поэтому оно справедливо для значений $h_n \leq 0,3R_{\beta \max}$. Для ориентировочных расчетов выражение можно использовать и при больших толщинах препарата.

Коэффициент саморассеяния β -излучения в препарате (S_q) толщиной $h_n = (1,5 \div 2,5)\Delta_{\beta}$, при которой устанавливается косинусоидальное угловое распределение β -излучения, можно рассчитать по соотношению:

$$q = 1 + 0,8 \frac{h_{\epsilon}}{\sqrt{h_{\epsilon}^2 + r_q^2}} \quad (2.54)$$

Для тонких препаратов самоослаблением и саморассеянием можно пренебречь. В этом случае S_n и q равны единице.

Поправка на самопоглощение и саморассеяние излучения не вводится для источников, толщина которых меньше $d_{1/2}/80$ при $Z < 40$ и $d_{1/2}/200$ при $Z \geq 40$ (Z – атомный номер материала источника), так как вносимая при этом ошибка составляет менее 1 %. При толщине слоя, равной $0,1d_{1/2}$, ошибка увеличивается до 10...15 % в зависимости от энергии измерения изотопа.

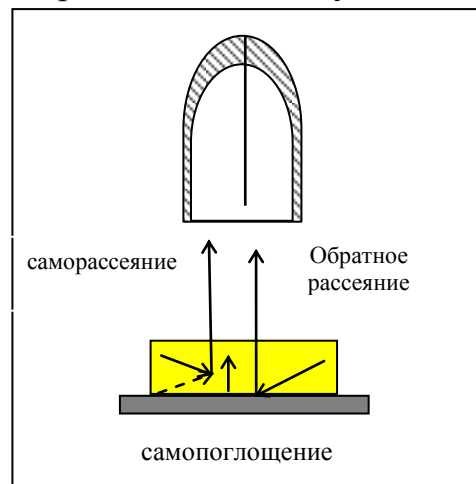


Рис. 2.78. Влияние саморассеяния, самопоглощения и обратного рассеяния на скорость счета

Самопоглощение и саморас рассеяние бета-излучения изучены недостаточно, поэтому при вычислении поправок по вышеприведенным формулам ошибка может составлять 20...40 %.

Более точное определение поправки на самопоглощение и саморас рассеяние излучения производится экспериментальным методом, которых существует несколько (метод «секущей», метод «неактивной примеси», метод «инертных слоев» и пр.), но суть их в основном сводится к построению графика зависимости скорости счета от веса источника. Отношение скорости счета стандартного источника $n_{сч}$ к экспериментальной скорости счета при нулевой толщине источника n_0 даст общую величину поправки на самопоглощение и саморас рассеяние излучения:

$$\eta_{sq} = S \cdot q = \frac{n_{сч}}{n_0}. \quad (2.55)$$

Поправка на схему распада ρ . Схемой распада называется энергетическая диаграмма, изображающая последовательные состояния ядра при распаде с указанием типа излучения и его количественных характеристик при переходе излучения из одного состояния в другое. Они строятся без соблюдения масштаба, так как все числовые характеристики распада приводятся непосредственно на схемах. Общая схема диаграммы распада приведена на рис. 2.79.

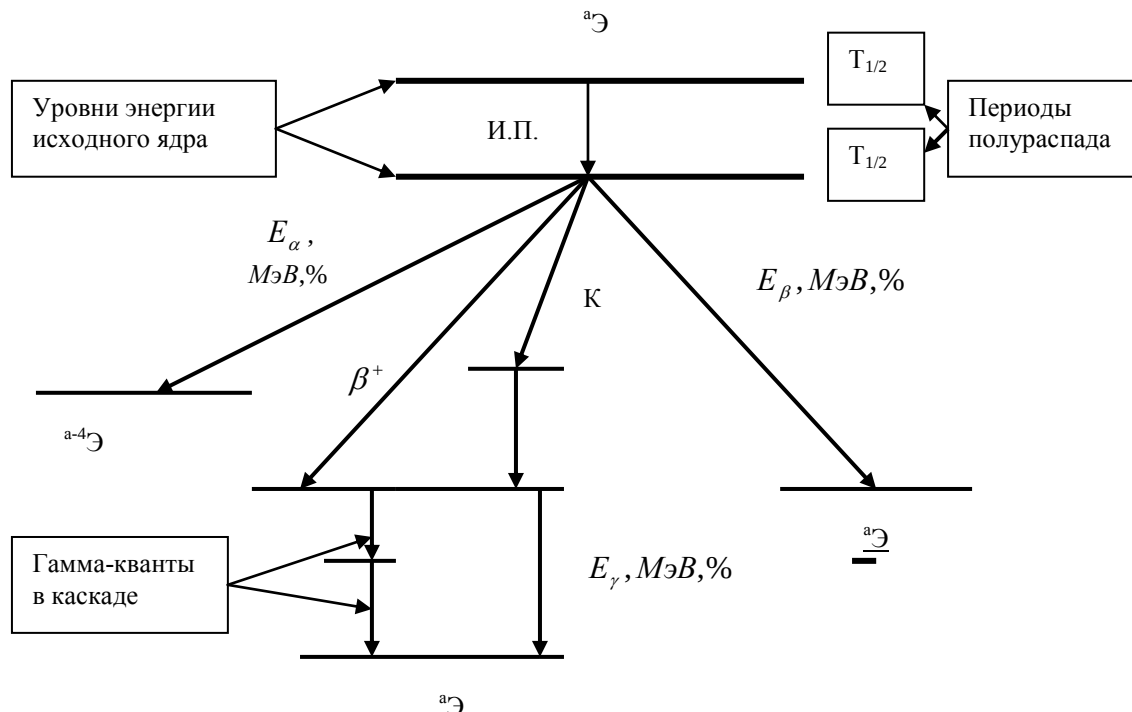


Рис. 2.79. Общая схема диаграммы распада

Верхняя горизонтальная линия на диаграмме обозначает наиболее высокое энергетическое состояние исходного ядра. На ней проставляется

химический знак элемента «Э» и массовое число «а». Справа от символа элемента указывается период полураспада.

Линии, направленные влево, изображают излучения (α – частицы, К-захват орбитального электрона и излучение позитронов), вызывающие уменьшение заряда ядра и переход влево в периодической системе элементов. Линия, наклоненная вправо, указывает на испускание отрицательной β – частицы, в результате чего заряд ядра увеличивается и элемент перемещается вправо в периодической системе. Вертикальные линии изображают γ – излучение. Буквенные изображения введены для следующих типов распада: изомерный переход - И.П., захват орбитального электрона (Е -захват) – Е.З., самопроизвольное (спонтанное) деление – С.Д. Около каждой линии, характеризующей соответствующий переход, указывается энергия частицы или кванта в МэВ и вероятность перехода в %. Если энергия γ – кванта на схеме не указана, то её значение находится на разности энергетических уровней, между которыми происходит переход. Схема перехода для любого изотопа приводится в справочной литературе.

Поправка на схему распада ρ определяется как отношение числа частиц, или квантов данного вида n_{Ei} к общему числу распадов, происходящих в ядре n_{Σ} :

$$\rho = \frac{n_{Ei}}{n_{\Sigma}}. \quad (2.56)$$

Значения поправок ρ_i приводятся в справочных таблицах и на схемах распада радиоактивных изотопов в процентах против каждого типа излучения.

Существуют простые ($\rho=1$) и сложные ($\rho > 1$ за счет конверсионных электронов) схемы распада.

Так как активность определяется числом распадов, происходящих в единицу времени, то введением поправки на схему распада учитывается число бета-частиц и конверсионных электронов, испускаемых при одном акте распада. Так как у большинства радиоизотопов энергия конверсионных электронов не превышает 200...300 кэВ, то они могут быть отсечены фильтрами-поглотителями толщиной ~ 40 мг/см².

Наиболее распространенные схемы распада сводятся к следующим.

Для простого β -распада (рис. 2.80, а) $\rho=1$. Для сложного β -спектра (рис. 2.80 б,в) ρ отличается от единицы. Так, например, для радионуклида ¹⁵⁴Cs поправки на распад будут $\rho_1 = 0,92$ и $\rho_2 = 0,08$ (парциальные спектры с максимальными энергиями $E_1 = 0,51$ МэВ и $E_2 = 1,17$ МэВ).

При учете поправки на схему распада надо иметь в виду конверсионные электроны, возникающие при переходе возбужденного

ядра в нормальное состояние (вырывание электронов из оболочек атома). Если число конверсионных электронов велико, то они внесут искажения в результаты измерений. Поэтому их необходимо учитывать. Данные, необходимые для определения поправки p (ветви β -распада, а также конверсионные линии, если они имеются) используют из схем распада исследуемых радионуклидов.

Величина поправки на схему распада (ρ) находится из таблицы радионуклидов. В большинстве случаев $\rho \leq 1$. При наличии большого числа электронов внутренней конверсии $\rho > 1$, т.к. один акт распада может обусловить появление из выхода детектора нескольких импульсов.

Воспроизводство показаний счетчика. При большом числе измерений, т.е. длительной работе, показания счетчика в разное время отличаются друг от друга из-за изменения эффективности, вызванного сдвигом плато счетчика, изменения напряжения питания счетчика или положения и величины чувствительного объема, что может сказаться на точности измерений. Чтобы этого не случилось необходимо проверить воспроизводимость показаний счетчика. Такую проверку лучше всего сделать с помощью образцового очень медленно распадающегося источника. Соотношение между скоростью счета и числом вылетающих β -частиц должно быть постоянным в пределах заданной точности измерения активности. В данной работе поправка на воспроизводимость показаний счетчика не учитывается.

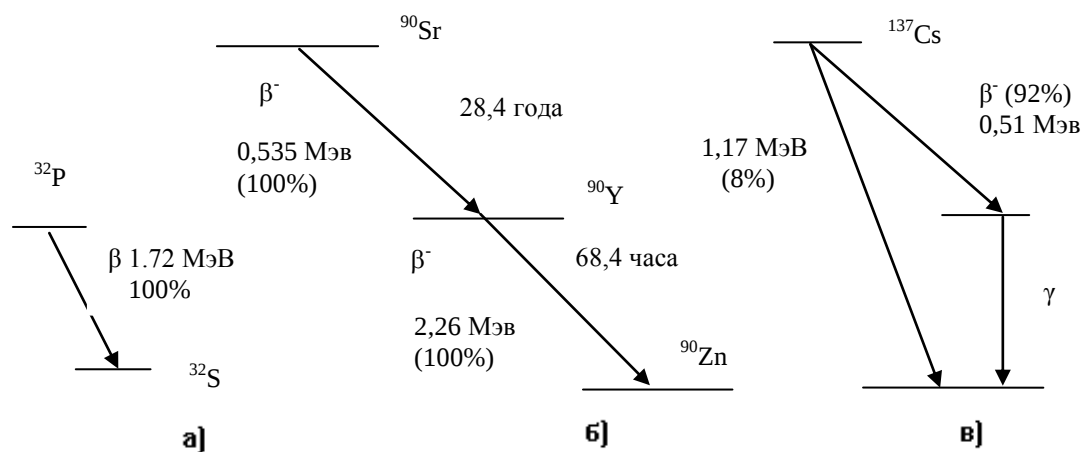


Рис. 2.80. Схемы радиоактивного распада: а - простая; б, в – сложные

При выполнении ряда измерений препарата все измерения следует выполнять с одинаковой точностью. Для уменьшения влияния неравномерного распределения радиоактивного вещества по поверхности подложки на точность определения активности измерения препарата выполняют несколько раз, поворачивая его вокруг своей оси на

определенные углы. Абсолютная активность определяется по средней скорости счета, получаемой по результатам всех измерений.

Во избежание значительных просчетов импульсов на радиометрической установке со счетчиков Гейгера - Мюллера регистрируемые скорости счета не должны превышать $6 \cdot 10^3$ имп./мин.

При малых расстояниях между препаратом и детектором незначительные вертикальные смещения препарата приводят к существенным изменениям величины геометрического коэффициента. Аналогично неточность в измерении расстояния между препаратом и детектором при малых расстояниях будет оказывать большее влияние на величину погрешности в определении геометрического коэффициента. С увеличением расстояния степень влияния данного фактора снижается, однако при этом возрастает ослабление излучения слоем отделяющей среды между препаратом и детектором. Практика радиометрических измерений показала оптимальное соотношение геометрии измерения препарата, которое может быть при $h/r = 4 \div 10$.

Точность определения абсолютной активности препарата в основном зависит от точности коэффициентов, определяемых общим коэффициент регистрации радиометрической установки.

2.5. Относительный метод определения активности препарата

Относительный метод основан на сравнении скорости счета импульсов при измерении исследуемого препарата со скоростью счета импульсов при измерении эталонного препарата, активность которого известна.

В целях достижения хорошей точности необходимо строго выполнять условия относительных измерений. Условия 1 - 3 нужно выполнить наиболее полно, если эталонные и исследуемые источники выполнены из тех же радионуклидов.

Неравномерное распределение активного вещества по поверхности подложки является источником дополнительной погрешности. В целях снижения влияния этого фактора целесообразно положение препарата измерять несколько раз, поворачивая подложку на определенный угол. Результирующая активность определяется в этом случае по средней скорости счета импульсов, найденного по результатам всех измерений.

Измерение эталона и препарата следует проводить с одинаковой точностью. Относительная квадратическая погрешность измерений должна быть не более 1 %.

Определение активности посредством сравнения требует строгого соблюдения в процессе измерения исследуемого препарата и эталона следующего условия:

$$\eta_n = \eta_{эм}, \quad (2.57)$$

где η_n и $\eta_{эм}$ - соответственно коэффициенты регистрации радиометрической установки при измерении исследуемого препарата и эталона.

Если условие (2.57) выполняется, то справедливо соотношение

$$\frac{n_0}{n_{0эм}} = \frac{A}{A_{эм}}, \quad (2.58)$$

где n_0 и $n_{0эм}$ - соответственно истинные скорости счета импульсов от исследуемого препарата и эталона; A и $A_{эм}$ - соответственно активность исследуемого препарата и эталона.

Тогда активность исследуемого препарата определяется по соотношению:

$$A = \frac{n_0}{n_{0эм}} A_{эм}. \quad (2.59)$$

Учитывая известное соотношение между измеренными и истинными скоростями счета импульсов от радиоактивности, выражение (3) напомним в виде

$$A = \frac{n_{\Sigma}P(\tau_p) - n_{\phi}}{n_{эм}P(\tau_p) - n_{\phi}} A_{эм}, \quad (2.60)$$

где n_{Σ} и $n_{эм}$ - соответственно скорости счета импульсов при измерении препарата и эталона; n_{ϕ} - скорость счета импульсов фона; $P(\tau_p)$ - поправка на разрешающее время радиометрической установки.

Равенство (1) будет иметь место при выполнении следующих условий.

1. Методика приготовления, геометрические размеры и формы препарата и эталона одинаковы.

2. Энергетические спектры частиц (квантов) препарата и эталона, величина вводимых поправок из схемы распада радионуклидов должны быть одинаковыми (или весьма близкими).

3. Препарат и эталон должны быть нанесены на идентичные подложки (материал, толщина).

4. Препарат и эталон должны измеряться на одной и той же радиометрической установке и при одинаковых геометрических условиях.

Если при измерении препарата и эталона какие-либо условия нарушаются, то на эти условия необходимо вводить в соотношение (4) соответствующие поправки. Тогда соотношение (4) будет иметь вид

$$A = \frac{n_{\Sigma}P(\tau_p) - n_{\phi}}{n_{эм}P(\tau_p) - n_{\phi}} \cdot \frac{\eta'_{эм}}{\eta'_n} A_{эм}, \quad (2.61)$$

где η'_n и $\eta'_{эм}$ - коэффициенты регистрации при измерении препарата и эталона соответственно.

Величины η' и η'_{sm} определяются поправками лишь на те условия, которые не идентичны при измерении препарата и эталона.

Активность источника, как и число радиоактивных ядер, изменяется по закону радиоактивного распада

$$A_t = A_0 e^{-\lambda t} = A_0 e^{-\frac{0,693t}{T_{1/2}}}, \quad (2.62)$$

где A_0 - начальная активность источника; t - время жизни изотопа; $T_{1/2}$ - период полураспада изотопа.

Поправка на распад радиоактивного изотопа во времени K_t определяется соотношением:

$$K_t = \frac{A_0}{A_t} = \frac{A_0}{A_0 e^{-\frac{0,693t}{T_{1/2}}}} = e^{\frac{0,693t}{T_{1/2}}}. \quad (2.63)$$

Так как отношение $t/T_{1/2}$ является безразмерной величиной, то значение коэффициента K_t будут универсальными для любых изотопов. Значения K_t для заданного значения $t/T_{1/2}$ приведены в прил. 7.

Достоинством метода прямых сравнений является простота измерений и расчета. Недостатком – трудность приготовления эталонов с энергетическим спектром, близким к спектру исследуемого источника.

К относительному методу определения активности следует отнести метод "калиброванных установок". **Калибровка установок заключается** в измерении активности и скорости счета нескольких источников, приготовленных из одинаковых объемов одного и того же радиоактивного раствора, с помощью 4π счетчика и на радиометрических установках с торцовым счетчиком при фиксированном телесном угле ω .

В этом случае связь между абсолютной активностью источника A и зарегистриру $n_{сч}$ выражается известной зависимостью:

$$A = K_{св} n_{сч},$$

где $K_{св}$ - коэффициент связи (калибровочный коэффициент).

Таким образом, коэффициент связи $K_{св}$ учитывает весь комплекс взаимосвязанных поправок, т.е. поправок на эффективность, величину сеяния, обратное отражение излучения и т.д.

Для калибровки радиометрических установок необходимы химически чистые ($\sim 10^4 \div 1 \cdot 10^6$ расп/мин·мл). Высокая удельная активность раствора берется для того, чтобы определить коэффициенты связи для всей геометрии измерения источника и перекрыть широкий диапазон радиоактивности при последующих измерениях стандартных источников на прокалиброванной установке. Из раствора объемным или весовым методом готовится не менее 5 тонких источников на коллодиевой пленке. Каждый источник готовится независимо и его абсолютная активность определяется методом 4π счетчика с высокой точностью, что дает

возможность исключить путем усреднения. Далее каждый источник переносится в центрифужную пробирку, при этом диск-держатель сгибается так, чтобы радиоактивный изотоп, нанесенный на пленку, оказался закрытым пленкой. Затем источник отрывается от подложки двумя тефлоновыми лопаточками и растворяется в смеси уксусной и азотной кислот. В центрифужную пробирку добавляется соответствующий носитель, и в дальнейшем целым рядом химических операций (согласно радиохимическим методикам выделения радиоактивного изотопа, по которому производится калибровка) носитель вместе с радиоактивным изотопом осаждается в виде определенного химического соединения (например, молибден в виде молибдата свинца $PbMoO_4$, барий - хромовокислого бария $BaCrO_4$, серебро - хлорида серебра $AgCl$, кадмий - карбоната кадмия $CdCO_3$ и т.д.). Полученный осадок переносится во взвешенный тигель, просушивается или прокаливается до постоянного веса. Из сухого остатка прессуются стандартные источники таблетки, массой $40 \pm 0,1$ мг. Скорость счета от стандартных источников определяется с помощью жестко закрепленного счетчика в сочетании с радиометрической установкой. Коэффициент связи для каждого источника определяется по формуле

$$K_{св} = \frac{A_0 P_1}{n_0 P_2}, \quad (2.64)$$

где $K_{св}$ – коэффициент связи, расп./имп; A_0 – абсолютная активность тонкого источника, расп./имп; P_1 – масса введенного носителя, мг; P_2 – масс выделенного носителя, мг.

Коэффициенты связи определяются для каждого радиоактивного изотопа с известной средней энергией излучения и строго фиксированных положений источника относительно счетчика.

По полученным данным значений коэффициентов связи строится графическая зависимость $K_{св} = f(E_{ср})$, которая используется впоследствии стандартных источников по формуле (2.64). Откуда

$$A_0 = K_{св} \frac{n_0 P_2}{P_1}. \quad (2.65)$$

Определение абсолютной активности исследуемых препаратов с помощью графиков возможно, если выполнить их измерение на установках, предварительно прокалиброванных с помощью образцовых источников, когда активность и изотопный состав заранее известны и активность определена с высокой точностью на установке 4π-счетчиком. Это позволит провести калибровку практически по любому энергетическому спектру излучения.

Калибровка состоит в определении счетных коэффициентов $K_{св}$ при измерении эталонных (образцовых) источников с различной энергией

частиц или квантов и различных геометрических условиях. Счетные коэффициенты определяются по соотношению:

$$K_{св} = \frac{A_{эм}}{n_{эм}}, \quad (2.66)$$

где $A_{эм}$ - абсолютная активность эталонного препарата; $n_{эм}$ - истинная скорость счета импульсов эталонного препарата в данных геометрических условиях измерения.

При этом необходимо учесть, что $A_{эм}$ и $n_{эм}$ должны быть соответствующим образом нормированы. Калибровочные графики в зависимости от характера калибровки могут быть представлены в двух вариантах:

1) зависимостью счетного коэффициента от расстояний между препаратом и детектором $K_{св} = f(h_B)$, $E = \text{const}$ (рис. 2.81, а);

2) зависимостью счетного коэффициента от энергии частиц (квантов) $K_{св} = f(E)$; $h_B = \text{const}$ (рис. 2.81, б).

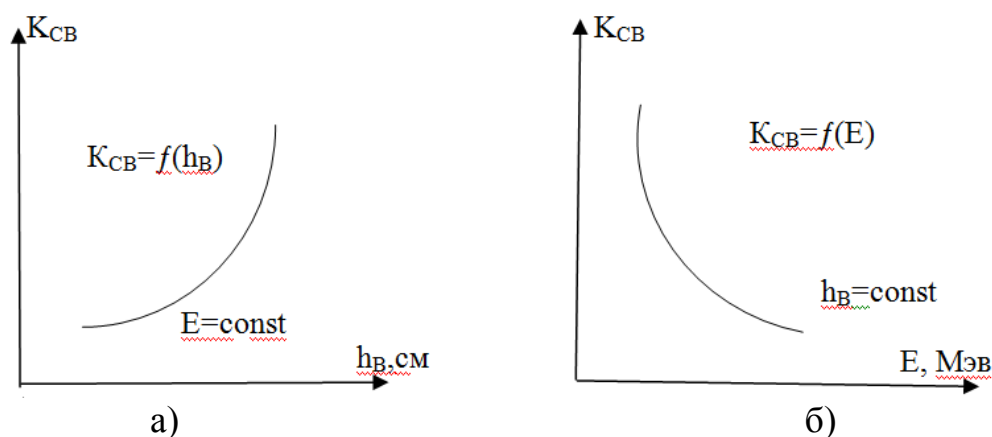


Рис. 2.81. Калибровочные графики радиометрической установки

Для получения калибровочного графика вида $K_{свi} = f(h_B)$ производится измерение скоростей счета импульсов от образцового препарата $n_{эм}$ поочередно размещаемого на различных фиксированных расстояниях (полках) от детектора. По результатам каждого измерения определяется величина счетного коэффициента $K_{св}$ по формуле (2.66).

По значениям полученных значений $K_{св}$ на каждой полке строится график рис. 2.81, а.

Для получения калибровочного графика вида $K_{св} = f(E)$ выбирается серия образцовых (эталонных) препаратов из радионуклидов с различной энергией частиц квантов. Подбор радионуклидов производится с таким расчетом, чтобы охватить необходимый диапазон энергий от 0,1 до 3 МэВ.

Затем выполняются измерения поочередно отобранных препаратов с различными энергиями на определенной полке $h_B = \text{const}$ при постоянном

расстоянии препарата от детектора. По результатам каждого измерения определяется величины K_{CB} для каждого препарата и строится график рис. 2.81, б. В практике радиометрических измерений целесообразно иметь семейство подобных графиков рис. 2.82.

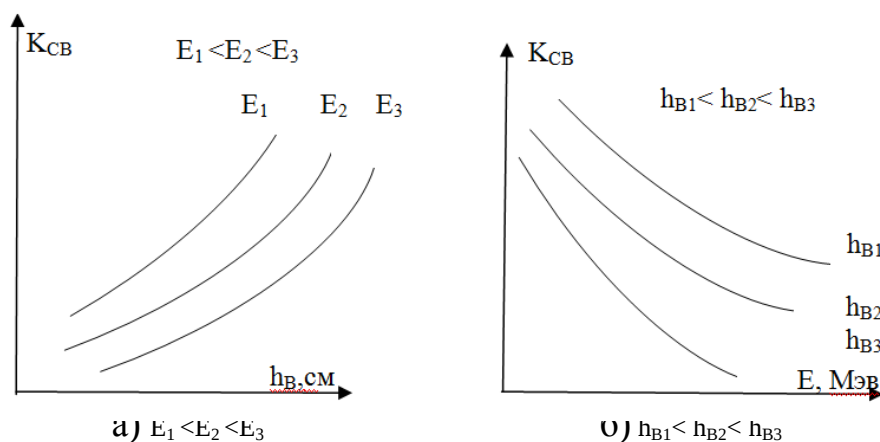


Рис. 2.82. Семейство калибровочных графиков радиометрической установки: а) E – изменяется дискретно, б) h_B – изменяется дискретно

Чтобы уяснить ход калибровочных графиков, следует помнить, что счетный коэффициент K_{CB} величина обратная значению коэффициента регистрации η : $K_{CB} = \frac{1}{\eta}$. Активность исследуемого препарата определяется по известному соотношению $A = K_{CB}n_o$, n_o – истинная скорость счета импульсов при измерении исследуемого препарата.

Величина K_{CB} определяется по калибровочному графику в зависимости от выбранной геометрии измерения препарата и энергии частиц (квантов).

Предварительно полученными коэффициентами связи и построенными графиками для определенной радиометрической установки можно пользоваться продолжительное время, пока не истечет срок службы счетчика (или не заменен в замен вышедшего из строя) и не будет нарушена геометрия измерения, при которой строилась кривая. В этом достоинство метода «калибровочных установок», который особенно ценен при массовых и серийных измерениях проб радиоактивных веществ.

Погрешность определения абсолютной активности исследуемого препарата, при измерении относительным методом, находится по отношению

$$\nu_D = \sqrt{\nu_{A_{эм}}^2 + \nu_{n_{0эм}}^2 + \nu_{n_0}^2}, \quad (2.67)$$

где $\nu_{n_{0эм}}$ и ν_{n_0} – соответственно, относительные квадратические погрешности измерения истинных скоростей счета от эталона и исследуемого препарата;

$\nu_{A_{эм}}$ – погрешность в определении активности эталона.

2.6. Определение активности методом полного телесного угла

Сущность метода состоит в том, что регистрируется каждая частица, испускаемая исследуемым источником, в полном телесном угле 4π . Счетная система с телесным углом 4π стерадианов может быть осуществлена размещением источника внутри фосфора сцинтилляционного счетчика, внутри газоразрядного счетчика, в слое фотоэмульсии и в некоторых других детекторах.

Для измерения абсолютной активности источников в геометрии 4π при помощи сцинтилляторов используются твердые кристаллы (стильбен, антрацен) или жидкие фосфоры. В этом случае радиоактивный источник либо вводится в состав вещества твердого сцинтиллятора, либо помещается в жидкий фосфор в виде порошка или погружается в него в тонкой фольге из целлюлозы. При расчете активности источника следует вводить поправки на разрешающую способность счетной системы, на фон, на неполный телесный угол, на поглощение излучения в пленке и потери счета, обусловленные статистикой фотоэффекта.

Необходимость измерения радионуклидов с малыми энергиями, находящихся в различном агрегатном состоянии, предполагает измерение их различными методами. И основным методом их измерения является измерение в полном телесном угле 4π . Для измерения радионуклидов малых энергий могут применяться проточные счетчики. Особенностью этих счетчиков является непрерывное протекание рабочего газа или смеси с радиоактивным газом под давлением немного выше атмосферного через рабочий объем счетчика, куда помещают твердую или жидкую исследуемую пробу [4].

Применение проточных пропорциональных счетчиков обусловлено следующими преимуществами:

- возможностью введения пробы непосредственно в рабочий объем счетчика, что повышает его чувствительность при измерениях мягких излучений;
- высокой воспроизводимостью и небольшой погрешностью измерений ($\pm 0,1 \%$) по сравнению со счетчиками Гейгера - Мюллера ($\pm 0,5 \%$);
- небольшим «мертвым» временем, что способствует измерению больших уровней излучений;
- допускается повышенное содержание примеси воздуха (на несколько порядков выше, чем у гейгеровского счетчика), поэтому при наличии воздушного шлюза пробу можно вводить в счетчик, не прерывая измерений.

Существуют типовые проточные счетчики, такие как 4π -счетчики для измерения β -активных источников излучения с энергиями от 10 кэВ и выше типа СМ- 4π БФЛ, СОТ-25 БФЛ, СОТ-30 БФЛ, 4π -счетчик

радиометра 2154-1-1 М и др. Счетчики СОР-25 БФЛ и СОР-30 БФЛ позволяют регистрировать активность источников (проб), испускающих мягкие β -или γ -излучения порядка 10^{-10} Кюри. При использовании свинцовой защиты и регистрации β -излучения с энергией более 10 кэВ чувствительность измерений увеличивается до 10^{-11} Ки.

Так для измерения ^{14}C , находящегося в газообразном состоянии в виде CO_2 , может быть применен проточный счетчик СМ-4 π БФЛ, который обеспечивает прокачку газа-носителя и анализируемого газа. Скорость прокачки анализируемого газа должна составлять от 16 до 24 л/ч, что обеспечивает эффективную регистрацию, которая будет зависеть от напряжения на электродах [9]. Общий вид проточного счетчика СМ-4 π -БФЛ показан на рис. 2.83 [9].

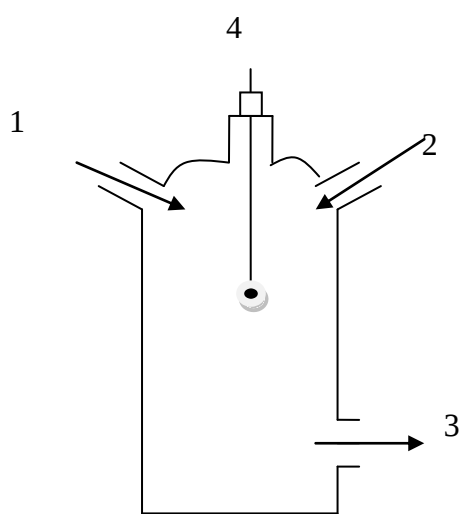


Рис. 2.83. Общий вид проточного счетчика СМ-4 π -БФЛ: 1 - вход анализируемой смеси; 2 - вход несущего газа; 3 - выход смеси газа; 4 - нить анода (толщина влияет на качество измерений)

Для измерения трития ^3H (Т) применяется сцинтилляционный метод, где в качестве сцинтиллятора могут применяться ароматические углеводороды (антрацен, толан, нафталин, стильбен, терфенил и др.). Схема проведения измерения показана на рис. 2.84.

Недостатком метода полного телесного угла при использовании сцинтилляторов является сложность приготовления источника и сравнительно высокий уровень шумов фотоумножителей, регистрирующих сцинтилляции, что приводит к большим ошибкам при регистрации мягкого бета-излучения.

Метод измерения абсолютной активности источников с помощью газоразрядного 4 π -счетчика является

наиболее совершенным, так как в нем сочетаются следующие достоинства:

- низкий энергетический порог;
- большая скорость счета;
- высокая чувствительность;
- хорошая точность ($1 \div 2$ %).

Кроме того, в большинстве случаев при измерении активности источника с помощью 4 π -счетчика не требуется введения поправки на схему распада измеряемого изотопа, так как сопутствующее бета-распаду излучение (конверсионные и Оже-электроны, рассеянные бета-частицы, вторичные электроны от гамма- и рентгеновских лучей) не сосчитываются отдельно, а только увеличивают амплитуду первичного импульса на выходе детектора.

В практике радиометрии применяются германиевые детекторы с колодцем. Так продукция фирмы Canberra - германиевые детекторы с колодцем обеспечивают максимальную эффективность регистрации для образцов небольшого размера, так как образец практически полностью окружен активным материалом детектора. Детектор с колодцем имеет более тонкий мёртвый слой, чем у стандартных коаксиальных детекторов, который образуется за счёт более тонкого электрода р-типа, создающего внутреннюю стенку колодца. Нижняя граница регистрирующей энергии у детекторов с колодцем несколько ниже, чем у коаксиальных.

Конструктивно коаксиальный детектор с колодцем (рис. 2.85) выполнен в виде цилиндра из сверхчистого германия (уровень примесей 10^{10} атомов на 1 см^3 объёма) с п-контактом на внешней поверхности и р-контактом на внутренней поверхности "колодца".

Внешний контакт п-типа образован слоем диффузного Li толщиной 0,5 мм. Контакт р-типа на поверхности колодца имеет толщину 0,3 мм и выполнен методом имплантации ионов бора. Входное окно (поверхность колодца) выполнено из алюминия толщиной 0,5 мм, а глубина колодца составляет 40 мм, диаметр 10 или 16 мм в зависимости от модели. Возможно также изготовление детекторов с другими размерами колодцев.

Коаксиальные германиевые детекторы с колодцем фирмы Canberra могут храниться и транспортироваться без охлаждения. Однако, для обеспечения долговременной стабильности их желательно хранить охлаждёнными. Как и все германиевые детекторы требуют охлаждения перед началом работы во избежание высокого тока утечки.

Коаксиальные германиевые детекторы с колодцем фирма Canberra поставяет смонтированным в вертикальный криостат с 30-литровым сосудом Дьюара и укомплектовывает предусилителем.

Коаксиальные детекторы с колодцем маркируются следующим образом: GWxxуу, где xx - относительная эффективность детектора в % (от 10 до 40), а уу - его энергетическое разрешение по линии 1332 кэВ,

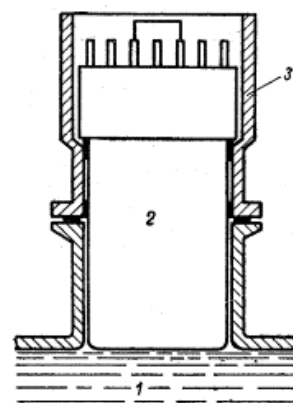


Рис. 2.84. Сочленение ФЭУ с жидким сцинтиллятором:
1 - жидкий сцинтиллятор; 2 - ФЭУ;
3 - светозащитный кожух

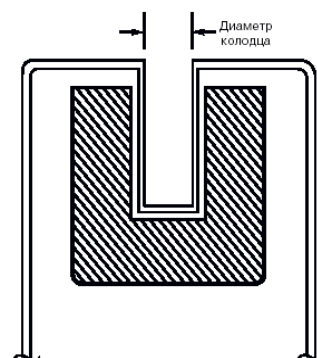


Рис. 2.85. Конструкция коаксиального германиевого детектора с колодцем

выраженное в сотнях эВ (от 20 до 23). Например, GW3022 - это коаксиальный германиевый детектор с колодцем с относительной эффективностью 30 % и разрешением по линии 1332 кэВ - 2,2 кэВ. По специальному заказу могут быть изготовлены детекторы с относительной эффективностью, выходящей за указанные выше границы.

Колодезные детекторы серии GWL от фирмы ORTEC (США) обеспечивают максимальную абсолютную эффективность счета для радиохимических анализов и измерения небольших образцов низкой активности. В ионно-имплантированные колодцы детекторов серии GWL наносится ультратонкий мертвый слой (3 мкм), обеспечивающий этим энергетический диапазон регистрируемых гамма-квантов в пределах от 10 кэВ до 10 МэВ. В отличие от колодезных детекторов других производителей, германиевый кристалл которых имеет сквозной колодец, колодец детекторов серии GWL (диаметром 10 или 15,5 мм и глубиной 40 мм) от ORTEC представляет собой несквозное отверстие с минимальной толщиной слоя германия 5 мм на дне колодца (рис. 2.86). В результате обеспечивается геометрия измерений, близкая к 4π и достигается максимальная эффективность счета гамма-квантов из образца.

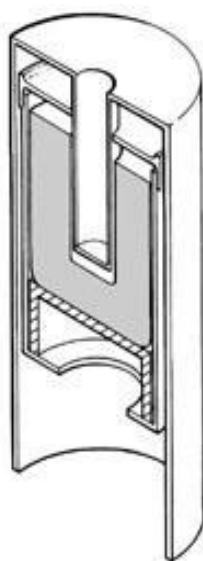


Рис. 2.86. Ионно-имплантированные колодцы детекторов серии GWL

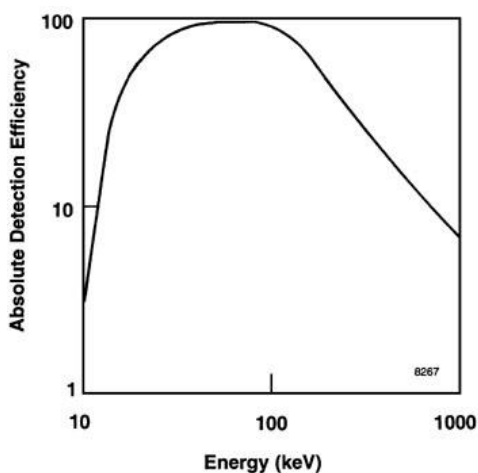


Рис. 2.87. Кривая эффективности для колодезного детектора

Типичная кривая эффективности для колодезного детектора показана на рис. 2.87.

Как и все германиевые детекторы ORTEC, рассматриваемые детекторы серии GWL способны храниться при комнатной температуре и подвергаться термо-циклу неограниченное число раз без ухудшения их

характеристик. Колодезные детекторы поставляются только в неразъемной с криостатом конфигурации (streamline).

В стандартном варианте детекторы выпускаются объемом 120 см^3 , однако могут изготавливаться детекторы объемом до 450 см^3 . Энергетическое разрешение детектора с колодцем $\varnothing 15,5 \text{ мм}$ составляет по линии 122 кэВ - $1,4 \text{ кэВ}$, а по линии $1,33 \text{ МэВ}$ - $2,3 \text{ кэВ}$.

В настоящее время широкое применение получил 4π -счетчик проточного типа (конструкции Баранова-Полевого), представляющий собой отполированный цилиндр с внутренним диаметром $\approx 40 \text{ мм}$ и высотой $\approx 40 \text{ мм}$, закрывающийся с торцов крышками (рис. 2.88.)

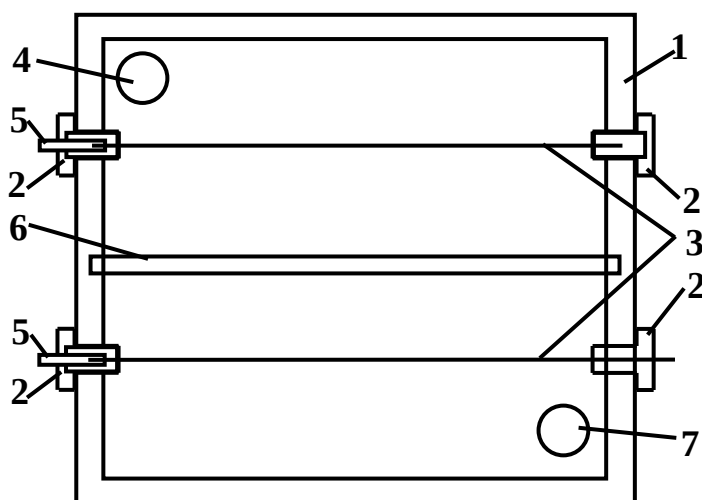


Рис. 2.88. Разрез 4π-счетчика: 1 - корпус счетчика;
2 – изоляторы; 3 - нити счетчика; 4 - входное отверстие
для протока газа; 5 - штекеры для подачи высокого
напряжения; 6 - рамка держатель с источником;
7 - выходное отверстие для протока газа

На расстоянии $\approx 1/4$ высоты от торцов по диаметру цилиндра натянуты параллельно и закреплены на изоляторах две вольфрамовые или молибденовые нити диаметром $(15 \div 20) \cdot 10^{-6} \text{ м}$. На половине высоты цилиндра имеются прорезь и внутренний кольцевой паз, в который плотно вставляется алюминиевая рамка-держатель с измеряемым источником.

В рабочем состоянии рамка-держатель делит объем счетчика на две половины: верхнюю и нижнюю. Такое расположение радиоактивного источника позволяет регистрировать все частицы, испускаемые источником внутри телесного угла 4π . Смена источников не нарушает режима работы счетчика.

Цилиндр, крышки и рамка-держатель являются катодом счетчика, который заземляется. Нити на выходе счетчика соединяются и служат анодом, на который через нагрузочное сопротивление подается высокое напряжение.

Около торцов цилиндра вмонтированы два штуцера для протока

рабочего газа-наполнителя через счетчик. В качестве газа-наполнителя используются чистые инертные газы (неон, аргон и пр.) с различными гасящими добавками в виде органических соединений, но наиболее широкое применение нашел технический (промышленный) метан, поставляемый в баллонах под высоким давлением. После очистки от ряда мешающих примесей в качестве газа-наполнителя можно также использовать природный газ из коммунальной сети.

4 π -счетчики могут работать в пропорциональной области, в режиме ограниченной пропорциональности и в гейгеровской области. Пропорциональная область используется при определении абсолютной активности источников по альфа-излучению. Измерение бета-активных источников целесообразно проводить в области ограниченной пропорциональности, так как в этом случае счетчик регистрирует без просчетов гораздо большие активности, чем при работе в гейгеровском режиме.

При измерении на 4 π -счетчике источником может быть только твердый, практически невесомый образец. Абсолютная активность источника может быть определена с точностью ± 1 %. Однако такая точность достигается при условии учета следующих факторов:

- эффективности счетчика;
- поглощения частиц в подложке (пленке);
- поглощения частиц в материале источника (самопоглощения);
- эффекта электризации пленки.

На эффективность влияет величина газового усиления, прежде всего при работе в области ограниченной пропорциональности. Конструкция 4 π -счетчика обеспечивает необходимое газовое усиление, что позволяет измерять активность изотопов с мягким бета-излучением.

Эффективность зависит от геометрии измерения источника, которая должна быть равна 4 π стерадианам. Для выполнения этого условия необходимо, чтобы источник был плоским и не превышал в диаметре 5...6 мм, а держатель его (подложка) был как можно более тонким (≈ 20 мкг/см²).

Чистота газа, наполняющего счетчик, также является важным условием, способствующим достижению максимальной эффективности, ибо в противном случае возникают ложные импульсы. При соблюдении всех условий эффективность 4 π -счетчика будет равна ~ 100 %.

Поглощение бета-частиц в подложке зависит от максимальной энергии бета-излучения измеряемого изотопа и толщины пленки. При толщине пленки, равной 10...20 мкг/см², и энергии спектра бета-излучения более 0,3 МэВ поглощение бета-частиц в пленке незначительно и поэтому не учитывается. При измерении активности бета-излучателей с меньшей максимальной энергией величина поправки может достигать нескольких

процентов и должна обязательно учитываться. Величина поправки определяется экспериментально следующими двумя методами.

В первом методе поочередно производятся три измерения скорости счета источника:

$n_{\text{в}}$ - скорость счета в той половине счетчика, к которой обращен источник, имп/мин;

$n_{\text{н}}$ - скорость счета в противоположной половине счетчика, имп/мин;

$n_{\text{вн}}$ - скорость счета при одновременной работе обеих половин счетчика, имп/мин.

Величина поправки на поглощение бета-частиц в пленке $K_{\text{п}}$ определяется из соотношения:

$$K_{\text{п}} = \frac{n_{\text{в}} - n_{\text{н}}}{n_{\text{вн}} - n_{\text{н}}} . \quad (2.68)$$

Истинная скорость счета источника n_0 , т.е. число бета-частиц, излучаемых источником в единицу времени (мин), определяется по формуле

$$n_0 = \frac{n_{\text{вн}}}{2 - K_{\text{п}}} . \quad (2.69)$$

Данный метод определения $K_{\text{п}}$ применяется в том случае, когда есть возможность поочередного отключения верхней и нижней половин счетчика.

Сущность второго метода определения $K_{\text{п}}$ заключается в том, что производятся два измерения скорости счета источника в 4π-ой геометрии: первое - измерение источника на пленке в обычных условиях, второе - измерение того же источника, но накрытого сверху чистой пленкой такой же толщины, что и пленка с источником.

Истинная скорость счета определяется по формуле

$$n_0 = 2n_{\text{вн}} - n'_{\text{вн}} , \quad (2.70)$$

где $n_{\text{вн}}$ - скорость счета при первом измерении, имп/мин; $n'_{\text{вн}}$ - скорость счета при втором измерении, имп/мин. Из формул следует, что поправка на поглощение излучения будет равна:

$$K_{\text{п}} = \frac{2(n_{\text{вн}} - n'_{\text{вн}})}{2n_{\text{вн}} - n'_{\text{вн}}} = \frac{2(n_{\text{вн}} - n'_{\text{вн}})}{n_0} . \quad (2.71)$$

Самопоглощение бета-частиц в материале источника является основным фактором, влияющим на точность измерения активности с помощью 4π-счетчика. Влияние эффекта самопоглощения становится более существенным по мере того, как энергия бета-излучения уменьшается. Учет самопоглощения ведется в основном двумя методами:

- стремятся готовить однородные, невесомые, легковоспроизводимые источники из радиоактивных материалов, в которых эффект самопоглощения минимален и им можно пренебречь;

- экспериментально определяется величина самопоглощения в источнике как функция его толщины.

Получение однородных источников с минимальным поглощением бета-излучения зависит от химического соединения, в которое входит измеряемый радиоактивный изотоп, от способа обработки поверхности пленки и метода нанесения на пленку радиоактивного изотопа.

В случаях, когда не удастся изготовить источники с минимальным самопоглощением, производится экспериментальная оценка величины самопоглощения. Для этого готовится серия источников различной толщины, но одинаковой активности, на 4π-счетчике определяется скорость счета в зависимости от толщины источника. Затем рассчитывается относительная удельная активность источника $n_{уд}$ (счетность на единицу веса образца), которая рассматривается как функция толщины источника $\delta_{ист}$ и строится зависимость $n_{уд} = f(\delta_{ист})$ (рис. 2.89).

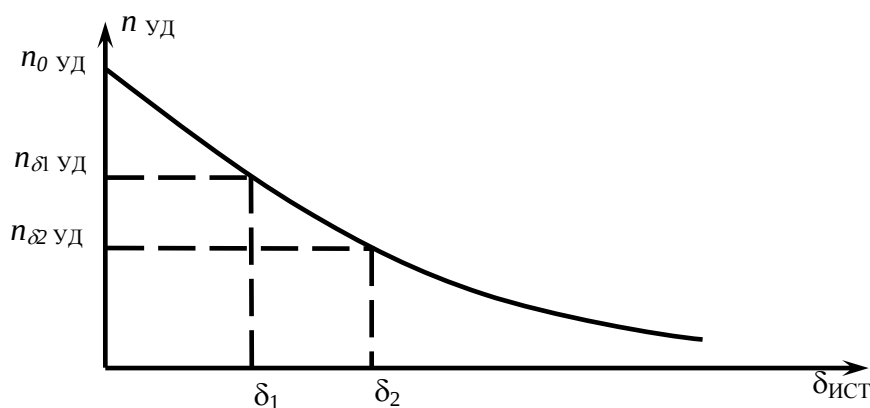


Рис. 2.89. Зависимость удельной активности от толщины источника

При толщине источника $\sim 100 \text{ мкг/см}^2$ и энергии спектра бета-излучения более 0,5 МэВ поглощение бета-частиц в материале источника незначительно и может не учитываться.

После определения поправочных коэффициентов абсолютная активность источника рассчитывается по формуле

$$A = \frac{n_0}{K_{\pi} S}, \quad (2.72)$$

где A - абсолютная активность источника, расп/мин; n_0 - зарегистрированная 4π-счетчиком скорость счета от источника, исправленная на разрешающее время и фон, расп/мин; K_{π} - поправка на поглощение бета-частиц в пленке; S - поправка на самопоглощение бета-частиц.

Метод проточного газоразрядного 4π-счетчика в настоящее время является наиболее точным методом измерения абсолютной активности.

3. РАДИОМЕТРИЯ ГАЗОВ И АЭРОЗОЛЕЙ

3.1. Общее понятие, принципиальная схема работы ядерного реактора и основные характеристики

3.1.1. Схема построения ВВЭР

Ядерный реактор представляет собой такое устройство, в котором осуществляется управляемая цепная реакция деления ядер. Кинетическая энергия продуктов деления преобразуется в тепло, которое передается охлаждающей среде для последующего использования.

На 4-х атомных станциях установлены реакторы - 2 блока типа ВВЭР 440 и 13 - ВВЭР1000. Ниже рассмотрены принципиальные схемы АЭС с реакторными установками данного типа.

Активная зона реактора ВВЭР размещена в цилиндрическом корпусе, изготовленном из высокопрочной стали, и собрана из шестигранных тепловыделяющих сборок (ТВС).

Оболочки твэлов изготовлены из циркониевого сплава. В активной зоне реактора типа ВВЭР-440 установлено 349 ТВС, из них 312 с топливом, остальные – подвижные органы управления.

В каждой рабочей ТВС находится 126 твэлов стержневого типа с сердечником из спеченной в виде таблеток двуокиси урана, обогащенной изотопом U-235 [8].

Замена ТВС производится на остановленном реакторе. Обычно перегрузка выполняется один раз в год в весенне-летний сезон, когда нагрузка энергосистемы минимальна. Ежегодно перегружается одна треть топлива активной зоны. Следовательно, топливо в активной зоне находится в общей сложности три года. Извлечение отработанного топлива из реактора производится под водой специальной перегрузочной машиной с дистанционным управлением.

В АЭС этого типа имеется два контура теплосъема. Первый контур включает в себя реактор, шесть циркуляционных петель у реакторов типа ВВЭР-440, четыре циркуляционных петли у реактора типа ВВЭР -1000, по которым циркулирует теплоноситель – вода. Каждая петля имеет главный циркуляционный насос (ГЦН) и парогенератор (ПГ).

Через входные патрубки реактора вода проходит снизу вверх через активную зону, охлаждая ТВС с твэлами, и через выходные патрубки подается в парогенераторы.

Второй контур включает шесть парогенераторов, два турбогенератора, трубопроводы пара и питательной воды.

Реактор ВВЭР-1000 (В-320) представляет собой следующее поколение легководных реакторов большой мощности [8]. Электрическая мощность

энергоблоков составляет 1000 МВт. Реактор состоит из корпуса, верхнего блока, внутрикорпусных устройств и активной зоны.

Корпус с верхним блоком представляет собой сосуд под давлением с размещенным в нем внутрикорпусными устройствами и активной зоной. Активную зону реактора охлаждают четыре петли с теплоносителем.

Реакторная установка В-320 с реактором ВВЭР-1000 является составной частью энергоблока АЭС и совместно с турбогенератором используется для производства электроэнергии в базовом режиме. Назначение реакторной установки - выработка сухого насыщенного пара для турбогенераторной установки, где тепловая энергия пара преобразуется в электрическую энергию.

Реакторная установка В-320 оснащена модернизированным серийным ядерным реактором ВВЭР-1000 корпусного типа с водой под давлением.



Рис. 3.1. Корпус реактора

Реактор энергетический ВВЭР-1000 предназначен для выработки тепловой энергии за счет цепной реакции деления атомных ядер [8]. Реактор водо-водяной, гетерогенный, корпусного типа, работающий на тепловых нейтронах с водо-водяным теплоносителем-замедлителем (вода под давлением).

Реактор представляет собой вертикальный цилиндрический корпус с эллиптическим днищем, внутри которого размещается активная зона и внутрикорпусные устройства. Сверху реактор герметично закрыт крышкой с установленными на ней приводами механизмов и органов регулирования и защиты реактора и патрубками для вывода кабелей датчиков внутриреакторного контроля. Крепление крышки к корпусу осуществляется шпильками.

В верхней части корпуса имеются патрубки для подвода и отвода теплоносителя (по два патрубка на петлю), расположенные в два ряда, а также патрубки для аварийного подвода теплоносителя при разгерметизации первого контура. Применение в конструкции реактора ВВЭР-1000 корпуса с двухрядным расположением патрубков позволяет уменьшить габариты корпуса по патрубкам в плане по сравнению с однорядным, а также упрощает схему циркуляции теплоносителя в реакторе за счет разделения потока теплоносителя сплошной кольцевой перегородкой.

Принудительная циркуляция теплоносителя осуществляется по четырем замкнутым петлям 1 контура за счет работы главных циркуляционных насосов (ГЦН). Вода 1 контура, охлажденная в парогенераторах, поступает в реактор через нижний ряд напорных патрубков, проходит вниз по кольцевому зазору между корпусом и шахтой внутрикорпусной, затем через перфорированное эллиптическое днище и опорные трубы шахты входит в ТВС. Из ТВС через перфорированную нижнюю плиту БЗТ теплоноситель выходит в межтрубное пространство БЗТ, в кольцевой зазор между шахтой и корпусом и через четыре верхних выходных патрубка корпуса выходит из реактора.

Нагрев воды осуществляется в активной зоне за счет тепловыделения топливных элементов (ТВЭЛ). ТВЭЛы заполнены слабообогащенной двуокисью урана-235. В настоящее время на всех АЭС с ВВЭР-1000 реализован трехлетний топливный цикл, т.е. каждая ТВС используется в реакторе в течение четырех кампаний [9].

Регулирование реактивности и, тем самым, тепловыделения, осуществляется перемещением органов регулирования с твердым поглотителем, а также изменением концентрации борной кислоты в теплоносителе.

Реактор устанавливается в бетонной шахте, обеспечивающей надежное крепление реактора и биологическую защиту. Конструкция реактора и способ его закрепления, а также системы управления и защиты (СУЗ) и аварийного охлаждения зоны (САОЗ) обеспечивают безопасную остановку и расхолаживание, в том числе при максимальном расчетном землетрясении 9 баллов по шкале MSK-64, а также обеспечивают прочность конструкции при одновременном воздействии нагрузок, вызванных максимальным расчетным землетрясением и разрывом трубопровода Ду 850 по полному сечению.

Срок службы оборудования реактора - 30 лет. Расчетный срок службы корпуса и крышки реактора - 40 лет.

Основными частями реактора на тепловых нейтронах являются:

- активная зона, состоящая из ТВЭЛов и замедлителя;
- устройства, регулирующие мощность реактора;
- отражатель нейтронов, вылетающих из активной зоны;
- система трубопроводов, предназначенная для отвода тепла от активной зоны реактора и заполненная теплоносителем;
- биологическая защита от излучений.

Схема атомного реактора представлена на рис. 3.2 [10], в состав которой 4 петли 1 контура. В каждой петле контура имеется парогенератор (SG-1, SG-2, SG-3, SG-4) и циркуляционный насос (CP-1, CP-2, CP-3, CP-4), реактор (NR) и компенсатор объема (P).

Общая схема атомной станции показана на рис. 3.3.

Работающий реактор, как и остановленный, является потенциально опасным радиационным источником внешнего и внутреннего облучения. Рассмотрим кратко виды излучений, возникающих в реакторе и процессы, вызываемые этими излучениями. Активная зона работающего реактора является в основном источником нейтронного и γ -излучения.

Нейтроны в активной зоне реактора образуются при делении ядер топлива (мгновенные нейтроны) и испускаются сильно возбужденными ядрами продуктов деления (запаздывающие нейтроны).

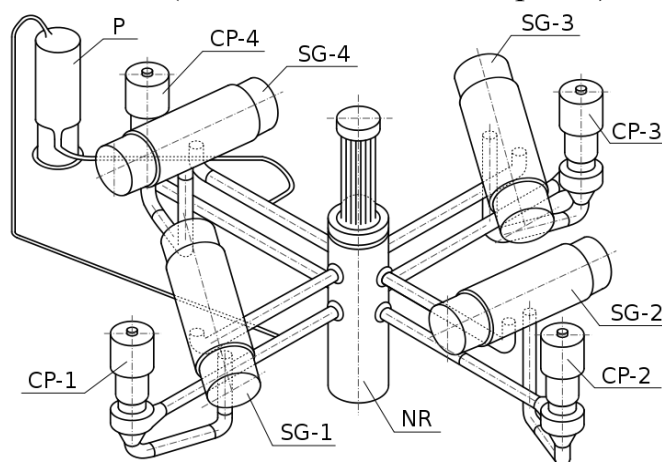


Рис. 3.2. 4 петли 1 контура реакторной установки со своими парогенераторами и циркуляционными насосами

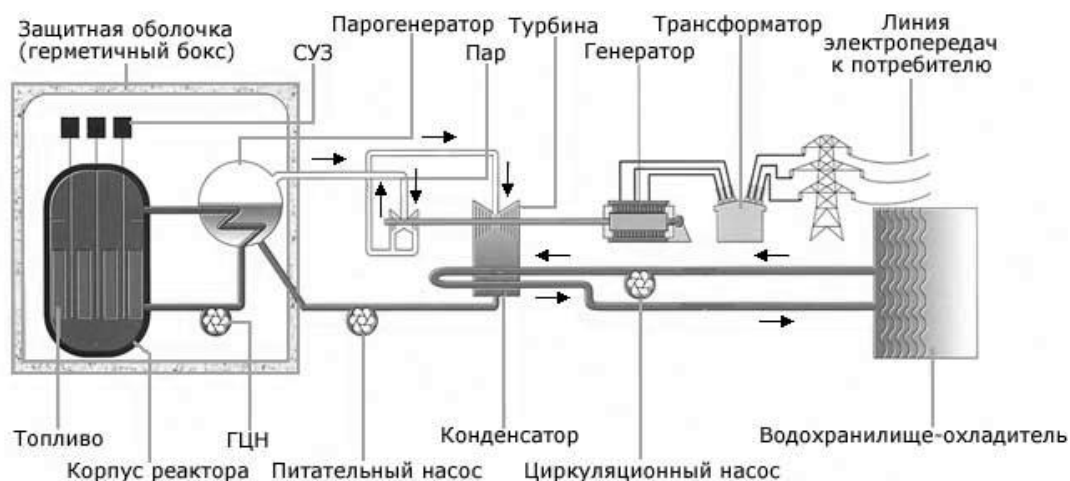


Рис. 3.3. Схема атомной станции

Мгновенные нейтроны (иногда их называют нейтронами деления) образуются практически одновременно с делением ядер урана или плутония, причем их среднее число несколько различно при делении ^{235}U , ^{233}U и ^{239}Pu : $2,5 \pm 0,03$; $2,47 \pm 0,03$ и $2,9 \pm 0,04$ соответственно.

Нейтроны в реакторе по происхождению можно подразделить на четыре группы:

- мгновенные нейтроны, сопровождающие процесс деления ядер топлива;
- запаздывающие нейтроны, испускающиеся возбужденными ядрами осколков деления;
- нейтроны активации, испускающиеся при радиоактивном распаде продуктов некоторых ядерных реакций;
- фотонейтроны, образующиеся в результате (γ , n)-реакций на некоторых ядрах.

С точки зрения радиационной безопасности основным источником является первый - мгновенные нейтроны.

Запаздывающие нейтроны образуются в количестве, существенно меньшем ($0,007 \pm 0,002$ нейтр/дел), и испускаются продуктами деления с периодами полураспада $0,18 \div 54,5$ с.

Наиболее вероятная энергия нейтронов деления $0,6 \pm 0,8$ МэВ, средняя 2 МэВ, а максимальная – 18 МэВ.

В результате взаимодействия нейтронов, образовавшихся при делении с ядрами элементов материалов активной зоны реактора, спектр нейтронов изменяет свой вид в области энергий быстрых нейтронов, но совпадает со спектром нейтронов деления в промежуточной области энергий – это спектр замедляющихся нейтронов, т.е. $1/E$ -спектр; в тепловой и надтепловой области энергий – спектр Максвелла, который не имеет строго определенных энергетических границ и является промежуточной, т.е. находящейся на стыке группы тепловых нейтронов с группой промежуточных.

Гамма-излучение в активной зоне работающего реактора образуется также при делении ядер урана или плутония (мгновенное γ -излучение), при распаде короткоживущих продуктов деления и при захвате нейтронов ядрами элементов активной зоны, т.е. в результате (n, γ)-реакций (захватное γ -излучение).

Под продуктами деления понимают как ядра элементов, образовавшихся при делении, так и их дочерние, внучатые и т.д. ядра.

Продукты деления с периодом полураспада не более 10 мин называют короткоживущими, они и характеризуют активную зону и уровень γ -излучения. Образующие гамма-кванты при других процессах, при работе реактора на мощности, можно не учитывать.

Полное количество энергии, выделяющееся при делении в виде γ -излучения, составляет $7,2 \dots 7,5$ МэВ, и оно испускается в виде одного или нескольких γ -квантов с экспоненциальным энергетическим распределением.

Захватное γ -излучение – это излучение, сопровождающее захват нейтрона ядром элемента любого из материалов активной зоны (топливо, теплоноситель, конструкционные материалы).

Происхождение γ -квантов в работающем реакторе достаточно разнообразнее и представляет собой:

1. Мгновенное γ -излучение деления, которое сопровождает процесс деления за время, меньшее 1 мксек.

- полная энергия мгновенного γ -излучения деления ^{235}U равна 7,5 МэВ;

- средняя энергия γ -квантов - 0,9 МэВ;

- среднее число γ -квантов - 8,3 шт. на один акт деления.

2. γ -излучение короткоживущих продуктов деления - большая часть γ -излучения испускается из продуктов деления в первые 10 мин после деления. Энергетический спектр γ -излучения от короткоживущих источников подобен спектру мгновенного γ -излучения.

3. γ -излучение долгоживущих продуктов деления - испускается при радиоактивном распаде за время, большее чем 10 мин после процесса деления, и состоит главным образом из γ -квантов с малой энергией. Из них около 88 % имеют энергию меньше 1,8 МэВ; максимальная энергия - 2,8 МэВ.

4. Захватное γ -излучение - сопровождающее радиационный захват нейтрона (реакции вида (n, γ)). Полная энергия, испускаемая в виде γ -квантов при радиационном захвате нейтрона, складывается из энергии связи нейтрона и некоторой доли кинетической энергии нейтрона, захваченного ядром.

5. γ -излучение при неупругом рассеянии нейтронов - испускается в процессе прохождения быстрых нейтронов через вещество. В процессе неупругого рассеяния нейтрон передает часть своей энергии ядру и переводит его в возбужденное состояние. В течение очень короткого времени ($\sim 10^{-14}$ сек) ядро теряет свою энергию возбуждения путем испускания одного или нескольких λ -квантов. Если энергия нейтрона больше энергии нескольких возбужденных уровней, переход в основное состояние часто происходит путем каскадного процесса. При этом энергия одного γ -кванта не равна энергии, потерянной нейтроном.

6. γ -излучение продуктов реакций - сопровождает испускание заряженных частиц ядрами, поглотившими нейтроны. В качестве примера может служить реакция (n, γ) на ^{10}B , содержащемся в естественном боре в количестве 19,8 % и широко применяемом в качестве поглотителя нейтронов при регулировании реакторов ВВЭР.

7. γ -излучение продуктов активации - испускается из продуктов радиоактивного распада различных ядерных реакций. При работе реактора на мощности обычно в качестве источника γ -излучения рассматривают нуклид ^{16}N , который образуется из ^{16}O . Реакция $^{16}\text{O} (n, p) ^{16}\text{N}$ идет только на быстрых нейтронах с порогом около 11 МэВ (содержание ^{16}O в естественной смеси изотопов кислорода равно 99,759 %). Радиоактивный изотоп азота ^{16}N имеет период полураспада $T_{1/2} = 7,4$ сек. Примерно 75 % всех γ -распадов сопровождается испусканием γ -квантов с энергией 6,13 МэВ; в 7 % случаев распада испускаются γ -кванты с энергией 7,1 МэВ, а в остальных случаях только β -частицы.

8. Аннигиляционное γ -излучение - образуется при аннигиляции позитронов, испускаемых радиоактивными продуктами ядерных реакции, с электронами. При этом возникают два γ -кванта с минимальной энергией 0,511 МэВ каждый. Аннигиляционное излучение возникает также в результате взаимодействия γ -квантов с веществом, однако этот процесс должен рассматриваться не как источник излучения, а как процесс ослабления γ -квантов.

9. Тормозное γ -излучение - образуется в результате торможения электронов (например, β -частиц радиоактивного распада) в электрическом поле атомов. Процесс аналогичен наблюдаемому в обычной рентгеновской трубке. Электроны, образующиеся в результате взаимодействия возникающих γ -квантов с веществом, также могут создать γ -кванты при торможении. Подобно аннигиляционному излучению, такой каскадный механизм должен рассматриваться только в связи с процессом ослабления γ -квантов.

С точки зрения радиационной безопасности основными источниками являются:

- мгновенное γ -излучение;
- γ -излучение короткоживущих продуктов деления;
- захватное γ -излучение.

Плотность потока нейтронов в активной зоне при работе реакторов современных АС достигает $10^{13} - 10^{14}$ нейтрон/(см² · с). Под их воздействием происходит активация оборудования и деталей внутри реактора, продуктов коррозии, содержащихся в теплоносителе, газов и биологической защиты, окружающих корпус реактора и т.д.

Наиболее высокой наведенной активностью обладают устройства и материалы, находящиеся непосредственно в работающем реакторе (ВКУ, приводы СУЗ, образцы-свидетели и т.д.). Радиоактивное излучение от них может превышать допустимые уровни в сотни и тысячи раз.

Активность продуктов деления по своей величине является наиболее высокой, поэтому все операции с ядерным топливом, заключенным в твэлы выполняются дистанционно. Наибольшую опасность представляют твэлы с поврежденной оболочкой.

В отсутствии защиты мощность дозы гамма-излучения вблизи реактора может составить несколько зивертов (сотни бэр) в секунду.

Теплоноситель и присутствующие или поступающие в него при работе АС примеси, становятся радиоактивными, так как на ядрах вещества теплоносителя и примесей могут происходить реакции (n, γ)-, (n, p)-, (n, β)-реакции. Поэтому теплоноситель является источником γ -излучения (β -частицы, образующиеся при распаде активных ядер, не выходят за пределы оборудования, по которому циркулирует теплоноситель). При нарушении герметичности оболочек твэлов в теплоноситель могут поступать продукты деления, что является дополнительным источником β -излучения теплоносителя.

В результате процессов массообмена часть активных продуктов теплоносителя осаждается на стенках оборудования. Образуется, как говорят, пленка активных отложений. По этой причине источником γ -излучения становится оборудование технологического контура АС.

Для предотвращения перегрева топлива в случае обезвоживания активной зоны смонтирована система, позволяющая быстро залить активную зону водным раствором борной кислоты. При этом не только охлаждаемая сама активная зона, но в результате попадания бора прекращается цепная реакция.

Трубка твэл изготовлена из циркония, легированного 1 % ниобия (сплав 1Н). Наружный $\varnothing 9,1 \pm 0,05$ м, толщина $0,65 \pm 0,03$ мм, внутренний $\varnothing 7,72 \pm 0,08$ мм, высота таблетки 20 мм, $\varnothing 7,53 - 0,05$, с отверстием $\varnothing 2,3$ мм. Длина твэл 3837 мм, столб таблеток 3530 мм. Полость твэл после заполнения таблеток перед запайкой заполняются гелием 20 - 25 атм. Объем твэл 181 см^3 , 70 % его заполнены таблетками, вес твэл 2,1 кг. В этих реакторах применяются безчехловые ТВС, состоящие из пучка твэл, головки и хвостовика. Твэлы находятся друг от друга 3,65 мм, с шагом размещения твэл 12,75 мм. Min допустимый проход для воды между соседними твэлами 0,8 мм. Масса ТВС 756 кг, объем ее конструкции 80 л. Размер ТВС длина – 4570 ± 1 мм, расстояние между противоположными гранями ТВС 234 мм. Активная зона состоит из 163 ТВС шестигранной формы с 312 твэлами в каждой ТВС. В 61 ТВС установлены органы регулирования реактора, каждый состоит из 18 поглощающих элементов [8]. Радиоактивность одной свежей ТВС составляет 0,5 кюри, гамма-излучение на поверхности около 0,2 бэр/ч. В табл. 3.1 приведены основные характеристики АЭС.

Т а б л и ц а 3.1

Основные характеристики АЭС

Параметр	Тип реактора	
	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
1	2	3
Мощность (эл.), МВт	440	1000
1	2	3
Мощность (тепл.), МВт	1375	3999
Схем, число петель	Петлевая, 6	Петлевая, 4
Размер активной зоны:		
H, м	2,46	3,58
D, м	2,88	3,10
Глубина выгорания топлив, МВт·сут/кг ^{235}U	30	40
Плотность тепловыделения, кВт/л	86	111
Температура теплоносителя в активной зоне, К, вход/выход	541/569	561/590
Давление в 1 контуре (перед турбиной), МПа	12,5	16
Обогащение ^{235}U , %	3,5	3,3-4,4

Реактор устанавливается в бетонной шахте, которая служит биологической защитой. Реактор ВВЭР-1000 снабжен прочно-плотной защитной оболочкой.

Реакторы типа ВВЭР-440 по советским проектам построены в Венгрии, Чехии, Болгарии, Финляндии, Германии и Украине, а ВВЭР-1000 - Болгарии, Украине и Словакии.

3.1.2. Процессы, протекающие в теплоносителе

Источником радиоактивных благородных газов (РБГ) и радиоактивных аэрозолей (РАЗ) на АЭС является ядерная энергетическая установка. Особую опасность представляют АЭУ работающие в аварийных режимах, связанные с нарушением герметичности оболочек ТВЭЛ и приводящими к выходу РВ в воздух. К этим неисправностям можно отнести:

- нарушение герметичности оболочек ТВЭЛ;
- течь 1 контура во II;
- течь 1 контура в III;
- течь 1 контура в необитаемые помещения реакторного отсека.

Основными газообразными продуктами деления, образующимися при работе АЭУ являются [11]:

- инертные газы: Kr -85, 87, 88, 89; Xe -133,135,138;
- радионуклиды йода: I - 131, 132, 133, 134, 135 и др.

При работе АЭУ в течение 10 суток в ТВЭлах АЭУ содержится: Kr - 28,2 %; Xe - 38,8 %; I – 33 %.

Загрязнение воздуха РБГ и РАЗ предполагает не только внешнее, но и внутреннее облучение организма, за счет попадания радиоактивных веществ внутрь организма через органы дыхания и во время приема пищи.

В современных энергетических реакторах в основном используется окисное топливо. Происходящие в нем процессы, в частности выход продуктов деления, во многом определяются условиями работы ТВЭЛОВ, характером поведения окиси при облучении. Ниже рассмотрены главные особенности поведения окиси урана под облучением, которые практически не зависят от типа реактора, и общее представление о конструкции ТВЭЛА.

Геометрические размеры и форма ТВЭЛОВ могут быть различны, их выбор зависит от физических и технических характеристик реактора. Однако на большинстве энергетических реакторов используют ТВЭЛЫ стерженькового типа с зазором между сердечником и оболочкой.

Сердечник, набранный из таблеток спеченной окиси урана, и сквозное отверстие по оси исключает зону с максимальной температурой, уменьшает вероятность расплавления топлива в процессе работы и общее линейное удлинение таблеток при нагреве. В верхней части ТВЭЛОВ предусматривают свободное пространство для компенсации температурного расширения столба таблеток и накопления газообразных продуктов деления, которые накапливаются также в полости центрального отверстия и в зазоре между таблетками и оболочкой.

Под действием высокой температуры, механических нагрузок и мощных потоков ионизирующего излучения в сердечнике ТВЭЛА наблюдаются изменения, влияющие на выход газообразных продуктов деления. Происходит формирование зон столбчатых кристаллов и равноосных зерен. Из-за низкого коэффициента теплопроводности UO_2 в сердечнике ТВЭЛА имеет место большой температурный градиент до 1000°C на мм.

В результате массопереноса диаметр исходного центрального отверстия возрастает. Большие температурные градиенты и термические напряжения при работе реактора и при остановках - пусках приводят к тому, что сердечник ТВЭЛА растрескивается. Образуются радиальные и кольцевые трещины.

При работе на мощности происходит залечивание трещин в результате процесса испарение - конденсация UO_2 . После нескольких таких циклов из-за распухания сердечника происходит уменьшение зазора между топливом и оболочкой.

Процессы, происходящие в сердечнике ТВЭЛА, сложны в связи с физическими воздействиями на оболочку ТВЭЛА при различных переменных параметрах (температуры, давления, различных видов излучений, химических воздействий всего комплекса элементов сплавов металлических конструкций).

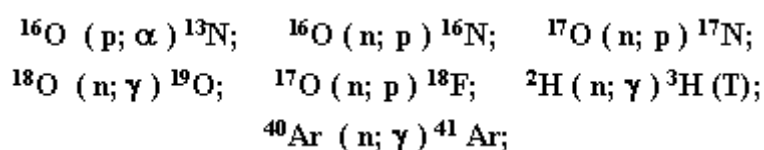
В связи со способностью UO_2 удерживать продукты деления в решетке, их выделение с поверхностей происходит со скоростью, зависящей от изменения температуры и открытой поверхности топлива.

При низких температурах газообразные продукты деления вносят определенной вклад в твердое распухание. При температурах, когда начинается диффузия, они концентрируются в дефектах структуры топливной композиции и на границах зерен топлива, образуя пузыри. Рост пузырей вызывают газовое распухание топливной композиции. Часть газообразных продуктов деления выходит из топливной композиции, оказывая механическое воздействие на оболочку ТВЭЛ.

Процесс газовой выделения и связанное с этим формирование структуры сердечника ТВЭЛ при работе реактора показал, что скорость нарастания давления в ТВЭЛ и скачкообразное изменение давления при очередном запуске реактора после останова связаны с соотношением площадей структурных зон в ТВЭЛ. С увеличением площади зон равноосных зерен и расплавленной UO_2 быстрее растет давление при работе реактора под оболочкой ТВЭЛ. Уменьшить выход газообразных продуктов деления при диффузии из зерен UO_2 возможно при захвате их дефектами кристаллической структуры, возникающими при облучении, которые действуют как ловушки. Диффузионный механизм действует на протяжении всего времени работы ТВЭЛ до выгорания, при котором исходная структура UO_2 в этой зоне сердечника исчезает.

Образование новых изотопов. При взаимодействии ионизирующего излучения с теплоносителем и находящимися в нем примесями образуются радиоактивные нуклиды, служащие дополнительным источником активности, что приводит к повышенной радиоактивности самого теплоносителя. Условно различают газовую, осколочную активность теплоносителя, а также активность примесей в теплоносителе.

Газовая активность водного теплоносителя вызывается образованием радиоактивных нуклидов по следующим реакциям [11]:



Наибольшую опасность из новообразованных нуклидов представляет изотоп азота ^{16}N .

Тритий в природе может существовать в газообразном виде и в окисленных формах НТО, T_2O , а может входить и в состав более сложных органических и неорганических соединений. Т.к. он сравнительно быстро окисляется, то его газообразная форма неустойчива. На АЭС с ВВЭР в теплоносителе тритий существует в основном в виде тритиевой воды, в продувочном газе — в газообразной и окисленной формах. В реакторе тритий образуется в результате тройного деления ядерного топлива при нейтронной активации Li и В, растворенных в теплоносителе первого контура, а также активации дейтерия, содержащегося в теплоносителе в

качестве примеси (до 0,015 %). В теплоносителе реактора ВВЭР образование трития происходит по реакции $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)^3\text{H}$ (в теплоноситель бор добавляется в виде борной кислоты - при регулировании реактивности реактора с помощью раствора борной кислот) и $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$ (литий попадает в виде примеси к гидроокиси калия - при использовании гидроокиси лития для поддержания щелочной реакции теплоносителя и нейтрализации борной кислоты), а также выход трития за счет диффузии и из негерметичных твэлов.

В АЭС с реакторами типа ВВЭР за счет тройного деления в твэлах образуется около 0,37...0,74 ТБк/[МВт (эл.) -год] трития.

Для реакторов типа ВВЭР переход ^3H в жидкие и газообразные отходы принимают равным 74 и 7,4.

Через оболочку из циркониевого сплава в теплоноситель вследствие диффузии поступает примерно 0,1 % трития, находящегося под оболочкой. Если оболочка твэла сделана из нержавеющей стали, то скорость поступления трития в теплоноситель приблизительно в 10 раз больше.

Активация примесей вносит существенный вклад в радиоактивность теплоносителя и происходит это из-за наличия естественных примесей: растворенных в теплоносителе солях натрия, кальция, магния и др.

В результате активации образуются газы (^{41}Ag , ^{14}C , $^{13,16}\text{N}$). ^{41}Ag образуется при захвате нейтрона ядром ^{40}Ag . Мощность выброса ^{41}Ag в атмосферу на ядерных реакторах зависит от их конструктивных и технологических особенностей.

До 70 % в газообразных отходах составляет ^{133}Xe с $T_{1/2}$ - 5,27 сут, $E_\beta = 0,346$ Мэв, и $E_\gamma = 0,081$ Мэв (37 %). Одним из нуклидов, вносящих существенный вклад в радиоактивность примесей, является ^{24}Na с периодом полураспада 15 ч, излучающий жесткие гамма-кванты. Образуется этот нуклид по реакциям: $^{23}\text{Na}(n; \gamma)^{24}\text{Na}$; $^{24}\text{Mg}(n; p)^{24}\text{Na}$; $^{27}\text{Al}(n; \alpha)^{24}\text{Na}$.

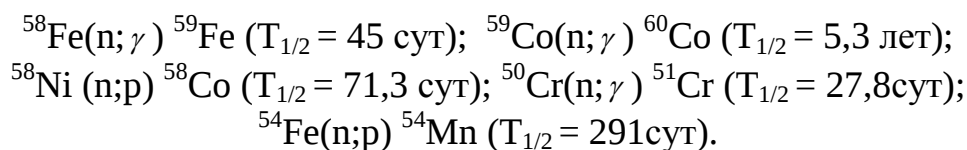
В связи с такого рода активацией примесей водный теплоноситель первого заполнения, так же как и подпиточная вода, должны быть не только умягчены, но и деионизированы.

Введенные для разных целей в первый контур вещества также могут активироваться. Так, на АЭС бывшего СССР получило распространение добавление в теплоноситель едкого кали при регулировании реактивности реактора, что приводит к образованию радиоактивного нуклида ^{42}K с периодом полураспада 12,4 ч по реакции: $^{41}\text{K}(n; \gamma)^{42}\text{K}$.

Однако содержание ^{41}K в природной смеси не превышает 6,9 %, поэтому вклад активности ^{42}K в общую активность теплоносителя мал.

Активность теплоносителя вызывается также коррозией активированных материалов активной зоны и активацией продуктов коррозии конструкционных материалов контура в процессе их миграции

через активную зону. Ниже приведены основные реакции, по которым происходит активация продуктов коррозии, с периодами полураспадов радионуклидов в скобках:



Радиоактивные примеси могут осаждаться в различных местах контура и тем самым сильно затруднять обслуживание оборудования.

Осколочная активность теплоносителя является результатом попадания продуктов деления ядерного топлива при работе с поврежденными твэлами. Обычно различают две стадии повреждения твэлов:

1) газовые неплотности, когда в теплоноситель попадают нуклиды благородных газов (криптона и ксенона) и осколки деления, летучие при рабочей температуре твэлов (йод, бром, цезий);

2) повреждения, сопровождающиеся контактом топлива с теплоносителем, что может привести к попаданию в контур нелетучих нуклидов (молибдена, церия и др.), не говоря уже о возможном выносе в контур частиц топлива. Последние, как и примеси в теплоносителе, загрязняют первый контур.

Радионуклиды йода. При реакциях деления, а также при распаде продуктов деления образуется несколько радионуклидов йода. Наибольший вклад в дозу облучения дают нуклиды с массовыми числами 129, 131, 132, 133, 134 и 135. Для всех из них, за исключением ^{129}I , в активной зоне реактора достаточно быстро устанавливается равновесное состояние. Попасть в окружающую среду радионуклиды йода могут только при разгерметизации оболочки твэла и первого контура. Как источник облучения наиболее важным нуклидом йода является ^{131}I . В равновесных условиях его активность колеблется от 0,92 до 1,1 пБк/МВт (тепл.). Долгоживущий ^{129}I не обнаруживают в окружающей среде вокруг АЭС, и его выбросы значительно меньше выбросов других радионуклидов йода.

^{131}I может существовать либо в аэрозольной, либо в газовой форме. Соотношение этих форм зависит от многих факторов и различно для разных АЭС.

Выброс йода из реакторов ВВЭР определяется расходом неорганизованных протечек теплоносителя в технологические помещения и выходом йода в воздух помещений. Обычно протечки теплоносителя на реакторах РБМК больше, чем на реакторах ВВЭР.

Аэрозоли. Часть продуктов деления, продукты распада ИРГ и нуклиды с наведенной активностью образуют аэрозоли, которые с воздушными выбросами могут поступать во внешнюю среду. Количество таких

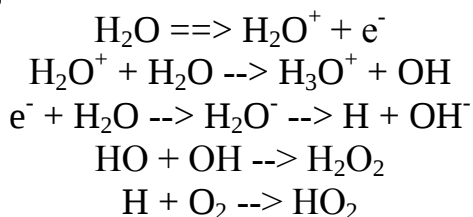
аэрозолей зависит от типа реактора, его мощности, эффективности систем газоочистки, водоочистки и ограничивающих барьеров, продолжительности эксплуатации и т.п.

В составе аэрозолей, выбрасываемых из АЭС с реактором типа PWR (ВВЭР), идентифицируют несколько десятков радионуклидов. Наиболее типичные из них: ^{131}I , ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{91}Sr , ^{103}Ru , ^{134}Cs , ^{106}Ru , ^{137}Cs , ^{141}Ce , ^{144}Ce , ^5Cr , ^{54}Mn , ^{56}Mn , ^{59}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{95}Zr , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{22}Ne , ^{24}Na , ^{65}Zn , ^{88}Rb , ^{98}Nb , ^{99}Mo и др [3]. Аэрозоли, образующиеся в результате деления или распада ИРГ, в газовых выбросах АЭС появляются после разгерметизации оболочки твэла. Их доля в общей смеси долгоживущих радионуклидов, как правило, колеблется в широких пределах (10...80 % общей активности) и зависит от состояния активной зоны. Активность отдельных радионуклидов изменяется от нескольких сотых до нескольких единиц гигабеккерелей в год.

Другим источником аэрозолей на реакторах данного типа являются работы, связанные с ремонтом оборудования, загрязненного теплоносителем первого контура.

Радиолиз водного теплоносителя. Это процесс разложения воды под действием ионизирующего излучения. Вследствие специфических условий реакторной установки (высоких температур, дополнительных химических добавок в теплоноситель первого контура) процесс радиолиза может изменяться. Под действием различных видов мощного ионизирующего излучения молекулы воды и растворенные в ней примеси разрушаются, возбуждаются и ионизируются.

При ионизации молекул воды в присутствии кислорода возникают гидратированные электроны, активные радикалы ($\text{OH}^\cdot$ и др.), а также молекулы перекиси водорода. Особую роль в живых организмах играют образующиеся под действием ионизирующего излучения достаточно устойчивые супероксидные радикалы $\text{HO}_2^\cdot$. Ниже приведены основные реакции радиолиза воды.



Как известно, вода - это самое распространенное соединение в живых организмах. Содержание воды в животных клетках составляет около 70 %. Вода заполняет межклеточные пространства и представляет собой среду, в которой протекают биохимические реакции, диффундируют вещества, водная среда определяет структуру и взаимодействия биологических макромолекул. Поэтому процессы радиолиза воды играют важнейшую роль при облучении живых организмов. Образующиеся промежуточные радикалы и ионы реагируют с биомолекулами, изменяя их (окисление,

замещение функциональных групп, деструкция, сшивка полимеров). Кроме того, возможно и прямое действие излучения на органические молекулы живых организмов. Промежуточные радикалы в присутствии кислорода воздуха могут дать начало цепным реакциям окисления, что во много раз увеличивает количество измененных молекул. Большое значение имеет также миграция энергии возбуждения в молекулах биополимеров. В результате возбуждение молекулы, происшедшее в любом ее месте, может привести к поражению ее активного центра, например, к инаktivации ферментов [12].

Кроме водорода H_2 , кислорода O_2 и перекиси водорода H_2O_2 , при радиолизе воды могут образовываться также H , OH , HO_2 , H_2O , и др. Многие из них обладают окислительными или восстановительными свойствами в зависимости от содержащихся примесей в теплоносителе, температуры, давлений в первом контуре и т.п.

Чтобы уменьшить радиолиз повышают концентрацию водорода в теплоносителе. Это делают путем добавления в теплоноситель гидразина или аммиака. Обычно концентрация водорода поддерживается на уровне 20...50 см/кг. В этом случае кислород, введенный в контур, например, с подпиточным теплоносителем, рекомбинирует с водородом. Радиолиз теплоносителя в таких условиях не является источником кислорода.

Обычно на практике радиолиз водного теплоносителя не вызывает заметных изменений его физико-химических свойств. Возможны проявления вторичных неблагоприятных явлений в результате радиолиза, которые могут привести к следующим факторам и неблагоприятным событиям:

- отрицательному влиянию некоторых продуктов разложения воды на коррозионную стойкость конструкционных материалов;
- возможное образование взрывоопасной смеси кислорода и водорода;
- отрицательное влияние газообразных продуктов разложения на условия теплопередачи и на реактивность реактора.

Бороться с этими неблагоприятными факторами можно, вводя в теплоноситель водород, который при концентрации больше 30 н. мл/кг практически полностью подавляет процессы радиолиза воды. Для поддержания необходимой концентрации водорода, обеспечивающей подавление процессов радиолиза в контур, как правило, вводят аммиак, в результате разложения которого по реакции: $2NH_3 \rightleftharpoons 3H_2 + N_2$ создается необходимая концентрация водорода в водном теплоносителе.

Радиоактивный углерод ^{14}C может образовываться на ядерных реакторах в результате реакций ^{14}N (n, p) ^{14}C (активации азота, находящегося в виде примеси в топливе), а также при тройном делении; ^{17}O (n, a) ^{14}C (активации кислорода, содержащегося в окисном топливе и в замедлителе) и ^{13}C (n, γ) ^{14}C , которые по сравнению с другими являются

наиболее практически значимыми. По оценкам скорость образования ^{14}C в реакторах PWR близка к $0,22 \dots 0,9 \text{ ТБк/[ГВт(эл.) -год]}$, в реакторах BWR - $0,55 - 1,1$.

Химические процессы в контуре. Основные химические процессы в контуре связаны главным образом с коррозией конструкционных материалов и появлением отложений на теплопередающих поверхностях. Из наиболее важных видов коррозии реакторных материалов следует упомянуть межкристаллитную коррозию аустенитных нержавеющей сталей, связанную с уменьшением содержания хрома по границам зерен по сравнению с их центрами, а также коррозионное растрескивание под напряжением. С повышением содержания в водном теплоносителе кислорода и хлорид-иона значительно увеличиваются скорости протекания этих коррозионных процессов. В ряде случаев повышенное содержание кислорода может вызвать ускоренную коррозию и циркониевых сплавов, особенно в щелочной среде. Очень важной характеристикой теплоносителя, от которой зависят скорость и вид коррозии, характер коррозионного процесса, количество переходящих в воду продуктов коррозии, их дисперсный состав, является значение pH, характеризующее активность водородных ионов. Наиболее заметно проявляется влияние pH теплоносителя на коррозию сталей перлитного класса и алюминия: с повышением pH до 9-10 можно снизить в несколько раз и скорость коррозии и скорость перехода продуктов коррозии в воду. Однако превышение этих значений может привести в некоторых случаях к щелочному растрескиванию сталей.

Осаждения на теплопередающих поверхностях вызываются также солями жесткости, что особенно важно для кипящих реакторов. Наиболее опасны разного рода отложения на поверхностях твэлов, поскольку приводят к ускорению коррозии их оболочки.

Чтобы снизить вредное влияние описанных процессов, необходимо при эксплуатации ЯЭУ поддерживать концентрации различных примесей в теплоносителе на определенном уровне, что требует значительных усилий, затрачиваемых на очистку теплоносителя.

Все физико-химические процессы, имеющие место в контурах с теплоносителем, должны быть строго учтены при эксплуатации АЭС.

Чтобы избежать попадания в теплоноситель послемотажных загрязнений, а также, чтобы убедиться в высоком качестве монтажных работ, перед началом эксплуатации АЭС, производят подготовку и очистку контуров.

На первом этапе проводятся гидравлические испытания контура, которые заключаются в проверке герметичности контура, заполненного водным теплоносителем, при повышенном давлении.

После гидравлической проверки герметичности контура и прочностных испытаний проводится его циркуляционная промывка,

которая наряду с очисткой и отмывкой контура от послемотажных загрязнений обеспечивает создание на внутренних поверхностях контура защитной окисной пленки. Циркуляционную промывку производят последовательно холодным (до 100 °С) и горячим (до 260 °С) теплоносителем. Во время промывки обеспечивается предварительное снятие гидравлических характеристик реактора.

Причины загрязнения теплоносителя. Перечисленные выше явления заставляют предъявлять весьма высокие требования к чистоте теплоносителя. Так как контур замкнут, то, казалось бы, можно ожидать высокую чистоту теплоносителя. Однако это справедливо лишь в отношении естественных примесей воды. Между тем в любом контуре и в любых условиях, как при эксплуатации оборудования, так и при его стоянке протекают коррозионные процессы, в результате которых в теплоноситель переходят окислы конструкционных материалов. Поэтому для водного теплоносителя двухконтурной АЭС наиболее характерно присутствие именно окислов конструкционных материалов с превышением их содержания над естественными примесями.

С течением времени естественные примеси остаются на том же уровне, а содержание продуктов коррозии непрерывно нарастает. Если не будет организовано удаление их из контура, то это может привести к недопустимо высокому их содержанию и осаждению на поверхностях контура. Поэтому в систему КМПЦ должна быть включена установка для очистки воды реактора от продуктов коррозии, позволяющая поддерживать их концентрацию на допустимом уровне. В такую установку направляется часть воды реактора с последующим ее возвратом в первый контур.

Вода реактора проходит непрерывную очистку, чем обеспечивается очистка от продуктов коррозии.

Работа атомной энергетической установки сопровождается весьма существенными физико-химическими процессами, протекающими в ее контурах, так как ядерный реактор является мощным источником ионизирующего излучения и с коррозионным воздействием теплоносителя на конструкционные материалы. К тому же физико-химические процессы протекают в тесной связи с тепловыми процессами, оказывая взаимное влияние друг на друга и для контроля за этим требуется установка дополнительного специфического оборудования.

В результате деления и захвата нейтронов в топливе накапливаются радиоактивные продукты, при этом изменяются состав, физико-химические и механические свойства топливной композиции. В процессе деления образуется большое количество радиоактивных продуктов, при этом диоксид урана при нормальных рабочих температурах удерживает более 98 % этих продуктов. Около 1...2 % продуктов, в основном газообразные и летучие - криптон, ксенон и йод, диффундируют в газовый

объём между топливной композицией и оболочкой. Оболочка твэла обеспечивает его целостность, механическую прочность, препятствует попаданию продуктов деления в 1-й контур. Герметичность оболочек должна сохраняться в течение всего срока работы твэла и последующего хранения отработанного топлива [8].

На АЭС с водным теплоносителем требуется весьма высокая чистота воды первого контура. Примеси, содержащиеся в воде, могут вызвать отложения на элементах первого контура - в реакторе, насосе и арматуре.

Особенно опасны отложения на тепловыделяющих элементах (твэл) реактора, так как это не только приводит к снижению коэффициента теплопередачи, но может вызвать и аварийную ситуацию. Температура оболочки твэлов всегда выше температуры теплоносителя. Превышение это тем больше, чем больше толщина отложений и тепловая нагрузка.

Для реакторных твэлов, тепловая нагрузка неравномерна и достигает $1,2 \cdot 10^6$ - $1,5 \cdot 10^6$ Вт/м², составляя в среднем $0,3 \cdot 10^6$ - $0,5 \cdot 10^6$ Вт/м². Поэтому отложения в реакторе могут вызвать ухудшение теплопередачи, сильный нагрев и как следствие разрушение оболочек твэлов. При разрушении оболочек происходит значительная активация теплоносителя за счет выхода в него продуктов деления. При превышении активности в контуре выше определенного предела необходим останов реактора.

Работа атомной энергетической установки сопровождается протеканием следующих сложных процессов в теплоносителе первого контура:

- радиационные процессы в контуре, приводящие к образованию новых изотопов и радиолизу водного раствора теплоносителя, а также радиолизу и термолизу ионитов;
- химические процессы, связанные с коррозией конструкционных материалов и активацией продуктов коррозии;
- образование дефектных твэл и разгерметизация их, а это приводит к образованию осколочной активности радиоактивных инертных газов;
- активация примесей [8].

Появление микротрещин в оболочках твэлов сопровождается преимущественным выходом в теплоноситель ИРГ. По мере роста микротрещин в теплоноситель начинают поступать летучие продукты деления и в частности радионуклиды йода, цезия, теллура. При крупных трещинах возможен прямой контакт теплоносителя с топливом и его размывание. Этот процесс сопровождается выходом в теплоноситель продуктов деления, испускающих запаздывающие нейтроны. Измеряя активность перечисленных групп радионуклидов, характерных для того или иного вида негерметичности, можно грубо оценить состояние оболочек твэлов в активной зоне. В качестве реперных радионуклидов выбирают из группы ИРГ - ⁸⁸Kr, из группы летучих радионуклидов ¹³²I, и,

наконец, из группы радионуклидов, испускающих запаздывающие нейтроны - ^{87}Br и ^{137}I .

Активность теплоносителя складывается из “собственной”, “осколочной” и коррозионной активности.

“Собственная” (кислородная) активность теплоносителя возникает под действием нейтронного излучения на H_2O по реакциям: $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}$; $^{17}\text{O}(\text{n},\text{p})^{17}\text{N}$; $^{18}\text{O}(\text{n},\gamma)^{19}\text{O}$ и $^2\text{H}(\text{n},\gamma)^3\text{H}$.

Основной вклад в собственную активность даёт реакция $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}$. Изотоп ^{16}N распадается с периодом полураспада 7,35 с. и испусканием высокоэнергетического гамма-излучения с энергией 6,13 МэВ и 7,1 МэВ. В связи с малым периодом полураспада при остановленном реакторе кислородная активность отсутствует.

“Осколочная” активность теплоносителя возникает в результате поверхностной загрязнённости оболочек твэл делящимся материалом и прямого контакта теплоносителя с делящимся материалом при значительном повреждении оболочек. Уровень поверхностной загрязнённости “свежего” топлива по ^{235}U не превышает 10^{-9} г/см², допустимая доля газовой негерметичности оболочек не более 0,01 (1 %) и допустимая доля значительных разрушений не более 0,001 (0,1 %). “Осколочная” активность определяется в основном следующими изотопами: ^{84}Br , ^{85}Br , ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{137}I .

Коррозионная активность теплоносителя образуется в результате следующих процессов:

- активации конструкционных материалов активной зоны с последующей их эмиссией в воду (в основном Zr);
- активации примесей в теплоносителе;
- активации плёнки продуктов коррозии конструкционных материалов и их эмиссии в воду (^{60}Co , ^{59}Fe , ^{51}Cr , ^{56}Mn).

Активность отдельных осколочных радионуклидов в теплоносителе зависит от степени разрушения оболочек твэл.

Для определения степени их разрушения нет необходимости в проведении развёрнутого радиохимического анализа, а достаточно определить отношение двух наиболее характерных радионуклидов, схемы распада которых допускают селективную регистрацию на фоне остальных радионуклидов осколочного и коррозионного происхождения. В качестве таких изотопов в средствах радиационного контроля (СРК) выбраны радионуклиды ^{88}Kr и ^{87}Br .

Метод оценки ^{88}Kr в теплоносителе по гамма-излучению позволяет регистрировать начальные стадии появления газовых неплотностей в оболочках твэл и следить за динамикой развития их негерметичности. Для оценки активности ^{88}Kr в СРК используется устройство детектирования типа УДЖГ-07 (УДЖГ-12Р1 и ВБ-91), предназначенное для

преобразования плотности потока гамма-квантов в диапазоне от $3,52 \cdot 10^{-13}$ до $4,16 \cdot 10^{-13}$ Дж (от 2,2 до 2,6 МэВ) в последовательность статически распределённых импульсов, средняя частота которых пропорциональна объёмной активности $^{88}\text{Kг}$, растворённого в воде 1-го контура.

В целях определения состояния активной зоны по величине отношения активности реперных радионуклидов СРК предусматривается непрерывное измерение объёмной активности ^{87}Br по запаздывающим нейтронам. Селективное измерение активности ^{87}Br позволяет определять степень разрушения активной зоны в случае приближения повреждений к предельно-допустимому состоянию. Для исключения влияния других радионуклидов и достаточно чистого измерения ^{87}Br необходима задержка доставки теплоносителя к устройству детектирования на время не менее 100 с, но не более 200 с, т.к. активность ^{87}Br быстро спадает. В связи с этим, устройство детектирования ^{87}Br по запаздывающим нейтронам устанавливается непосредственно в помещении СВО-1 (пом. А-201) вблизи трубопроводов СВО до охладителя продувки.

Измерение объёмной активности ^{87}Br , имеющего период полураспада 53 с, обеспечивает контроль за усреднённым состоянием активной зоны, т.к. период циркуляции теплоносителя по 1-му контуру составляет 18,5 с, и перемешивание происходит достаточно эффективно [11].

Водный режим реакторов. Для реакторов ВВЭР регулирования реактивности обеспечивается борной кислотой, которая вводится в теплоноситель.

Она химически устойчива в радиационных условиях, хорошо растворима в воде, слабо влияет на коррозионные процессы. Однако в ее присутствии возрастает переход продуктов коррозии в воду, а также рН теплоносителя, что может увеличивать скорость коррозии сталей. Поэтому для нейтрализации борной кислоты в контур вводится щелочь: либо едкое кали (в странах бывшего СССР), либо гидроокись лития (за рубежом). Для поддержания требуемой концентрации водорода, который необходим для подавления процессов радиолиза, в состав теплоносителя добавляют аммиак. Такой водный режим называют смешанным аммиачно-калиевым режимом при борном регулировании, получивший весьма широкое распространение.

Процесс очистки водного теплоносителя на АЭС можно разделить на два этапа:

- первый - приготовление химически обессоленной воды высокой чистоты для первичного заполнения контуров и для последующей их подпитки;
- второй - постоянная очистка теплоносителя, циркулирующего в контуре, а также вод бассейнов выдержки и перегрузки от различных примесей.

Первый этап очистки проводят на так называемых установках химводоочистки (ХВО), а второй – на установках спецводоочистки (СВО) или конденсатоочистки (КО). В ХВО предусматриваются очистка исходной воды от механических примесей в механических фильтрах, удаление свободной кислоты в декарбонизаторах, а также ионная очистка в анионитовых и катионитовых фильтрах. В механическом фильтре, который заполняется, например, дробленным антрацитом, отделяются грубодисперсные загрязнения. Далее вода очищается в несколько приемов на ионообменных фильтрах.

Ионообменная фильтрация в настоящее время – наиболее распространенным методом очистки водного теплоносителя. Он основан на способности некоторых материалов – ионитов, которые сами в воде практически не растворяются, изменять в нужном направлении ионный состав воды. В результате обмена ионами между водой и твердым веществом с ионной связью (ионитом) содержащиеся в воде ионы удерживаются ионитом, который отдает в воду эквивалентное количество ионов того же знака. Для очистки водного теплоносителя ядерных энергетических установок применяют ионообменные материалы, являющиеся сополимерами стирола и дивинилбензола, которые обладают сетчатой структурой – матрицей, содержащей фиксированные ионы. Подвижные противоионы уравнивают заряд фиксированных ионов и способны к обмену.

3.1.3. Контроль состояния защитных барьеров

Безопасность ядерных реакторов обеспечивается системой физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ при их возможном выходе из топлива в окружающую среду, а также внедрением системы технических и организационных мер по защите этих барьеров и сохранению их эффективности с целью защиты персонала, населения и окружающей среды.

Система физических барьеров блока АЭС включает топливную матрицу, оболочку твэла, границу контура теплоносителя реактора, герметичное ограждение реакторной установки и биологическую защиту. Для радиационного контроля, как правило, ограничиваются тремя барьерами безопасности. Первый барьер – это топливная композиция и оболочки твэлов. При попадании продуктов деления (ПД) или продуктов активации (ПА) в теплоноситель их дальнейшему распространению препятствуют конструкции первого контура (ПК) – второго барьера безопасности. Наконец, при протечках ПК радиоактивные ПД и ПА задерживаются герметизацией помещений или защитной оболочкой – третьим барьером безопасности.

Для оценки радиационного состояния активной зоны (АЗ) и теплоносителя первого контура (ТПК) требуется непрерывный контроль удельных активностей информативных (реперных) радионуклидов в ТПК.

При нормальном и стабильном качестве теплоносителя 1 контура оперативный контроль за герметичностью оболочек ТВЭЛ осуществляют по общей удельной радиоактивности теплоносителя. При герметичных оболочках ТВЭЛ общей удельной активности теплоносителя $10^{-4} \div 3 \cdot 10^{-5}$ кюри/литр ($3,7 \cdot 10^6 \div 11,1 \cdot 10^5$ Бк/л).

При потере герметичности оболочек у 50 ТВЭЛ с выходом газообразных осколков деления в теплоноситель его радиоактивность увеличится в 30 - 50 раз. При разгерметизации 1 % ТВЭЛ (500 шт.) суммарная общей удельной радиоактивности теплоносителя возрастает до 0,1 кюри/литр (в 1000 раз, чем при герметичных оболочках). При нарушении водно-химического режима в 1 контуре возможно увеличение радиоактивности теплоносителя в десятки раз за счет перехода в него продуктов коррозии со стенок труб и ТВЭЛОВ.

Непрерывные измерения динамики активности ПД в комплексе с моделированием процессов выхода ПД из топлива позволят отслеживать и интерпретировать процессы развития повреждений оболочек ТВЭЛОВ при работе на всех режимах реактора.

Сложность отражаемых на мониторах спектров зависит от радиационного состояния активной зоны (поверхностного загрязнения и герметичности тепловыделяющих сборок - ТВС), времени доставки теплоносителя до измерительного участка, наличия активируемых примесей в воде и эффективности очистительных фильтров.

В качестве примера на рис. 3.4 приведен типичный для реактора ВВЭР-1000 гамма-спектр ТПК, полученный на работающем реакторе на номинальной мощности. Измерительный тракт смонтирован на базе детектора из сверхчистого германия ORTEC 43-TR41327B с относительной эффективностью 10 % и спектрометрического блока типа DSPEC jrTM с цифровым сигнальным процессором. Цена канала составляла 0,35 кэВ, энергетическое разрешение – 1,9 кэВ для $E_\gamma = 1332$ кэВ, входная нагрузка тракта не превышала 10^4 и/с. Теплоноситель первого контура доставлялся по байпасной линии системы «АРКТУР», предусмотренной проектом для реакторов типа ВВЭР-1000 [8].

Время доставки теплоносителя от активной зоны реактора до измерительного участка байпасной линии составляло $(7,5 \pm 0,5)$ мин, что достаточно для распада короткоживущих продуктов деления и активации (в первую очередь ^{16}N и ^{19}O), усложняющих аппаратный спектр.

Оценку состояния активной зоны реактора осуществляют по реперным нуклидам. Однако, при поверхностном загрязнении активной зоны делющимися продуктами, последние затрудняют оценить

герметичность оболочек ТВЭЛ, так как активность радионуклидов ПД при этом являются доминирующими в теплоносителе.

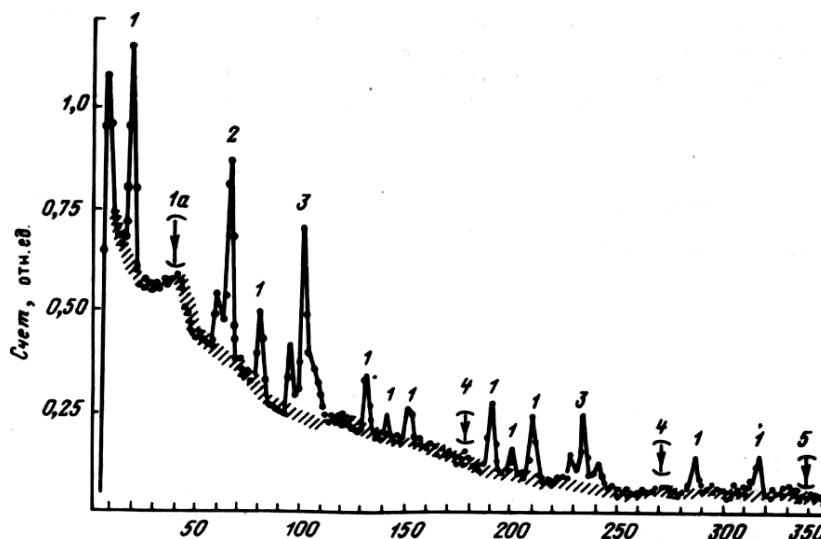


Рис. 3.4. Спектр γ -излучения таблетки механического фильтра при пропускания пробы воды реактора ВВЭР:

- 1 - одиночный пик (синглет); 1а - пик комптоновского распределения; 2 - дуплет с разрешимыми вершинами;
- 3 - триплет; 4 - статически незначимые пики; 5 - полоса доверительной оценки наличия пика (базовая кривая фона)

Их величины пропорциональны кумулятивным выходам нуклидов при делении и изменяются прямо пропорционально значению мощности реактора.

Имеются изобарные цепочки, в которых образуются нелетучие радионуклиды ^{139}Ba , ^{140}Ba , ^{141}Ba , ^{142}Ba , ^{91}Sr , ^{92}Sr , которые относительно легко идентифицируются в ТПК. Эти цепочки начинаются с короткоживущих инертных радиоактивных газов (ИРГ), и с появлением микротрещин вероятность выхода их из под оболочки ТВЭЛОВ мала. Указанные нуклиды попадают в теплоноситель в основном при делении в слое поверхностного загрязнения и служат его индикатором. Анализируя результаты измерений активности нелетучих радионуклидов стронция и бария в ТПК, обеспечивается контроль ПЗ делящимися нуклидами, при этом вводятся поправки при оценке количества появляющихся негерметичных ТВЭЛОВ.

В процессе работы ядерного блока возможно нарушение герметичности оболочек ТВЭЛ. Различают два типа таких нарушений: образование микротрещин, через которые могут проникать только газообразные ПД (газовая неплотность), и наличие дефектов, при которых возможен непосредственный контакт горячего с теплоносителем, что приводит к проникновению в него кроме газообразных еще и других осколков деления.

Допустимое количество твэлов с нарушенной герметичностью контролирует общая удельная активность по реперным нуклидам в ТПК, при этом регламентируется число твэлов с микродефектами, которое не должно превышать 1 %, а с прямым контактом топлива с водой - 0,1 % общего количества твэлов.

Оценка герметичности ТВС необходима для информации об утечке ПД из-под оболочки твэлов, которую получают, измеряя и корректируя активности определенного набора реперных нуклидов в ТПК. В целях упрощения и для надежности расчетов качества выбираются нуклиды, являющиеся летучими или газообразными и имеют не более одного летучего или газообразного "предшественника". Они обеспечивают надежную идентификацию и относительно легко измеряются в воде, и при этом слабо сорбируются на поверхностях оборудования первого контура.

К числу реперных для контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов отнесены следующие радионуклиды: ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I , ^{139}Ba , ^{91}Sr и ^{92}Sr , а также ИРГ ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{138}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr и ^{88}Kr .

Контроль по пяти нуклидам йода и пяти радионуклидам ИРГ (^{133}Xe , ^{135}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr и ^{88}Kr) является оптимальным и позволяет оперативно и надежно обеспечивать КГО твэлов.

Технические трудности при пробоотборе в течение десятилетий "не позволяли" радионуклидам ИРГ занять надлежащее им место при оценке радиационного состояния активной зоны много раньше. Решение этой проблемы возложено на установку СТПК-01 аттестованной метрологическими органами и ориентированной на контроль активности ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I в циркулирующем по байпасной линии ТПК реактора ВВЭР-1000 в диапазоне величин ($3,7 \cdot 10^3 \div 3,7 \cdot 10^8$) Бк/кг. Предельные значения указанного диапазона обусловлены нижним уровнем ПЗ делящимися нуклидами, а верхнее – допустимыми значениями удельной активности радионуклидов йода.

Необходимость в первостепенности контроля по наличию ИРГ за состоянием ТПК являются:

- высокая способность проникать через дефекты в системе барьеров;
- надежность идентификации и относительная легкость определения активности в технологических средах реакторной установки;
- суммарная активность ИРГ является наиболее представительной активностью ПД в теплоносителе и составляет почти две трети от их общей активности;
- ИРГ не адсорбируются на поверхностях ПК, химически нейтральны и не чувствительны к системам водоочистки, что облегчает устанавливать соответствие между количествами вышедших из-под оболочки и измеренных в теплоносителе удельных активностей газов;
- динамическое равновесие активности ИРГ достигается раньше, чем у радионуклидов йода;

- возможность использовать удобную для анализа высокоэнергетическую часть спектров гамма-излучения некоторых радионуклидов ИРГ и их дочерних продуктов распада, в частности ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{89}Kr , ^{138}Xe и ^{88}Rb , ^{89}Rb , ^{138}Cs .

На некоторых АЭС внедряется радиационный контроль на базе ИРГ. Надежная и оперативная информация об активности ИРГ в теплоносителе ПК очень важна как для КГО твэлов, так и для оценки возможной утечки ИРГ в помещения третьего защитного барьера и в окружающую среду. Контроль ИРГ позволит не только оценить состояние барьеров безопасности, но и создать цельную систему диагностирования как отдельных элементов защитной системы, так и атомной станции в целом.

Кроме ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{138}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr и ^{88}Kr в качестве информативных рекомендуются еще следующие нуклиды ИРГ: $^{131\text{m}}\text{Xe}$, $^{133\text{m}}\text{Xe}$, $^{135\text{m}}\text{Xe}$, ^{137}Xe и ^{89}Kr .

Радионуклиды ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{89}Kr и ^{137}Xe являются дочерними продуктами распада короткоживущих ^{87}Br , ^{88}Br , ^{89}Br и ^{137}I – основных источников запаздывающих нейтронов в ТПК, которые регистрируются устройством детектирования типа УДИН-02(06), ответственного за КГО твэлов работающего реактора, что и позволяет оценить состояние оболочек ТВЭЛов, полученных на основе нейтронных и гамма-спектрометрических измерений.

Состояние АЗ работающего реактора оценивается по её активности регистрируемых реперных нуклидов, что в итоге определяет количество негерметичных твэлов.

При герметичных оболочках твэлов, в начальный период эксплуатации реакторов, основной вклад в общую активность ТПК вносят продукты активности примесей в теплоносителе и конструкционных материалов АЗ реактора такие как: ^{24}Na , ^{42}K , ^{18}F , ^{13}N , ^{41}Ar , ^{122}Sb , ^{124}Sb , ^{187}W , ^{75}Se , ^{18}Cl , ^{82}Br и др. Информация об активности этих радионуклидов важна с точки зрения их вклада в общую активность ТПК, а для таких как ^{24}Na , ^{42}K , ^{18}Cl , ^{82}Br и др. с возможностью оценки по ним концентрации стабильных натрия, калия, хлора и др., содержание которых регламентируется нормами водного режима.

Для контроля радионуклидов в выбросах, образующихся вследствие утечки теплоносителя через неплотности ПК, измерение приближено к месту образования или максимальной концентрации радионуклидов, где их активность высока и легко поддается определению (например, в ТПК, который является основным источником газо-аэрозольных выбросов). В точках выбросов контролируются реперные радионуклиды, а соотношение их активностей с активностью остальных нормируемых радионуклидов определяется по данным спектрометрических измерений в ТПК.

Для ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{51}Cr , ^{92}Sr , ^{131}I , ^{133}I , ^{135}I , ^{140}Ba и ^{239}Np , являющихся реперными для аэрозольных выбросов, обусловленных утечкой

теплоносителя через контролируемые протечки ПК. В качестве базового нуклида максимально отвечает ^{24}Na .

Радиоактивные коррозионные отложения на внутренних поверхностях первого контура вызывают отрицательные явления - ухудшение теплогидравлических параметров активной зоны (затрудняется отвод тепла от ТВЭЛов) и ухудшение радиационной обстановки в районе контура, затрудняя эксплуатацию, инспекцию, ремонт оборудования и повышая в итоге стоимость производства электроэнергии.

При определении активности взвесей в ТПК основная доля радиоактивности приходится на следующие нуклиды: $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{58}Co , ^{60}Co , ^{59}Fe , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{56}Mn . Присутствуют и продукты активации примесей и конструкционных материалов активной зоны: ^{65}Ni , ^{97}Zr , ^{97}Nb , ^{65}Zn , $^{69\text{m}}\text{Zn}$, ^{99}Mo , ^{182}Ta и др.

Снижение мощности реактора и температуры теплоносителя, а также повышение концентрации борной кислоты приводит к значительному (в десятки раз) росту активности продуктов коррозии, что объясняется сбросом отложений с поверхностей АЗ и ПК.

В табл. 3.2 показаны основные и дополнительные реперные радионуклиды, способствующие технологическому контролю.

Т а б л и ц а 3.2

Группы реперных радионуклидов для непрерывного радиационного технологического контроля [3]

Назначение радионуклидов	Основные реперные радионуклиды	Дополнительные реперные радионуклиды
Оценка поверхностного загрязнения активной зоны	^{139}Ba , ^{140}Ba , ^{141}Ba , ^{142}Ba , ^{91}Sr , ^{92}Sr	^{139}Cs , ^{140}La , ^{141}Ce , ^{143}Ce , ^{144}Ce , ^{239}Np
Контроль герметичности оболочек ТВС	^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I , ^{133}Xe , ^{136}Xe , ^{138}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr	^{89}Kr , ^{89}Rb , $^{135\text{m}}\text{Xe}$, ^{137}Xe
Определение содержания технологических примесей в теплоносителе реактора	^{24}Na , ^{42}K , ^{41}Ar , ^7Be , ^{38}Cl , ^{82}Br , ^{124}Sb , ^{187}W	^{122}Sb , ^{75}Se , ^{76}As , ^{182}Ta
Расчет аэрозольных выбросов, обусловленных негерметичностью первого контура	^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{131}I , ^{133}I , ^{135}I , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{99}Mo , ^{239}Np	$^{99\text{m}}\text{Tc}$
Оценка содержания продуктов коррозии в теплоносителе реактора	^{58}Co , ^{60}Co , ^{59}Fe , ^{665}Ni , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{56}Mn	^{97}Zr , ^{97}Nb , ^{65}Zn , $^{69\text{m}}\text{Zn}$
Оценка и контроль технологических параметров реактора	^{16}N , ^{19}O	

Синхронный рост концентрации ^{131}I и радионуклидов коррозии после останова реактора и во время переходных процессов указывает на поступление йода в контур из коррозионных отложений, на которых ^{131}I и другие ПД сорбируются во время работы энергоблока. Наличие этого механизма поступления в теплоноситель наряду со свежими поступлениями из ТВС затрудняет рекомендуемые нормативными документами исследования на предмет наличия "spike-эффекта" – роста удельной активности ^{131}I после срабатывания аварийной защиты или плановых изменений мощности не менее чем на 20 % от текущего уровня [10].

Свойства радиоактивных газов и аэрозолей. Основными характеристиками РБГ и РАЗ являются:

1. Активная концентрация.
2. Изотопный состав.
3. Вид и энергия излучения.

Активная концентрация - скорость распада атомов в единице объема, или активность единицы объема воздуха выражаемая в соответствующих единицах (Ки).

Радиоактивные аэрозоли (РАЗ) - взвешенные частицы, находящиеся в воздухе. Классификация РАЗ основывается на различии существующих между дисперсионными и конденсационными аэрозолями, а также между аэродисперсионными системами с твердой и жидкой дисперсионными фазами.

Дисперсионные аэрозоли образуются при диспергировании твердых и жидких тел во взвешенное состояние.

Конденсационные аэрозоли образуются при объемной конденсации перенасыщенных паров и в результате газовых реакций, ведущих к образованию аэрозольных частиц.

Дисперсионные аэрозоли, как правило, обладают большей полидисперсностью и в случае твердой дисперсной фазы обычно состоят из отдельных частиц неправильной формы.

Конденсационные аэрозоли, как правило, твердые частицы и представляют собой рыхлые агрегаты из большого числа первичных частиц. По дисперсности аэрозольные частицы можно классифицировать следующим образом:

1. Высокодисперсные аэрозоли с размером частиц $d < 10^{-5}$ см.
2. Грубодисперсные $d > 10^{-4}$ см.
3. Среднедисперсные от 10^{-5} до 10^{-4} .

Устойчивость аэрозолей определяется многими факторами и, прежде всего, размерами аэрозольных частиц.

Естественное разрушение аэрозолей происходит в результате трех основных процессов [3]:

- а) седиментация - оседание;

- б) диффузия - проникновение;
- в) коагуляция - слияние - soadelum - сгусток.

Седиментация - осаждение аэрозольных частиц под действием силы тяжести. (Характеристика для грубодисперсных аэрозолей).

Диффузия и коагуляция аэрозольных частиц в конечном итоге приводит к седиментации.

Аэрозольные частицы, как правило, электрически заряжены. В большинстве случаев они несут положительный заряд (при распаде).

3.1.4. Технические средства и методы контроля радиоактивных выбросов

В результате деления и захвата нейтронов в топливе накапливаются радиоактивные продукты, при этом изменяются состав, физико-химические и механические свойства топливной композиции. Несмотря на то, что в процессе деления образуется большое количество радиоактивных продуктов, диоксид урана при нормальных рабочих температурах удерживает более 98 % этих продуктов. Около 1...2 % продуктов, в основном газообразные и летучие - криптон, ксенон и йод, диффундируют в газовый объем между топливной композицией и оболочкой [3]. Оболочка твэла обеспечивает его целостность, механическую прочность, препятствует попаданию продуктов деления в 1-й контур. Герметичность оболочек должна сохраняться в течении всего срока работы твэла и последующего хранения отработанного топлива [11].

Методы измерения активных концентраций радиоактивных газов. Измерение активной концентрации радиоактивных газов занимает значительное место в системе радиационного контроля. Это обусловлено тем, что:

- при работе реактора они образуются в больших количествах;
- в силу своих физико-химических свойств легко проникают через различного вида неплотности, сигнализируя своим появлением о нарушении герметичности установки.

Контроль концентрации радиоактивных газов проводится в целях:

- обеспечения РБ;
- своевременного обнаружения неплотности в системах АЭУ (технологический контроль).

В настоящее время наибольшее распространение получил надежный и простой счетный метод измерения активной концентрации радиоактивных газов. При этом измерение активной концентрации (активности) газов может производиться:

- путем отбора проб в фиксированный объем;
- непрерывной прокачкой воздуха через фиксированный объем.

Обычно такие объемы выполняются в форме цилиндра в торце, которого размещается детектор излучения.

Применение фиксированных объемов диктуется следующими требованиями:

- необходимостью предварительной подготовки пробы воздуха (очистки его от аэрозолей);
- необходимостью иметь постоянную геометрию измерения, для получения однозначной зависимости скорости счета импульсов на выходе детектора от активной концентрации (постоянство коэффициента регистрации).

В переносных приборах иногда применяются складывающиеся камеры цилиндрической формы (РВ-4) камера Туркина (рис. 3.5), в КРК-1 применяется металлический пробоотборник цилиндрической формы объемом 1 литр.

В качестве детекторов при измерении активности РБГ обычно используются торцовые газоразрядные счетчики (СБТ-11, СБТ-10, СБТ-16) [3]. Для установления зависимости между скоростью счета импульсов на выходе детектора и активной концентрацией газов, представим объем цилиндра в виде набора дисков толщиной dh и радиусом R . Тогда выражение для скорости импульсов будет:

$$n_0 = c \cdot s \cdot \int_0^h \omega \cdot dh, \quad (3.1)$$

где C - активная концентрация газа, распад/см³; s - рабочая поверхность детектора, см²; ω - геометрический коэффициент.

Для торцевого счетчика при $r < R$, где r - радиус входного окна счетчика.

Величина геометрического коэффициента находится по известному соотношению:

$$\omega = \frac{r^2}{2R^2} \left[1 - \frac{h}{\sqrt{R^2 + H^2}} - \frac{3}{8} \frac{h \cdot R^2 \cdot r^2}{(R^2 + h^2)^{5/2}} \dots \right]. \quad (3.2)$$

Подставим уравнение (1.1) в (1.2) и проинтегрируем. После интегрирования получим выражение для скорости счета импульсов.

$$n_0 = \frac{1}{2} C \cdot s \cdot \left[R + H - \sqrt{R^2 + H^2} - \frac{1}{8} \left(\frac{r^2}{R^2} - \frac{R^2 \cdot r^2}{(R^2 + H^2)^{3/2}} \right) \right]. \quad (3.3)$$

Без существенной погрешности выражение (1.3) можно упростить, если пренебречь 4-м членом в квадратных скобках. Тогда:

$$n_0 = \frac{1}{2} C \cdot s \cdot (R + H - \sqrt{R^2 + H^2}) \quad (3.4)$$

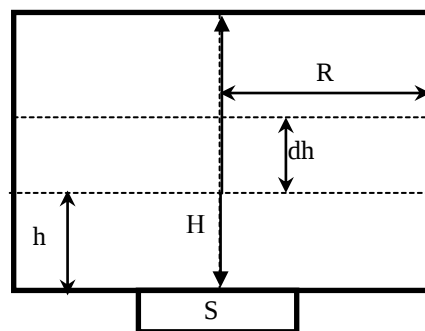


Рис. 3.5. Камера Туркина:
 h - высота цилиндра см;
 R - радиус цилиндра;
 dh - толщина цилиндра,
 S - рабочая поверхность
 детектора см²

Выражения (2) и (3) получены без учета поглощения β -частиц в газовом объеме цилиндра и во входном окне счетчика. С учетом этих факторов выражение для скорости счета импульсов будет иметь вид

$$n = n_0 \cdot K_v \cdot K_c, \quad (3.5)$$

где K_v и K_c - соответственно коэффициенты учитывающие поглощение β -частиц в газовом объеме и во входном окне счетчика.

Коэффициент поглощения частиц K_v определяется по соотношению

$$K_v = \frac{\Delta_\beta \ln 2}{2\rho_v (R + H - \sqrt{R^2 + H^2})} \cdot \left[\frac{1 - K_c \cdot \left(\rho_v \frac{R \ln 2}{\Delta_\beta} \right) - K_c \left(\frac{\rho_v H \ln 2}{\Delta_\beta} \right)}{+ K_c \left(\frac{\rho_v \sqrt{R^2 + H^2}}{\Delta_\beta} \cdot \ln 2 \right)} \right], \quad (3.6)$$

где Δ_β - слой половинного ослабления излучения, мг/см²; ρ_v - плотность воздуха, мг/см³.

Коэффициент K_c определяется по соотношению:

$$K_c = (1 - \alpha)^{-\alpha} - \alpha^2 \cdot Ei(-\alpha), \quad (3.7)$$

где $\alpha = \frac{\delta_{\text{окна}} \cdot \ln 2}{\Delta_\beta}$ - величина, характеризующая поглощение β -частиц; $\delta_{\text{окна}}$ - толщина входного окна счетчика, мг/см²; $Ei(\alpha)$ - функция, значение которой находится из таблиц по данному значению α .

Для рассмотренной геометрии измерения оптимальные размеры измерительного объема можно определить из соотношения:

$$h/R = 1,64.$$

В этом случае коэффициент регистрации блока детектирования будет наибольшим.

В заключении можно сказать, что зависимость скорости счета импульсов на выходе детектора газового датчика связана с активной концентрацией газов, как при разовом отборе пробы воздуха, так и в случае непрерывной прокачки через измерительный объем. В обоих случаях аналитические зависимости $n = f(C)$ одинаковы.

Методы измерения активных концентраций радиоактивных аэрозолей. Измерение активной концентрации радиоактивных аэрозолей может быть сведено к двум основным методам:

- прямой метод;
- измерение дисперсной фазы аэрозолей на фильтре.

Основным недостатком прямого метода - является низкая чувствительность. Кроме того, практически невозможно учесть влияние на результаты измерений радиоактивных газов. В отдельных случаях это

влияние по абсолютной величине может значительно превышать эффект от активной концентрации аэрозолей. Прямые методы не получили широкого распространения при определении активных концентраций радиоактивных аэрозолей.

В целях повышения чувствительности производят осаждение аэрозолей из большого объема воздуха на фильтр, посредством прокачки через него воздуха с помощью воздуходувки. Активная поверхность фильтра измеряется потом с помощью радиометрической установки.

По измеренной скорости счета импульсов определяется активная концентрация аэрозолей. Аэрозоли больших размеров эффективнее улавливаются при больших скоростях прокачки, тогда как высокодисперсные аэрозоли лучше улавливаются при малых скоростях прокачки.

Улавливающую способность фильтра часто характеризуют не эффективностью улавливания, а проскоком аэрозольных частиц через фильтры q_ϕ - величина проскока. Таким образом, комбинируя систему из нескольких фильтров можно достичь высокого коэффициента улавливания.

Основным недостатком волокнистых фильтров является высокое динамическое сопротивление потоку воздуха и значительное поглощение α - и β -излучения в материале фильтра. Последний фактор трудно поддается учету.

Измерение активной концентрации РАЗ может производиться осаждением их на неподвижный или на непрерывный движущийся фильтр.

Активность поверхности фильтра A_ϕ определяется по соотношению

$$A_\phi = K_\phi \cdot Q_\beta \cdot C \cdot t, \quad (3.8)$$

где Q_β - расход воздуха л/с; t - время прокачки; C - активная концентрация РАЗ расп/л·с.

Из выражения (3.8) следует, что активность поверхности фильтра пропорциональна активной концентрации аэрозолей в воздухе и времени прокачки воздуха. Если величины K_ϕ , Q_β и t постоянны, то $A_\phi \approx C$, т.е. по активности поверхности фильтра можно определить активную концентрацию аэрозолей в воздухе.

Скорость счета импульсов на выходе детектора при измерении активности фильтра и величина A_ϕ связаны соотношением:

$$n_0 \approx \eta \cdot A_\phi, \quad (3.9)$$

где η - коэффициент регистрации р/м установки зависящей от условий измерения.

Размеры активной поверхности фильтра обычно ограничены размером заборного окна, через который прокачивается воздух. Размеры окна, как правило, выбираются равными чувствительной поверхности детектора.

С учетом (3.8) и (3.9) активная концентрация аэрозолей в воздухе определится по соотношению:

$$C = \frac{n_0}{\eta \cdot K_\phi \cdot Q_\beta \cdot t} \quad (3.10)$$

Вводя в формулу (3.10) множитель $3,7 \cdot 10^{10}$ получим активную концентрацию аэрозолей в воздухе в Бк/л.

При непрерывном перемещении ленты фильтра, накопление аэрозолей на ней определяется не только скоростью прокачки воздуха, но и скоростью перемещения ленточного фильтра. Скорость перемещения фильтра постоянна. В этом случае операция отбора пробы, перемещения и измерения фильтра осуществляется одновременно и непрерывно. На участке отбора пробы в этом случае происходят два процесса: увеличение активности за счет осаждения аэрозолей и ее уменьшение за счет выхода части активного фильтра за пределы отборного окна. Через определенный промежуток времени наступает динамическое равновесие, при котором количество активности, осаждающейся в единицу времени, становится равным количеству активности, осаждающейся в единицу времени, становится равным количеству активности, убывающей за пределы отборного окна вместе с фильтром.

Детектор смещен от отборного окна по ходу движения фильтра (рис. 3.6). Активность фильтра A_ϕ в момент равновесия при постоянной активной концентрации аэрозолей в случае заборного и смещенного окон прямоугольной формы будет

$$A_\phi = K_\phi \cdot Q_\beta \cdot c \frac{L}{v}, \quad (3.11)$$

где v - скорость перемещения фильтра; L - ширина окна.

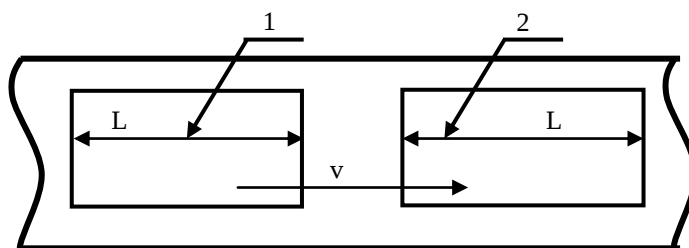


Рис. 3.6. Непрерывный отбор радиоактивных аэрозолей: 1 - отборное окно; 2 - детектор

Для окон круглой формы:

$$A_\phi = \frac{16}{3\pi} \cdot K_\phi \cdot Q_\beta \cdot c \frac{R}{v}, \quad (3.12)$$

где R - радиус смещенного окна.

Выражения (3.10) и (3.11) справедливы в случае долгоживущих аэрозолей, период полураспада радионуклидов которых значительно превышает время отбора пробы воздуха и время измерения активности фильтра.

Состояние технологического оборудования ядерного реактора по реперным нуклидам на АЭС осуществляется с помощью ПТК АСРК «ВУЛКАН-РК», что и обеспечивает контроль радиационной обстановки в помещениях энергоблока АЭС в нормальных и аварийных условиях эксплуатации.

Контроль состояния оболочек тепловыделяющих элементов (состояния активной зоны реактора) осуществляется по:

- ОА теплоносителя первого контура в диапазоне $3,7 \cdot 10^7 \dots 3,7 \cdot 10^{12}$ Бк/м³ (ИК с БДМГ-08Р-03, БДМГ-08Р04) в нормальных и аномальных условиях;
- плотности потока запаздывающих нейтронов (ИК с УДИН- 06Р);
- МПД гамма-излучения от трубопроводов САОЗ (ИК с блоками типа БДМГ-08Р) в аномальных и аварийных условиях.

Контроль состояния границы первого контура в условиях максимальной проектной аварии и запроектной аварии осуществляется по МПД гамма-излучения в центральном зале (ИК с УДМС-20Р).

Средства контроля радиоактивных газов и аэрозолей. Контроль течей теплоносителя первого контура во второй и промежуточный контуры (контроль состояния границы первого контура) осуществляется по:

- ОА радионуклидов в технологических трубопроводах продувки и общем коллекторе продувки парогенераторов (ИК с УДЖГ-20Р);
- ОА радионуклидов в воде промежуточного контура после теплообменников и в общем коллекторе промежуточного контура (ИК с УДЖГ-20Р);
- ОА радионуклидов и ОА азота-16 в паре основных паропроводов парогенераторов (ИК SGLM-201 Блок детектирования SG/NaI(Tl) с УДПГ-04Р);
- ОА ИРГ в парогазовой смеси системы воздухоудаления из конденсатора турбины (ИК с УДГБ-02Р);
- МПД гамма-излучения от трубопроводов после клапанов БРУ-А (ИК с БДМГ-08Р-04) в аварийных условиях;
- МПД гамма-излучения от трубопроводов на выхлопе системы воздухоудаления из конденсатора турбины (ИК с БДМГ-08Р-04) в аварийных условиях;
- ОА жидкости в контрольных баках, сбросных трубопроводах и каналах (ИК с УДЖГ-22Р1 и УДЖГ- 22Р2).

Контроль течей теплоносителя первого контура в помещениях энергоблока АЭС осуществляется в помещениях АЭС и в вентиляционных коробах вентиляционных систем до фильтровальных установок по: ОА ИРГ (ИК с УДГБ-02Р); ОА аэрозолей (ИК с БДАС-03П-01); ОА йода-131 (ИК с УДАС-02П).

Контроль герметичности защитной герметичной оболочки реактора осуществляется по непрерывному контролю ОА ИРГ в межоболочечном пространстве (ИК с УДГБ-02Р), и дополняется периодическим контролем активности аэрозолей и радиоизотопов йода, отбираемых на аэрозольные и йодные фильтры с рабочей поверхностью 20 см², установленные в фильтродержателе ФД-2Е, в соответствии с Регламентом и Инструкцией радиационной безопасности АЭС.

Контроль эффективности очистки и функционирования систем спецводоочистки осуществляется по:

- непрерывному контролю ОА радионуклидов в жидкости (ИК с УДЖГ-20Р);
- периодическому контролю активности проб жидкости, отбираемых в системах спецводоочистки;
- МПД гамма-излучения от поверхности баков сбора отработанных смол (ИК с блоками типа БДМГ-08Р).

Контроль эффективности очистки и функционирования системы спецгазоочистки осуществляется по непрерывному контролю ОА ИРГ в технологических контурах с помощью ИК с блоками БДМГ-08Р-03, БДМГ-08Р-04 и УДПГ-04Р, размещаемых у технологических контуров спецгазоочистки, и с помощью ИК с УДГБ-02Р.

Контроль изменения активности воздуха в приточных системах вентиляции БЩУ и РЩУ осуществляется по МПД гамма-излучения (ИК с БДМГ-08Р-03).

Контроль радиационной обстановки в помещениях энергоблока осуществляется по:

- МПД гамма-излучения (ИК с БДМГ-08Р-03, БДМГ-08Р-04 и БДМГ-08Р-05) в нормальных и отличных от нормальных условиях;
- МПД гамма-излучения (ИК с УДМС-20Р) в отличных от нормальных условий и при проектных и за проектных авариях в центральном зале реакторного отделения;
- ОА ИРГ (ИК с УДГБ-02Р), ОА аэрозолей (ИК с БДАС-03П-01), ОА иода-131 (ИК с УДАС-02П).

Непрерывный контроль радиационных параметров дополняется периодическим контролем, который осуществляется посредством отбора проб среды на аэрозольные и йодные фильтры, установленные в фильтродержателе ФД-2Е, и последующего измерения бета-активности отобранных на фильтры проб аэрозолей и йода с помощью радиометров РКС-18Р в диапазоне $1 \dots 1 \cdot 10^5$ Бк.

С помощью периодического контроля решаются следующие задачи:

- контроль эффективности фильтровальных установок вентиляционных систем путем сравнения активности проб аэрозолей или йода на фильтрах, отобранных до и после фильтровальных установок;

- контроль радиационной обстановки в технологических помещениях энергоблока и состояние технологического оборудования по активности проб аэрозолей и йода на фильтрах.

Разработанные, с участием Института ядерных исследований НАН, и прошедшие рабочие испытания на АЭС с комплексы СТПК-01, позволяют оперативно и надежно идентифицировать большое количество гамма-излучающих радионуклидов в диапазоне энергий ($50 \div 3000$) кэВ и определять их активности в диапазоне величин ($3,7 \cdot 10^3 \div 3,7 \cdot 10^8$) Бк/кг.

Наиболее опасными в радиационном отношении и определяющими удельную активность теплоносителя являются радионуклиды йода. Высокий выход йода при делении, летучесть при рабочих температурах ядерного топлива и низкие значения предельно-допустимых поступлений в организм подтверждают, что эти радионуклиды представляют главную проблему в обеспечении радиационной безопасности с точки зрения внутреннего облучения персонала и определенной части населения.

В целях прогнозирования биологической опасности при протечках теплоносителя предусмотрено измерение объёмной активности ^{132}I в теплоносителе устройством детектирования УДЖГ-08Р (УДЖГ-13Р1 и БМ-06Р). В связи с тем, что в одной из ниток системы СВО-1 стоит фильтр смешанного действия, то устройство детектирования УДЖГ-08Р устанавливается на байпасной линии от другой нитки, выведенной в пом. А-305, с отбором пробы после катионитового фильтра для уменьшения вклада других радионуклидов, но до анионитового фильтра, сорбирующего радионуклиды йода. В этом случае обеспечивается задержка радионуклидов, находящихся в теплоносителе в виде катионов, и временная задержка теплоносителя для уменьшения влияния короткоживущих радионуклидов.

Устройство детектирования УДЖГ-08Р преобразует плотность потока каскадных гамма-квантов с энергиями от $1,07 \cdot 10^{-13}$ до $1,22 \cdot 10^{-13}$ Дж (от 0,67 до 0,76 МэВ) в последовательность статистически распределённых импульсов, средняя частота которых пропорциональна объёмной активности радионуклидов йода, растворённого в теплоносителе.

Информация от них поступает на ЩРК (показания, сигнализация и регистрация) и на БЩУ-О (показания и сигнализация).

В СРК предусмотрен также контроль активности теплоносителя после максимально возможной проектной аварии. Отбор пробы для контроля осуществляется после насоса низкого давления и теплообменников САОЗ в байпасную линию, выводимую в пом. А-258. Контроль активности теплоносителя в байпасной линии ведётся с использованием блоков детектирования типа БДМГ-41-01 (3 шт.) и БДМГ-41-02 (3 шт.).

От одной пары блоков информация поступает на АМП-12, установленный на РЩУ, от другой - на ЩРК и от третьей - на АМП-12, установленный на БЩУ.

Наиболее вероятными местами нарушения герметичности первого контура являются парогенераторы и вспомогательные контура и трубопроводы. Нарушение может произойти как вследствие развития технологических дефектов, возникающих в процессе изготовления и монтажа оборудования (некачественная термическая обработка, дефекты сварки, наличие конструкционных и технологических концентраций напряжений в основном металле или металле сварного шва, межкристаллическая коррозия, применение не предусмотренных проектом марок стали и т.п.), так и в результате воздействий эксплуатационных условий (больших напряжений от некомпенсированных тепловых расширений или от весовых нагрузок, вибрации оборудования, температурных колебаний и ударов, вызывающих термическую усталость металла, коррозии металла, отклонения от номинальных).

Измерение активности радионуклидов азота-16, аргона, криптона и ксенона в остром паре осуществляется с помощью сцинтилляционного детектора. Контроль осуществляется путём установки устройств детектирования УДПГ-03Р (УДПГ-01 и БМ-04Р) непосредственно около трубопроводов острого пара на расстоянии 5...10 мм от поверхности трубопровода. Устройство УДПГ-03Р предназначено для преобразования информации о плотности потока гамма-квантов в пропорциональный ему по плотности поток импульсных электрических сигналов и применяется для контроля активности газообразных и летучих радионуклидов, поступающих вместе с паром во 2-й контур, при нарушении герметичности парогенераторов. Превышение скорости счёта блока детектирования типа БДПГ-11 устройства УДПГ-03Р над фоновым значением пропорционально плотности потока гамма-квантов, падающих на торец блока и, следовательно, объёмной активности радионуклидов, содержащихся в паре.

Учитывая важность контролируемого параметра для безопасности, у каждого трубопровода острого пара устанавливается по 3 устройства типа УДПГ-03 с выводом информации от одного из них на ЩРК (показания, сигнализация и регистрация), БЩУ-О (показания и сигнализация), от другого – на АМП-12 на БЩУ-Н (показания и сигнализация) и от третьего – на АМП-12 на РЩУ (показания и сигнализация).

Одним из мест нарушения герметичности 1-го контура являются теплообменники промконтуров. Контроль герметичности теплообменников промконтуров в СРК проводится непрерывно и дистанционно по теплообменникам СУЗ, охладителю организованных протечек 1-го контура и общему коллектору остальных теплообменников (промконтур ГЦН). Отбор проб воды промконтуров на устройства детектирования осуществляется в байпасные линии, выводимые из пом. А-307 в пом. А-504.

Контроль за ГАВ обеспечивается с помощью спектрометрических радиометров типа УДИ-1Б – для непрерывного контроля О.А. р/н йода $^{131-133}\text{I}$, ^{135}I , после прокачки воздуха через сорбционную камеру, где радиоактивный йод поглощается и регистрируются сцинтилляционным детектором; УДГ-1Б для непрерывного контроля О.А. бета-излучающих ИРГ (аргон, криптон, ксенон); УДА-1АБ для непрерывного контроля О.А. радиоактивных аэрозолей, содержащих альфа и бета активности при прокачки воздуха через фильтр, где расположен полупроводниковый детектор. Работа всех перечисленных радиометров основана на прокачке анализируемого воздуха, где аэрозоли определяются после осаждения аэрозолей на фильтровальную ленту типа ЛФС, а радиоактивных газов после осаждения аэрозолей и попадания газа в рабочую камеру.

В зависимости от назначения и условий проведения измерений аэрозолей применяются различные типы аналитических фильтров, основные характеристики которых показаны в приложении 8.

Существует и переносной вариант отбора проб для измерения радиоактивных газов и аэрозолей прибор КРК-1 предназначенный для измерения концентрации альфа- и бета-активных изотопов в твердых, жидких и газообразных веществах.

Принцип работы радиометра КРК-1 основывается на измерении количества альфа- или бета-частиц, выходящих из предварительно отобранной и обработанной пробы контролируемого вещества.

Измерение количества альфа-частиц производится с помощью блока детектирования БДИА-01, а бета-частиц – блоком детектирования БДИБ-01, подключенных к счетному устройству УСЦ-01. Отбор проб осуществляется с помощью пробоотборника ППА-2 или ППА-3.

3.2. Методы и средства снижения радиоактивности газов и аэрозолей

3.2.1. Методы снижения активности

При принятии решения об очистке технологических газов рассматривают вопросы экономики и защиты окружающей среды и человека.

Если удаляемое вещество газообразно, возможны два альтернативных варианта очистки: адсорбция или абсорбция примесей из газовой среды, либо химические превращения компонентов смеси. Механизм этих методов основан на диффузии газа либо к поверхности поглощающей жидкости, либо твердого адсорбента или катализатора, либо в реакционную зону с лучшей химической реакцией.

Абсорбция - сорбция газа за счет его проникновения (диффузии) в массу сорбента, приводящая к образованию твердого раствора. Так как

диффузия газов в твердых телах происходит весьма медленно, то процесс абсорбции газа твердым телом характеризуется малой скоростью и требует большого времени для своего завершения.

Адсорбция - уплотнение газа на поверхности твердого тела (адсорбента). Если адсорбция газа происходит при температуре ниже критической, то может произойти сжижение сильно сжатого адсорбированного слоя газа (пара). В рассматриваемом процессе это сжижение является результатом действия адсорбционных сил. Как чисто поверхностное явление адсорбционный процесс характеризуется весьма большой скоростью, и для адсорбентов, лишенных пор, процесс завершается практически мгновенно. Адсорбция газов пористыми адсорбентами происходит много медленнее, так как в узких порах газы диффундируют медленно. Однако все же процесс завершается в зависимости от характера пористости адсорбента в несколько секунд или минут.

Капиллярная конденсация - сорбция пара за счет его конденсации в порах сорбента. Это явление обусловлено понижением упругости насыщенного пара в узких порах (капиллярах) сорбента и является эффектом, создаваемым капиллярными силами на сорбентах, лишенных посторонних газов. Процесс капиллярной конденсации происходит достаточно быстро и обычно завершается в течение нескольких минут.

Хемосорбция - химическое взаимодействие газа с твердым телом, происходящее либо на поверхности тела, если продукт реакции покрывает поверхность хемосорбента пленкой, непроницаемой для газа, или распространяющееся на всю массу хемосорбента.

Твердые вещества, наиболее пригодные для адсорбции, имеют высокую пористость, хорошо развитую поверхность с большой эффективной площадью. Часто стремятся создавать материалы с такими поверхностными свойствами, которые были бы способны селективно адсорбировать молекулы данного типа или ряд молекул таких типов. Существенными характеристиками твердых веществ, используемых в качестве адсорбентов, являются твердость, склонность к слеживанию при работе в адсорбере и механическая прочность. Кроме того, к сорбенту предъявляются требования простоты регенерации после насыщения газом и многократного пользования.

В качестве адсорбентов нашли широкое применение такие материалы: уголь, глинозем, силикагель, цеолит. Все они обладают указанными свойствами.

Адсорбция газа на поверхности твердого тела проходит в несколько стадий. Первая стадия процесса - перенос молекул газа к внешней поверхности твердого вещества. Он зависит от размеров и формы молекул, пустот между гранулами и величиной движущей силы. Последняя зависит от разницы концентраций удаляемой примеси в объеме газа и на

поверхности твердого тела, т.е. от достигнутой степени насыщения. Диффузионные характеристики системы учитываются коэффициентом массопереноса, который, в свою очередь, зависит от скорости, вязкости и плотности газа, коэффициента диффузии адсорбируемого газа, размера гранул.

Вторая стадия адсорбции характеризуется тем, что молекулы газа проникают в поры твердого вещества, на третьей стадии происходит адсорбция молекулы в определенной области поры. Третья стадия протекает очень быстро по сравнению с двумя первыми.

Иногда после адсорбции молекулы проникают в твердое тело за счет внутренней диффузии. На активированном угле, например, эта стадия протекает быстро и не влияет на скорость адсорбции.

Процесс адсорбции сопровождается выделением тепла. В случае чисто физической адсорбции выделяемое тепло равно теплоте конденсации. При химической адсорбции количество выделяемого тепла больше. Удаление молекул с поверхности твердого тела требует подвода тепла к поверхности для испарения молекул.

Адсорбенты могут быть разделены на три группы: 1) неполярные твердые вещества, где происходит в основном адсорбция; 2) полярные твердые вещества, где происходит химическая адсорбция без изменения химической структуры молекул газа и поверхности адсорбента; 3) вещества, на поверхности которых протекает чисто химическая адсорбция [11].

Полярными адсорбентами являются широко известные силикагель, синтетические цеолиты, а также оксиды металлов, активированный глинозем и др. Эти материалы обладают сродством, как к полярным, так и к неполярным молекулам и будут адсорбировать скорее полярные, чем неполярные молекулы. Полярные адсорбенты обычно используют для удаления из газовых потоков водяных паров, диоксида углерода, аммиака и др. Поэтому их применяют для очистки инертных и природных газов.

Синтетические цеолиты, называемые иногда молекулярными ситами, представляют собой алюмосиликаты натрия или кальция, активированные нагреванием, при котором удаляется кристаллизационная вода. Основным достоинством молекулярных сит является то, что их можно использовать для сушки газов при высоких температурах, когда силикагель и глинозем теряют свою эффективность. В системах очистки технологических газов АЭС используется еще то важное обстоятельство, что синтетические цеолиты способны глубоко (до точки росы ниже 203 К) осушать газовую смесь и имеют большую емкость по влаге даже при низкой относительной влажности.

Единственным материалом в группе неполярных твердых веществ, имеющих промышленное значение, является уголь, состоящий практически полностью из нейтральных атомов одного вида и имеющий

поверхность с равномерным распределением зарядов на молекулярном уровне без градиента потенциалов. На такой поверхности не наблюдается преимущественная фиксация полярных молекул по сравнению с неполярными.

Активированные угли принадлежат к наиболее давно известным адсорбентам. Активированный уголь (часто называемый древесным углем, поскольку его получают из дерева) образуется при пирогенном разложении (пиролизе) подходящих сортов каменного угля, торфа или дерева. Сырьем могут быть также и многие другие материалы: лигнин, битуминозные угли и скорлупа орехов. Промышленные активированные угли хорошего качества с очень большой эффективной поверхностью получают из скорлупы кокосовых орехов, обугленной при температуре около 1150°C и затем активированные путем обработки водяным паром.

Непременным условием эффективного использования угля в том или ином конкретном процессе является соответствие его качеств условиям данного процесса. Качество активированного угля в общем случае определяется характером его пористой структуры и природой поверхности. В случае очистки газообразных смесей от благородных газов, криптона и ксенона, адсорбция которых обязана проявлению чисто физических сил и, прежде всего, дисперсионных, фактором, определяющим процесс, будет именно пористая структура сорбента. В адсорбции благородных газов основную роль играют микропоры.

Для очистки отходящих газов АЭС с водо-водяными реакторами, которые составляют атомную энергетику, широко используют адсорбционный метод очистки, в частности способ динамической адсорбции радионуклидов криптона и ксенона в колонне, работающей в режиме непрерывного потока. Системы, основанные на этом способе, наиболее просты в техническом отношении и в то же время достаточно эффективны. Проточная колонна обеспечивает очистку в 10^2 - 10^4 раз, что позволяет поддерживать активность газовых выбросов АЭС значительно ниже норм.

В промышленности для удаления газообразного компонента используют, как мы уже отмечали, абсорбцию, адсорбцию или химическое превращение. На АЭС нашли применение преимущественно способы, основанные на адсорбции и выдержке, поскольку обезвреживанию подлежат в основном радионуклиды инертных газов. Исследуют, разрабатывают и используют и методы абсорбции и каталитического сжигания, например, для удаления трития, летучих соединений йода и других радиоактивных веществ. Мы ограничимся рассмотрением очистки технологических газов АЭС в основном от радионуклидов криптона, ксенона и йода.

В методах адсорбции и абсорбции используют процессы переноса молекул газа из общей массы к поверхности жидкости или твердого тела.

В случае жидкости молекулы газа в дальнейшем диффундируют во всем объеме жидкости, тогда как на поверхности твердого тела они удерживаются физическими или химическими силами. Когда поверхность жидкости или твердого тела вступает в контакт с газом, диффузия молекул газа протекает по законам молекулярной диффузии, и скорость ее зависит от температуры и давления газа и типа газовых молекул.

В настоящее время нашли применение два способа удаления криптона и ксенона из технологических газов АЭС: адсорбция на активированном угле и криогенная дистилляция. Есть сообщения в печати о лабораторных и полупромышленных испытаниях способов жидкостной экстракции (селективная абсорбция), разделения полупроницаемыми мембранами, удаления в геологические формации.

Принципы очистки. Существуют следующие основные принципы фильтрации воздуха от пыли, аэрозолей и йода:

- эффект отсеивания (см. рис. 3.7) – задерживаются частицы с диаметром, превышающим зазор между волокнами;
- эффект инерции (см. рис. 3.8.) – крупные частицы имеют массу и импульс, достаточные для того, чтобы не отклоняться от линии тока воздуха и столкнуться с волокном фильтра при обтекании его воздушным потоком;
- эффект перехвата (см. рис. 3.9) – небольшие легкие частицы следуют с потоком воздуха вокруг волокна фильтра. Если частица следует по траектории, которая расположена от волокна на расстоянии менее ее радиуса, то происходит зацепление и частица касается волокна;
- эффект диффузии (см. рис. 3.10) – частицы с малой массой не следуют линиям потока воздуха вокруг волокна фильтра.

Их хаотическое движение (известное как броуновское движение) вызвано постоянными столкновениями с другими частицами и молекулами газа, в котором они находятся во взвешенном состоянии. В процессе такого движения частицы могут касаться волокон фильтра или ранее захваченных частиц.

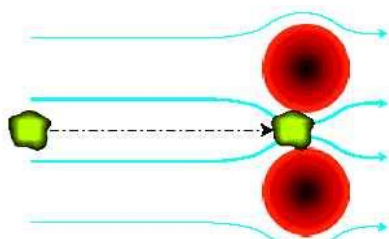


Рис. 3.7. Эффект отсеивания

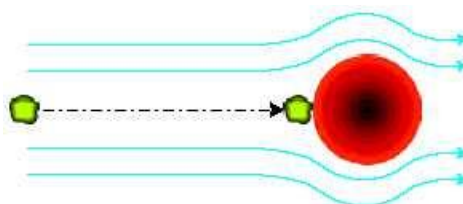


Рис. 3.8. Эффект инерции

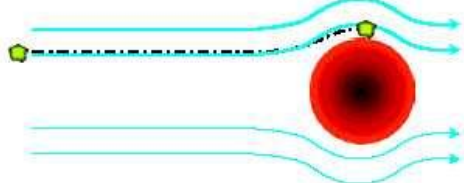


Рис. 3.9. Эффект перехвата

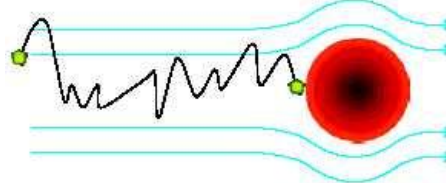


Рис. 3.10. Эффект диффузии

На частицы, столкнувшиеся с волокном фильтра или с ранее осевшей частицей, действуют силы, величина которых достаточно велика, чтобы удержать частицу.

Существует еще электростатический эффект, но он постепенно ослабевает с течением времени, кроме того, он чувствителен к выхлопам дизельных двигателей. Считается, что эффект отсеивания играет значительно меньшую роль, т.к. он важен только для частиц большого размера, количество которых в воздухе очень мало.

Низкая скорость повышает эффект диффузии и понижает эффект инерции. Это означает, что для отделения малых частиц необходима низкая скорость, а для крупных частиц – высокая скорость, необходимо также волокно меньшего диаметра. Поэтому для тонкой фильтрации используется материал на основе тончайших стекловолоконных нитей.

Большинство опасных для здоровья человека частиц, например, бактерии, вирусы, масляный и табачный дым, металлургическая пыль имеют размер менее 1 мкм, что составляет 99,9 % всех частиц в атмосфере, имеют размер менее 1 мкм. Следовательно, качественные фильтры должны отделять частицы размером менее 1 мкм, поэтому необходимо использовать эффекты диффузии и перехвата и предпочтительнее применять для фильтров стекловолоконный материал. О характеристиках воздушных фильтров трудно судить по внешнему виду, а частицы, которые они должны улавливать, часто не видны невооруженным глазом.

На большинстве АЭС отходящие газы удаляли во внешнюю среду через вентиляционные трубы с разбавлением атмосферным воздухом до допустимых концентраций. Более высокоактивную часть отходящих газов, связанную преимущественно с организованными протечками, направляли в емкости выдержки под давлением - газгольдеры, опорожняемые периодически с определенным интервалом.

За рубежом нашли применение удаление и обезвреживание радиоактивных отходящих газов способом криогенной дистилляции и адсорбции. В публикациях отмечается, что криогенная дистилляция эффективно разделяет газы; может применяться как на реакторах с водой под давлением, так и с кипящей водой, при нормальной эксплуатации и в аварийных ситуациях. На установках сначала удаляют такие газы, как кислород, озон, углекислота, окись озона, а затем отделяют и концентрируют криптон и ксенон, имеющие температуру кипения 120 и 165 К соответственно. Криптон и ксенон выдерживают в специальных контейнерах. Способ криогенной дистилляции обеспечивает высокий коэффициент очистки в диапазоне от 10^4 до 10^6 раз, в том числе и от долгоживущего $^{85}\text{Кг}$. Разновидность способа – использование криогенных фильтров с активированным углем. Для обеспечения высоких коэффициентов очистки угольные фильтры работают циклами в режиме до

проскока с последующей регенерацией, например, путем нагревания. В результате криптон и ксенон выводят из угля и собирают в специальные контейнеры.

Наиболее широкое распространение на отечественных и зарубежных атомных станциях получила адсорбционная очистка технологических газов. Этому методу в настоящей работе уделено основное внимание.

3.2.2. Адсорбционные свойства цеолитов и активированных углей

Адсорбционные свойства цеолитов. Цеолиты – кристаллические алюмосиликаты, состоящие из кремнекислородных и алюмокислородных тетраэдров (Si, Al)O₄.

Цеолиты являются нестехиометрическими соединениями, составы которых изменяются в широких пределах, образуя ряды твердых растворов. Кристаллические структуры цеолитов состоят из тетраэдров SiO₂ и AlO₄, соединенных вершинами в ажурные каналы в полостях и каналах которых находятся катионы и молекулы воды.

Природный цеолит относится к устойчивым алюмосиликатам с каркасным строением кристаллической решетки, имеющий слоистую структуру.

Промышленная ценность цеолитов обусловлена общим для минералов ажурным алюмокремниевым каркасом, образующим систему полостей и каналов. Размер входных окон достаточно велик (0,0260÷0,270 нм), что позволяет проникнуть в них молекулам и ионам большинства неорганических и органических соединений. В полостях содержится поглощенная вода и катионы щелочных и щелочноземельных металлов, которые химически слабо связаны с каркасом. При осторожном нагревании цеолита до 400 °С вода легко удаляется без нарушения кристаллической решетки минерала. По данным японских ученых, при нагревании клиноптилолита до 300 °С он обезвоживается почти на 80 %. После дегидратации цеолит представляет собой микропористую “губку” с объемом пор до 50 % каркаса. Такая губка может снова адсорбировать воду и другие жидкие и газообразные вещества. Адсорбционный объем природных цеолитов определяется по поглощению паров воды и достигает 0,2 см³/см³.

Другое, не менее важное свойство, способность к легкому катионному обмену, происходящему также без каких-либо нарушений кристаллической структуры. Ионно-обменная емкость цеолитов зависит от их природы и месторождения и колеблется в пределах 2...5 мг-экв/г.

Цеолиты способны поглощать и выделять не только воду, но и другие различные молекулы без изменения кристаллической структуры.

Химический состав цеолитов в обобщенном виде может быть представлен формулой $M_{x/n} (AlO_2)_x (SiO_2)_y zH_2O$, где М – катионы с

валентностью n (обычно это Na^+ , K^+ , Ca^{2+} , Ba^{2+} , Si^{2+} , Mg^{2+}), z – число молекул воды, а отношение y/x может изменяться от 1 до 5 для различных видов цеолитов.

Из природных цеолитов наибольшую значимость имеют клиноптилолит и морденит.

Встречаются несколько типов цеолитов: тип А $\text{Na}_{12}[\text{Al}_{12}\text{Si}_{12}\text{O}_{48}] \cdot 24 \cdot \text{H}_2\text{O}$; тип X $\text{Na}_n[\text{Al}_n\text{Si}_{192-n}\text{O}_{384}] \cdot 260\text{H}_2\text{O}$ $87 \geq n \geq 83$; тип Y $\text{Na}_n[\text{Al}_n\text{Si}_{192-n}\text{O}_{384}] \cdot 260 \cdot \text{H}_2\text{O}$ $75 \geq n \geq 56$.

Лишенный воды цеолит представляет собой микропористую кристаллическую «губку», объем пор в которой составляет до 50 % объема каркаса цеолита. Такая «губка», имеющая диаметр входных отверстий от 0,3 до 1 нм (в зависимости от вида цеолита) является высокоактивным адсорбентом. Диаметр входных отверстий «губки» имеет строго определенные размеры. В связи с этим происходит так называемый молекулярно-ситовый отбор при сорбции молекул из газа в жидкости. Свойства цеолитов позволяют сорбировать смеси даже в тех случаях, когда разница в размерах молекул составляет 10...20 нм.

Ионообменные свойства цеолитов определяются особенностями химического сродства ионов с кристаллической структурой цеолита. При этом, также как и при адсорбции молекул, необходимо соответствие размеров входных отверстий в цеолитовый каркас и замещающих ионов. Ионным обменом на цеолитах удастся выделить ионы, извлечение которых другим методом часто представляет большую сложность. Ионоситовый эффект позволяет адсорбировать из газовых и жидких систем пары азота, CO_2 , SO_2 , H_2S , Cl_2 , NH_3 . Установлена способность цеолитов адсорбировать радиоактивные ионы цезия из растворов, удалять NH_4^+ из сточных вод и водоемов, извлекать ионы Cu , Hb , Zn , Cd , Ba , Co , Ag и других металлов из промышленных сточных вод, очищать природные газы [3]. Емкость поглощения цеолитов в 30 раз выше, чем у ионообменных смол. В среднем при расчетах способности обмениваться на ионы NH_4^+ рекомендуется брать 2 мэкв на 1 грамм массы цеолита. Уникальная ионообменная селективность в отношении радионуклидов и тяжелых металлов и позволяет применить цеолиты для очистки в системе очистки АЭС.

Цеолиты получают путем гидротермального синтеза в виде кристаллов с размерами порядка микрометра. Благодаря жестким алюмосиликатным скелетам, практически не изменяющимся в процессе дегидратации, после удаления воды образуются пористые кристаллы с полостями молекулярных размеров. Полости соединены более узкими отверстиями - "окнами". Например, в цеолитах типа А имеются большие полости с диаметрами 11,4 и окнами 4,2 А и малые полости 6,6 и окнами 2,5 А; цеолиты типа X имеют несколько большие полости с окнами 8 - 9 А.

Кристаллическая решетка цеолитов, образованная сложными анионными радикалами, всегда обладает остаточными зарядами. Их

компенсируют катионы, располагающиеся во внутренних полостях решетки. Чаще всего это катионы натрия и кальция. В связи с этим цеолит обладает не только свойствами сорбента, но и ионообменника.

По своим размерам большие полости цеолитов мало чем отличаются от размеров микропор углей и, следовательно, должны также сорбировать те же молекулы. Однако наличие в цеолитах катионов придает им свои специфические особенности.

Результаты ряда работ свидетельствуют о том, что даже в случае цеолитов различных структурных типов определяющее значение для сорбции таких молекул, как H_2O , NH_3 , CO_2 , имеют не структурные особенности решетки, а катионная плотность. Анализ колебательных спектров полярных молекул и их теплоты адсорбции позволил установить, что специфические взаимодействия аммиака и воды происходят в основном в результате взаимодействия свободных электронных пар азота и кислорода с катионами поверхности. Исходя из сказанного выше, следует ожидать значительно большей сорбции полярных молекул на цеолитах по сравнению с их сорбцией на неспецифических сорбентах.

Адсорбционная емкость цеолитов разных типов по отношению к инертным газам существенно отличается. На цеолите NaA даже при температуре до 100K практически не сорбируются аргон, азот, криптон и ксенон, что, по-видимому, обусловлено молекулярно-ситовым действием. Сорбционная емкость цеолита CaA значительно выше. В его внутренние полости свободно проникают даже молекулы тяжелых атомов.

Наилучшей сорбционной способностью обладал цеолит Linde 5A и очень плохо сорбировал криптон цеолит 4A.

Отечественные цеолиты (NaX, NaA и CaA) имеют различные сорбционные способности в динамических условиях. Наибольшей сорбционной способностью обладает цеолит CaA и практически не сорбирует NaA. С увеличением влажности цеолита сорбция уменьшалась вплоть до нуля (для NaA) (табл. 3.3) [11].

Т а б л и ц а 3.3

**Коэффициенты сорбции благородных газов на отечественных цеолитах
при температуре 303 К, см/г**

Марка цеолитов	Криптон	Ксенон	Аргон
NaX, промышленная партия	4...8	20...40	2,2
CaX, из набора «Молекулярные сита»	9	50	3,0
NaA, полупромышленная партия	0,5...0,8	0...0,5	-

Адсорбция молекул цеолитами протекает на катионах при участии алюмосиликатного каркаса. Катионы цеолита могут участвовать и в ионном обмене. Молекулярные сита обладают большей емкостью по отношению к радиоактивным ионам. Цеолит NaA проявляет высокую адсорбционную способность по отношению к стронцию, особенно в

области низких концентраций. При сорбции ионов на цеолитах, как и в случае сорбции газов, важен и ситовый эффект. Чтобы проникнуть в каналы цеолита, гидратированный ион должен быть по своим размерам меньше диаметра входных окон.

Степень осушки газов цеолитами зависит от параметров процесса регенерации: температуры регенерации цеолита и содержания влаги в продувочном газе. Практически полностью влага удаляется из цеолита при продувке сухим газом.

Адсорбционная емкость инертных газов на цеолитах различных типов отличается. На цеолите NaA при температуре до 100 К практически не сорбируются аргон, криптон, ксенон, что, по-видимому, обусловлено молекулярно-ситовым действием. Сорбционная емкость цеолита СаА значительно выше. В его внутренние полости свободно проникают молекула тяжелых атомов.

Наибольшая адсорбция Кг и Хе происходит на цеолите СаА, а на NaX и СаХ – несколько хуже. Коэффициент адсорбции у Хе на этих цеолитах выше, чем у Кг [11].

Адсорбция молекул цеолитами протекает на катионах при участии алюмосиликатного каркаса. Катионы цеолита участвуют в ионном обмене. Молекулярные сита обладают больше емкостью по отношению к радиоактивным ионам. Цеолит NaA проявляет высокую адсорбционную способность по отношению к стронцию, особенно в области низких концентраций. При сорбции ионов на цеолитах, как и в случае сорбции газов, важен и ситовый эффект.

Твердые вещества, наиболее пригодные для адсорбции, имеют высокую пористость, хорошо развитую поверхность с большой эффективной площадью. Часто стремятся создавать материалы с такими поверхностными свойствами, которые были бы способны селективно адсорбировать молекулы данного типа или ряд молекул таких типов. Существенными характеристиками твердых веществ, используемых в качестве адсорбентов, являются твердость, склонность к слеживанию при работе в адсорбере и механическая прочность. Кроме того, к сорбенту предъявляются требования простоты регенерации после насыщения газом и многократного пользования.

В качестве адсорбентов нашли широкое применение такие материалы: уголь, глинозем, силикагель, цеолит. Все они обладают указанными свойствами.

Адсорбция газа на поверхности твердого тела проходит в несколько стадий. Первая стадия процесса – перенос молекул газа к внешней поверхности твердого вещества. Он зависит от размеров и формы молекул, пустот между гранулами и движущей силы. Последняя зависит от разницы концентраций удаляемой примеси в объеме газа и на поверхности твердого

тела, т.е. от достигнутой степени насыщения. Диффузионные характеристики системы учитываются коэффициентом массопереноса, который, в свою очередь, зависит от скорости, вязкости и плотности газа, коэффициента диффузии адсорбируемого газа, размера гранул.

Вторая стадия адсорбции характеризуется тем, что молекулы газа проникают в поры твердого вещества, на третьей стадии происходит адсорбция молекулы в определенной области поры. Третья стадия протекает очень быстро по сравнению с двумя первыми.

Иногда после адсорбции молекулы проникают в твердое тело за счет внутренней диффузии. На активированном угле, например, эта стадия протекает быстро и не влияет на скорость адсорбции.

Процесс адсорбции сопровождается выделением тепла. В случае чисто физической адсорбции выделяемое тепло равно теплоте конденсации. При химической адсорбции количество выделяемого тепла больше. Удаление молекул с поверхности твердого тела требует подвода тепла к поверхности для испарения молекул.

Адсорбенты могут быть разделены на три группы: 1) неполярные твердые вещества, где происходит в основном адсорбция; 2) полярные твердые вещества, где происходит химическая адсорбция без изменения химической структуры молекул газа и поверхности адсорбента; 3) вещества, на поверхности которых протекает чисто химическая адсорбция.

Полярными адсорбентами являются широко известные силикагель, синтетические цеолиты, а также оксиды металлов, активированный глинозем и др. Эти материалы обладают сродством, как к полярным, так и к неполярным молекулам и будут адсорбировать скорее полярные, чем неполярные молекулы. Полярные адсорбенты обычно используют для удаления из газовых потоков водяных паров, диоксида углерода, аммиака и др. Поэтому их применяют для очистки инертных и природных газов.

Синтетические цеолиты, называемые иногда молекулярными ситами, представляют собой алюмосиликаты натрия или кальция, активированные нагреванием, при котором удаляется кристаллизационная вода. Основным достоинством молекулярных сит является то, что их можно использовать для сушки газов при высоких температурах, когда силикагель и глинозем теряют свою эффективность. В системах очистки технологических газов АЭС используется еще и то важное обстоятельство, что синтетические цеолиты способны глубоко (до точки росы ниже 203 К) осушать газовую смесь и имеют большую емкость по влаге даже при низкой относительной влажности.

Единственным материалом в группе неполярных твердых веществ, имеющих промышленное значение, является уголь, состоящий практически полностью из нейтральных атомов одного вида и имеющий поверхность с равномерным распределением зарядов на молекулярном

уровне без градиента потенциалов. На такой поверхности не наблюдается преимущественная фиксация полярных молекул по сравнению с неполярными.

Для очистки отходящих газов АЭС с водо-водяными реакторами, которые в настоящее время составляют основу атомной энергетики в странах СНГ и за рубежом, широко используют адсорбционный метод очистки, в частности способ динамической адсорбции радионуклидов криптона и ксенона в колонне, работающей в режиме непрерывного потока. Системы, основанные на этом способе, наиболее просты в техническом отношении и в то же время достаточно эффективны. Проточная колонна обеспечивает очистку в 10^2 - 10^4 раз, что позволяет поддерживать активность газовых выбросов АЭС значительно ниже норм, установленных санитарными правилами.

Адсорбционные свойства активированного угля. Санитарные правила ОСПУ-2005 требуют, чтобы на АЭС предусматривали системы очистки вентиляционного выбросного воздуха от радиоактивных аэрозолей и парообразных соединений йода. Степень очистки вентиляционного воздуха и технологических сдувок должна быть такой, чтобы выброс радиоактивных газов и аэрозолей не превышал установленных значений ДВ [13]. Во всех случаях воздух из помещений зоны строгого режима должен выбрасываться во внешнюю среду через вентиляционную трубу высотой 100 - 150 м. Расходы вентиляционного воздуха, подлежащего очистке, достигают для блока мощностью 1000 МВт сотен тысяч кубометров в час. Очистка таких объемов воздуха от ИРГ экономически нецелесообразна и, как правило, в ней нет необходимости, так как их количество не превышает допустимого СП АЭС. Вместе с тем требуется очистка вентиляционного воздуха АЭС от аэрозолей, хотя массовая концентрация аэрозолей в этих случаях низка. Поэтому, хотя методы, применяемые для очистки воздуха от радиоактивных аэрозолей, сходны с обычными методами очистки газов от пыли, для этого требуются другие технические решения, другие материалы и оборудование.

Активированные угли принадлежат к наиболее давно известным адсорбентам. Активированный уголь (часто называемый древесным углем, поскольку его получают из дерева) образуется при пирогенном разложении (пиролизе) подходящих сортов каменного угля, торфа или дерева. Сырьем могут быть также и многие другие материалы: лигнин, битуминозные угли и скорлупа орехов. Промышленные активированные угли хорошего качества с очень большой эффективной поверхностью получают из скорлупы кокосовых орехов, обугленной при температуре около 1150°C и затем активированной путем обработки водяным паром.

Непременным условием эффективного использования угля в том или ином конкретном процессе является соответствие его качеств условиям

данного процесса. Качество активированного угля в общем случае определяется характером его пористой структуры и природой поверхности. В случае очистки газообразных смесей от благородных газов, криптона и ксенона, адсорбция которых обязана проявлению чисто физических сил, и прежде всего дисперсионных, фактором, определяющим процесс, будет именно пористая структура сорбента. В адсорбции благородных газов основную роль играют микропоры.

Адсорбция инертных газов углеродным сорбентом обязана проявлению чисто физических сил.

Единственным методом очистки воздуха от радионуклидов йода является адсорбция, т.е. поглощение (адсорбирование) из потока воздуха на поверхности адсорбента молекул, атомов и ионов. В качестве адсорбента используется активированный уголь, обладающей исключительно развитой поверхностью и, следовательно, огромной поверхностью пор. Так, 1 г активированного угля имеет внутреннюю поверхность пор, достигающую 400...900 м².

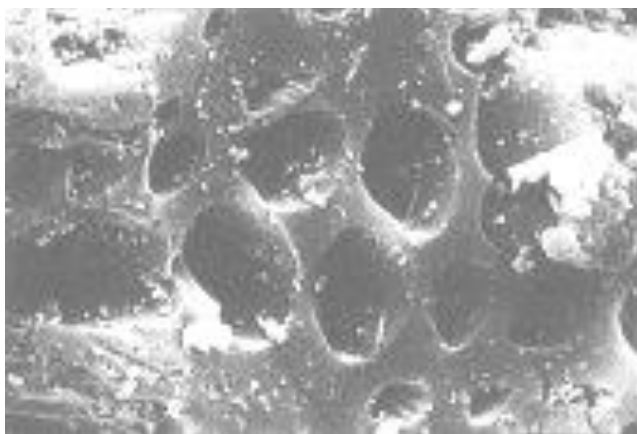


Рис. 3.11. Фотография пор угля

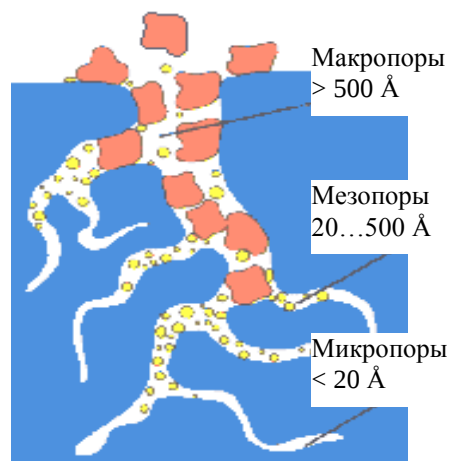


Рис. 3.12. Структура пор угля

Для очистки воздуха от йода серийно выпускаются следующие марки активированного угля:

- СКТ-3 (неимпрегнированный);
- СКТ-3И (может изготавливаться в 2 вариантах):
 - с импрегнированием 1%-го йодистого калия или азотнокислого серебра с меньшей динамической емкостью по йоду;
 - с импрегнированием 1%-го триэтилендиамина (ТЭДА), динамическая активность по йоду увеличена, но соединение очень летучее;
- СКТ-3ИК с импрегнированием сложным комплексом импрегнантов, в котором ТЭДА связан йодидом тяжелых металлов.

Свойства адсорбента определяются характером его пористой структуры, от которой зависят и характеристики адсорбционного равновесия, и массоперенос адсорбируемых молекул от внешней к внутренней поверхности. Основным работающим звеном при адсорбции

газов в пористой системе углеродных сорбентов являются микропоры, а важнейшей ее характеристикой, определяющей адсорбционно-десорбционные свойства адсорбента, - распределение объема пор по их эквивалентным радиусам. Активированные угли характеризуются полидисперсной пористой структурой с таким распределением пор по размерам, когда кривая распределения имеет несколько узких максимумов. В отличие от полидисперсных систем, в которых более или менее равномерно представлены поры всех возможных размеров, активированные угли имеют поры с определенными интервалами размеров для каждой разновидности. В частности, для древесных углей кривая распределения объема пор по эффективным радиусам имеет три ярко выраженных максимума, приходящихся на 10, 100 и 10 000 Å и соответствующих микропорам, переходным порам и макропорам.

Сравнительные технические характеристики активированных углей приведены в табл. 3.4.

Т а б л и ц а 3.4

Сравнительные технические характеристики углей активированных

Параметр и единица физической величины	Значение для марки угля		
	СКТ-З	СКТ-ЗИ	СКТ-ЗИК
Максимальная температура фильтруемого воздуха, °С	60		90 ¹
Максимальная относительная влажность фильтруемого воздуха, °С	70	90	98
Прочность при истирании, %	≥ 68	84	≥ 68
Время защитного действия по бензолу, мин	≥ 40	73	≥ 40
Динамическая активность по стабильному йоду, г/дм ³	≥ 10	27	≥ 10
Эффективность очистки по метилйодиду, %, не менее	до 80 ²	до 90 ²	99,0

Примечание: 1 – допускается эксплуатация при температуре до 120 °С в течение 48 ч и при температуре до 150 °С в течение 2 ч.

2 – в ТУ отсутствуют значения данного параметра, приводятся по оценке ФЭИ.

Характерной особенностью микропор, играющих определяющую роль в адсорбции инертных газов, является то, что по размерам они соизмеримы с размерами адсорбируемых молекул.

Согласно современным представлениям, вытекающим из теории объемного заполнения, во всем объеме микропор существует адсорбционное поле, и основным параметром микропористой структуры является объем микропор. У активированных углей их объем обычно 0,2...0,6 см³/г.

Особенностью адсорбции инертных газов при низких концентрациях, соответствующих концентрации Kr и Xe в отходящих газах и газовых полостях реакторов, является то, что в этом процессе принимает

преимущественное участие не весь объем микропор, а лишь небольшая его часть, соответствующая наиболее мелким микропорам с размером, близким к диаметрам сорбируемых молекул.

Угли промышленного изготовления АГ, БАУ, КАД, СКТ отличаются друг от друга плотностью, объемами пор, размерами гранул, особенностями технологии изготовления и, как следствие, коэффициентами адсорбции Кг и Хе, сорбционными свойствами по отношению к парам воды и другим примесям.

При выборе сорбента часто используют общие характеристики: объем пор и распределение их по размерам, удельную поверхность, особенно в тех случаях, когда трудно измерить сорбционную способность по отношению к сорбируемому компоненту.

Единственным материалом в группе неполярных твердых веществ, имеющих промышленное значение, является уголь, состоящий в основном из нейтральных атомов одного вида и имеющий поверхность с равномерным распределением зарядов на молекулярном уровне. На такой поверхности не наблюдается преимущественная фиксация полярных молекул по сравнению с неполярными.

Для очистки отходящих газов АЭС с водо-водяными реакторами, составляющие основу атомной энергетики за рубежом, широко используют адсорбционный метод очистки, в частности способ динамической адсорбции радионуклидов криптона и ксенона в колонне, работающей в режиме непрерывного потока. Такие системы наиболее просты в техническом отношении и достаточно эффективны. Проточная колонна обеспечивает очистку в 10^2 - 10^4 раз, что позволяет поддерживать активность газовых выбросов АЭС значительно ниже норм, установленных санитарными правилами.

Угли давно и широко используются в различных областях хозяйства. Свойства адсорбента определяются характером его пористой структуры, и влияющие на адсорбционное равновесие и массоперенос адсорбируемых молекул от внешней к внутренней поверхности. Основным работающим звеном при адсорбции газов в пористой системе углеродных сорбентов являются микропоры, а важнейшей ее характеристикой, является распределение объема пор по их эквивалентным радиусам.

Активированные угли характеризуются полидисперсной пористой структурой с распределением пор по их размерам. Характерной особенностью микропор, является их соизмеримость с размерами адсорбируемых молекул. Во всем объеме микропор существует адсорбционное поле, и основным параметром микропористой структуры является объем микропор. У активированных углей их объем обычно $0,2 \dots 0,6 \text{ см}^3/\text{г}$.

Адсорбция инертных газов при низких концентрациях, соответствующих концентрации Кг и Хе в отходящих газах, является то,

что в этом процессе принимает преимущественное участие лишь небольшая часть наиболее мелких микропор близких к диаметру сорбируемых молекул.

Наиболее известны типы активированных углей АГ, БАУ, КАД, СКТ и др. Для использования в системах газоочистки применяется серия торфяных углей сернисто-калиевой активации СКТ. Данные табл. 3.5 характеризуют их сорбционные свойства. Угли отличаются друг от друга плотностью, объемами пор, размерами гранул, особенностями технологии изготовления и, как следствие, коэффициентами адсорбции Кг и Хе, сорбционными свойствами по отношению к парам воды и другим примесям.

При выборе сорбента часто используют общие характеристики: объем пор и распределение их по размерам, удельную поверхность, особенно в тех случаях, когда трудно измерить сорбционную способность по отношению к сорбируемому компоненту.

Т а б л и ц а 3.5

Коэффициенты адсорбции Кг и Хе углями см /г [8]

Уголь	Криптон		Ксенон	
	303 К	243 К	303 К	243 К
СКИ-1, СКТ -2, СКТ -3, СКТ -4, СКТ -6 СКТ-М	47...55	120...220	640...910	5600...7000
СКТ, опытно-промышленный	80	430	1100	7000
Древесные, торфяные, каменно-угольные,	30...40	150...200	400...1000	5000...6000
Columbia-G	45...50	150	1100...1500	9000
ART-2, СКТ-1А, СКТ -1Б, СКТ -2А, СКТ -2Б, СКТ -3, СКТ -4А, СКТ -6А	60...65	190...280	620...1000	5800...8000

Примечание. Среда - воздух; угли тонкопористые; парциальные давления Кг и Хе соответствуют атмосферному.

Коэффициенты адсорбции более высоки для углей СКТ-2 и СКТ-3. На сорбционную способность углеродного сорбента значительно влияет газ-носитель (иногда говорят газ-макрокомпонент), особенно в том случае, когда сам газ-носитель хорошо сорбируется.

С понижением температуры на углях сорбируется все большее количество воздуха, который снижает сорбционную способность по отношению к Кг, Хе и Аг.

Промышленные партии угля имеют влажность около 1 % (по массе). Осушка угля в условиях промышленного использования может быть сделана лишь путем прокачки воздуха, осушенного до концентрации влаги в нем 1...100 мг/м³ (цеолитом либо вымораживателем), а также в лучшем случае дополнительного прогрева угля до температуры 373...383 К. После

такой обработки в угле остается около 10 мг воды на 1 г угля (1 % по массе).

Влияние сопутствующих примесей. Факторы, влияющие на сорбционные свойства цеолитов. У цеолитов различных структурных типов определяющим для сорбции молекул H_2O , NH_3 , CO_2 имеют не структурные особенности решетки, а катионная плотность. Специфические взаимодействия аммиака и воды происходит в основном в результате взаимодействия свободных электронных пар азота и кислорода с катионами поверхности. Поэтому, значительно большая сорбция полярных молекул на цеолитах, чем на неспецифических сорбентах.

Процесс протекания сорбции аммиака на цеолите протекает сравнительно долго и заканчивается за 14 - 18 ч, хотя основная часть сорбционной емкости заполняется за 2 - 3 ч.

Факторы, влияющие на сорбционные свойства активированного угля. Некоторые примеси, содержащиеся в отходящих или технологических газах, непосредственно влияют на эффективность работы угольной колонны. В основном состав примесей зависит от используемого теплоносителя: для реакторов - с водой под давлением - это пары воды, для кипящих реакторов - пары воды и аммиака, для реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем - окислы натрия, для реакторов с органическим теплоносителем - пары органических веществ и т.д. Вода, аммиак, уголекислота, органические вещества при достижении определенных концентраций "отравляют" уголь, что приводит к снижению его сорбционных качеств.

Влияние аммиака. Изотермы адсорбции аммиака на активированном угле имеют выпуклую форму. В исследованных интервалах температуры от 313 до 245 К и концентрации аммиака в потоке от 0 до 100 мг/г коэффициент адсорбции аммиака углем относительно небольшой. Например, сорбционная емкость угля даже для температуры, близкой к температуре конденсации аммиака, составляет 4...10 % при концентрации сорбата в потоке от 10 до 100 мг/л.

На адсорбцию Хе аммиак влияет в меньшей степени, чем на адсорбцию Кг. Это следует из данных о совместной сорбции инертных газов с аммиаком, полученных в статических условиях опыта в лабораторной рециркуляционной установке. Указанное различие проявляется в большей степени при более высоких концентрациях сорбата и более низкой температуре угля. Вероятно, NH_3 , экранируя часть устьев микропор, препятствует проникновению в них молекул Хе. В связи с этим адсорбция Хе происходит в более крупных микропорах. На поглощение Кг, молекулы которого обладают меньшими размерами, некоторое сужение диаметра входных отверстий не оказывает заметного влияния. На активированный характер диффузии указывает и тот факт, что установление сорбционного равновесия по обоим благородным газам

(особенно для Кг в присутствии NH_3) происходит гораздо медленнее, чем при их поглощении из тока сухого воздуха.

Небольшие концентрации аммиака (до 25 мг/л), особенно при положительных температурах, не оказывают существенного влияния на адсорбционные свойства угля по отношению к благородным газам. Однако при повышении содержания NH_3 в потоке и понижении температуры угля влияние сорбата становится более заметным, особенно для ксенона. Одно и то же количество адсорбированного NH_3 оказывает наибольшее влияние на равновесные коэффициенты адсорбции благородных газов при положительных температурах и в гораздо меньшей степени - при отрицательных. Так, при 40 °С поглощение 18 мг сорбата на 1 г угля уменьшает адсорбцию Кг на 34 %, а Хе - почти в 2 раза. В то же время при -20 °С для такого же снижения сорбционной емкости угля СКТ-М по обоим благородным газам адсорбция аммиака должна составлять более 50 мг/г.

До области резкого подъема изотермы происходит мономолекулярная адсорбция паров воды. Возможно образование конденсированной адсорбционной пленки, создающей условия смачивания и заполнение микропор угля в результате капиллярной конденсации. Микропоры заполняются последовательно, начиная с самых малых.

Для улучшения сорбции желательно знать концентрацию примеси в потоке газа, однако в практике эксплуатации систем очистки на АЭС, измерение примеси в сорбенте невозможно, т.к. обычно система работает длительно и между газом и сорбентом устанавливается стационарное распределение отравляющей примеси.

Рассматривая влияния влаги на адсорбционные свойства угля по отношению к Кг и Хе, используется зависимость коэффициентов адсорбции от концентрации паров воды в газовой фазе.

3.2.3. Средства очистки радиоактивных газов и аэрозолей

Средства очистки воздуха от аэрозолей. Очистка воздуха тонковолокнистыми фильтрами от аэрозолей происходит в результате их инерционного осаждения на волокнах (крупные аэрозоли), электростатического осаждения, а также за счет прилипания частиц в поверхностном слое фильтра (когда диаметр аэрозолей больше расстояния между волокнами фильтра).

Для очистки сухого воздуха применяют фильтры, снаряженные различными фильтрующими материалами: ультратонким стекловолокном, синтетическими материалами, тканями и т.д. Особенно широкое применение нашли фильтры с тканью ФПП, представляющей собой слой ультратонких волокон перхлорвинила, нанесенных на марлевую подложку.

Ткани ФПП гидрофобны (не смачиваются водой); их применяют при температуре не выше 60 °С. Средний диаметр волокон у ткани ФПП – 1,5 и 2,5 мкм. Ткань маркируется в зависимости от диаметра волокон: ФПП-15 и ФПП-25 (цифра, стоящая после названия ткани, показывает диаметр

волокон в микрометрах, условно увеличенный в 10 раз), вторая цифра в обозначении марки ткани – сопротивление, кгс/м².

Фильтрующий материал ФПП имеет высокий коэффициент очистки, пропуск частиц стандартного масляного тумана через него при испытаниях на стенде менее 0,001. Однако высокие показатели фильтрации в значительной мере определяются тем, что в процессе изготовления волокна фильтра приобретают электрические заряды. При длительном хранении, сжатии, прессовании, в условиях повышенной влажности, при наличии ионизирующих излучений, в частности радионуклидов заряды на волокнах рекомбинируют или стекают, при этом фильтры теряют эффективность.

Ткань ФПП представляет собой слой ультратонких (1,5...2,5 мкм) волокон перхлорвинила, нанесенных на подкладку из марли. Она гидрофобна, стойка по отношению к кислотам и щелочам, но подвержена воздействию масел и органических растворителей. Эту ткань возможно применять при $T < 333$ К. Ткань ФПА готовится из ультратонких (примерно 1,5 мкм) волокон диацетатцеллюлозы. Она гидрофильна, поэтому фильтры могут применяться при относительной влажности воздуха не более 80 % и при $T < 423$ К. Ткань ФПА стойка по отношению к маслам, но разрушается кислотами и щелочами. В зависимости от диаметра волокон ткани маркируют: ФПП-15, ФПП-25 и ФПА-15 (цифра, стоящая после названия ткани, показывает диаметр волокон в микронах, условно увеличенный в 10 раз). Фильтры с указанными типами тканей имеют эффективность очистки не ниже 99,9 %, способны при этом выдерживать удельную нагрузку очищаемого воздуха до 150 м³/(м²·ч) (табл. 3.6) [8]. Под коэффициентом очистки η фильтрующей ткани, фильтра и всей установки в целом понимают отношение количества уловленного на фильтре вещества $m_{\text{ул}}$ к количеству этого же вещества, поступившего на фильтр $m_{\text{об.}}$.

Т а б л и ц а 3.6

Коэффициент проскока фильтрующих материалов

Марка ткани	Полимерная	q, %	Марка ткани	Полимерная	q, %
ФПП-15-14,7	0,2	0,100	ФПП-25-29,4	0,4	0,010
ФПП-15-29,4	0,4	0,010	ФПП-25-58,8	0,8	0,005
ФПП-15-44,1	0,6	0,005	ФПА-15-39,2	0,6	0,050
ФПП-15-58,8	0,8	0,005	ФПА-15-58,8	0,8	0,005

Примечания. 1. Второе число в обозначении марки ткани - сопротивление, Па.

2. Коэффициент проскока Q приведен для случая испытаний на масляном тумане при удельных нагрузках 36...50 м/(ч • м).

$$\eta = \frac{m_{yl}}{m_{об}} \cdot 100\% . \quad (3.13)$$

Для сравнительной оценки качества различных фильтрующих материалов и всей установки в целом более наглядно пользоваться коэффициентом проскока q :

$$q = 100 - \eta \text{ \%}. \quad (3.14)$$

Основными областями применения фильтров Петрянова (ФП) являются:

- очистка газов от твердых высокодисперсных аэрозольных частиц в режиме накопления сухого осадка;
- очистка технологических и промышленных вентиляционных газовых выбросов, содержащих радиоактивные или токсические аэрозоли;
- очистка вентиляционных выбросов камер, боксов, вытяжных шкафов и т.п.;
- тонкая очистка приточного атмосферного воздуха, очистка воздуха в системах кондиционирования и рециркуляционного обеспыливания;
- бактериальная очистка (стерилизация) воздуха;
- очистка воздуха в системах «дыхания» резервуаров для хранения жидких продуктов;
- улавливание малых масс дорогостоящих веществ на вытяжных системах;
- окончательная очистка воздуха и других газов, используемых в технологических процессах.

Благодаря малой толщине слоев материалов ФП (0,2...1 мм) фильтрующие аппараты с их применением очень компактны и в 1 м³ фильтра размещается поверхность фильтрации 100...150 м². Наибольшее распространение получили перхлорвиниловые волокна, обладающие высокой химической стойкостью, но их термостойкость невелика (60...70 °С). У ацетатных волокон химическая стойкость ниже, но термостойкость достигает 150 °С. Наиболее распространены фильтры с материалами ФП рамочной конструкции, материалы в виде ленты укладывают между П-образными рамками. Стороны этих рамок поочередно открыты и закрыты. Между соседними слоями материала установлены гофрированные разделители. Материалами, из которых изготовлены элементы фильтра, могут быть фанера, винипласт, алюминий, нержавеющая сталь.

Загрязненный воздух поступает через открытые стороны рамок, проходит через материал и выходит с противоположной стороны. Эффективность фильтров тонкой очистки проверяют на заводе-изготовителе по стандартному масляному туману (СМТ) или другому аэрозолю. Во избежание частой замены тонковолокнистых фильтров входная запыленность загрязненного воздуха не должна превышать

0,5 мг/м³. При более высокой запыленности целесообразно в фильтрах с материалами ФП предусматривать предварительную ступень - фильтры грубой очистки. В аппаратах малой производительности в одном и том же корпусе размещают фильтры тонкой очистки из материала ФП и грубой очистки в виде набивного слоя из волокна лавсан толщиной 5...10 см. Эти фильтры называют двухступенчатыми или комбинированным и обозначают ДК (деревянные комбинированные). Фильтры грубой или предварительной очистки (грубоволокнистые) обладают низким начальным гидравлическим сопротивлением (100...200 Па) и высокой пылеемкостью. Они значительно дешевле фильтров тонкой очистки, их можно легко заменять или регенерировать. При входной концентрации от 0,5 до 1 мг/м³ смену или регенерацию фильтрующего материала грубой очистки производят до шести раз в год. В России фильтры предварительной очистки марки ДСВ выпускают с набивкой грубым лавсановым волокном диаметром от 15 до 25 мкм; плотность набивки 15...25 кг/м³; толщина слоя 0,10 м. Техническая характеристика фильтра: производительность 600 м³/ч; эффективность очистки воздуха 80...90 %; скорость фильтрации 15 м/мин.

В процессе эксплуатации на фильтрующей ткани накапливаются осадок и обычная пыль, присутствующая в воздухе помещений (около 0,5 мг/м³). Из-за этого растет сопротивление фильтра, а пропускная способность фильтров и вентиляционной системы падает. Поэтому при подборе вентилятора учитывают не первоначальные сопротивления чистых фильтров, а конечные, за которые принимают удвоенные первоначальные.

В последнее время для тонкой очистки воздуха применяют фильтрующие материалы: картон марки ФМП-2 (фильтрующий материал промышленный), изготовленный на асбестоцеллюлозной основе; маты и картонные из ультратонкого стекловолокна. ФМП-2 имеет более низкую (по сравнению с тканью ФПП) стоимость; стекловолокно - стойкость против воздействия органических растворителей и высокую температуростойчивость (до 573...673 К).

Фильтры тонкой очистки работают нормально, если в очищаемом воздухе находится сравнительно небольшое массовое количество частиц. Особенно неблагоприятно отражается на работе фильтров наличие в воздухе паров различных химических соединений. Чтобы обеспечить нормальные условия работы фильтров тонкой очистки и увеличить срок их службы, предусматривают предварительную очистку воздуха на фильтрах грубой очистки. Они в качестве фильтрующего материала используют различные волокнистые (стекловолокно, отходы волокна лавсана, пропиленовое волокно и т.д.) и зернистые материалы (песок, опилки, крошку из резины и винипласта и другие материалы). Фильтры тонкой и

грубой очистки при малых объемах воздуха размещают в одном корпусе. В этом случае их называют двухступенчатыми или комбинированными.

Из таких фильтров наибольшее распространение получили ДК-0,11; ДК-0,4; ДК-0,6; ДК-1,4 и ДК-4,5; число соответствует фильтрующей поверхности фильтра в квадратных метрах. Зернистые фильтры могут быть самой разнообразной конструкции и иметь фильтрующие поверхности до нескольких сот квадратных метров. Их применяют при значительных начальных концентрациях аэрозолей в очищаемом воздухе.

Коэффициенты очистки волокнистых и зернистых фильтров обычно не приводят. Да в этом и нет необходимости, так как конечную степень очистки определяют в основном фильтры второй ступени. Коэффициент очистки фильтров первой ступени зависит от скорости воздуха (чем выше скорость, тем меньше коэффициент очистки), от плотности набивки и высоты слоя (чем больше плотность и высота слоя, тем выше коэффициент очистки) и от физических свойств и дисперсности аэрозолей.

Для фильтрации жидких аэрозолей используют стекловолокнистые самоочищающиеся фильтры тонкой очистки типа "Фартос" с коэффициентом очистки до 10^3 . Непрерывный отвод жидкости обеспечивает большой срок службы этих фильтров. Их выпускают различных типоразмеров, производительность достигает $2500 \text{ м}^3/\text{ч}$ в одном агрегате. В некоторых случаях их можно использовать и для фильтрации твердых частиц.

Рациональный выбор фильтров и схем фильтровальных установок различных вентиляционных систем позволяет обеспечить надежную очистку выбрасываемого воздуха и исключить загрязнение окружающей среды вентиляционными выбросами АЭС.

Когда угольная колонка работает до проскока радионуклидов (ГПД или йода), тритий она не удерживает, поскольку водород как и гелий, часто используется как газ-носитель, поэтому наиболее слабо адсорбируется углем. Лучше, но тоже слабо адсорбируются основные компоненты воздуха: азот и кислород. Радионуклид N в зависимости от технологических параметров системы будет удерживаться единицы - десятки минут, что так же незначительно снизит его концентрацию.

Режим работы до проскока используется или разрабатывается преимущественно для очистки газовых полостей водо-водяных реакторов под давлением. На зарубежных АЭС криогенные угольные системы очистки обеспечивают очистку газообразных отходов на реакторах типа ВВЭР от радиоактивных продуктов. В них рабочий цикл угольной колонны прекращается перед проскоком ^{85}Kr .

Применение систем с высокой эффективностью очистки должны поддерживаться максимально герметичной работой всех системы станции (основных и вспомогательных), полностью исключающей неорганизованные протечки газа и теплоносителя в помещения, чтобы не допустить выброса

радиоактивных газов с вентиляционным воздухом. Это сложная техническая задача.

Режим рециркуляции очищаемого газа через уголь используют для очистки замкнутого газового объема. Тритий в основном удаляется системой очистки, если для осушки газового потока, поступающего на уголь, используется конденсационный метод. Для йода и его соединений оптимальная емкость угольной колонны, рассчитанная для задержки радионуклидов ГПД, велика. Радиоактивный ^{131}I практически полностью удаляется такой системой.

Вентиляция должна обеспечить нормальные санитарно-гигиенические и безопасные условия работы персонала. Главная ее задача - поддержание в воздухе производственных помещений концентраций радиоактивных примесей менее предельно допустимых. Основные требования к вентиляции - высокая эффективность и надежность.

При проектировании АЭС предусматривают принцип раздельного вентилирования помещений зоны строгого и свободного режима. В зоне строгого режима не допускается объединение воздуховодами вентиляционных систем необслуживаемых, периодически обслуживаемых и помещений постоянного пребывания персонала.

Вентилирование производственных помещений зоны строгого режима при нормальных и аварийных условиях организуют таким образом, чтобы обеспечить направленность движения воздушных потоков только в сторону более грязных помещений. С этой целью в необслуживаемых и периодически обслуживаемых помещениях системой вытяжной вентиляции должно обеспечиваться разрежение. Его значение не менее 196 Па для помещений, рассчитанных на давление, и не менее 49 МПа для помещений, не рассчитанных на давление.

Санитарные правила ОСПУ-2005 требуют, чтобы на АЭС предусматривали системы очистки вентиляционного выбросного воздуха от радиоактивных аэрозолей и парообразных соединений йода. Степень очистки вентиляционного воздуха и технологических сдувок должна быть такой, чтобы выброс радиоактивных газов и аэрозолей не превышал установленных значений. Во всех случаях воздух из помещений зоны строгого режима должен выбрасываться во внешнюю среду через вентиляционную трубу высотой 100 - 150 м. Расходы вентиляционного воздуха, подлежащего очистке, достигают для блока мощностью 1000 МВт сотен тысяч кубометров в час. Очистка таких объемов воздуха от ИРГ экономически нецелесообразна и, как правило, в ней нет необходимости, так как их количество не превышает допустимого СП АЭС. Вместе с тем, требуется очистка вентиляционного воздуха АЭС от аэрозолей, хотя массовая концентрация аэрозолей в этих случаях низка. Поэтому, хотя методы, применяемые для очистки воздуха от радиоактивных аэрозолей,

сходны с обычными методами очистки газов от пыли, для этого требуются другие технические решения, другие материалы и оборудование.

Для очистки воздуха помещений АЭС применяют вентиляционные системы двух типов: рециркуляционные (замкнутые) и прямоточные. В рециркуляционных системах очищенный фильтрами воздух вновь поступает в герметичные помещения, уменьшая тем самым концентрацию радиоактивных продуктов в атмосфере рабочих помещений. К материалу фильтров этих систем предъявляются жесткие требования. Они должны выдерживать температуру до 373 К и выше и работать при относительной влажности воздуха до 100 %. Обычно коэффициент очистки воздуха рециркуляционными системами невелик (20 - 30). Большой эффект достигается не в результате увеличения коэффициента очистки, а за счет увеличения количества (доли) очищаемого воздуха.

В помещениях зоны строгого режима, в которых предполагается постоянное или периодическое пребывание персонала, рециркуляционные системы использовать запрещено.

В прямоточной системе вентиляции очищенный воздух выбрасывается прямо через вентиляционную трубу в атмосферу с соблюдением нормативов по выбросу радиоактивных веществ. В этой системе фильтры выбираются с максимально возможным коэффициентом улавливания аэрозолей.

Очистка вентиляционного воздуха от йода в тех системах, где это требуется, производится с помощью фильтров, заполненных слоем активированного угля, который пропитывают специальными веществами (например, AgNO_3 , Pb_2 , KI , CuI , триэтилендиамин), повышающими эффективность улавливания йода и его соединений. Для этих целей используют йодные фильтры различных типоразмеров с импрегнированными и неимпрегнированными углями.

Классификация фильтров. В настоящее время все производители фильтров и фильтрующих материалов применяют их классификацию согласно современным европейским стандартам EN 779 и EN 1822. Стандарт EN 779 классифицирует характеристики фильтров по средней эффективности очистки воздуха от частиц размером 0,4 мкм. Стандарт EN 1822 классифицирует высокоэффективные фильтры – фильтры HEPA и ULPA.

По указанным стандартам все фильтры делятся на 17 классов:

- фильтры грубой очистки – классы G1...G4;
- фильтры тонкой очистки – классы F5...F9;
- фильтры высокой эффективности (HEPA) – классы H10...H14;
- фильтры сверхвысокой эффективности (ULPA) – классы U15...U17.

Фильтры грубой очистки. Фильтры ячейковые унифицированные $\Phi_{\text{я}}$ предназначены для очистки приточного воздуха от пыли, они могут устанавливаться индивидуально или объединяться в прямые или V-образные панели.

Фильтры $\Phi_{\text{я}}$ имеют одинаковые размеры, состоят из ячейки и установочной рамы. В корпусе ячейки уложен фильтрующий слой (материал). Ячейка фильтра закрепляется в установочной раме с помощью четырех защелок, расположенных на корпусе ячейки. Перед монтажом ячейка фильтра извлекается из установочной рамы. После установки рамы ячейка фильтра помещается в нее и закрепляется защелками.



Рис. 3.13. Фильтр ячейковый $\Phi_{\text{я}}$

Технические характеристики фильтров ячейковых $\Phi_{\text{я}}$ приведены в табл. 3.7. Фильтры работоспособны и сохраняют технические характеристики при температуре очищаемого воздуха от минус 40 до 40 °С. Фильтры ячейковые $\Phi_{\text{яР}}$ и $\Phi_{\text{яВ}}$ могут использоваться в сухом и смоченном маслом состоянии. Окружающая среда и фильтруемый воздух не должны содержать агрессивных газов и паров. При достижении заданного перепада давления воздуха фильтры необходимо подвергнуть регенерации.

Т а б л и ц а 3.7

Технические характеристики фильтров ячейковых

Параметр и единица физической величины	Марка фильтра			
	$\Phi_{\text{яР}}$	$\Phi_{\text{яВ}}$	$\Phi_{\text{яП}}$	$\Phi_{\text{яУ}}$
Фильтрующий материал	Стальная сетка	Сетка из винипласта	Пенополиуретан	Стекловолокно ФСВУ
Площадь рабочего сечения, м ²	0,22			
Пропускная способность, м ³ /ч	1 540			
Начальное сопротивление фильтра, Па	50	60	60	40
Пылеемкость, г/м ²	2 300	2 200	350	570
Эффективность очистки, %	80±5			
Вес, кг	6	4,2	3,4	3,0

Для регенерации фильтров необходимо извлечь ячейки из установочных рам. Ячейки фильтров $\Phi_{\text{яВ}}$, $\Phi_{\text{яР}}$, $\Phi_{\text{яП}}$ промывают теплой водой с добавлением поверхностно-активных веществ. Фильтрующий материал фильтров $\Phi_{\text{яУ}}$ заменяется новым.

Рулонные фильтры ФРП (рис. 3.14) представляют собой коробчатый каркас, имеющий в верхней и нижней частях катушки-барабаны. На верхнюю катушку наматывается фильтрующий материал ФРНК-ПГ или ФСВУ в виде рулона, полотнище которого закрепляется на нижней катушке. Воздух, проходя через полотнище рулона, очищается. По мере

накопления в фильтрующем материале пыли его сопротивление возрастает. При достижении расчетного сопротивления фильтрующий материал перематывается с нижнего барабана на верхний и заменяется новым.



Рис. 3.14. Фильтрующий материал ФРНК-ПГ в рулоне

При стирке, глажении и сушке спецодежды в местные отсосы от технологического оборудования попадают хлопчатобумажные и синтетические волокна, которые затем наматываются на рабочие колеса вентиляторов, оси обратных клапанов, при этом нарушается работа систем вентиляции и создается опасность пожара. Для предотвращения этого в непосредственной близости к технологическому оборудованию устанавливаются сетчатые фильтры с размером ячейки 1...2 мм. Конструкция их зависит от местных условий, как правило, сетки выполняются съемные для возможности периодической очистки воздуха их от волокон.

Фильтры тонкой очистки карманные. Воздушные фильтры карманного типа (рис. 3.15) класса F5...F9 предназначены для очистки воздуха от пыли в системах приточной вентиляции и кондиционирования воздуха. Фильтр состоит из металлической рамки и фильтрующего материала, сшитого в виде карманов.



Рис. 3.15. Фильтр карманный

Рамка фильтра выполнена из оцинкованной стали, карманы фильтра закреплены механически, швы карманов термически спаяны. Держатели зазоров препятствуют сильному раздуванию и слипанию смежных карманов фильтра, обеспечивая равномерный зазор между стенками карманов как внутри них, так и снаружи.

Фильтр **ФИБАН-500** (рис. 3.16) предназначен для очистки газа от радионуклидов ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{60}Co . Фильтр ФИБАН-500 устанавливается в камеру фильтра фильтровальной станции хранилища контейнерного типа отработанного ядерного топлива. Рабочая среда - газовоздушные технологические сбросы, содержащие твердые и жидкие высокодисперсные аэрозольные частицы, прошедшие через конденсатор и фильтр ФАРТОС-500.

Фильтры аэрозольные. Фильтры аэрозольные с клиновыми сепараторами. Наиболее распространенный на аэрозольный фильтр Д-23кл (Ф-23) (рис. 3.17) представляет собой набор цельноштампованных рамок-сепараторов из винипластовой пленки клиновидной формы переменного сечения, между которыми укладывается фильтрующий материал ФПП площадью 23 м².

Т а б л и ц а 3.8

Технические характеристики

Наименование параметра	Значение параметра
Номинальная производительность, м ³ /ч	90
Эффективность очистки по всем нуклидам, %	90
Абсолютное рабочее давление в корпусе камеры, Па, до	85
Температура очищаемого газа, °С, до:	90
Относительная влажность очищаемого воздуха, %, до	80
Площадь фильтрующей поверхности, м ²	
- первой ступени, предназначенной для очистки газа от ¹³⁷ Cs, ¹³⁴ Cs, м ²	0,9
- первой ступени, предназначенной для очистки газа от ¹⁵⁴ Eu, м ²	1,1
- первой ступени, предназначенной для очистки газа от ⁶⁰ Co, м ²	1,3
Габаритные размеры наибольшие Ø × h, мм	635 × 850
Масса фильтра, кг	115



Рис. 3.16. Фильтр ФИБАН-500



Рис. 3.17. Фильтр аэрозольный Ф-23 и корпус Ду350

Клиновидные сепараторы устроены так, что высота входных каналов по мере уменьшения количества проходящего через них воздуха понижается, а высота выходных каналов повышается. При сравнительно небольших габаритах этот фильтр обладает высокой производительностью.

Корпус фильтра изготовлен из дерева, сепараторы и рамки фильтрующих элементов типа А изготавливают из алюминия. Фильтры аэрозольные применяют для индивидуальной установки (в металлический корпус Ду350, см. рис. 3.12) и групповой установки (в подъемно-

прижимное устройство). Особое внимание следует обращать на герметичность между тканью и конструктивными элементами, наличие даже небольших неплотностей резко увеличивает коэффициент проскока аэрозолей. Требование тщательной герметизации предъявляется также и к сборке фильтров при групповой установке. Технические характеристики аэрозольных фильтров Д-23кл (Ф-23), А-17 приведены в табл. 3.9.

Т а б л и ц а 3.9

Технические характеристики аэрозольных фильтров типа А и Д

Параметр и единица физической величины	Значение для типов		
	А-17	Д-23 кл (Ф-23)	Д-33 кл
Производительность, м ³ /ч	2 500	3 000	5 000
Начальное аэродинамическое сопротивление, Па	600		
Фильтрующий материал	Ткань Петрянова ФПП-15		
Площадь фильтрующей поверхности, м ²	17	23	33
Эффективность очистки, %	99,95		
Удельная пылеемкость, кг/м ³	0,06		
Относительная влажность фильтруемого воздуха, %	не более 60		
Термостойкость, °С	95		
Горючесть	Горюч с выделением токсичных веществ		
Материал корпуса	Фанера		
Оцениваемый ресурс, лет	1		

Примечание. Эффективность очистки приведена в исходном состоянии, она имеет значение не более 90 % при 100 % относительной влажности, повышенных температурах, длительном хранении из-за потери части электростатического заряда ткани Петрянова.

Фильтры аэрозольные ФРА-95-10М предназначены для очистки влажного воздуха. Конструктивно фильтр выполнен в виде модуля, вход воздуха организован сверху, выход – вниз в коллектор. В качестве фильтрующего материала используются маты фильтровальные из ультратонкого стекловолокна толщиной 10 мм, армированные с обеих сторон кремнеземной сеткой. Сепараторы изготовлены из алюминия. Технические характеристики фильтра ФРА-95-10М приведены в табл. 3.10.

Т а б л и ц а 3.10

Технические характеристики фильтра ФРА-95-10М

Параметр и единица физической величины	Значение
Давление в помещении, МПа	0,065...0,17
Рабочая температура, °С	не более 90
Аэродинамическое сопротивление, Па	500
Площадь фильтрации одного модуля, м ²	47,5
Производительность, м ³ /час	10 000
Фильтрующий материал	Стекловолокно М20-УТВ/0,65-65
Скорость фильтрации, см/с	3

Фильтры ФАРТОС (фильтры аэрозольные, регенерирующиеся для тонкой очистки, стекловолоконистые) предназначены для тонкой очистки воздуха и различных газов, образующихся при диспергировании солевых растворов, кислот и органических веществ.

Фильтры аэрозольные ФАРТОС могут работать:

– в режиме накопления сухого остатка с последующей многократной регенерацией фильтрующего слоя методом промывки;

– в режиме самоочищения, т.е. при фильтрации тумана с непрерывным удалением уловленной жидкой дисперсной фазы из фильтрующего слоя. Удаление жидкости происходит естественным путем, без специального отсоса из фильтрующего слоя;

– в переменном режиме, т.е. с чередованием сухого и влажного режимов фильтрации.

По паспортным данным, коэффициент проскока фильтров ФАРТОС по масляному туману должен быть не более 0,05 %, что соответствует классу очистки H13. Технические характеристики фильтров ФАРТОС приведены в табл. 3.11.

Т а б л и ц а 3.11

Технические характеристики фильтров ФАРТОС

Параметр и единица физической величины	Значение для фильтров		
	ФАРТОС Ц-200	ФАРТОС Ц-500	ФАРТОС Ц-2500
Номинальная воздушная нагрузка, м ³ /ч	200	500	2 500
Аэродинамическое сопротивление сухого фильтра, Па	До 500		
Аэродинамическое сопротивление фильтра в режиме самоочищения, Па	До 3 000		
Коэффициент проскока по стандартному туману сухого фильтра, %	0,01		
То же в режиме самоочищения, %	0,1		
Рабочее давление, кПа	150		
Остаточный вакуум, кПа	20		
Рабочая температура, °С	До 100		

В качестве фильтрующего материала в фильтрах ФАРТОС используются маты из ультратонкого стекловолокна со средним диаметром волокон порядка 1 мкм. Фильтр работает следующим образом:

– при фильтрации в режиме самоочищения подлежащий очистке газ, содержащий капельки тумана, поступает на вход фильтра, очищается от дисперсной фазы и выходит очищенный через боковой патрубок. Уловленная жидкая фаза накапливается в фильтрующем слое, и при определенном насыщении последнего под действием потока газа и силы тяжести вытекает в нижнюю часть корпуса фильтра и удаляется через дренажный штуцер;

– при фильтрации сухих аэрозолей газ очищается на фильтре, а уловленная твердая дисперсная фаза накапливается на фильтрующем слое. При достижении перепада давления газа на фильтре, при котором дальнейшая его эксплуатация становится нецелесообразной, фильтр подвергается регенерации или производится замена фильтрующего элемента. Регенерация может быть осуществлена путем подачи промывочной жидкости на фильтрующий слой.

Фильтр ФАРТОС-500 (рис. 3.18) предназначен для очистки от жидких и твердых мелкодисперсных радиоактивных и токсичных аэрозольных частиц технологического сдувочного воздуха из аппаратов перед выбросом в атмосферу. Рабочей средой являются газовоздушные технологические сбросы, прошедшие через фильтр ФСГО-500. Устанавливается в камеру в системах газоочистки.



Рис. 3.18. Фильтр
ФАРТОС-500

Аэрозольный фильтр **"ФАРТОС Ц-500С"** предназначен для очистки воздуха от высокодисперсных жидких аэрозольных частиц, растворов кислот, кроме HF и HCl , а также органических жидкостей и растворов щелочей.

Фильтр **"ФАРТОС Ц-500С"** может применяться для:

- очистки газов от твердых высокодисперсных аэрозольных частиц в режиме накопления сухого осадка;
- одновременного улавливания твердых и жидких высокодисперсных аэрозольных частиц.



Рис. 3.19. Корпус фильтра
"ФАРТОС Ц-500С"

Фильтр может применяться:

- в системах вентиляции и рециркуляции помещений;
- при проведении работ по дезактивации помещений и оборудования;
- при проведении ремонтных работ, связанных с выделением туманов радиоактивных или токсичных жидкостей.

Волокнистые фильтры представляют собой слои различной толщины, в которых более или менее однородно распределены волокна из соответствующего материала. Для улавливания частиц в фильтрах тонкой очистки широко применяют волокнистые фильтры в виде тонких листов или объемных слоев с фильтрующими материалами из тонких волокон (диаметр менее 5 мкм) при скорости фильтрации от 0,6 до 6

м/мин. Сопротивлении чистых (свежих) фильтров обычно не превышает 200 - 300 Па, а после длительного запыления 700 - 1500 Па.

Конструкция фильтра аэрозольного ФАРТОС Ц-500 показана на рис. 3.20, фильтр ФАРТОС Ц-2500 состоит из 5-ти фильтрэлементов и общего корпуса с дренажным штуцером.

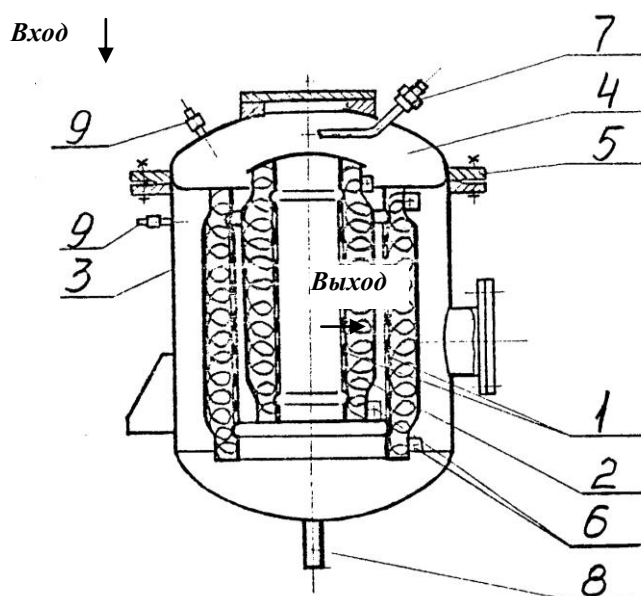


Рис. 3.20. Фильтр аэрозольный ФАРТОС Ц-500:

- 1 – цилиндр перфорированный;
- 2 – фильтрующий слой; 3 – корпус; 4 – крышка;
- 5 – болты; 6 – хомуты; 7 – устройство для промывки;
- 8 – дренажный штуцер; 9 – штуцера для измерения перепада давления на фильтре

Фильтр **ФАРТОС Б-250** (рис. 3.21) предназначен для очистки газов от высокодисперсных твердых и жидких аэрозолей (0,3...3 мкм), при этом фильтр обеспечивает ядерную безопасность сборки, т.е. защиту от самопроизвольной цепной реакции (СЦР) при аварийной ситуации, в процессе которой зазор между вставкой, поглощающей нейтроны, и стенкой корпуса заполняется пульпой, содержащей частицы делящегося вещества с произвольной концентрацией делящихся нуклидов.

Фильтр по своему назначению относится к элементам нормальной эксплуатации, а по влиянию на безопасность - к элементам важным для безопасности. Рабочая среда - воздух, содержащий высокодисперсные аэрозольные частицы, в том числе и жидкие частицы, состоящие из воды, водных растворов солей и



Рис. 3.21. Корпус фильтра ФАРТОС Б-250

щелочей, водных растворов кислот, кроме HF и HCl, а также из органических жидкостей.

Конструкция фильтра предусматривает возможность периодической регенерации установленного в кожух фильтра путем заполнения корпуса кожуха промывочной жидкостью и последующего слива этой жидкости через соответствующие патрубки в корпусе кожуха с последующей сушкой фильтра продувкой через него воздуха.

Срок службы фильтра составляет 30 лет с периодической заменой фильтрующего элемента.

Технические характеристики аэрозольного фильтра ФВЭА-3500 приведены в табл. 3.13.

ФВЭА-3500 – высокоэффективный аэрозольный фильтр для очистки воздуха и технологических газов от радиоактивных и неактивных аэрозолей. Изготовлен в корпусе из трудногорючей атмосферостойкой фанеры из высокотемпературных стекловолоконистых материалов.

Т а б л и ц а 3.12

Технические характеристики

Наименование параметра	Значение параметра
Номинальная производительность, м ³ /ч	250
Соппротивление потоку воздуха при номинальной производительности:	
- начальное, Па, не более	1200
- в стационарном режиме самоочищения, Па, не более	4000
Эффективность очистки воздуха по стационарному масляному туману (СМТ), %	99,9
Допустимая массовая концентрация аэрозольных частиц в очищаемом воздухе:	
- твердых, мг/м ³ , не более	0,1
- жидких, мг/м ³ , не более	500
Абсолютное рабочее давление в кожухе фильтра, МПа	0,08 - 0,15
Температура очищаемого воздуха, °С:	
- минимальное, не менее	5
- максимальное, не более	60
- при регенерации, не более	90
Относительная влажность очищаемого воздуха, %, до	100
Площадь фильтрующей поверхности, м ²	1,6
Габаритные размеры наибольшие Ø × h, мм	540 × 1043
Масса фильтра, кг	150



Рис. 3.22. Фильтр ФВЭА-3500

Габаритные размеры и размеры присоединительных фланцев совпадают с размерами фильтров Д23, А-17 и др. и соответствуют установочным местам фильтровальных установок действующих АЭС.

Фильтры типа ФВЭА изготавливаются в двух конструктивных исполнениях:

- одноступенчатый, где фильтрующий материал имеет два слоя, первый по потоку фильтруемого воздуха слой - стекловолокнуистый материал повышенной пылеемкости, второй - стекlobумага классов Н13 или Н13-Н14;
- двухступенчатый, где первая ступень предназначена для грубой (предварительной очистки) и выполнена из стекловолокнуистого материала повышенной пылеемкости, вторая ступень - предназначена для высокоэффективной (тонкой) очистки от аэрозолей и изготовлена из стекlobумаги классов Н13 или Н13-Н14.

Т а б л и ц а 3.13

Технические характеристики аэрозольного фильтра ФВЭА-3500

Параметр и единица физической величины		Значение
Производительность, м ³ /ч		3 500
Аэродинамическое сопротивление, Па	начальное	300...350
	конечное	1 500
Эффективность очистки по радиоактивным и неактивным аэрозольям, %		99,95
Пылеемкость, кг		6...12
Влажность очищаемого воздуха, %		до 100
Рабочая температура, °С		минус 60...плюс 120
Работоспособность при температуре 150 °С и 100 % влажности, ч		24
Ресурс работы в условиях нормальной эксплуатации, лет		2
Масса, кг		28 (фанерный), 40 (металлический)

Аэрозольные фильтры ФВЭА-3500 применимы для вытяжной и приточной вентиляции. Габаритные размеры и размеры присоединительных фланцев фильтра соответствуют установочным местам фильтровальных ячеек действующих АЭС.

Фильтры устанавливаются в стандартные кожухи ДУ-350, камеры, используются в качестве фильтровальных модулей фильтровальных установок.



Рис. 3.23. Фильтр ФСГО-500



Рис. 3.24. Фильтр ФСКО-1000

Фильтр ФСГО-500 (рис. 3.23) предназначен для очистки от жидких и твердых мелкодисперсных радиоактивных и токсичных аэрозольных частиц технологического сдувочного воздуха из аппаратов перед выбросом в атмосферу. Рабочей средой являются газовоздушные технологические сбросы. Устанавливается в камеру или кожух в системах газоочистки перед фильтрами, предназначенными для очистки от высокодисперсных аэрозолей.

Фильтр ФСКО-1000 (рис. 3.24) предназначен для комплексной очистки воздуха от жидких и твердых крупных и высокодисперсных аэрозольных частиц, растворов кислот, кроме HF и HCl, а также органических жидкостей и растворов щелочей.

Фильтр ФСКО-1000 может применяться в системах вентиляции и рециркуляции помещений, в системах утилизации радиоактивных отходов, а также при проведении работ по дезактивации помещений и оборудования или ремонтных работ, связанных с выделением туманов радиоактивных или токсичных жидкостей. Устанавливается в кожух или камеру в системах газоочистки.

Т а б л и ц а 3.14

Технические характеристики

Наименование параметра	Значение параметра
Номинальная производительность, м ³ /ч	500
Коэффициент проскока по очистке воздуха по стационарному масляному туману (СМТ), %	30
Абсолютное рабочее давление в кожухе фильтра, МПа	0,08-0,11
Температура очищаемого воздуха, °С:	
- минимальное, не менее	5
- максимальное, не более	90
- при регенерации, не более	90
Относительная влажность очищаемого воздуха, %, до	100
Площадь фильтрующей поверхности, м ²	2,1-3,4
Габаритные размеры наибольшие О × h, мм	660 × 714
Масса фильтра, кг	115

В системах пассивной фильтрации технологических выбросов АЭС (СПОТ) применяется фильтр аэрозольный, предназначенный для очистки от радиоактивных аэрозолей при протечке парогазовой смеси в межоболочечное пространство из герметичной оболочки АЭС при запроектных авариях.

Фильтр состоит из корпуса фильтра и фильтрующего элемента аэрозольного, выполненного на основе стекловолокнистых и углеволокнутих фильтрующих материалов, обеспечивающего работоспособность и эффективную очистку парогазовой смеси.

ФАИ-3000 – универсальный аэрозольно-сорбирующий фильтр (рис. 3.27). Изготавливается в металлическом корпусе или в корпусе из трудногорючей фанеры, из высокотемпературных стекловолокнистых и углеволокнутих материалов с применением технологии введения в фильтроматериал высокоэффективных сорбентов радиоактивного йода.

Конструкция фильтра и применяемые материалы позволяют фильтру-адсорберу выполнять одновременно две функции: очистка воздуха от активных и неактивных аэрозолей, сорбция молекулярного радиойода и его соединений.

Фильтрующий и сорбирующий материал состоит из 5-ти слоев: первым по направлению потока фильтруемого воздуха расположен стекловолокнистый материал с повышенными характеристиками по пылеемкости, вторым - слой углеволокнутих материала, 3-й и 4-й слои содержат сорбент на основе высокодисперсного импрегнированного активированного угля для сорбции радиоактивного йода, 5-й слой - высокоэффективная стекlobумага класса Н13 или Н13-Н14 для очистки от радиоактивных аэрозолей.

Т а б л и ц а 3.15

Технические характеристики ФСКО

Наименование параметра	Значение параметра
Номинальная производительность, м ³ /ч	1000
Сопротивление потоку воздуха при номинальной производительности	
- начальное, Па, не более	700
- в стационарном режиме самоочищения, Па, не более	3500
Эффективность очистки воздуха по стационарному масляному туману (СМТ), %	99,95
Температура очищаемого воздуха, °С, не более:	100
Относительная влажность очищаемого воздуха, %, до	100
Площадь фильтрующей поверхности, м ²	18,93
Габаритные размеры наибольшие Ø × h, мм	960 × 905
Масса фильтра, кг	200



Рис. 3.25. Корпус фильтра



Рис. 3.26. Фильтрующий элемент
аэрозольный

Т а б л и ц а 3.16

Технические характеристики СПОТ

Наименование параметра	Значение параметра
1	2
Номинальный расход фильтруемой среды, м ³ /ч	35
Размер частиц аэрозоля, мкм	0,1...2,0
Масса аэрозоля проходящая через фильтрующий элемент при аварии, г	154
Допустимая массовая концентрация аэрозольных частиц в очищаемом воздухе:	
Температура рабочей среды, °С:	
- при запроектной аварии, минимальная, не менее	15
- при запроектной аварии, максимальная, не более	280
Температура фильтрующего элемента на входе в фильтр, °С	15...150
Относительная влажность очищаемого воздуха в режиме ожидания, %, до	90
Относительная влажность очищаемого воздуха при запроектной аварии, %, до	98
Габаритные размеры (ширина, высота, длина), мм	636×608×572
Масса фильтрующего элемента, кг	51
Масса фильтра, кг	120



Рис. 3.27. Фильтр ФАИ-3000

Универсальный аэрозольно-сорбирующий фильтр ФАИ-3000 имеет габаритные размеры и размеры присоединительных фланцев такие же, как у фильтров Д23кл, Ф-23, А17 и соответствуют установочным местам фильтровальных установок действующих АЭС.

Фильтр предназначен для комплексной очистки воздуха от радиоактивных аэрозолей и радиоактивного йода и его соединений. Устанавливается вместо аэрозольного фильтра в тех спецвентиляциях АЭС, где проектом не

предусмотрена установка фильтров-адсорберов радиоактивного йода, или в тех системах, где фильтры-адсорберы радиоактивного йода проработали в непрерывном режиме более 5-ти лет. Технические характеристики аэрозольно-сорбирующего фильтра ФАИ-3000 приведены в табл. 3.17.

Адсорберы угольные (йодные фильтры) (рис. 3.28). Очистку воздуха от радиоактивного йода в отсутствие агрессивных газов производят в угольных адсорберах. При этом использован принцип «вечной колонны», который позволяет осуществить непрерывный процесс улавливания. Фильтр-адсорбер АУИ-1500 предназначен для улавливания радиоактивного йода и его соединений из газовоздушных сбросов спецвентиляции атомных станций. Выпускается со сменным сорбирующим картриджем.

Т а б л и ц а 3.17

Технические характеристики фильтра ФАИ-3000

Параметр и единица физической величины		Значение
Производительность, м ³ /ч		3 000
Аэродинамическое сопротивление, Па	начальное, не более	800
	конечное	2 400
Эффективность очистки, %	по радиоактивным и неактивным аэрозольям	99,95
	по молекулярному радиойоду	99,0
	по органическим соединениям радиойода	90,0
Фильтрующая поверхность, м ²	36	Фильтрующая поверхность, м ²
Количество сорбента, кг	7,5	Количество сорбента, кг
Пылеемкость, кг, не менее	12	Пылеемкость, кг, не менее
Влажность очищаемого воздуха, %	до 90	Влажность очищаемого воздуха, %
Рабочая температура, °С	-60...+120	Рабочая температура, °С
Работоспособность при температуре 150 °С и 100 % влажности, ч	24	Работоспособность при температуре 150 °С и 100 % влажности, ч
Ресурс работы в условиях нормальной эксплуатации, лет	2	Ресурс работы в условиях нормальной эксплуатации, лет
Масса, кг	38 (фанерный), 58 (металлический)	Масса, кг

Технические характеристики адсорберов угольных приведены в табл. 3.18. Срок службы сорбента определяется по сохранению показателей аэродинамического сопротивления и эффективности очистки.



Рис. 3.28. Адсорбер угольный АУ-1500 ВМ: 1 – адсорбент, 2 – входной патрубок; 3 – верхняя решетка; 4 – корпус; 5 – выходной патрубок; 6 – нижняя решетка



Рис. 3.29. Корпус адсорбера

ФГУП «Красная звезда» выпускает разработанные ВНИИНМ модульные фильтры-адсорберы ФАМ-1500, имеющие преимущества по сравнению с адсорберами угольными АУ-1500, АУИ-1500-1: - возможность кантовки корпуса адсорбера при монтаже (с последующим монтажом модулей на месте установки);

- возможность замены адсорбента без разрезки корпуса адсорбера;
- возможность периодической проверки эффективности очистки модулей по молекулярному йоду и метилйодиду на стенде (без демонтажа корпуса адсорбера с места установки).

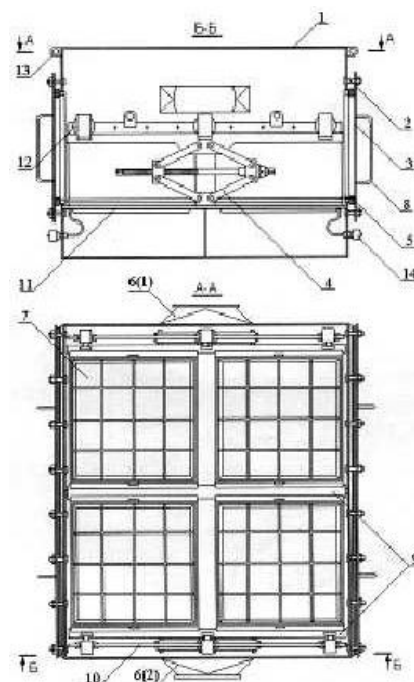
Т а б л и ц а 3.18

Технические характеристики адсорберов угольных

Характеристика и единица физической величины		Значение для адсорбера	
		АУ-1500	АУИ-1500-1
1		2	3
Производительность адсорбера, м ³ /ч		1500	
Скорость воздуха в свободном сечении, м/с		0,4	0,44
Допустимое разрежение в аппарате, кПа		9,8	
Аэродинамическое сопротивление, кПа		2,45	не более 2,55
Высота слоя угля, мм		360...420	360±5
Марка угля		СКТ-3	СКТ-3И
Удельная нагрузка на адсорбционный слой от подпружиненной подвижной решетки, кПа		0,98	0,98±0,35
Рабочая температура, °С		≤ 40	≤ 60
Относительная влажность воздуха, %		не более 70	не более 90
Основной материал		сталь 12Х18Н10Т	
Габариты, мм	длина	1 315	не более 1 315
	высота	800	не более 812,5
	диаметр	1 115	-
	ширина	-	не более 1 150
Масса, кг		360	300±6%

Технические характеристики модульного фильтра-адсорбера ФАМ-1500 приведены в табл. 3.19, устройство показано на рис. 3.30.

Рис. 3.30. Фильтр-адсорбер ФАМ-1500: 1 – корпус; 2 – зажим; 3 – люк; 4 – подъемник; 5 – уплотнитель; 6(1), 6(2) – патрубки; 7 – модуль; 8 – ручка; 9 – платформа; 10 – пластина; 11 – панель разделительная; 12 – ролик; 13 – проушина



Т а б л и ц а 3.19

Технические характеристики модульного фильтра-адсорбера ФАМ-1500

Характеристика и единица физической величины		Значение
Производительность адсорбера, м ³ /ч		1 500
Количество модулей		4
Температура газа на входе, °С, не более		90
Максимально допустимая температура газа при кратковременной эксплуатации (не более 2 ч)		150
Относительная влажность воздуха, %, не более		90
Марка активированного угля		СКТ-ЗИК
Рабочая температура, °С		≤ 40
Коэффициент очистки, %, не менее	по молекулярному йоду	99,9
	по метилйодиду	99,0
Габариты, мм	длина	1 315
	ширина	1 254
	высота	790
Срок службы при периодической замене сорбента, лет, не менее		20
Масса модуля, кг		50
Масса фильтра-адсорбера в сборе, кг, не более		350

Фильтровальные установки. Установки фильтровальные комбинированные типа **УФКПЭ** (рис. 3.32) различной производительности представляют собой секционную конструкцию в корпусе из нержавеющей или углеродистой стали, состоящую из следующих по направлению потока воздуха секций:

- секция фильтров-капле-тумано-уловителей;
- электронагреватель;

- секция аэрозольной очистки;
- две секции йодной очистки;
- секция аэрозольной очистки.

Установки УФКПЭ обеспечивают комбинированную очистку воздуха:

- от аэрозолей, в т.ч. радиоактивных;
- радиоактивного йода;
- органических соединений радиоактивного йода.

В зависимости от класса безопасности и требований, заложенных генпроектантом, установка снаряжается набором унифицированных по размеру модулей различного назначения (аэрозольные, универсальные, противойодные).

Установки фильтровальные **УФАИПЭ-1500** (рис. 3.32) системы жизнеобеспечения персонала БЦУ совмещают функции аэрозольных фильтров предварительной и высокоэффективной очистки (типа ФВЭА-3500-2 на базе стекловолокнистых фильтрующих материалов) и фильтров-поглотителей (типа ФАИ-2000-1Е с гранулированным угольным сорбентом СКТ-3ИК, содержащим комплекс на базе триэтилендиамина и йодида бария) в системе жизнеобеспечения персонала БЦУ.



Рис. 3.31. Установка
фильтровальная
комбинированная типа УФКПЭ



Рис. 3.32. Установка
фильтровальная
УФАИПЭ-1500

Установка фильтровальная УФАИПЭ-1500 предназначена для комплексной очистки приточного воздуха от радиоактивных аэрозолей, молекулярного радиоактивного йода и его органических соединений.

Установка используется в целях обеспечения обитаемости пультов управления в условиях чрезвычайной ситуации - появление в районе площадки АЭС вредных веществ при авариях в результате техногенной деятельности человека (аварийный выброс на АЭС в окружающую среду радиоактивных аэрозолей и газов, пожар на АЭС, появление в атмосферном воздухе в районе воздухозаборов токсичных веществ).

Т а б л и ц а 3.20

Технические характеристики УФКПЭ

Эффективность очистки, %:	Значения
- по радиоактивным аэрозолям;	99,9
- по молекулярному йоду;	99,9
- по органическим соединениям радиойода	99,0
Номинальная производительность, м ³ /ч	от 2000 до 12000
Допустимая относительная влажность, %:	
- постоянно	до 90
- кратковременно	от 100 в течение 24 ч
Допустимые температуры, °С:	
- постоянно	от 120
- кратковременно	до 150 в течение 24 ч
Сохранение коэффициента очистки в течении срока	2 года

Т а б л и ц а 3.21

Технические характеристики УФАИПЭ-1500

Эффективность очистки, %:	Значения
- по радиоактивным аэрозолям;	99,97
- по молекулярному йоду;	99,9
- по органическим соединениям радиойода	99
Номинальная производительность, м ³ /ч	1500
Допустимая относительная влажность, %	до 90
Допустимые температуры, °С:	
- минимальная;	-26
- максимальная	+50
Масса установки, кг	650
Габариты: длина, высота, ширина, мм	1744x1646 x830

* Конечные сопротивления фильтровальных и сорбирующих модулей зависят от количества, дисперсного и химического состава аэрозольных примесей, поступивших в систему с приточным воздухом. Регламентируется только сумма этих сопротивлений, которая не должна превышать 1500 Па.

** Указанная эффективность очистки обеспечивается наличием сменных фильтровальных модулей ФВЭА-3500-2 класса Н13-Н14 (эффективность не менее 99,97 %). Эффективность установки сохраняется на весь период работы фильтровальных модулей вплоть до их замены.

3.2.4. Система спецгазоочистки.**Назначение системы спецгазоочистки [15]**

Система очистки технологических сдувок (спецгазоочистка) предназначена для уменьшения выброса радиоактивных инертных газов, радиоактивного йода и аэрозолей из газообразных сдувок технологического оборудования РО, выделяющихся во всех режимах эксплуатации. система

спецгазоочистки TS20 предназначена для очистки от радиоактивных загрязнений технологических сдувок, поступающих из [5-6]:

- охладителя организованных протечек TY10W01;
- прямка (бака) организованных протечек TY20B01;
- баков борсодержащих вод ТВ30B01,02;
- системы дожигания водорода TS10.

Кроме того, в систему СГО периодически могут поступать сдувки:

- из гидроемкостей CAOЗ YT11-14B01;
- теплообменников охлаждения бассейна выдержки.

Спецгазоочистка является системой нормальной эксплуатации, важной для безопасности, в части обеспечения функций по удержанию радиоактивных продуктов в установленных границах.

В процессе работы система обеспечивает:

- в режимах нормальной эксплуатации и при авариях, исключая аварии с повышением давления под оболочкой выше $1,3 \text{ кгс/см}^2$ (абс), основным критерием работоспособности системы является обеспечение очистки газовых сдувок на 2 - 2,5 порядка (по ИРГ);

- степень очистки газа по ИРГ, йодам и аэрозолям при нормальной эксплуатации должна исключить превышение предельно-допустимых норм по выбросам радиоактивных веществ, установленных действующими нормативами.

Упрощенная схема СГО (рис. 3.33) состоит из трех независимых одинаковых по устройству взаимозаменяемых линий (именуемых “нитками”):

- основной, работающей постоянно и обеспечивающей очистку газа после системы дожигания водорода;

- вспомогательной, обеспечивающей постоянную очистку газовых сдувок из баков борсодержащих вод ТВ30B01,02, охладителя организованных протечек TY10W01, прямка организованных протечек TY20B01;

- резервной.

В соответствии со схемой распределения газовых сдувок одна нитка СГО TS21(22,23) должна всегда работать на очистку газов через TS21(22,23)S02. В основном сдувки составляет разбавленная азотом газовая смесь с баков ТВ30B01,02 и TY20B01.

Расход газовой смеси в этой нитке осуществляется работой газодувки TS21(22,23)D02.

Согласно инструкции TS20 нитка СГО, работающая через TS21(22,23)S02, называется вспомогательной рабочей, так как при нормальной эксплуатации энергоблока система TS10 постоянно находится в работе, а это требует постоянной работы системы СГО для очистки

газовой смеси. Поэтому дополнительно к вспомогательной рабочей должна функционировать еще одна нитка СГО.

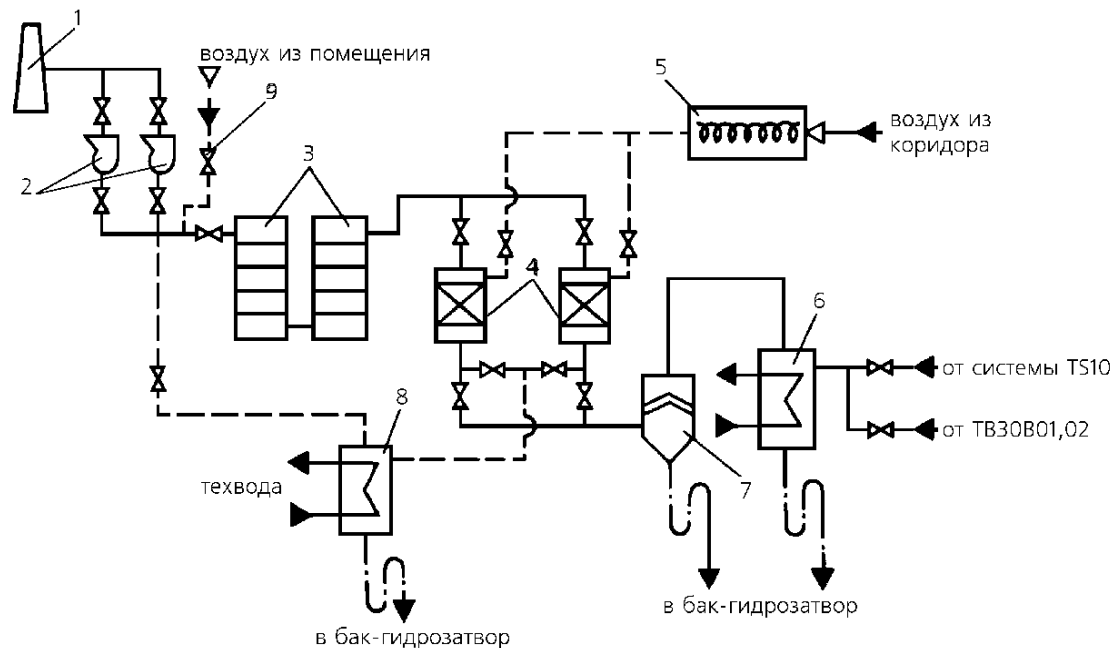


Рис. 3.33. Упрощённая схема системы СГО (на примере нитки TS20):

- 1 - венттруба блока; 2 - газодувки TS21D01,02; 3 - фильтр-адсорбер TS21N04-07;
- 4 - цеолитовые фильтры TS21N02,03; 5 - нагреватель контура регенерации TS31W02,03;
- 6 - теплообменники TS21W01,02; 7 - самоочищающийся фильтр TS21N01;
- 8 - теплообменник контура регенерации TS31W01; 9 - автоматический регулятор расхода

Согласно инструкции по эксплуатации нитка СГО, работающая через TS21(22,23)S01 называется основной рабочей. В связи с тем, что в системе дожигания водорода TS10 (являющейся основным поставщиком радиоактивных сдувок в основной рабочей нитке) работает газодувка, то в проекте был принят режим работы основной рабочей линии без включения в нее газодувок TS21(22,23)D01,02 (по байпасу TS21(22,23)S12).

В поддержку этого режима проектом предусмотрена блокировка, которая при открытии TS21(22,23)S01 автоматически открывает байпас TS21(22,23)S12.

Таким образом, при нормальной работе блока одна нитка СГО работает в качестве основной рабочей, другая – вспомогательной рабочей, третья находится в регенерации или резерве.

Газовые сдувки, подаваемые на очистку в любую нитку, охлаждаются в теплообменнике TS21(22,23)W01,02 до температуры 20...30 °C [7].

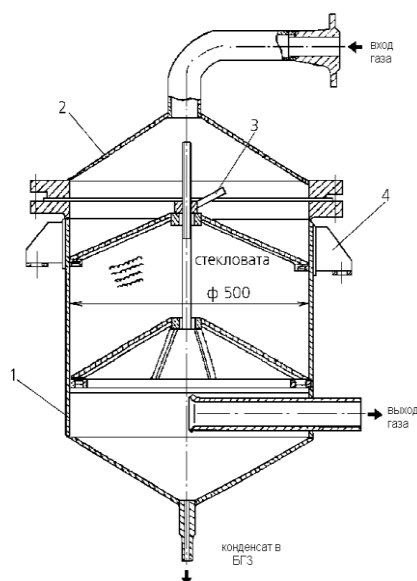


Рис. 3.34. Конструкция фильтра самоочищающегося TS21(22,23)N01: 1 - корпус; 2 - крышка; 3 - рукоятка; 4 - опора

Охлажденная газовая смесь поступает в самоочищающийся фильтр TS21(22,23)N01 (пом. А-417/_{1,2,3}) для “грубой” осушки и очистки от аэрозолей. Сконденсировавшаяся в TS21(22,23)W01,02 и TS21(22,23)N01 влага по дренажным трубам отводится в бак-гидрозатвор и далее в спецканализацию. Конструкция самоочищающегося фильтра показана рис. 3.34.

Затем газовая смесь поступает в рабочий цеолитовый фильтр TS21(22,23)N02,03 (пом. А-418/_{1,2,3}), в котором происходит ее “тонкая” осушка за счет адсорбции влаги на цеолите.

Выделившееся в процессе поглощения цеолитом влаги тепло (до 900 ккал/кг влаги) отводится охлаждающей водой группы “А”, подаваемой в рубашку и змеевик фильтра.

Конструкция цеолитового фильтра показана на рис. 3.35.

Далее сухой охлажденный газ поступает в основной элемент установки - фильтр-адсорбер TS21(22,23)N04-07 (пом. А-419/_{1,2,3}).

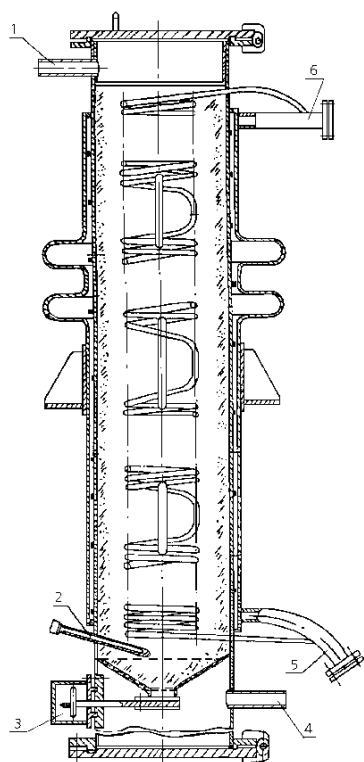


Рис. 3.35. Конструкция цеолитового фильтра TS21(22,23)N02,03: 1 - патрубок входа газовой смеси; 2 - чехол под термопару; 3 - устройство для выгрузки цеолита; 4 - патрубок выхода газовой смеси; 5 - вход охлаждающей воды; 6 - выход охлаждающей воды

В адсорбере газ подвергается очистке от радиоактивных изотопов йода и ИРГ (ксенона, криптона). Нормальное функционирование системы СГО характеризуется снижением концентрации ИРГ на 2 - 2,5 порядка, т.е.

при объемной активности входящих газов $5 - 50 \text{ Ки/нм}^3$ значение объемной активности газов на выходе $0,05 \dots 0,5 \text{ Ки/нм}^3$.

В номинальном режиме для достижения наилучшей степени очистки расход очищаемого газа его скорость не должен превышать $12 \text{ нм}^3/\text{ч}$. После тонкой очистки на активированном угле газ поступает в венттрубу с помощью газодувки. По проекту выброс из системы спецгазоочистки СГО должен выполняться во внутреннюю трубу. Радиационный контроль осуществляется до и после фильтров-адсорберов, а также в венттрубе.

При работе газодувки TS21(22,23)D01 регулирование расхода газа через вспомогательную рабочую нитку производится клапанами TS21(22,23)S13 таким образом, чтобы на всасе газодувок постоянно поддерживалось давление $-0,1 \text{ кгс/см}^2$. При нормальном режиме работы РУ система СГО работает с постоянным расходом.

Эффективность очистки зависит от времени задержки активированным углем адсорбированных изотопов в объем фильтра-адсорбера. В процессе работы фильтра-адсорбера фронт концентрации очищаемых веществ, остающихся на активированном угле, постепенно сдвигается к выходу из фильтровальной колонны. Поэтому для эксплуатации важно не производить в системе резких увеличений расхода, так как это может привести к уменьшению общего коэффициента очистки и выбросу нераспавшихся частиц.

Также важно поддержание постоянного температурного режима: при повышении температуры активированного угля ухудшается коэффициент адсорбции и последствия будут те же, что и для резкого увеличения расхода.

Каждая из ниток обеспечивает очистку радиоактивных газов с расходом до $60 \text{ нм}^3/\text{ч}$, однако оптимальной является работа нитки с расходом газа на очистку до $12 \text{ нм}^3/\text{ч}$. Все газовые сдувки, во избежание образования в них взрывоопасных концентраций водорода, разбавляются азотом.

Очистка воздуха от радиоактивных газов и аэрозолей осуществляется в две ступени. На первой ступени производится грубая очистка воздуха на самоочищающихся фильтрах TS21-23N01, где в качестве фильтрующего материала применяется стекловолокно. Его главное достоинство - продолжительный срок службы, оно стойко по отношению к кислотам и щелочам.

Помимо аэрозолей на этом этапе улавливаются мельчайшие капельки влаги, поэтому фильтры оборудованы дренажами.

При работе самоочищающегося фильтра из стекловолокна желательна повышенная влажность входящего на очистку воздуха. В этом случае фильтрующая насадка из стекловолокна поддерживается во влажном состоянии за счет конденсации пара.

Увлажнение исключает затверждение осадка загрязнений и обеспечивает его непрерывное удаление с фильтрующего материала в виде раствора или пульпы, что исключает частую замену стекловолокна. Коэффициент очистки таких фильтров достаточно высок.

На второй ступени для очистки воздуха от короткоживущих РБГ применяют адсорбционные фильтры (колонны) TS21-23N04-07. В качестве засыпки для таких фильтров используют активированный уголь торфяной уголь-серно-калиевой активации типа СКТ-3, обеспечивая высокую степень очистки (выше 99 %).

Для короткоживущих радионуклидов они действуют по принципу “вечных колонн”, которые работают в непрерывном режиме; срок их службы определяется только износом сорбента.

В «вечных колоннах» одновременно с адсорбцией происходит естественный распад радионуклидов, задержанных в сорбенте. При объеме адсорбера 20 м³ время задержки криптона составляет 3,5 суток, ксенона более 42 суток (периоды полураспада криптона-85 и ксенона-133 составляют, соответственно, 44 часа и 5,29 суток) [11].

Достаточно хорошо сорбируется на активированном угле при комнатной температуре радиоактивный йод. Хуже сорбируется йод, находящийся в виде соединений, например, метилйодид. Коэффициент очистки для него при комнатной температуре составляет около 50 и увеличивается с понижением температуры. При температуре минус 180 °С (температура жидкого азота) йод сорбируется полностью, однако поддержание такой температуры технически очень сложно и в системе СГО не производится.

Свойства активированного угля как адсорбента определяются характером его пористой структуры, так как основным работающим звеном при адсорбции газов угольным адсорбером являются микропоры, а размеры и количество микропор в угле зависят от способа приготовления, так как угли отличаются друг от друга плотностью, объемом пор, размерами гранул и поэтому имеют разные коэффициенты адсорбции.

При работе системы спецгазоочистки воздух из самоочищающихся фильтров TS21-23N01 выходит влажным. Однако адсорбционные колонны с активированным углем боятся повышенной влажности, так как при поглощении влаги происходит существенное снижение его адсорбционных свойств по отношению к инертным газам.

Так, коэффициент адсорбции криптона и ксенона на увлажненном угле - существенно ниже, чем на сухом. Также накопление влаги приводит к слипанию частиц адсорбента.

Для осушки воздуха обычно устанавливаются сорбционные фильтры, улавливающие влагу, либо повышают температуру воздуха на 5...10 °С. В системе СГО TS20 для поглощения излишней влаги перед фильтрами-

адсорберами установлены цеолитовые фильтры TS21-23N02,03. В системах очистки технологических сдувок АЭС для осушки газа рекомендуют применять цеолит марки NaA, обладающий высокой влагоемкостью и очень слабой адсорбционной способностью по отношению к Kr и Xe .

По мере насыщения цеолитового фильтра поглощенной влаги из воздуха эффективность его падает, поэтому периодически включается предусмотренный в системе резервный фильтр.

При этом насыщенный влагой фильтр регенерируется продувкой цеолита нагретым до 400...450 °С воздухом [11]. Поскольку цеолит марки NaA, практически не сорбирует йод, ксенон и криптон, поэтому в процессе регенерации в венттрубу выбрасывается незначительное количество радиоактивных изотопов. Активированный уголь фильтров-адсорберов адсорбирует значительное количество воздуха. Поэтому при изменении давления газа в системе наблюдаются переходные процессы, обусловленные адсорбцией или десорбцией воздуха. Чтобы обеспечить работоспособность системы в любом режиме, всас газодувок оборудован автоматической системой поддержания постоянного разряжения в фильтрах-адсорберах (установлены регулирующие клапаны TS21-23S13).

4. ИДЕНТИФИКАЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ

Идентификация радиоактивного изотопа состоит в определении его атомного номера и массового числа.

Радиоактивные нуклиды можно идентифицировать по их трем ядерно-физическим характеристикам: по типу радиоактивного распада, по периоду полураспада и по энергии излучения, а также по накоплению радионуклида. На практике, при проведении радиометрических измерений, при проведении радионуклида, как правило, ограничиваются измерением только периода полураспада и энергией излучения, т.к. состав анализируемой смеси предположительно известен.

Методы определения периода полураспада радионуклидов применимы независимо от вида их радиоактивного распада. Определение периода полураспада часто позволяет установить природу исследуемого нуклида.

Период полураспада можно определить, если он находится в пределах от нескольких минут до нескольких дней, по закономерности изменения радиоактивности препарата с течением времени, применяя графический и расчетный (аналитический) способы. Важное значение при идентификации радионуклидов имеет исследование схемы распада.

В случае бета- и гамма-излучения нуклидов, испускающих бета-частицы и гамма-кванты, их схемы распада можно установить главным образом путем исследования поглощаемости излучения различными веществами, как правило, алюминием или свинцом. Анализ суммарной кривой поглощения бета-, гамма-излучения в алюминии позволяет установить гамма-составляющую по большому остаточному фону.

Для идентификации радиоактивности нуклидов большое значение имеет энергия их излучения. Максимальную энергию спектров бета-излучения определяют путем определения толщины слоя полупоглощения или толщины слоя полного поглощения бета-излучения в алюминии с последующим расчетом по эмпирическим формулам.

Кривую поглощения сложного бета-спектра строят в полулогарифмических координатах, которую подвергают графическому анализу в целях ее разложения на составляющие компоненты, а затем в отдельности рассчитывают толщину слоя половинного ослабления излучения.

Более точный расчет максимальной энергии бета-излучения производят на основании данных о толщине полного поглощения.

В практике радиометрических измерений для определения максимальной энергии бета-спектров используются методы, основанные на изучении ослабления бета-излучений в слоях поглотителя различной толщины. Все бета-излучатели характеризуются определенной величиной

максимальной энергии излучения, т.е. энергией верхней границы бета-спектра. Поэтому бета-радиоактивные изотопы можно идентифицировать по максимальной энергии их излучения. Определение максимальной энергии радиоизотопа можно производить различными методами.

4.1. Идентификация радиоактивных изотопов по полному поглощению излучения

Рассматриваемый метод идентификации изотопов по полному поглощению излучений прост, но, к сожалению, применим лишь для чистых бета-излучателей. Для определения максимальной энергии идентифицируемого изотопа требуется предварительно изучить зависимость поглощения данного бета-излучения от толщины применяемого поглотителя.

Обычно в качестве поглотителя применяются листки алюминиевой фольги. Для установления закономерности поглощения бета-излучений используют цилиндрический или торцовый счетчик. Источник помещается на определенном расстоянии от счетчика. Это расстояние выбирается с таким расчетом, чтобы над источником можно было свободно расположить слой поглотителя, полностью поглощающий данное излучение.

В процессе работы измеряют скорость счета импульсов при различной толщине поглощающего слоя. Толщину поглотителя меняют, складывая различное число листков алюминиевой фольги.

Толщина употребляемой фольги зависит от энергии исследуемого бета-излучения. Она должна быть выбрана таким образом, чтобы на кривой ослабления можно было получить примерно 15 - 20 экспериментальных точек.

Толщина алюминиевой фольги, рекомендуемая для ослабления бета-излучения различных энергий указана в табл. 4.1.

При работе с мягкими бета-излучателями в качестве поглотителей часто используют слюду, целлофан и другие легкие материалы, с некоторым приближением полагая, что величина $R_{\max}$ (г/см²) одинакова для этих материалов и для алюминия.

Для выбора оптимальной толщины алюминиевой фольги необходимо предварительно установить, в каких пределах находится максимальный пробег бета-излучения радиоизотопа. С этой целью проводят измерения продолжительностью 1 мин каждое с поглотителями толщиной 100, 200, 300 мг/см² и т.д. На основании полученных данных по табл. 4.1 выбирают оптимальную толщину фольги.

При отсутствии поглотителя соответствующей толщины складывают листки имеющейся фольги таким образом, чтобы суммарная толщина поглотителя при каждом последующем измерении была приблизительно

кратной некоторой толщине, вызывающей снижение начальной скорости счета на 15...20 %. При этом каждый раз следует ограничиваться минимальным числом листов фольги, так как в противном случае дополнительные эффекты рассеяния на границах металл-воздух могут исказить окончательный результат. Нельзя также помещать поглотители непосредственно над источником, так как бета-частицы попадают на слой поглотителя под большими углами, и поглотитель оказывает своеобразное фокусирующее действие, что может привести даже к увеличению скорости счета.

Т а б л и ц а 4.1

Толщина алюминиевой фольги для поглощения бета-излучений различной энергии

max энергия излучения $E_{\beta \max}$, МэВ	max пробег бета-излучения $R_{\beta \max}$, мг/см ²	Толщина алюминиевой фольги		max энергия излучения $E_{\beta \max}$, МэВ	max пробег бета-излучения $R_{\beta \max}$, мг/см ²	Толщина алюминиевой фольги	
		L, мм	d, мг/см ²			L, мм	d, мг/см ²
0,15...0,2	25...50	0,01	2,7	1,5	700	0,2	54
0,3...0,4	100	0,02	5,4	2,0	950	0,3	81
0,5...0,7	150...250	0,05	13,5	2,5	1200	0,4	108
0,8...1,0	300...400	0,1	27,0	3,0	1500	0,5	135

Скорость счета источника должна составлять около 500...7000 имп/мин при выбранном расстоянии его от счетчика.

Первое измерение проводят без алюминиевого поглотителя, последующие измерения - с поглотителями. Толщину поглотителя увеличивают от измерения к измерению, пока не наступит колебание скорости счета около некоторого значения, равного или близкого к фону. До уменьшения скорости счета в полтора - два раза каждое измерение производят в течение 2 мин.

При последующих измерениях, в целях соблюдения одинаковой точности измерений, после каждого уменьшения скорости счета в 2 раза удваивают промежуток времени промеров и доводят его, таким образом, в момент приближения к фону до 12...16 мин. Фон измеряется до опыта в присутствии подложки, на которую будет нанесен в дальнейшем активный источник. Если по достижении полного поглощения бета-частиц скорость счета окажется больше фона, то это может являться признаком наличия гамма-излучения в изучаемом источнике или присутствия других радиоэлементов, дающих в процессе своего распада гамма-излучение.

Типичная кривая поглощения бета-излучения приведена на рис 4.1, где по оси абсцисс отложена толщина поглотителя (мг/см²), а по оси ординат - скорость счета от источника (имп/мин) с поправкой на фон.

Кривую поглощения целесообразно строить в полулогарифмическом масштабе, откладывая по оси абсцисс толщину поглотителя, а по оси ординат - логарифм скорости счета (без вычитания фона). На основании кривой поглощения, построенной в полулогарифмическом масштабе, можно определить максимальную энергию бета-спектра. Для этого на графике рис. 4.2 через точки, соответствующие фоновому значению скорости счета проводят горизонтальную прямую. Из точки, где кривая ослабления касается фона, опускается перпендикуляр на ось абсцисс и определяют, таким образом, кривую поглощения $R_{\max}$.

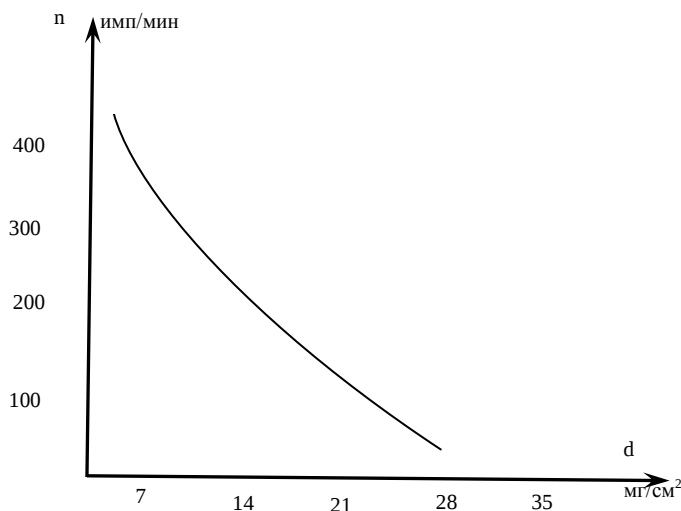


Рис. 4.1. Поглощение β -излучения алюминиевой фольгой

К полученному значению толщины $R_{\max}$ следует прибавить толщину стенки (окна) счетчика, на котором производились измерения и эквивалентную толщину слоя воздуха (г/см^2), т.е. $R_{\max} = R_{\max} + d_{\text{сч}} + d_{\text{возд}}$.

По найденной величине максимального пробега $R_{\max}$ находят максимальную энергию бета-спектра с помощью эмпирических формул, графиков, таблиц (прил. 1). Зависимость толщины слоя полного поглощения от максимальной энергии спектра бета-частиц, комптон-электронов показана на рис. 4.3.

В случае электронов (бета-частиц, комптон-электронов, электронов конверсии) и позитронов с энергией большей, чем 0,8 МэВ, зависимость величины пробега в веществе от энергии частиц практически линейная.

Поэтому их максимальная энергия и полный пробег связаны линейным уравнением.

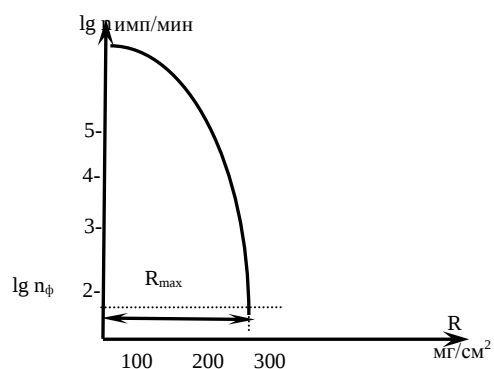


Рис. 4.2. Определение величины $R_{\beta \max}$ методом полного поглощения

Для излучений, которые имеют энергию верхней границы бета-спектра от 0,8...3 МэВ, что соответствует слою полного поглощения в алюминии более 0,3 г/см², наилучшей эмпирической формулой является следующая:

$$R_{\max} = 0,542E_{\max} - 0,133$$

или

$$E_{\max} = 1,85R_{\max} + 0,245, \quad (4.1)$$

где $R_{\max}$ - максимальный пробег бета частиц, в г/см²; $E_{\max}$ - максимальная энергия спектра бета-частиц, комптон электронов или позитронов.

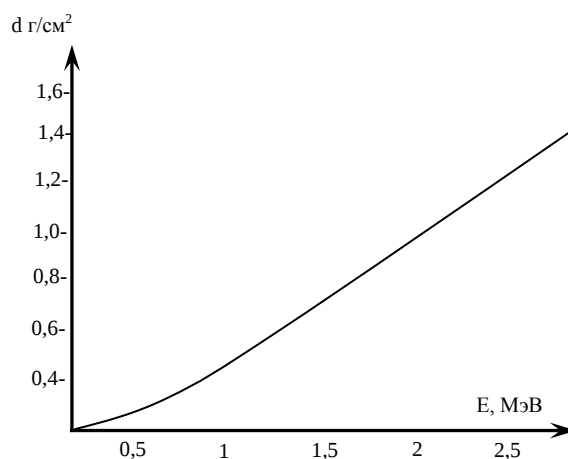


Рис. 4.3. Зависимость толщины слоя полного поглощения в алюминии от E_{β}

В энергетической области от 0,15...0,8 МэВ (в пределах 0,03 - 0,3 г/см²) можно использовать следующую формулу

$$E_{\max} = 1,92R_{\max}^{0.795}$$

или

$$R_{\max} = 0,407E_{\max}^{1.38}. \quad (4.2)$$

Наконец, для бета-излучения с энергией от 0,05...0,15 МэВ используют формулу

$$R_{\max} = 0,67E^{5/3}$$

или

$$E_{\max} = 1,27R^{3/5}. \quad (4.3)$$

При максимальной энергии бета-излучения ниже 0,8 МэВ надежнее пользоваться эмпирической кривой приведенной на рис. 4.4. По одной оси графика откладывается величина слоя полного поглощения, по другой оси находится соответствующая величина максимальной энергии.

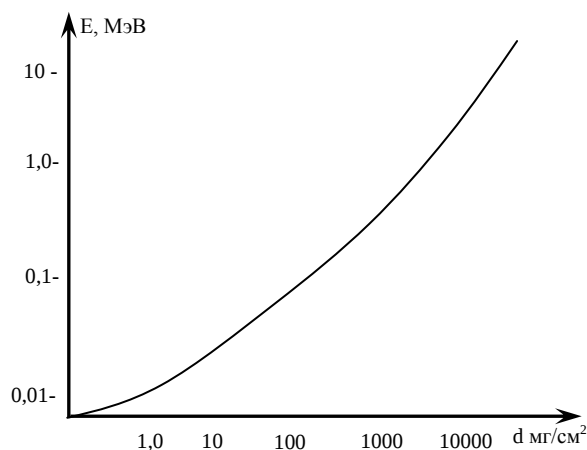


Рис. 4.4. Зависимость толщины слоя полного поглощения от энергии бета-излучения (в логарифмических координатах)

Ошибку в определении максимальной энергии бета-излучения методом полного поглощения находят следующим образом.

Для каждой точки на экспериментальной кривой поглощения подсчитывают величину статистического разброса $\pm \sqrt{\frac{n}{t}}$, где n - скорость счета импульсов, измеренная в течение времени t для данной точки.

Далее находят допустимые отклонения в ту и другую сторону от кривой и определяют $\pm \Delta R_{\max}$ (рис. 4.5).

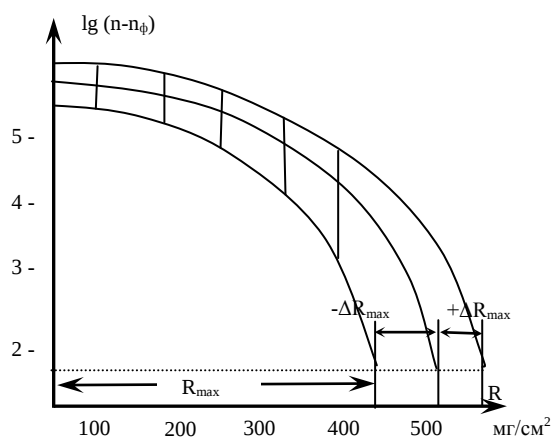


Рис. 4.5. Расчет ошибки в определении максимальной энергии бета-излучения

Затем рассчитывают энергию данного бета-излучения для значений $R_{\max} + \Delta R_{\max}$ и $R_{\max} - \Delta R_{\max}$. Половина разности между ними представляет

возможную ошибку определения максимальной энергии бета-излучения $\pm \Delta E_{\max}$. Максимальная энергия бета-излучения, таким образом, составит

$$E_{\max} = E'_{\max} \pm \Delta E_{\max}. \quad (4.4)$$

Метод дает хорошо воспроизводимые результаты, когда допустимый уровень фона, а также фон ядерного гамма-излучения или тормозного излучения составляет менее 0,5 % начальной бета-активности.

4.2. Идентификация радиоактивных изотопов по слою половинного поглощения излучений

Этот метод, как и метод идентификации радиоизотопов по полному поглощению, требует изучения зависимости поглощения данного бета-излучения от толщины применяемого поглотителя.

Метод идентификации по слою половинного поглощения, когда эта зависимость соответствует одному изотопу, имеющему простой бета-спектр, заключается в следующем.

Строят кривую поглощения бета-излучения в обычном масштабе (рис. 4.1) с учетом поправок на разрешающее время, фон, поглощение в слое воздуха и в случае торцового счетчика - в слое слюды.

При использовании цилиндрического счетчика по толщине поглотителя d_n , при которой первоначальная зависимость счета снижается вдвое ($n = 1$), вчетверо ($n = 2$), в восемь ($n = 3$) и шестнадцать раз ($n = 4$), с помощью специальной номограммы (рис. 4.6) находят максимальную энергию бета-спектра.

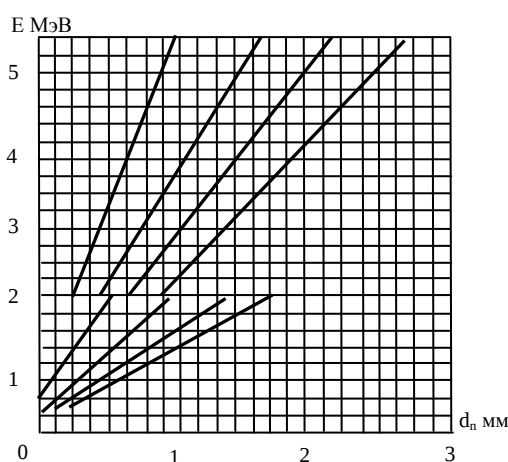


Рис. 4.6. Зависимость толщины поглотителя, снижающей интенсивность

Номограмма построена таким образом, что масштаб по оси абсцисс для верхнего семейства точек меньше соответствующего масштаба нижнего семейства в 2 раза. Фактически верхние кривые являются продолжением нижних кривых. Кривая 1 применяется для расчета максимальной энергии бета-спектра по толщине поглотителя, снижающей начальную скорость счета импульсов в 2 раза. Кривая 2 используется при расчете максимальной энергии бета-спектра по толщине поглотителя, снижающей начальную скорость счета

в 4 и т.д. раз. Из рис. 4.6 видно, что с помощью цилиндрического счетчика можно исследовать бета излучение, начиная с 0,8 МэВ.

Если отложить на монограмме по оси абсцисс, например значение d_1 , то ордината этой точки на кривой 1 дает максимальную энергию данного бета-спектра, выраженную в МэВ. Если отложить d_2 , то ордината на кривой 2 должна дать ту же самую величину энергии и т.д.

Снижение начальной скорости счета бета-источника за счет поглощения в 2, 4, 8 и 16 раз можно выразить следующим уравнением:

$$n_{d_n} = \frac{n_0}{2^n}, \quad (4.5)$$

где n_0 - скорость счета измеренная счетчиком без поглотителя (с учетом указанных выше поправок); n_{d_n} - скорость счета в присутствии поглотителя, снижающего интенсивность излучения в 2 раза ($n = 1$), в 4 раза ($n = 2$), в 8 раз ($n = 3$), в 16 раз ($n = 4$).

В случае использования торцевого счетчика с тонким слюдяным окном максимальная энергия бета-излучения по слою половинного поглощения определяется с помощью графика рис. 4.7.

При идентификации одного изотопа, имеющего простой спектр, использование этого метода сокращает время проведения эксперимента, так как здесь можно снимать кривую поглощения не до конца, а ограничиться только некоторой частью кривой, например до снижения скорости счета в 3 - 4 раза.

Возможная ошибка при определении энергии данным методом находится аналогично методу полного поглощения. Для каждой точки на кривой поглощения вычисляется величина статистического разброса, и находятся допустимые отклонения для слоя половинного поглощения ($d_{1/2}$) в ту или другую сторону, т.е. $d_{1/2} \pm \Delta d_{1/2}$ (рис. 4.8).

Пользуясь графиком (рис. 4.8), определяют энергию излучения, соответствующую величинам $\Delta d_{1/2} + d_{1/2}$ и $\Delta d_{1/2} - d_{1/2}$. Разница значений энергии в первом и втором случаях, деленная на два, будет возможной ошибкой определения.

Сложный бета-распад (так же как и наличие смеси изотопов в источнике) нельзя обнаружить при построении кривой поглощения в обычном масштабе (рис. 4.8), так как полученная кривая не изменяет характера кривизны при переходе от компоненты к компоненте.

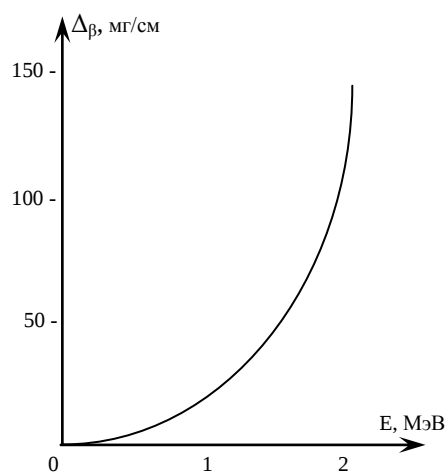


Рис. 4.7. Зависимость толщины слоя половинного поглощения в алюминии от энергии бета-спектра

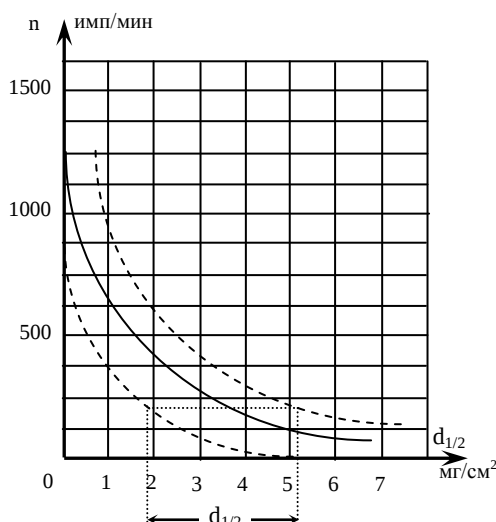


Рис. 4.8. Расчет ошибки в определении энергии бета-излучения по слою половинного поглощения

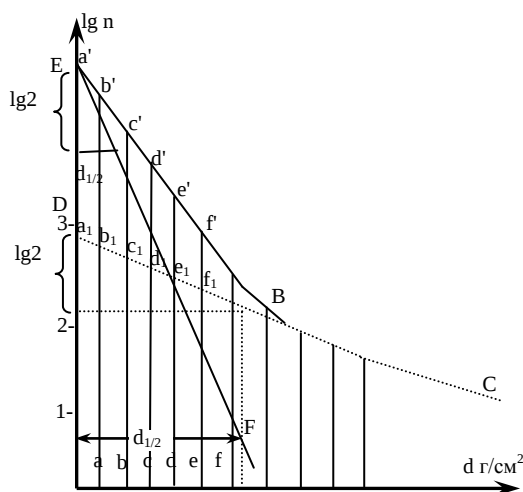


Рис. 4.9. Разложение кривой поглощения бета-излучения смеси изотопов

Однако сложный характер излучения или генетически несвязанные изотопы, находящиеся в смеси, легко выявляются, когда кривая поглощения построена в полулогарифмическом масштабе (рис. 4.9), приведенная кривая поглощения имеет перегиб, ясно показывающий, что исследуемое излучение состоит из двух компонент: мягкой и жесткой.

Интенсивность потока бета-частиц мягкого бета-излучения ослабляется поглотителем быстрее, чем жесткого. Это легко обнаружить, когда мягкое бета-излучение имеет энергию верхней границы спектра, меньшую энергии жесткой компоненты в 2-3 раза.

Для выявления сложного бета-излучения или наличия смеси изотопов в источнике начальную часть кривой снимают более точно. Измерения производят таким образом, чтобы в области мягкой компоненты получить 8 - 10 экспериментальных точек. Результаты исследования после введения необходимых поправок наносят на полулогарифмический график. Анализ кривой поглощения начинают с определения слоя половинного поглощения жесткой компоненты (рис. 4.9). Для этого прямолинейный участок кривой (BC), соответствующий поглощению бета-

частиц жесткой компоненты, экстраполируют линейно на ось ординат. По точке пересечения (D) экстраполированного участка кривой с осью ординат находят логарифм, а по нему и количество импульсов, создаваемых наиболее жесткой компонентой смеси изотопов. После этого участок оси абсцисс, соответствующий области сложного излучения, делят на 8 - 10 равных отрезков. Через точки деления a ; b ; c ; d и т.д. проводят прямые, параллельные оси ординат. Из ординат точек пересечения прямых со сложной кривой $a'a$; $b'b$; $c'c$; $d'd$ вычитают соответствующие ординаты прямой жесткой компоненты a_1a ; b_1b ; c_1c ; d_1d и т.д. Вычитание проводят

не в логарифмах, а в импульсах. Полученные разности импульсов для каждой точки логарифмируют, и полученные величины наносят на график соответствующих ординат. Логарифм полученной разности импульсов, построенной для всех 8 - 10 точек, дает прямую ЕF ослабления бета-частиц меньшей энергии в зависимости от толщины алюминиевых фильтров. Если после разложения сложной кривой получается не прямая ЕF, а кривая, то это говорит о том, что в смеси находится более двух изотопов. В этом случае полученную кривую следует разложить аналогичным образом. После разложения сложной кривой находят слои половинного поглощения для жесткой и мягкой компонент.

Для определения слоя половинного поглощения, например, жесткой компоненты, находится отрезок абсциссы, соответствующий уменьшению регистрируемой скорости счета вдвое. Для этого от произвольной точки на ординате следует отложить величину $\lg 2 = 0,301$, так как: $\lg n_0 - \lg n = \lg 2$ и следовательно, $n/n_0 = 1/2$, тогда проекция полученного отрезка на ось абсцисс дает слой половинного поглощения (см. рис. 4.9).

Аналогичным образом определяется слой половинного поглощения для мягкой компоненты. Далее максимальная энергия бета излучения определяется по слою половинного поглощения с помощью графика (см. рис. 4.7) или прил. 3.

4.3. Идентификация радиоактивных изотопов по спаду активности во времени

В практике работ, связанных с определением активности радиоактивных источников, идентификацию короткоживущих изотопов производят по периоду полураспада.

Радиоактивные изотопы, имеющие периоды полураспада от нескольких минут до нескольких дней, идентифицируют, измеряя скорость счета через определенные промежутки времени.

Измерения ведут в течение времени, равного нескольким периодам полураспада. Полученные данные наносят на график в полулогарифмическом масштабе, откладывая по оси абсцисс время, а по оси ординат - логарифмы измеренной скорости счета. В указанных координатах зависимость скорости счета nt индивидуального изотопа от времени его существования t выражается прямой линией (рис. 4.10).

Действительно, логарифмируя уравнение, описывающее основной закон радиоактивного распада

$$n_t = n_0 \cdot e^{-\lambda t}, \quad (4.6)$$

где n_0 - скорость счета, отвечающая начальному моменту времени; n_t - скорость счета на время t ; λ - постоянная распада; получаем

$$\lg n_t = \lg n_0 - 0,4343\lambda t. \quad (4.7)$$

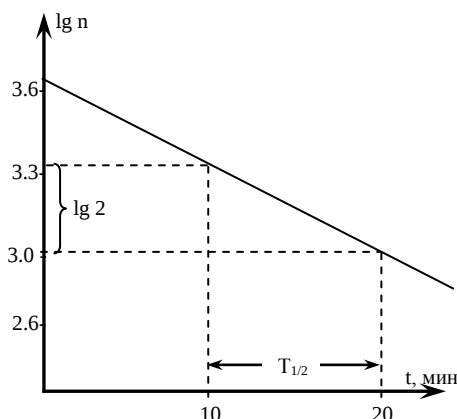


Рис. 4.10. Полулогарифмическая кривая, характеризующая изменение активности индивидуального изотопа со временем

Отсюда можно найти постоянную распада

$$\lambda = \frac{\lg n_0 - \lg n_t}{0,4343t} = 2,3 \frac{\lg n_0 - \lg n_t}{t} \quad (4.8)$$

и рассчитать период полураспада $T_{1/2}$, пользуясь соотношением (4.9). Можно также определить период полураспада по графику (рис. 4.10).

$$T_{1/2} = \frac{0,693}{\lambda}. \quad (4.9)$$

Для этого нужно найти на графике отрезок абсциссы, соответствующий уменьшению регистрируемой скорости счета вдвое.

От произвольной точки на ординате следует отложить величину $\lg 2$, тогда проекция полученного отрезка на ось времени дает период полураспада (рис. 4.10). Если в полулогарифмическом масштабе вместо прямой линии получается кривая, это свидетельствует о наличии в препарате более одного изотопа (рис. 4.11).

При наличии двух независимо распадающихся изотопов (генетически несвязанных), продолжительности, жизни которых сильно отличаются, изменение активности препарата в зависимости от времени подчиняется уравнению:

$$A = A_1 + A_2 = A_{01}e^{-\lambda_1 t} + A_{02}e^{-\lambda_2 t}. \quad (4.10)$$

При достаточно больших значениях t одно из слагаемых становится практически равным нулю. В этом случае полулогарифмическая кривая изменения скорости счета в зависимости от времени переходит в прямую, которая соответствует распаду долгоживущего изотопа.

Экстраполируя линейный участок кривой к $t = 0$, находят изменение скорости счета для долгоживущего изотопа.

Для нахождения прямой соответствующей распаду короткоживущего изотопа, производят разложение сложной кривой распада (как при идентификации радиоактивных изотопов по слою половинного поглощения излучений рис. 4.10).

Далее период полураспада каждого из изотопов определяется по графику, или по методу наименьших квадратов. Из-за погрешностей экспериментальных данных подобная обработка кривой распада становится затруднительной, если число радиоактивных изотопов больше трех.

Даже двухкомпонентные системы не поддаются надежному разделению, если периоды полураспада каждого компонента отличаются меньше чем вдвое.

Если при анализе суммарной кривой распада возникают затруднения, полезно исследовать кривые распада каждого изотопа раздельно. Для этого между образцом и счетчиком помещают поглотители различной толщины, в результате чего активности отдельных компонент подавляются в различной степени. В опытах по изучению характеристик распада длительность отдельного измерения может быть выбрана произвольно, однако таким образом, чтобы за все время наблюдения было получено достаточное количество результатов.

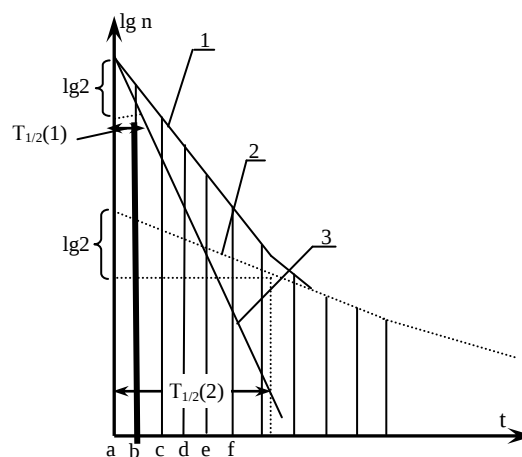


Рис. 4.11. Анализ сложной кривой распада: 1 - сложная кривая распада; 2 - прямая характеризующая распад долгоживущего изотопа; 3 - прямая, характеризующая распад короткоживущего изотопа

4.4. Идентификация радионуклидов сравнительным методом (метод Физера)

У значительного количества радионуклидов бета-распад сопровождается гамма-излучением. Особенно это относится к радионуклидам осколочной и наведенной активности, образующихся в ядерных реакторах АЭС. Поэтому при снятии кривой поглощения излучения наблюдается большой дополнительный гамма-фон (рис. 4.12, кривая 1). Аналогичная кривая поглощения наблюдается в случае позитронного излучения, которому всегда сопутствует интенсивное гамма-излучение. Гамма-излучение поглощается веществом в десятки и сотни раз слабее, чем бета-частицы той же энергии. Поэтому толщина поглотителя, которая требуется для полного поглощения бета-частиц, практически не ослабляет интенсивности гамма-излучения той же энергии.

В отличие от натурального фона, гамма-излучение не дает постоянного вклада в регистрируемую скорость счета при увеличении толщины фильтра-поглотителя. Напротив, вначале возрастает величина фона за счет регистрации комптон-электронов, образуемых данными гамма-излучения. Возрастание скорости счета фона продолжается, пока

полная толщина поглотителя не достигнет величины пробега комптон-электронов максимальной энергии. Затем, когда мягкий гамма-комpton заметно ослабляется в слое поглотителя, гамма-фон остается постоянным или даже убывает.

В случае большого гамма-фона при определении максимальной энергии бета-излучения, по методу полного поглощения бета-излучения, не представляется возможным получение надежных результатов, т.к. при толщине фильтра-поглотителя, близкой к максимальной, трудно заметить исчезающую малую интенсивность бета-излучения.

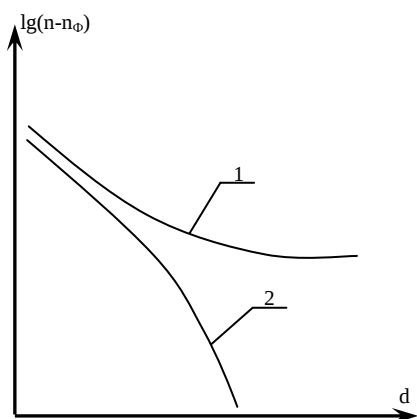


Рис. 4.12. Поглощение бета-излучения, сопровождающееся гамма-излучением:
1 - экспериментальная кривая;
2 - кривая за вычетом гамма-фона

Таким образом, с увеличением гамма-фона значительно возрастает величина ошибки измерения. Разброс результатов измерений в конечной стадии опыта, когда толщина взятого поглотителя приближается к слою полного поглощения, приводит к большой ошибке при экстраполяции на ось абсцисс кривой поглощения, построенной в полулогарифмическом масштабе. Вид экспериментальной кривой поглощения после вычета фона представлен на рис. 4.12 (кривая 2). Рисунок дает наглядное представление о величине ошибки при определении максимального пробега по экспериментальной кривой 1 без вычета гамма-фона.

Чтобы устранить подобные ошибки при определении максимального пробега бета-частиц применяют сравнительный метод, позволяющий выразить пробег бета-частиц любого радиоактивного изотопа через величину пробега стандартного (эталонного) бета-излучателя. Указанный метод может быть использован и в том случае, когда бета-излучение не сопровождается гамма-излучением и когда энергия бета-частиц равна или близка энергии бета-частиц исследуемого источника, в целях получения лучшей точности результатов.

Сравнительный метод идентификации осуществляется следующим образом. Устанавливается зависимость скорости счета импульсов исследуемого источника от толщины фильтров-поглотителей. По результатам измерений строят графическую зависимость в полулогарифмических координатах (рис. 4.12, кривая 1). Для выбора чисто бета-активного эталонного источника, (максимальная энергия бета-частиц которого близка энергии бета-частиц исследуемого источника) определяют приближенное значение слоя полного поглощения излучения определяемого источника. Для этого начальную точку горизонтального участка экспериментальной кривой (рис. 4.12, точка а) аппроксимируют на

ось абсцисс, затем по значению слоя полного поглощения находят ориентировочную величину энергии бета-частиц. При выборе эталонного источника можно воспользоваться указанными ниже рекомендациями. Например, для определения максимальной энергии бета-излучения порядка 2...3 МэВ сравнение можно вести по бета-спектру протактиния-234 ($E_{\beta \max} = 2,32$ МэВ), для энергии порядка 1,5...2,0 МэВ – по стронцию-89 ($E_{\beta \max} = 1,463$ МэВ) или по фосфору-32 ($E_{\beta \max} = 1,70$ МэВ), для энергии 0,5...0,9 МэВ - по талию-204 ($E_{\beta \max} = 0,765$ МэВ), для энергии 0,3...0,5 МэВ - по вольфраму-185 ($E_{\beta \max} = 0,43$ МэВ), для энергии 0,1...0,2 МэВ - по углероду-14 ($E_{\beta \max} = 0,155$ МэВ) или по сере-35 ($E_{\beta \max} = 0,169$ МэВ).

При соблюдении этих условий кривая сравнения будет приближаться к прямой линии, и ее линейная экстраполяция не даст большой ошибки.

После выбора эталонного источника исследуют экспериментальную зависимость скорости счета от толщины фильтров-поглотителей. Затем осуществляется сравнение эталонной и исследуемой кривых.

4.4.1. Метод Физера

Кривую поглощения исследуемого бета-спектра, построенную в полулогарифмическом масштабе, экстраполируют до пересечения с осью абсцисс не линейно, как это проводилось по методу полного поглощения, а по кривой поглощения какого-либо другого бета-спектра, который не сопровождается гамма-излучением и энергия которого хорошо изучена.

Подобный метод экстраполяции облегчает получение удовлетворительных результатов особенно в тех случаях, когда энергия исследуемого и эталонного бета-спектров мало различаются между собой, например не более чем в полтора раза.

Сам прием экстраполяции осуществляют следующим образом. Сравнение эталонной и исследуемой кривых проводят графически на одном листе миллиметровой бумаги (рис. 4.13).

Для этого эталонную кривую строят в первом квадранте (I), а исследуемую кривую в третьем квадранте (III). При этом во всех квадрантах оси считают положительными. В случае эталонного излучателя толщину слоя полного поглощения находят не линейной экстраполяцией кривой, а путем откладывания на оси ОА от начала координат величины пробега (в г/см^2), вычисленные с помощью одной из

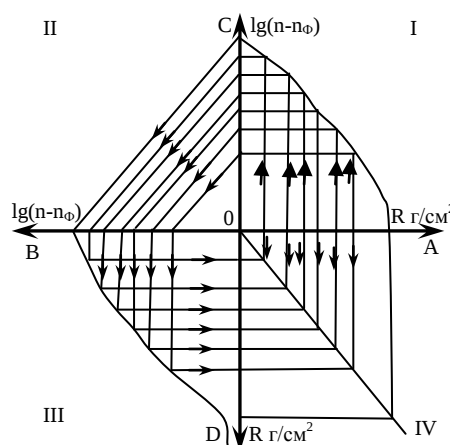


Рис. 4.13. Определение энергии бета-излучения сравнительным методом

формул (4.1), (4.2), (4.5) или по графикам. Через полученные таким образом точки на оси ОА и экспериментальные точки проводят кривую, которую принимают за эталонную. По оси ОВ откладывают логарифмы скорости счета исследуемого излучения, а по оси ОД толщину поглотителя.

Значение величины пробега эталонного излучения, отложенное по оси ОА, делят, например, на 10 равных частей. Через полученные точки на оси ОА $a_1; a_2; a_3 \dots a_n$ и т.д. проводят линии, параллельные оси ОС, до пересечения с экспериментальной кривой и далее проведением перпендикуляров на ось ОС находят ординаты точек пересечения $c_1; c_2; c_3 \dots c_n$ и т.д.

Затем точки, соответствующие максимальной скорости счета эталонного и исследуемого излучений, соединяют прямой СВ и через точки $c_1; c_2; c_3 \dots c_n$ проводят параллельные ей линии до пересечения с осью ОВ (точки $b_1; b_2; b_3 \dots b_n$). Из которых проводят перпендикуляры до пересечения с экспериментальной кривой, а из полученных точек на экспериментальной кривой опускают перпендикуляры на ось ОД, где на оси находят ОД определяют доли пробега $d_1; d_2; d_3 \dots d_n$ и т.д. Из полученных на оси ОД точек проводят перпендикуляры до пересечения с прямыми опущенными из точек $a_1; a_2; a_3 \dots a_n$ и т.д., находящихся на оси ОА. Полученные точки пересечения $f_1, f_2, f_3 \dots f_n$ соединяют в линию ОФ.

Проводя через эти точки кривую и экстраполируя ее линейно до пересечения с прямой, проходящей через a_{10} параллельно оси ОД, находят точку f_{10} . Ордината этой точки после прибавления толщины слоя воздуха, отделяющего источник от счетчика, и толщины стенки (окна) счетчика будет соответствовать значению слоя полного поглощения исследуемого излучения.

Полученная в четвертом квадранте кривая сравнения близка к прямой линии, и поэтому, при экстраполяции её получается достаточно хорошая точность. Ценность метода сравнения заключается в том, что он позволяет определять значение полного поглощения исследуемого бета-излучения независимо от гамма-излучения и, являясь сравнительным, автоматически исключает ошибки, связанные с работой радиометрической установки и расположением препаратов относительно счетчика [3].

Рассматривая полученную кривую в четвертом квадранте, являющейся кривой сравнения, можно отметить, что чем больше различаются по энергии верхние границы эталонного и исследуемого спектров, тем больше расходятся по форме кривые поглощения и тем менее линейной будет кривая сравнения. Это является существенным недостатком метода, особенно в том случае, когда вследствие большого гамма-фона или присутствия другого бета-компонента представляется возможным получить кривую сравнения лишь для части пробега (например, $2/3$ пробега).

Это приводит к необходимости линейной экстраполяции большого участка кривой, имеющей переменный наклон, что в итоге ведет к получению ненадежного результата. Чтобы изменить это, нужно производить сравнение между кривыми, более сходными по виду, т.е. близкими по энергии и подбор этот осуществлять, как предлагалось ранее.

При соблюдении этого правила кривая сравнения будет приближаться к прямой линии, и линейная экстраполяция её не даст большой ошибки.

Сравнительный метод позволяет пользоваться любым поглотителем, не производя пересчета на алюминий.

4.4.2. Сравнительный метод идентификации смеси бета-активных радионуклидов со сложным спектром

Рассмотренные методы анализа по поглощению бета-излучений позволяют анализировать смеси, содержащие до трех изотопов, при условии, что бета-спектры каждого из них являются достаточно простыми, т.е. состоят из одного или двух компонентов энергии.

При этом наиболее близкие энергии идентифицируемых радиоизотопов должны отличаться не менее чем в 1,5 раза. Однако многие радиоизотопы имеют сложные бета-спектры, состоящие из 3-4 компонентов.

Указанные методы нельзя применить для анализа смесей таких изотопов, а методы радиохимического анализа не всегда удобны, так как они сложны и требуют больших затрат времени.

Сравнительный метод идентификации смеси бета-активных изотопов со сложным спектром основан на сравнении хода кривых поглощения бета-излучения исследуемой смеси и радиоизотопов, присутствие которых предполагается. Метод позволяет анализировать смеси 4-5 радиоизотопов независимо от сложности их бета-спектров.

Для анализа смеси изотопов предварительно определяется кривая поглощения суммарного бета-излучения, позволяющая проверить сделанные предположения о составе анализируемой смеси. Затем на полученной кривой поглощения выбирается несколько точек не меньше числа предполагаемых компонентов смеси (рис. 4.14).

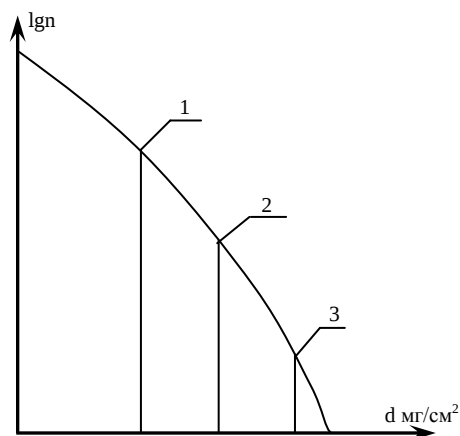


Рис. 4.14. Зависимость суммарной скорости счета от толщины препарата

Толщина алюминия. Точки следует выбирать в той части анализируемой зависимости, где имеет место плавный ход радиоизотопов, измеренных в определенной геометрии для толщин поглотителей кривых

поглощения каждого из предполагаемых изотопов. Целесообразно выбирать эти точки в конечной части кривой, где отсутствуют изотопы с мягким бета-излучением и поэтому число неизвестных будет меньше.

Для толщин поглотителей, соответствующих выбранным точкам, в той же геометрии измеряется скорость счета чистых изотопов, присутствие которых предполагается в исследуемой смеси. Для сокращения времени проведения радиометрического анализа удобно иметь в лаборатории набор графиков стандартных соответствующих выбранным точкам.

На кривой поглощения (рис. 4.14) в точке 1, соответствующей наименьшей толщине поглотителя, суммарная скорость счета условно принимается за единицу, т.е.

$$X + Y + Z + t = 1, \quad (4.11)$$

где X ; Y ; Z ; t - доля каждого изотопа в анализируемой смеси при данной толщине поглотителя.

Тогда для каждой i -й точки с большей толщиной поглотителя можно составить уравнение:

$$a_i x + b_i y + c_i z + d_i t = k_i, \quad (4.12)$$

где $a_i x$; $b_i y$; $c_i z$; $d_i t$ - отношение скорости счета соответствующего изотопа в i -ой точке к скорости счета в 1-й точке; k_i - отношение скорости счета исследуемой смеси, в i точке к скорости счета в начальной точке.

Из решения полученной таким образом системы уравнений находятся соотношения изотопов (X ; Y ; Z ; t) для наименьшей из выбранных толщин. Затем, используя кривые поглощения чистых изотопов, воспроизводят ход кривых в начальной части для каждого из найденных изотопов (вместе с его материнским или дочерним изотопом). Воспроизведенные таким образом кривые вычитаются из кривой поглощения исследуемой смеси. Полученная разность скоростей счета дает новую кривую поглощения для мягкого бета-излучения, которая анализируется аналогичным образом или каким-либо другим из известных методов.

Истинное соотношение изотопов может быть определено, если ввести поправки на поглощение излучения в слое отделяющей среды между препаратом и счетчиком. При определении абсолютной активности необходимо учесть поправку на геометрию измерения.

Точность данного метода зависит от числа компонентов в анализируемой смеси. Как показали исследования, ошибка в определении содержания компонентов резко возрастает с увеличением их числа.

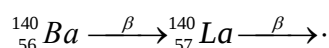
Для того чтобы проанализировать 3-4 компонента с близкими энергиями, необходимо производить измерения с большой статистической точностью. При уменьшении разности в энергиях компонентов ошибка в их определении возрастает. Преимуществом метода является то, что он позволяет анализировать двухкомпонентную смесь с очень близкими

энергиями, такими, как 1,8 и 1,9 МэВ; 0,5 и 0,35 МэВ, с довольно высокой точностью.

4.5. Идентификация радиоактивного изотопа по его накоплению

Идентификация радионуклида по данному методу предусматривает определение периода полураспада дочернего радиоизотопа по накоплению продукта распада материнского изотопа.

Для рассмотрения данного метода взято, что при поведении радиохимического анализа был выделен барий, определяют период полураспада его дочернего изотопа, получаемый по схеме распада:



У $^{140}_{56}\text{Ba}$ $T_{1/2} = 13,4$ дня, а у $^{140}_{57}\text{La}$ $T_{1/2} = 1,67$ дня. Так как в нашем случае скорость образования радионуклида $^{140}_{57}\text{La}$ постоянна, то накопление атомов его можно выразить уравнением:

$$N = N_0 e^{-\lambda t} + \frac{Q_0}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t}), \quad (4.13)$$

где Q_0 – скорость образования радиоактивного изотопа.

В уравнении (4.13) первый член соответствует уменьшению числа атомов радиоактивного изотопа во времени, имевшихся первоначально. Второй член выражает накопление вновь образующихся атомов этого же изотопа. При $N_0 = 0$, рассматриваемое выражение будет иметь вид:

$$N = \frac{Q_0}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t}). \quad (4.14)$$

Откуда видно, что количество атомов образующегося дочернего радиоизотопа в течение времени стремится к конечному пределу:

$$N_{\infty} = \frac{Q_0}{\lambda} = \frac{Q_0 T_{1/2}}{0,693}. \quad (4.15)$$

Исходя из выражения (4.14) изменение активности постоянно образующегося радиоизотопа можно выразить описать равенством:

$$A = A_{\infty} (1 - e^{-\lambda t}),$$

где A_{∞} – соответствует равновесной активности образующегося дочернего радиоизотопа.

При невозможности определить максимальные значения активности опытным путем, период полураспада дочернего изотопа определяется составлением уравнения для двух моментов времени t_1 и t_2 .

А для удобства расчетов изменение активности – выражают ее через изменение скорости счета n :

$$n_1 = n_{\infty} \{1 - \exp(-\lambda_2 t_1)\}; \quad n_2 = n_{\infty} \{1 - \exp(-\lambda_2 t_2)\},$$

где n_1 и n_2 – скорости счета радиоизотопов в момент времени t_1 и t_2 ; n_∞ – скорость счета, соответствующая равновесному содержанию образующегося дочернего радиоизотопа; λ_2 – постоянная распада дочернего радиоизотопа.

В результате несложных преобразований последние два уравнения при условии $t_2 = 2t_1$, могут быть записаны в виде:

$$\frac{n_2 - n_1}{n_1} = \exp(-\lambda_2 t_1). \quad (4.16)$$

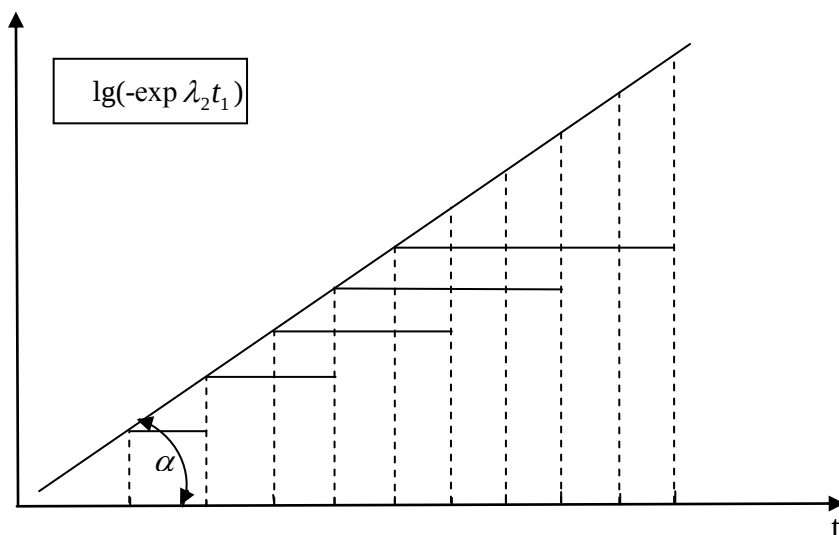


Рис. 4.15. График определения постоянной распада λ_2

Строится графическая зависимость изменения скорости счета, соответствующей росту активности дочернего радионуклида по мере его накопления, от времени. Ось времени разбивается на несколько четных (8 - 10) равных частей.

По формуле (4.16) определяется величина $\exp(-\lambda_2 t_1)$. Для этого берутся значения скоростей счета n_1 и n_2 для первого и второго, для второго и четвертого, для третьего и шестого, для четвертого и восьмого, для пятого и десятого отрезков времени. Такой порядок определения значений n_1 и n_2 объясняется выбранным условием $t_2 = 2t_1$ при выводе уравнения (4.16). А далее строится график зависимости $\lg(-\exp \lambda_2 t_1)$ от времени t (рис. 4.15), которая должна выражаться прямой линией. Из полученного графика определяется постоянная распада λ_2 дочернего радиоизотопа, как тангенс угла наклона прямой. По величине постоянной распада λ_2 рассматривают период полураспада дочернего нуклида, а затем идентифицируют, пользуясь соответствующими таблицами и схемами распада, дочерний и материнский радионуклиды.

5. МАТЕМАТИЧЕСКАЯ ОБРАБОТКА РЕЗУЛЬТАТОВ РАДИОМЕТРИЧЕСКИХ ИЗМЕРЕНИЙ

5.1. Оценка точности результатов радиометрических измерений

В процессе проведения эксперимента, исследователь, в результате измерений или наблюдений, получает какие-то величины. Все измерения, как бы тщательно они ни были выполнены, дают не точное значение измеряемой величины, а лишь близкое значение к её точному измерению.

Полученная при измерении приближенная величина может иметь ценность лишь в том случае, если известна степень её точности. Следовательно, перед каждым экспериментатором всегда стоит вопрос о точности результатов измерений, которая должна быть оценена по одному или нескольким измерениям. В результате измерений возникают ошибки, которые приводят к завышению или занижению измеряемой величины. Поэтому для оценки этих ошибок применяют специальные математические методы.

Выполнение экспериментальных работ в радиометрической и радиохимической лабораториях связано с радиометрическими измерениями и целым рядом других чисто химических операций: титрованием, взвешиванием, определением рН и т.п.

Радиометрические измерения дают дискретные ряды величин. Так, например, источник радиоактивного излучения может давать только целое число распадов (один, два и т.д.). Дробный результат при этом получиться не может, так как он лишен физического смысла.

В результате измерений в большинстве случаев возникают непрерывные ряды величин. Например, многократное повторение взвешивания какого-либо образца дает результаты, представляющие непрерывный ряд в интервале ошибок. В этом ряду результаты измерения могут отличаться друг от друга в зависимости от точности измерения.

Точность экспериментального результата в целом зависит от точности измерений на отдельных этапах исследования. Этапы исследования могут включать в себя радиометрические и химические измерения, которые дают соответственно дискретные и непрерывные ряды измеряемых величин. Оценка точности дискретных и непрерывных рядов основана на законах распределения величин.

Точность результата измерений – это качественная характеристика измерения, отражающая близость к нулю погрешности результата измерения.

В зависимости от характера исследования к экспериментальным результатам могут быть предъявлены различные требования в отношении их точности. Некоторые менее ответственные измерения обычно

выполняются с меньшей точностью. В этом случае число измерений небольшое. В более ответственных измерениях стремятся получить результат с высокой точностью и поэтому проводят большое количество измерений.

Однако, добиваясь уменьшения ошибки, нерационально чрезмерно увеличивать число измерений. Уменьшение ошибки может быть достигнуто также увеличением времени отдельного измерения.

Весьма существенно знать, какое влияние оказывает величина фона на точность радиометрических измерений. Результат эксперимента или измерения всегда содержит некоторую погрешность. Если погрешность мала, то ею можно пренебречь. Однако при этом неизбежно возникают два вопроса: во-первых, что понимать под малой погрешностью, и, во-вторых, как оценить величину погрешности. То есть, и результаты эксперимента нуждаются в определенном теоретическом осмыслении.

Качество средств и результатов измерений принято характеризовать, указывая их погрешности. Введение понятия «погрешность» требует определения и четкого разграничения трех понятий: истинного и действительного значений измеряемой физической величины (ФВ) и результата измерения. Истинным называется значение физической величины, идеальным образом характеризующее свойство данного объекта, как в количественном, так и в качественном отношении. Оно не зависит от средств нашего познания и является той абсолютной истиной, к которой мы стремимся, пытаясь выразить ее в виде числовых значений. На практике это абстрактное понятие приходится заменять понятием «действительное значение». Действительным называется значение физической величины, найденное экспериментально и настолько близкое к истинному, что в поставленной измерительной задаче оно может быть использовано вместо него. Результат измерения представляет собой значение величины, полученное путем измерения.

Понятие «погрешность» - одно из центральных в метрологии, где используются понятия «погрешность результата измерения» и «погрешность средства измерения». Погрешность результата измерения - это отклонение результата измерения X от истинного (или действительного) значения Q измеряемой величины:

$$\Delta = X - Q. \quad (5.1)$$

Она указывает границы неопределенности значения измеряемой величины. Погрешность средства измерения - разность между показанием средств измерения и истинным (действительным) значением измеряемой физической величины. Она характеризует точность результатов измерений, проводимых данным средством. Эти два понятия во многом близки друг к другу и классифицируются по одинаковым признакам.

5.2. Цели математической обработки результатов эксперимента

Целью любого эксперимента является определение качественной и количественной связи между исследуемыми параметрами, либо оценка численного значения какого-либо параметра.

В некоторых случаях вид зависимости между переменными величинами известен по результатам теоретических исследований. Как правило, формулы, выражающие эти зависимости, содержат некоторые постоянные величины, значения которых и необходимо определить из опыта.

Другим типом задачи является определение неизвестной функциональной связи между переменными величинами на основе данных эксперимента. Такие зависимости называют эмпирическими.

Однозначно определить неизвестную функциональную зависимость между переменными невозможно даже в том случае, если бы результаты эксперимента не имели ошибок. Тем более не следует этого ожидать, имея результаты эксперимента, содержащие различные ошибки измерения.

Поэтому следует четко понимать, что целью математической обработки результатов эксперимента является не нахождение истинного характера зависимости между переменной или абсолютной величины какой-либо константы, а представление результатов наблюдений в виде наиболее простой формулы с оценкой возможной погрешности ее использования.

Под измерением понимают сравнение измеряемой величины с другой величиной, принятой за единицу измерения.

Различают два типа измерений: прямые и косвенные. При прямом измерении измеряемая величина сравнивается непосредственно со своей единицей меры. Например, измерение микрометром линейного размера, промежутка времени при помощи часовых механизмов, температуры – термометром, силы тока – амперметром и т.п. Значение измеряемой величины отсчитывается при этом по соответствующей шкале прибора.

При косвенном измерении измеряемая величина определяется (вычисляется) по результатам измерений других величин, которые связаны с измеряемой величиной определенной функциональной зависимостью. Например, измерение скорости по пройденному пути и затраченному времени, измерение плотности тела по измерению массы и объема, температуры при резании по электродвижущей силе, величины силы – по упругим деформациям и т.п.

При измерении любой физической величины производят проверку и установку соответствующего прибора, наблюдение его показаний и отсчет.

При этом никогда истинного значения измеряемой величины не получить. Это объясняется тем, что измерительные средства основаны на определенном методе измерения, точность которого конечна. При

изготовлении прибора задается класс точности. Его погрешность определяется точностью делений шкалы прибора.

Кроме приборной погрешности на результат измерения влияет еще ряд объективных и субъективных причин, обуславливающих появление ошибки измерения – разности между результатом измерения и истинным значением измеряемой величины. Ошибка измерения обычно неизвестна, как неизвестно и истинное значение измеряемой величины. Исключения составляют измерения известных величин при определении точности измерительных приборов или их тарировке. Поэтому одной из важнейших задач математической обработки результатов эксперимента и является оценка истинного значения измеряемой величины по данным эксперимента с возможно меньшей ошибкой. Хорошо известно, что никакую физическую величину невозможно определить абсолютно точно, т.е. с ошибкой измерения, равной нулю. Более сложные и тщательные эксперименты, равно как и успехи теоретического анализа, приводят лишь к некоторому сужению области возможных ошибок. Таким образом, при опубликовании экспериментальных данных необходимо оговаривать вероятность того, что полученный результат имеет некоторую указанную погрешность, поскольку результаты всех физических измерений известны лишь с относительной точностью.

Статистические аспекты в гамма-спектрометрии также основываются на математических методах, которые используются при обработке данных измерений почти в каждом эксперименте в области ядерной физики.

5.3. Виды погрешностей радиометрических измерений

Результаты любого измерения всегда содержат некоторую ошибку. Поэтому в задачу измерений входит и нахождение измеряемой величины, и нахождение допущенной при измерении погрешности.

Погрешность измерения - отклонение результата от истинного значения измеряемой величины. По способу выражения различают абсолютные и относительные погрешности.

Абсолютная погрешность выражается в единицах измеряемой величины, а относительная погрешность - в долях или процентах от истинного значения измеряемой величины.

Известно, что при повторных, достаточно точных измерениях одной и той же величины результаты отдельных измерений, как правило, отличаются друг от друга и, следовательно, каждый результат содержит некоторую погрешность. В задачу любых измерений, в том числе и радиометрических, входит не только определение какой-то величины, но также и оценка точности полученного результата.

Источниками погрешности могут быть: несовершенство применяемого метода измерения и аппаратуры, колебания питающего напряжения, температуры, влажности, неопытность оператора, статистический характер радиоактивного распада и ряд других факторов. Анализ влияния этих факторов и вызываемых ими погрешностей показывает, что погрешности измерения можно разделить на три группы:

- систематические;
- случайные;
- грубые.

Систематической погрешностью измерения называют составляющую полной погрешности, которая остается постоянной или закономерно меняется при повторных измерениях одной и той же величины. При этом погрешности, величина и знак которых в течение всего времени измерений остаются неизменными, называют постоянными, а погрешности, меняющиеся во времени - называют переменными. В зависимости от причин, вызывающих систематические погрешности, их делят на: инструментальные, зависящие от погрешностей измерительных приборов; погрешности метода измерения, обусловленные несовершенством применяемого метода; погрешности считывания, обусловленные неточностью отсчета.

Систематические погрешности могут быть предварительно изучены, и их влияние можно исключить или заметно снизить путем введения соответствующих поправок. Эти поправки часто даются в виде таблиц или графиков. Иногда их определяют расчетным путем.

Случайной погрешностью называют составляющую полной погрешности, изменяющуюся случайным образом при повторных измерениях одной и той же величины. Случайная погрешность в каждом измерении не имеет закономерной связи с погрешностями предыдущих измерений. Причинами появления случайных погрешностей являются статистический характер радиоактивного распада, статистический характер взаимодействия частиц или квантов с детектором, нерегулярные колебания питающего напряжения, температуры среды, случайные изменения в измерительной аппаратуре (например, шумы). Чтобы убедиться, оказывают ли случайные погрешности заметное влияние на результаты измерений, необходимо измерения повторить несколько раз. Если каждое измерение дает результат, отличающийся от результатов других измерений, то случайные погрешности играют существенную роль.

Случайные погрешности принципиально нельзя исключить из результата измерений. Их влияние определяют обработкой результатов нескольких повторных измерений одной и той же величины в неизменных условиях на основе статистических методов и теории вероятностей.

Грубыми погрешностями измерений называют погрешности, возникающие из-за неправильных действий, ошибок оператора,

неисправности или сбоев измерительной аппаратуры. Внешним признаком результата измерения, содержащего грубую погрешность, является резкое его отличие по величине от результатов остальных измерений. На этом же основаны некоторые критерии выявления грубых погрешностей по их величине. Результаты, содержащие грубые погрешности, не учитываются.

Систематической погрешностью называется разница между математической надеждой результатов наблюдений и истинным значением измеряемой величины:

$$\Theta = M[X] - Q. \quad (5.2)$$

Случайная погрешность - разница между результатом единичного наблюдения и математической надежды результатов:

$$\delta = X_i - M[X]. \quad (5.3)$$

Исходя из приведенных определений, можно вывести истинное значение измеряемой величины:

$$Q = M[X] \pm \Theta \pm \delta. \quad (5.4)$$

Погрешности подразделяются:

- на систематические, возникающие по причине фактора, действующего одинаковым образом при многократном повторении одних и тех же измерений.

К систематическим относятся, например, погрешности, связанные с ослаблением излучения в воздухе и стенке детектора, его самоослаблением, обратным рассеянием и вероятностью регистрации фотонов детектором. Соответствующие поправочные коэффициенты K_p , S_p , K_o , и q определяются, как правило, с помощью эмпирических формул и графиков, которые не всегда строго отвечают условиям конкретного измерения. Для многих изотопов с разветвленной схемой распада погрешность определения ряда коэффициентов p также весьма значительна. Значения коэффициентов, используемые при расчетах, могут отличаться от истинных на 10...15 %. Для уточнения каждой поправки конкретного измерения обычно требуется выполнить дополнительное, достаточно трудоемкое исследование. Поэтому в большинстве случаев довольствуются приблизительными значениями поправочных коэффициентов, допуская, что относительная погрешность их определения составляет -15 %;

- случайные, происходящие по причине, действие которой неодинаково в каждом измерении и не может быть учтено. Например: число ядер, распадающихся в исследуемом образце в каждый интервал времени, не является постоянной величиной.

Случайные погрешности определяются, например, классом точности и стабильностью работы приборов, а при радиометрических измерениях -

также и вероятностным характером процесса распада ядер. С этим процессом связана минимальная, при данных условиях измерения, погрешность определения числа регистрируемых импульсов.

Грубые промахи или промахи, - источниками которых являются: недостаток внимания экспериментатора или помехи, воспринимаемые аппаратурой. Основной способ их устранения: внимание и тщательность во время работы.

Одной из основных забот при проведении измерений является учет и исключение систематических погрешностей, которые в ряде случаев могут быть велики. Если природа погрешности известна, то ее величина может быть определена достаточно точно – такие ошибки называются поправками.

Например:

- поправка на распад радиоактивного вещества;
- поправка на химический выход носителя;
- поправка при расчете коэффициента установки.

Более опасны систематические погрешности, о существовании которых не подозревают. Для выявления такого рода погрешностей необходимо произвести измерение другим методом или на другой установке.

Для выявления случайных погрешностей необходимо повторить измерение несколько раз. Каждое измерение дает несколько отличные друг от друга результаты. Общая погрешность может иметь различное значение, но каждому из этих значений будет соответствовать разная вероятность появления.

Для большинства измерений хорошо выполняется нормальный закон распределения ошибок или закон Гаусса, по которому погрешности измерений могут принимать непрерывный ряд значений.

При большом числе наблюдений погрешности одинаковой величины, но разного знака, встречаются одинаково часто. Большие погрешности наблюдаются реже, чем малые.

В дальнейшем будем считать, что результаты, отягощенные (имеющие) грубые погрешности исключены из обработки, а систематические погрешности выявлены и на них будут введены поправки, таким образом, определению подлежат только случайные погрешности.

Таким образом, обработка результатов любых измерений сводится не только к расчетам, но и учету систематических погрешностей, оценке сл

5.4. Случайные погрешности радиометрических измерений

Нормальный закон распределения. При характеристике случайных величин недостаточно указать их возможные значения. Необходимо еще

знать насколько часто возникают различные значения этой величины. Это характеризуется вероятностью p отдельных ее значений.

Соотношение, устанавливающее связь между значениями случайной величины и вероятностями этих значений, называют законом распределения случайной величины.

При многократных измерениях активности радиоактивного препарата в неизменных условиях результаты отдельных измерений отличаются от остальных и, следовательно, каждый результат отягощен определенной величиной погрешности. Рассеяние результатов измерения обусловлено следующими причинами:

- статистическим характером радиоактивного распада;
- случайными погрешностями, которые обусловлены неконтролируемыми изменениями различных факторов, влияющих на результаты каждого измерения.

Следует подчеркнуть, что при измерении радиоактивности теряется смысл истинного значения A искомой величины и можно говорить лишь об истинном среднем значении $\bar{A}_{ист}$. Под истинным средним $\bar{A}_{ист}$ понимается среднее значение величины $\bar{A}$, полученное по результатам бесконечного числа измерений ($m = \infty$). На практике невозможно провести бесконечное число измерений, поэтому среднее значение $\bar{A}$ получаемое по результатам конечного числа опытов, всегда отличается от истинного среднего $\bar{A}_{ист}$. Это отличие, принимаемое за погрешность, имеет случайный, вероятностный характер.

Пусть при многократном измерении величины X в неизменных условиях получены значения $X_1, X_2, X_3, \dots, X_m$, где m – число опытов. Пусть по-прежнему $\bar{A}_{ист}$ – истинное среднее значение величины.

Тогда величина случайной погрешности измерения величины x_i будет определяться по формуле

$$\nu_i = x_i - \bar{A}_{ист} . \quad (5.5)$$

И если результаты отдельных измерений отличаются друг от друга, то можно говорить не только о величине погрешности в каждом опыте, но и о законе их распределения. Законом распределения случайной величины (погрешности) называют всякое соответствие случайной величины возможным значениям их вероятностей. Если закон распределения экспериментальных результатов известен, то можно определить вероятность того, что случайная погрешность принимает те или иные значения.

В практике измерений радиоактивности часто принимают, что случайные погрешности распределены по нормальному закону – закону Гаусса.

Для случайных погрешностей нормальный закон распределения, выражающий плотность вероятности $\phi(v)$ имеет вид

$$\phi(v) = \frac{1}{\sigma\sqrt{2\pi}} \cdot e^{\frac{-v^2}{2\sigma^2}}. \quad (5.6)$$

Здесь σ^2 параметр, характеризующий рассеяние случайной величины и называется дисперсией. Положительное значение квадратного корня из дисперсии σ^2 называют средним квадратическим отклонением.

Дисперсия характеризует ошибки отдельных измерений

$$\sigma^2 = \frac{(\bar{x} - x_1)^2 + (\bar{x} - x_2)^2 + (\bar{x} - x_3)^2 + \dots + (\bar{x} - x_m)^2}{m} = \frac{1}{m} \sum_{i=1}^m (\bar{x} - x_i)^2, \quad (5.7)$$

где $(\bar{x} - x_i) = \Delta x_i$ - абсолютная ошибка отдельного измерения.

Дисперсия есть простейшая мера рассеяния случайной величины, характеризующая ошибки отдельных измерений и является характеристикой методики измерения и её аппаратного рассеяния.

Дисперсия имеет размерность квадрата измеряемой величины, поэтому она не совсем удобна в качестве характеристики рассеяния. Значительно чаще в этом качестве используется положительное значение корня квадратного из дисперсии, называемое средним квадратическим отклонением (СКО) результата измерений $\sigma = \sqrt{\bar{x}}$, характеризующим рассеяние результатов отдельных измерений.

Нормальное распределение случайных погрешностей для различных значений СКО ($\sigma_1 > \sigma_2 > \sigma_3$). На рисунке видно, что по мере увеличения СКО распределение все более и более расплывается, вероятность появления больших значений погрешностей возрастает, а вероятность меньших погрешностей сокращается, т.е. увеличивается рассеяние результатов наблюдений. Всякий раз распределение случайных погрешностей будет близко к нормальному, когда результаты наблюдений (измерений) формируются под влиянием большого числа независимо действующих факторов, каждый из которых оказывает лишь незначительное действие по сравнению с суммарным действием всех остальных. Дисперсия тем больше, чем меньше точность измерения и определяется результатом измерений. Результат измерения имеет непрерывное распределение, дисперсия представляет собой среднее отклонение измеряемой величины от ее истинного значения и называется генеральной дисперсией $\sigma^2 = (\bar{x} - x_i)^2$. Среднее значение $\bar{x}$ ближе к истинному значению величины x , чем результат отдельного измерения x_i .

Характеристикой разброса для экспериментальных данных служит стандартная ошибка или среднее квадратичное отклонение (СКО) или стандартное отклонение σ_x :

$$\sigma_x = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^m (x_i - \bar{x})^2}{m-1}}. \quad (5.8)$$

Величину σ_x можно определить по размаху наблюдений:

$$\sigma_x = \frac{x_{\max} - x_{\min}}{k}, \quad (5.9)$$

где k - коэффициент, зависящий от количества измерений и значения которого берутся из табл. 5.1

Удобство применения стандартной ошибки, как основного численного выражения погрешности наблюдений, это соответствие определенной доверительной вероятности $p = 0,68$. Это значит, что приблизительно в 7 случаях из 10 измеряемая величина будет отличаться от среднего арифметического меньше, чем на величину стандартной ошибки σ_x .

Т а б л и ц а 5.1

Значения коэффициента k [27]

m	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9
0	-	-	1, 13	1,69	2,06	2,33	2,53	2,70	2,85	2,97
10	3,08	3,17	3,26	3,33	3,41	3,47	3,53	3,59	3,64	3,69
20	3,73	3,78	3,82	3,86	3,90	3,93	3,96	4,00	4,03	4,06
30	4,09	4,11	4,14	4,16	4,19	4,21	4,24	4,26	4,28	4,30
40	4,32	4,34	4,36	4,38	4,40	4,42	4,43	4,45	4,47	4,48
50	4,50	4,51	4,53	4,54	4,56	4,57	4,59	4,60	4,61	4,63
60	4,64	4,65	4,66	4,68	4,69	4,70	4,71	4,72	4,73	4,74
70	4,75	4,77	4,78	4,79	4,80	4,81	4,82	4,83	4,83	4,84
80	4,85	4,86	4,87	4,88	4,89	4,90	4,91	4,91	4,92	4,93
90	4,94	4,95	4,96	4,96	4,97	4,98	4,99	4,99	4,99	5,01

В ряде случаев $p = 0,68$ не всегда достаточна. Соответствующая доверительная вероятность может быть рассчитана по формуле Гаусса, для которой:

- $1\sigma_x$ соответствует $p = 0,68$;
- $2\sigma_x$ соответствует $p = 0,95$;
- $3\sigma_x$ соответствует $p = 0,997$.

Делением σ_x на $\bar{x}$ получают относительную ошибку измерения, выражаемую в процентах.

$$\delta_x(\%) = \frac{\sigma_x}{\bar{x}} \cdot 100. \quad (5.10)$$

Для окончательной характеристики точности измерений можно указывать стандартную ошибку среднего арифметического значения:

$$\sigma_{\bar{x}} = \frac{\sigma_x}{\sqrt{m}}. \quad (5.11)$$

Со стандартной ошибкой среднего арифметического значения связано правило, с помощью которого определяют положение значащей цифры в полученном результате измерений: положение последней значащей цифры в окончательном результате должно соответствовать положению первой значащей цифры в величине стандартной ошибки среднего арифметического значения выборки, деленного на 3. Например:

$\sigma_{\bar{x}} = 1.5$, $\bar{x} = 38.554$, определяем положение последней значащей цифры в среднем арифметическом значении результата измерений по правилу $\frac{\sigma_{\bar{x}}}{3} = \frac{1.5}{3} = 0.5$

Следовательно: $\bar{x} = 38.5$, поскольку все вычисления целесообразно проводить с точностью на порядок выше, то результат измерения будет иметь вид: $\bar{x} = 38.55$.

Функция распределения непрерывной случайной может быть выражена через плотность распределения. Плотность распределения представляет собой одну из форм описания закона распределения, применяемых для непрерывных случайных величин.

Плотность распределения обозначается, как правило, $\varphi(\vartheta)$ описывается законом Гаусса формула (7.12) и может быть представлена графиком плотности распределения.

Плотность вероятности $\varphi(\vartheta)$ при нормальном законе показана на рис. 5.1 ($\sigma_1 > \sigma_2 > \sigma_3$).

$$\varphi(\vartheta) = \frac{1}{\sigma\sqrt{2\pi}} \cdot e^{\frac{-\vartheta^2}{2\sigma^2}}. \quad (5.12)$$

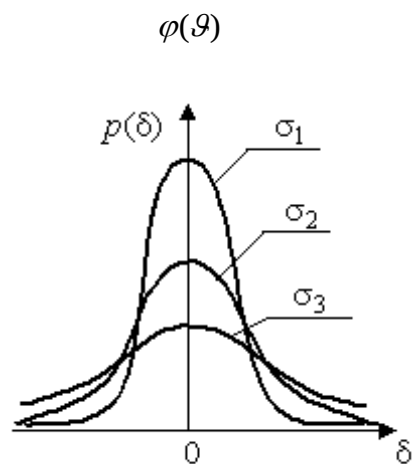


Рис.8

Рис. 5.1. График плотности распределения непрерывной случайной величины

Вероятность того, что случайная погрешность попадает в симметричный интервал от $-v$, до $+v$ в случае нормального распределения определяется по формуле

$$P(-v_1 < v < +v_1) = 2\Phi\left(\frac{v_1}{\sigma}\right). \quad (5.13)$$

Здесь $\Phi\left(\frac{v_1}{\sigma}\right)$ - функция, называемая интегралом вероятностей; ее значение находится из таблиц.

В качестве примера найдем вероятность попадания случайной погрешности в интервал $(-3\sigma \div +3\sigma)$, в соответствии с (3) $P(-3\sigma < \nu < 3\sigma) = 2\Phi(3) = 0,9973$.

Значение $\Phi(3)$ взято из таблицы. Полученный результат означает, что с вероятностью 99,73 случайная погрешность, подчиняющаяся нормальному закону распределения, не выходит за пределы интервала $(-3\sigma; 3\sigma)$. Таким образом, величина 3σ практически является предельной границей погрешности. Большие по величине погрешности маловероятны.

С помощью СКО можно оценить вероятность того, что при однократном наблюдении случайная погрешность по абсолютной величине не превысит некоторой наперед заданной величины.

Параметры $\bar{A}_{\text{ист}}$ и σ^2 это параметры генеральной совокупности, под которыми понимают совокупность всех мыслимых результатов измерения какой-то величины, например, активности препарата с бесконечно большим периодом полураспада.

Генеральная совокупность – общее число бесконечно повторяющихся значений какого-либо измерения математической статистики. Точные значения этих параметров можно получить по результатам бесконечного числа опытов. На практике невозможно провести слишком много измерений одной и той же величины, поэтому нельзя построить нормальное распределение, которое позволило бы определить $\bar{A}_{\text{ист}}$. Обычно ограничиваются небольшим числом результатов измерений, выбираемых случайным образом из генеральной совокупности. Эти реальные результаты называют выборочной совокупностью, которая характеризуется значениями выборочных параметров. Таковыми являются выборочное среднее $\bar{x}$ и выборочная дисперсия S_x^2 . Таким образом, величины $\bar{x}$ и S_x^2 являются функциями конечного числа значений, а выборочное среднее $\bar{x}$, получаемое по результатам измерений m , величины X определяется как среднее арифметическое, по формуле

$$\bar{x} = \frac{\sum_{i=1}^m x_i}{m}, \quad (5.14)$$

где x_i - результат i -го измерения.

Величина $\bar{x}$ является наиболее верным приближением к истинному значению величины X . Выборочную оценку дисперсии определяют по формуле

$$S_x^2 = \frac{\sum_{i=1}^m (x_i - \bar{x})^2}{m - 1}. \quad (5.15)$$

В литературе можно встретить значение в скобках $(\bar{x} - x_i)$. Знаменатель в (5.15) представляет собой число степеней свободы $f = m - 1$. Оно определяется как число степеней независимых измерений минус число тех связей, которые налагаются на эти измерения при последующей обработке (минус число определяемых параметров). Так при нахождении среднего арифметического число степеней свободы $f = m - 1$ и тем самым на результаты измерений наложена одна связь. Поэтому при определении выборочной дисперсии $f = m - 1$. В этих уравнениях $f = (m - 1)$, так как на m независимых результатов при расчете выборочного среднего накладывается только одна связь вида (5).

Средняя квадратическая погрешность отдельного измерения есть корень квадратный от выборочной дисперсии:

$$S_x = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^m (x_i - \bar{x})^2}{m-1}}, \quad (5.16)$$

а оценка средней квадратической погрешности среднего арифметического отклонения результатов наблюдений в $\sqrt{m}$ раз меньше, и будет выражаться формулой:

$$S_{\bar{x}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^m (x_i - \bar{x})^2}{m(m-1)}}. \quad (5.17)$$

Эта оценка характеризует сходимость результатов отдельных наблюдений, т.е. степень их концентрации относительно среднего арифметического и, являясь случайной величиной, имеет дисперсию в m раз меньшую дисперсии случайной погрешности. Поэтому в качестве точечной оценки дисперсии среднего арифметического принимается выражение:

$$S_{\bar{x}}^2 = \frac{S_x^2}{m} = \frac{\sum_{i=1}^m (x_i - \bar{x})^2}{m(m-1)}, \quad (5.18)$$

где S_x^2 - выборочная дисперсия.

Отметим отличие между генеральными и выборочными параметрами. Генеральные параметры являются величинами постоянными, характеризующие закон распределения результатов измерений, ноотягащенные случайными погрешностями, а выборочные параметры являются величинами случайными. Поэтому выборочные параметры не равны соответствующим параметрам генеральной совокупности, но при большом числе измерений они наиболее близки к ним и точность возрастает с ростом числа измерений. В качестве меры рассеяния

используется среднее квадратическое отклонение, имеющее такую же размерность как измеряемая величина (или ее математическое ожидание).

Из (5.17) видно, что, увеличивая число измерений, можно достичь сколь угодно малой средней квадратической погрешности $S_{\bar{x}}$. Но надо отметить, что число m входит в знаменатель в степени $1/2$ и при $m \gg 10$ заметное уменьшение величины $S_{\bar{x}}$ достигается лишь при значительном числе измерений. Поэтому можно сказать, что дальнейшее увеличение числа измерений нецелесообразно. К тому же, невозможно полностью исключить систематические погрешности, и при $S_{\bar{x}}$ меньшей систематической погрешности, дальнейшее увеличение числа измерений не имеет смысла. Следует подчеркнуть, что средняя квадратическая погрешность имеет ту же размерность, что и искомая величина. При оценке качества измерений необходимо сравнивать погрешность с измеренным значением, что дает более наглядное представление о точности измерений. С этой целью вводится понятие относительной квадратической погрешности, которая безразмерна и выражается в долях или в процентах.

Относительная квадратическая погрешность отдельного измерения

$$\delta_x = \frac{S_x}{\bar{x}}, \quad (5.19)$$

а относительная квадратическая погрешность среднего арифметического

$$\delta_{\bar{x}} = \frac{S_{\bar{x}}}{\bar{x}}. \quad (5.20)$$

В практике радиометрии всегда стремятся эксперимент выполнить таким образом, чтобы относительная квадратическая погрешность каждого измерения была одинаковой.

В заключение напомним, что в приведенных выше выражениях под символом x можно подразумевать любые величины, полученные в результате измерений какой-то величины, например, число импульсов, скорость счета импульсов, активность и т.п., а также можно сказать, что дисперсия и квадратическое (стандартное) отклонение характеризуют воспроизводимость результатов измерений.

5.5. Погрешности измерений случайных величин, распределенных по закону Пуассона

Радиоактивный распад ядра – процесс, которому присущ вероятностный характер, т.к. при измерениях радиоактивности необходимо учитывать, что часто рассеяние результатов измерений одной и той же величины вызвано лишь статистическим характером радиоактивного распада, т.е. флуктуирует сама измеряемая величина. Необходимо указать, что

измеряемая величина дискретна. В этом случае распределение числа импульсов, регистрируемых детектором в течение интервала времени t подчиняется закону Пуассона. Тогда вероятность $P(N)$ того, что за выбранный промежуток времени будет зарегистрировано N импульсов, если среднее число регистрируемых импульсов за время t равно $\bar{N}$, определяется законом Пуассона и имеет вид

$$P(N) = \frac{\bar{N}^m}{m!} \exp(-\bar{N}). \quad (5.21)$$

Здесь (5.21) есть математическое выражение закона Пуассона. Напомним, что распределение Пуассона дискретно.

Дисперсия случайной величины определяется законом распределения случайной величины и не зависит от количества (числа) измерений. Увеличение числа измерений (испытаний) только увеличивает вероятность того, что статистическая дисперсия будет равна математической, определяемой законом распределения случайной величины. Если случайная величина распределена по закону Пуассона, то дисперсия равна среднему значению случайной величины — $\sigma_{\text{Пуасс}}^2 = \bar{N}$. Дисперсия характеризует рассеяние измеряемой величины. Дисперсия среднего зависит от числа испытаний. С увеличением числа испытаний дисперсия среднего уменьшается. Увеличение количества измерений распределения статистического среднего приближается к нормальному распределению.

Дисперсия пуассоновского распределения числа регистрируемых импульсов равна

$$\sigma_{\text{Пуасс}}^2 = \bar{N}. \quad (5.22)$$

Дисперсия характеризует рассеяние измеряемой величины. Соответствующее абсолютное среднее квадратическое отклонение $\sigma_{\text{Пуасс}}$ называют также абсолютной квадратической флуктуацией, чтобы подчеркнуть, что отклонение обусловлено статистикой (флуктуацией) радиоактивного распада.

Распределение Пуассона позволяет определить абсолютную квадратическую флуктуацию отдельного измерения числа импульсов N_i , зарегистрированных за время t или скорости счета импульсов n_i .

Средняя квадратическая погрешность (стандартное отклонение) отдельного измерения числа импульсов

$$\sigma_{N_{\text{Пуасс}}} = \sqrt{\bar{N}} \cong \sqrt{N_i}, \quad (5.23)$$

а средняя квадратическая погрешность среднего арифметического

$$\sigma_{\bar{N}_{\text{Пуасс}}} = \frac{\sqrt{\bar{N}}}{\sqrt{m}}, \quad (5.24)$$

где m - число измерений.

Относительная квадратическая погрешность среднего арифметического

$$\delta_{\bar{N}} = \frac{1}{\sqrt{mN}}. \quad (5.25)$$

Если имеется единичный результат измерения числа импульсов N_i и число набранных импульсов достаточно велико, то обычно принимают $N_i \approx \bar{N}$. В этом случае

$$\sigma_{N_{\text{Плыва}}} = \sqrt{N_i}, \text{ а } \delta_{N_i} = \frac{1}{\sqrt{N_i}}. \quad (5.26)$$

Следовательно, квадратическая погрешность, обусловленная статистическим характером радиоактивного распада, может быть найдена и по результату измерения. Увеличивая число зарегистрированных импульсов, можно обеспечить необходимую точность измерения.

Рассмотрим определение квадратической погрешности измерения скорости счета импульсов. Подчеркнем, что от точности определения скорости счета зависит и точность определения радиоактивности, так как $n \approx A$, где a - активность. Пусть выполнено m измерений активности радиоактивного препарата продолжительностью по t минут каждое и получены значения $N_1, N_2, N_3 \dots N_m$ числа импульсов. Для каждого i -го измерения определим скорости счета импульсов $n_1, n_2, n_3 \dots n_m$. Затем по результатам m измерений найдем среднее значение скорости счета $\bar{n}$.

Дисперсия скорости счета импульсов

$$\sigma_n^2 = \sigma^2\left(\frac{\bar{N}}{t}\right) = \frac{1}{t^2} \cdot \sigma^2(\bar{N}) = \frac{\bar{N}}{t^2} = \frac{\bar{n}}{t}. \quad (5.27)$$

Тогда средняя квадратическая погрешность отдельного измерения скорости счета импульсов

$$\sigma_n = \sqrt{\frac{\bar{n}}{t}}, \quad (5.28)$$

а средняя квадратическая погрешность измерения среднего арифметического значения скорости счета $\bar{n}$ будет равна

$$\sigma_{\bar{n}} = \frac{\sigma_n}{\sqrt{m}} = \sqrt{\frac{\bar{n}}{tm}}. \quad (5.29)$$

При единичном результате n_i

$$\sigma_{n_i} = \sqrt{\frac{n_i}{t}}. \quad (5.30)$$

Наилучшая оценка истинной дисперсии σ^2 , выраженной через результат конечного числа измерений m случайных величин имеет вид

$$D(x) = \sigma^2 = \frac{m}{m-1} S^2 = \frac{\sum_{i=1}^m (x_i - \bar{x})^2}{m(m-1)}. \quad (5.31)$$

Погрешность выборочного среднего значения будет

$$D_{\bar{x}} = \sigma_{\bar{x}}^2 = \frac{\sigma^2}{m} = \frac{\sum_{i=1}^m (x_i - \bar{x})^2}{m(m-1)}. \quad (5.32)$$

Относительная квадратическая погрешность измерения скорости счета импульсов отдельного измерения будет равна

$$\delta_n = \frac{\sigma_n}{\bar{n}} = \sqrt{\frac{\bar{n}}{t \cdot \bar{n}^2}} = \frac{1}{\sqrt{\bar{n} \cdot t}}. \quad (5.33)$$

Относительная квадратическая погрешность среднего значения скорости счета $\bar{n}$ равна

$$\delta_{\bar{n}} = \frac{\sigma_{\bar{n}}}{\bar{n}} = \frac{1}{\sqrt{t \cdot m \cdot n}}. \quad (5.34)$$

На практике радиометрических измерений оказывается необходимым получать результат измерения с заданной статистической погрешностью δ_0 . В этом случае необходимо знать время измерения препарата и фона, при которых обеспечивается заданная точность измерения

$$t_{ucm} = \frac{n_{ucm} + \sqrt{n_{ucm} \cdot n_{\phi}}}{\delta_0^2 \cdot (n_{ucm} - n_{\phi})^2}; \quad (5.35)$$

$$t_{\phi} = \frac{n_{\phi} + \sqrt{n_{ucm} \cdot n_{\phi}}}{\delta_0^2 \cdot (n_{ucm} - n_{\phi})^2}. \quad (5.36)$$

Для обеспечения максимальной точности в определении скорости счета импульсов, необходимо соблюдать рациональное соотношение между временем измерения препарата с фоном и временем измерения фона в виде

$$\frac{t_{ucm}}{t_{\phi}} = \sqrt{\frac{n_{ucm}}{n_{\phi}}}. \quad (5.37)$$

Тогда относительная погрешность определяется:

$$\delta_0 = \frac{\sqrt{\frac{n_{ucm}}{t_{ucm}} + \frac{n_{\phi}}{t_{\phi}}}}{n_{ucm} - n_{\phi}}. \quad (5.38)$$

При выбранном оптимальном соотношении t_{np} и t_{ϕ} и малом значении фона точность результата измерения возрастает. На практике, оказывается

необходимым знать какую минимальную скорость счета импульсов от источника можно зарегистрировать на радиометре, при стабильном фоне. Эту минимальную скорость счета рассчитывают:

$$n_{\min} = \frac{1 + \sqrt{1 + 4\delta_0^2 n_{\phi} t_{\text{ист}}}}{2\delta_0^2 t_{\text{ист}}}, \quad (5.39)$$

где δ_0 - относительная погрешность, долях; n_{ϕ} - скорость счета фона, имп/мин; $t_{\text{ист}}$ - время измерения препарата, с.

При единичном результате относительная квадратическая погрешность будет иметь вид

$$\delta_{n_i} = \frac{1}{\sqrt{n_i} \cdot t} = \frac{1}{\sqrt{N_i}}. \quad (5.40)$$

Из (5.33), (5.34), (5.40) можно сделать вывод, что относительная квадратическая погрешность уменьшается с увеличением регистрируемой скорости счета импульсов и продолжительности отдельного измерения, т.е. с увеличением общего числа зарегистрированных импульсов. Поэтому можно сказать, что средняя квадратическая погрешность S_n , определяемая из выборочной дисперсии представляет собой суммарную погрешность измерений среднеквадратической погрешности σ_n , обусловленная статистическим характером радиоактивного распада, входит в суммарную погрешность и определяет ее минимально возможную величину, поэтому $S_n \geq \sigma_n$.

5.6. Проверка гипотезы о пуассоновском характере распределения результатов измерений активности

При обработке результатов эксперимента может возникнуть вопрос относительно закона распределения значений измеряемой величины. Например, значений измеряемой активности источника в той генеральной совокупности, из которой берется случайная выборка. Обычно при обработке экспериментального материала предполагают, что имеемые исходные данные распределены по закону Гаусса. Поэтому часто в экспериментальной работе не проводят оценку близости наблюдаемого распределения к распределению Гаусса, хотя, строго говоря, в каждом конкретном случае предположение о нормальности распределения нуждается в статистической проверке. Вполне понятно, что выводы, получаемые методом статистического анализа, будут справедливы лишь в той мере, в какой оправдываются допущения о нормальном законе распределения. В данном вопросе рассмотрим лишь критерий для проверки предположения о том, что имеет ли место распределение Пуассона. Необходимость проверки гипотезы Пуассоновского

распределения результатов измерения активности исходит из самой природы радиоактивного распада, т.к. за время t на входное окно детектора попадает какое-то число частиц. Для оценки разброса отдельных значений (дисперсии) необходимо знание закона распределения случайных величин. Необходимо проверить согласуются ли экспериментальные данные с гипотезой, что случайная величина подчинена закону Пуассона. А это решается проверкой на соответствие критериев согласия того, что полученное экспериментально распределение подчиняется тому или иному закону. Существует несколько критериев оценки степени согласованности экспериментального статистического и теоретического распределений критериев согласия Пирсона, Колмогорова.

Если при измерении активности источника число импульсов, регистрируемых детектором, распределено по закону Пуассона (7.21), то можно заключить, что рассеяние результатов обусловлено только статистическим характером радиоактивного распада, а другие случайные погрешности отсутствуют. В этом случае, в качестве показателя точности измерений скорости счета импульсов можно принять среднеквадратическую погрешность $\sigma_{\bar{n}Пуласс}$.

Если распределение числа регистрируемых импульсов отклоняется от закона Пуассона, то это свидетельствует о наличии случайных погрешностей, не связанных со статистическим характером радиоактивного распада. В этом случае в качестве показателя точности измерений средней частоты следует принять квадратическое отклонение S_n . В этом случае определяется близость полученных результатов распределения.

Для оценки степени близости получаемого распределения результатов измерения к распределению Пуассона вводят критерий $\chi^2_{экс}$, определяемый выражением [27]

$$\chi^2_{экс} = (m-1) \frac{S_n^2}{\sigma_{\bar{n}Пуласс}^2} = \frac{\sum_{i=1}^m (N_i - \bar{N})^2}{\bar{N}}, \quad (5.41)$$

где S_n^2 - выборочная дисперсия, определяемая по закону Гаусса; $\sigma_{\bar{n}Пуласс}^2$ - дисперсия пуассоновского распределения.

Для оценки близости скорости счета к распределению по закону Пуассона критерий $\chi^2_{экс}$ рассчитывается по формуле

$$\chi^2_{экс} = (m-1) \frac{S_n^2}{\sigma_{П(n)}^2} = \frac{\sum_{i=1}^m (n_i - \bar{n})^2}{\bar{n}/t}. \quad (5.42)$$

Если вычисленное по (5.41) экспериментальное значение критерия $\chi^2_{экс}$ превышает критическое значение для 5%-го уровня значимости $\chi^2_{0,05}$ при

данном числе степеней свободы $f = m - 1$, т.е. $\chi_{\text{экс}}^2 \geq \chi_{0,05}^2$, то делают выводы, что результаты измерений не распределены по закону Пуассона. Величину $\chi_{0,05}^2(f)$ определяют из табл. 1 прил. 11. В случае противоположного исхода, т.е. при $\chi_{\text{экс}}^2 < \chi_{0,05}^2$ - принимают пуассоновский характер наблюдаемого распределения. Так как значение полученного критерия будет зависеть от стабильности работы установки при длительном измерении, то при $\chi_{\text{экс}}^2 < \chi^2$ делают вывод, что установка работает стабильно при длительном режиме работы, сравнивая рассчитанное значение $\chi_{\text{экс}}^2$ с табличным значением χ^2 табл. 2 прил. 11. При этом, если $\chi_{\text{экс}}^2 < \chi^2$ делают вывод, что установка работает стабильно при длительном режиме ее работы. А если $\chi_{\text{экс}}^2 \geq \chi^2$, то установка работает не стабильно при длительном режиме ее работы.

При кратковременном режиме работы радиометрической установки и небольших количествах измерений стабильность её работы определяется по критерию α и рассчитывается по формуле [24]

$$\alpha = \frac{|n_1 - n_2|}{\sqrt{\frac{n_1 - n_2}{t_{\text{изм}}}}} \quad (5.43)$$

При значении критерия $\alpha \geq 2$ считают, что установка работает нестабильно при кратковременном режиме работы.

Причем кратковременным режимом работы установки считается ее работа в течение одной смены до 7 ч.

5.7. Методы исключения грубых погрешностей

Метод определения грубых погрешностей радиометрических измерений предназначен для обнаружения и исключения из результатов измерений грубых погрешностей или аномальных результатов.

Принцип решения вопроса об аномальности результатов нескольких измерений заключается в том, что по результатам измерений рассчитывается оценка среднеквадратической погрешности отдельного измерения. Величину разницы сравнивают с оценкой среднеквадратического отклонения. При превышении табличных данных для заданной вероятности результат измерения имеет грубую погрешность и исключается из расчетов.

Среднеквадратическая погрешность (отклонение) отдельного измерения определяется (3)

$$S_x = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^m (x_i - \bar{x})^2}{m-1}}, \quad (5.44)$$

где x_i - результат i -го измерения; $\bar{x}$ - среднеарифметический результат измерений; m - количество измерений.

Определяется разница между наибольшим (наименьшим) результатом измеренной и среднеарифметической величиной. Рассчитывается отношение полученной разницы к среднеквадратической погрешности:

$$\beta = \frac{|x^* - \bar{x}|}{S_x}. \quad (5.45)$$

Полученный результат сравнивают с табличным значением прил. 12 и, если $\beta > \beta_{\text{табл}}$, подозреваемый в аномальности результат измерения аномален, то исключается из расчетов.

При двух измерениях пригодность результатов устанавливают с доверительной вероятностью 0,95 по формуле

$$\frac{x_1 - x_2}{S_x} > 2,8. \quad (5.46)$$

При подобном соотношении считается, один из результатов имеет грубую погрешность и измерение повторяют.

Рассмотренный критерий позволяет выявить одну грубую погрешность. Если имеются два результата, вызывающих сомнения, то поступают следующим образом. Пусть вызывающий сомнения максимальный $X_{\max}$ и минимальный $X_{\min}$ результаты. В этом случае оценивается сначала один из этих результатов и, если он отбрасывается, то вычисляют $\bar{x}$ и S_x по остальным $m - 1$ измерениям и оценивают второй результат.

Если сомнительны два наибольших или два наименьших результата, то сначала оценивается тот результат, который ближе к $\bar{x}$. При этом x и S_x подсчитываются по $m - 1$ измерениям. Если этот результат можно отбросить, то отбрасывают результат (больший или меньший по величине). В противном случае - производят оценку наибольшего или наименьшего результата. При этом $\bar{x}$ и S_x подсчитывают по всем m измерениям.

5.8. Построение доверительных интервалов

Величины $\bar{x}$ и S_x^2 являются точечными оценками генеральных параметров. Приближенные равенства $\bar{A}_{\text{ист}} \approx \bar{x}$ и $\sigma^2 \approx S_x^2$ не дают представления о точности, с которой установлены значения ε . Поэтому

при обработке экспериментальных данных применяют методы интервального оценивания, которые позволяют досчитать границы интервала, внутри второго с заданной вероятностью может находиться значение генерального параметра. Величина такого интервала определяет точность результата измерений, а вероятность того, что оцениваемый параметр будет находиться в пределах этого интервала, характеризует надежность оценки. Иными словами, вполне определенной оценкой неизвестного параметра, например, генерального среднего $\bar{A}_{ист}$ или генеральной дисперсии σ^2 будет только интервальная оценка.

Отдельное измерение не может дать точного значения измеряемой величины. При проведении многократных прямых равноточных измерениях будут получаться результаты, колеблющиеся около некоторого результата в пределах класса точности измеряемого прибора (его систематической ошибки). Если при этом возможны случайные ошибки, то следует стремиться уменьшать случайные ошибки за счет увеличения числа измерений.

Мерой рассеяния отдельных измерений от среднего значения результатов этих измерений является среднее арифметическое значение квадратов отклонений каждого измерения от среднего значения результата (дисперсии). Величину, равную корню квадратному из дисперсии, называют среднеквадратическое отклонение результата измерения.

При ограниченном числе измерений, можно найти только среднеквадратическое отклонение среднего арифметического (5.47).

$$S_{\bar{x}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^m (x_i - \bar{x})^2}{m(m-1)}}. \quad (5.47)$$

Под значением x подразумеваются число импульсов N за время измерения t , скорость счета импульсов n , активность A .

Доверительным интервалом любого неизвестного параметра называют такой числовой интервал, внутри которого с заданной доверительной вероятностью может находиться значение этого параметра.

Доверительные границы случайных погрешностей вычисляют по значению $S_{\bar{x}}$ среднеквадратической погрешности среднеарифметических результатов измерений по формуле

$$\varepsilon_p = t_{pm} \cdot S_{\bar{x}}, \quad (5.48)$$

где t_{pm} – коэффициент Стьюдента для доверительной вероятности P (0,95; 0,995).

Коэффициент Стьюдента t_{pm} зависит от числа измерений m и доверительной вероятности и определяется по таблице прил. 13, куда входят по значениям t_{pm} и m .

Для уменьшения случайных погрешностей необходимо улучшать точность измерения или увеличивать число измерений. Улучшение точности измерения возможно при совершенствовании аппаратуры и отработки качества методики. Но проводя измерения, оператор для уменьшения случайных ошибок может лишь увеличивать количество измерений. Но в каждом случае эксперимента необходимо знать, какое число измерений следует провести, чтобы получить минимальную ошибку при определении доверительной вероятности. При этом обязательным условием является $\varepsilon_p \ll \delta_0$, когда доверительный интервал с выбранной доверительной вероятностью (чаще $P = 0,95$), существенно меньше величины относительной ошибки. Для оценки необходимого числа измерений заранее задаются значением доверительной вероятности (0,95 или выше) и доверительным интервалом ε_p , выраженного в долях, выбирают возможное число измерений. Если не устраивает число, то по возможности меняют методику измерений.

Статистические погрешности прямых измерений единичных измерений при радиометрических измерениях активности источника определяют по количеству зарегистрированных импульсов за определенное время. Статистический характер радиоактивного распада обуславливает случайную погрешность при регистрации ионизирующего излучения. При общем числе зарегистрированных импульсов N среднеквадратическое отклонение будет составлять $\sqrt{N}$.

Распределение Пуассона, в отличие от нормального, дискретно: N - целое положительное число внутри которого с заранее заданной доверительной вероятностью может находиться истинное значение параметра. Одновременно устанавливается уровень значимости p - вероятность появления отклонений, лежащих вне доверительных границ: $p = 1 - q$. Ширина этого интервала определяет точность результата измерений, а доверительная вероятность характеризует надежность оценки. Доверительные интервалы обычно вычисляют для 95%-ой вероятности ($P = 0,95$; $q = 0,05$).

Доверительный интервал нужен как для корректного представления экспериментальных данных, так и для построения графиков, особенно при отсутствии теоретического описания данных. Экспериментальную кривую можно проводить в любых местах доверительных интервалов. Приведем определения некоторых понятий оценкой, применяемых при интервальном оценивании.

Доверительным интервалом любого неизвестного параметра называют такой числовой интервал внутри которого с заданной доверительной вероятностью может находиться значение этого параметра,

т.е. можно сказать, что доверительный интервал с заданной точностью включает истинное значение измеряемой величины.

Доверительные интервалы строят, основываясь на распределении СТЬЮДЕНТА, которым называют распределение случайной величины (СТЬЮДЕНТ – псевдоним английского математика и химика В.С. Госсет, публиковавшим свои работы под этим псевдонимом).

Нижняя и верхняя границы доверительного интервала называются доверительными границами, доверительные границы определяют как функции от результатов в m измерений, составляющих выборочную совокупность, и, вследствие случайного характера выборки сами являются случайными величинами. Вероятность того, что данный интервал содержит в себе истинное значение параметра, называется доверительной вероятностью.

Обычно доверительная вероятность задается одним из трех уровней точности 0,95; 0,99; 0,999. И чем больше значение уровня доверительной вероятности, тем выше точность, тем меньше ширина доверительного интервала, характеризующая погрешность оценивания. Величина $1 - P = q$ называется уровнем значимости. Уровень значимости показывает насколько точно наше суждение о значении генерального параметра (при интервальном оценивании) лежит в пределах доверительного интервала, и будет казаться ошибочным или верным. При оценивании генеральных параметров берутся симметричные доверительные интервалы.

5.9. Доверительный интервал для генерального среднего в случае распределения Пуассона

Доверительный интервал для генерального среднего скорости счета $\mu_{\bar{n}}$ будет

$$\bar{n} - t_n \frac{\sigma_{nПл\gamma a}}{\sqrt{m}} < \mu_n < \bar{n} + t_n \frac{\sigma_{nПл\gamma acc}}{\sqrt{m}}, \quad (5.49)$$

где t_n - границы доверительного интервала для нормированной случайной величины. При заданной - доверительные вероятности значения t_n приведены в таблице вероятности накопления нормированной случайной величины внутри интервала $(-t_n, t_n)$ [27].

P	0,683	0,8	0,866	0,9	0,95	0,995	0,99	0,997	0,999
t_n	1	1,281	1,5	1,645	1,96	2	2,576	3	3,291

Половина ширины доверительного интервала есть доверительная погрешность среднего значения величины, например, среднего значения скорости счета $\bar{n}$. Обозначив доверительную погрешность $\Delta\mu_{\bar{n}}$ будем иметь

$$\Delta\mu_n = \pm t_n \frac{\sigma_{nПл\gamma acc}}{\sqrt{m}} = \pm t_n \sqrt{\frac{\bar{n}}{t \cdot m}}. \quad (5.50)$$

Тогда можно сказать, что при доверительной вероятности Р значения генерального среднего скорости счета лежат в интервале

$$\bar{n} \pm \Delta\mu_n.$$

Интервал значения генерального среднего при данной доверительной вероятности ΔP находится с помощью распределения Стьюдента, и применительно к рассмотренному примеру будем иметь:

$$\bar{n} - t_{pm} \frac{S_n}{\sqrt{m}} \triangleleft \mu_{\bar{n}} \triangleleft \bar{n} + t_{pm} \frac{S_n}{\sqrt{m}}. \quad (5.51)$$

Здесь t_{pm} - критическое значение случайной величины, имеющей распределение Стьюдента при данной доверительной вероятности Р и числе степеней свободы $f = m - 1$ величина t_{pm} определяется из таблицы по данным значениям Р и f , тогда доверительная погрешность среднего значения

$$\Delta p = \pm t_{pm} \frac{S_n}{\sqrt{m}} = \pm t_{pm} \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^m (n_i - \bar{n})^2}{m(m-1)}}. \quad (5.52)$$

7.10. Доверительный интервал для дисперсии

Доверительный интервал для генеральной дисперсии обычно указывается при исследовании рассеяния экспериментальных данных, например, при оценке воспроизводимости методики, для оценки доверительных границ генеральной дисперсии с доверительной вероятностью Р пользуются неравенством:

$$\frac{(m-1)S_n^2}{\chi_{p_2}^2} \triangleleft \sigma_n^2 \triangleleft \frac{(m-1)S_n^2}{\chi_{p_1}^2}, \quad (5.53)$$

где χ_p^2 - критерии определяется установленным уровнем значимости при данном числе степеней свободы $f = m - 1$. Обычно уровни значимости выбирают

$$p_1 = \frac{1}{2}(1 + p) \quad \text{и} \quad p_2 = \frac{1}{2}(1 - p). \quad (5.54)$$

Значения χ_p находят из таблицы по данным p_1 и p_2 числу степеней свободы f . Границы для генерального квадратического отклонения в соответствии находятся для отдельного измерения как

$$\frac{\sqrt{m-1}}{\sqrt{\chi_{p_2}^2}} S_n \triangleleft \sigma_n \triangleleft \frac{\sqrt{m-1}}{\sqrt{\chi_{p_1}^2}} S_n, \quad (5.55)$$

а для среднего значения в $\sqrt{m}$ раз меньше.

Влияние фона на точности измерения активности препарата. Фон радиометрической установки вносит свою долю в величину погрешности измерения активности радиоактивного препарата. Особенно велико влияние фона на точность измерений активности при регистрации малых активностей, когда скорость учета импульсов от препарата соизмерима со скоростью счета импульсов фона. Как известно, скорость счета импульсов от препарата определяется выражением:

$$n_o = n_{\Sigma} p(\tau_p) - n_{\phi},$$

здесь n_{Σ} - скорость счета импульсов от препарата и фона; n_{ϕ} - скорость счета импульсов фона.

Прежде чем приступить к определению погрешности измерения n_o укажем на следующее, величина n_o есть функция двух непосредственно измеряемых величин n_{Σ} и n_{ϕ} причем эти величины отягощены случайными погрешностями. Согласно правилу сложения статистических количеств дисперсия величины, определяемой как сумма или разность двух независимых случайных величин (в данном случае разность n_{Σ} и n_{ϕ}) равна сумме дисперсий этих величин. Тогда дисперсия n_o определится как

$$\sigma^2(n_o)_{\Pi} = \sigma^2(n_{\Sigma})_{\Pi} + \sigma^2(n_{\phi})_{\Pi}. \quad (5.56)$$

При рассмотрении (5.56) необходимо помнить, что погрешности измеренных величин n_{Σ} и n_{ϕ} обусловлены только статистическим характером радиоактивного распада и, следовательно, результаты измерений распределены по закону Пуассона. Поэтому среднеквадратическая погрешность измерения скорости счета от препарата определяется соотношением:

$$\sigma(n_o)_{\Pi} = \sqrt{\sigma^2(n_{\Sigma})_{\Pi} + \sigma^2(n_{\phi})_{\Pi}}. \quad (5.57)$$

Подставив значения дисперсий (7.57) будем иметь:

$$\sigma(n_o)_{\Pi} = \sqrt{\frac{n_{\Sigma}}{t} + \frac{n_{\phi}}{t_{\phi}}}, \quad (5.58)$$

где t_0 и t_{ϕ} – время измерения препарата и фона соответственно.

Таким образом, среднеквадратическая погрешность измерений скорости счета n_0 :

$$\sigma(n_o)_{\Pi} = \sqrt{\frac{N}{t^2} + \frac{N_{\phi}}{t_{\phi}^2}} = \sqrt{\frac{n}{t} + \frac{n_{\phi}}{t_{\phi}}}. \quad (5.59)$$

Относительная среднеквадратическая погрешность измерений активности A равна относительной погрешности измерений скорости счета n_0 и находится по формуле

$$\delta = \frac{\sigma(n_o)_\Pi}{n_0} = \frac{\sqrt{\frac{n}{t} + \frac{n_\phi}{t_\phi}}}{n_\Sigma - n_\phi} = \frac{\sqrt{1 + \frac{n_\phi}{n_0}} + \sqrt{\frac{n_\phi}{n_0}}}{\sqrt{n_0 t}}, \quad (5.60)$$

где $t = t_n + t_\phi$ - сумма времени измерения препарата и фона.

Следует отметить, что формулы для оценки погрешностей (5.57) и (5.60) справедливы только при условии, что величины n , n_ϕ и n_0 , которые по своей природе являются случайными, во-первых, распределены нормально (т.е. согласно такому распределению Гаусса, у которого дисперсия равна среднему значению); а во-вторых, величина n заметно превышает n_0 . Если эти условия не исполняются, то использование этих формул может приводить к значительным неточностям. Подобная ситуация возникает при измерениях малых активностей. В этом случае $n \approx n_\phi$ и распределение случайной величины n_0 может очень сильно отличаться от нормального.

Формулы (5.60) можно применить при условии:

$$\delta \leq 0.25. \quad (5.61)$$

Т.е. относительная среднеквадратическая погрешность измерений активности A не должна превышать 25 %.

При измерении больших активностей, когда $n_o \gg n_\phi$, т.е. $\frac{n_\phi}{n_o} \ll 1$ величины погрешностей $\sigma(n_o)_\Pi$ и δ вычисляются как в случае прямых измерений:

$$\sigma(n_o)_\Pi = \sqrt{\frac{n_o}{t_o}}; \quad \delta = \frac{1}{\sqrt{n_o t_o}}.$$

Поэтому можно заключить, что если общее время измерений $t = t_n + t_\phi$ фиксировано, то при некотором оптимальном соотношении t_n/t_ϕ погрешность измерения будет наименьшей.

5.11. Радиоактивность как статистическое явление

Вероятность радиоактивного распада – индивидуальное свойство каждого ядра и определяется только внутриядерными возмущениями и независимо от внешних физических и химических условий. Радиоактивный распад имеет статистическую природу, а атомные ядра превращаются независимо друг в друга и каждый радионуклид имеет

характерную для него вероятность распада. Ни об одном из ядер никогда невозможно заведомо сказать, когда оно распадется, ибо этот распад носит случайный характер, т.е. для отдельного атома нестабильного нуклида нельзя предсказать момент времени его превращения.

Продолжительность жизни каждого из радиоактивных ядер не задана точно, а лежит в пределах времени от 0 до ∞ , и вероятность того, что распад происходит в бесконечно малом интервале времени от t до dt , равняется $d\omega = e^{-\lambda t} dt$. За время, равное периоду полураспада $T_{1/2}$, в среднем распадается половина первоначально имевшихся радиоактивных ядер. А фактически число ядер, распадающихся при этом, может заметно отклоняться как в меньшую, так и в большую сторону.

Так как в процессе распада может испускаться большое количество ядер, то такая большая совокупность случайностей может характеризоваться определенными законами, которые называются статистическими. Следовательно, статистические законы описывают не индивидуальные свойства отдельных частиц, составляющих систему, а лишь средние значения различных физических величин. На радиоактивность не оказывают влияния внешние воздействия: электрические и магнитные поля, нагревание, давление, агрегатное состояние и т.д. Явление радиоактивности всегда сопровождается выделением энергии. Нуклид является стабильным относительно радиоактивного распада, если его масса меньше суммы масс всех продуктов, образующихся при предполагаемом распаде. Поэтому радиоактивный распад возможен только в том случае, если эта сумма масс будет меньше массы исходного нуклида. По типу испускаемых частиц различают следующие виды радиоактивного распада:

- α -распад;
- β -распад, который подразделяется на β^- -распад и β^+ -распад и электронный захват (э.з.);
- эмиссия γ -квантов, электронов конверсии;
- спонтанное деление.

Нуклиды, находящиеся в сравнительно сильно возбужденном состоянии, могут также распадаться путем испускания так называемых запаздывающих нейтронов или протонов. Радиоактивный распад относится к ядерным превращениям. Его особенность заключается в том, что он происходит **спонтанно**, без внешнего воздействия.

Закон радиоактивного распада и является статистическим законом и, как все статистические законы, он имеет вероятностный характер, т.е. характеризует поведение систем в среднем при возможных случайных отклонениях от него.

Беспорядочные отклонения случайных величин в обе стороны от их средних значений называются флуктуациями. Когда говорят о вероятности, то понимается как случайное событие, наступление которого нельзя гарантировать, но которое возможно.

Согласно теории распада убыль числа не распавшихся ядер за малый промежуток времени dt пропорциональна имеющимся в данный момент времени числу активных ядер:

$$dN = -\lambda N dt, \quad (5.62)$$

где λ - постоянная распада.

Принимая значение число не распавшихся ядер в начальный момент времени равный N_0 и интегрируя, получим закон изменения числа не распавшихся ядер со временем

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t}. \quad (5.63)$$

Тогда число ядер распавшихся за время t выражается формулой

$$\Delta N = N_0 - N(t) = N_0(1 - e^{-\lambda t}). \quad (5.64)$$

Вероятность распада отдельно взятого радиоактивного ядра в течение времени t равна

$$P = \Delta N / N_0 = 1 - e^{-\lambda t}. \quad (5.65)$$

А плотность вероятности можно выразить

$$dP/dt = \lambda e^{-\lambda t}. \quad (5.66)$$

Факт распада ядра подтверждается путем регистрации испускаемых в процессе распада частиц. В практике радиометрических измерений никогда не удастся зарегистрировать все акты распада, и число зарегистрированных частиц обусловлено геометрическими условиями измерений, характеристиками источника, содержащего радиоактивные ядра, методом регистрации испускаемых частиц и параметрами детектора. Можно лишь подтвердить, что число зарегистрированных частиц пропорционально числу распадов и закон распределения числа срабатываний детектора за фиксированный промежуток времени t совпадает с законом распределения распадов.

5.12. Понятие неопределенности измерений

В связи с интенсивной интеграцией в Европейское и Мировое сообщество появилась необходимость принятия новых понятий, стандартов и нормативных документов в области метрологии, в целях устранения барьеров в торговом, промышленном, научном и культурном сотрудничестве.

Необходимость восстановления пробела в международном подходе к оцениванию качества измерений требует рассмотрения основных понятий неопределенности измерений и понимания оформления окончательного представления результата. Для исключения разночтений в итоговых результатах измерений, обеспечения полной информации по составлению

отчетов в неопределенности измерений, предоставления основ для международного сличения результатов измерений и предоставления универсального метода для выражения и оценивания неопределенности результата измерений появилась необходимость непосредственного использования неопределенности.

Неопределенность измерений это параметр, связанный с результатом измерений и характеризующий рассеяние значений, которые можно приписать измеряемой величине. Термин неопределенность означает сомнение. Неопределенность измерения выражает сомнение в отношении полученной оценки измеряемой величины. В документе Международной организации стандартизации приведено следующее определение неопределенности измерения. «Неопределенность (измерения) – параметр, объединенный с результатом измерения, который характеризует дисперсию (рассеивание) значений измеряемой величины, которые могут быть обоснованно приписаны измеряемой величине». Определение неопределенности измерения является рабочим, которое направлено на результат измерения и его оцененную неопределенность. Однако оно не противоречит другим понятиям неопределенности измерения, как:

- мера возможной погрешности оцененного значения измеряемой величины, полученной как результат измерения;
- оценка, характеризующая диапазон значений, в пределах которого находится истинное значение измеряемой величины.

Результата неопределенности измерений могут записываться в виде: стандартной неопределенности, комбинированной стандартной неопределенности, расширенной неопределенности (рис. 5.2).



Рис. 5.2. Формы представления неопределенности результата измерения

Стандартная неопределенность $u(X)$ это неопределенность результата измерения, выраженная в виде СКО, известному значению S_x и записывается в виде

$$u(X) = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^m (X_i - \bar{X})^2}{m-1}}. \quad (5.67)$$

Комбинированная (суммарная) стандартная неопределенность есть стандартная неопределенность результата измерения, используемая в

случае, когда результат измерения получен при измерении других величин (например, дисперсии), равная положительному корню из суммы составляющих (дисперсий или ковариаций измеренных величин), взвешенных в соответствии с влиянием, которое оказывают измеренные величины на результат измерения. Рассчитывается суммарная стандартная неопределенность по формуле

$$u_c(X) = \sqrt{u^2(X) + u^2(\delta) + \sum_{j=1}^J c_j^2 u^2(z_j)}, \quad (5.68)$$

где $u^2(\delta)$ - учитывает неточность аттестации стандартных образцов; $\sum_{j=1}^J c_j^2 u^2(z_j)$ - описывает вклад неопределенности, обусловленной матричными эффектами, в отечественной литературе не рассматривается из-за малых значений.

Расширенная неопределенность U есть величина интервала вокруг результата измерения, в пределах которого попадает большая часть распределения значений, которые с определенным основанием приписаны измеряемой величине. Расширенная неопределенность - это половина ширины какого-то интервала вокруг оценки величины с установленной покрывающей вероятностью и рассчитывается по формуле

$$U = k \cdot u_c(X), \quad (5.69)$$

где k - коэффициент охвата; $u_c(x)$ - суммарная стандартная неопределенность.

Коэффициент охвата k используется как множитель суммарной неопределенности для получения расширенной неопределенности и обычно находится в диапазоне от 2 до 3. Для специфических требований k может выходить за эти пределы. На практике нужно выбрать покрывающий фактор k , который обеспечил бы интервал, соответствующий покрывающей (доверительной) вероятности P , который равен 95 % или 99 %. Значение k от 2 до 3 выбирается на основе уровня доверия и соответствуют значениям доверительной вероятности $P \cong 0,954$ и $\cong 0,997$.

Для оценивания неопределенности результата измерения необходимо отметить, что она обычно состоит из нескольких компонентов, которые могут быть сгруппированы в две категории в соответствии со способом их оценивания (рис. 5.4) [27]: оценивание неопределенности измерения типа А, оценивание неопределенности измерения типа В.

Оценивание неопределенности измерения типа А (оценивание типа А):

- метод оценивания неопределенности на основе статистического анализа ряда наблюдений, полученных при измерениях в повторяющихся условиях.

Оценивание неопределенности измерения типа В (оценивание типа В):

- метод оценивания неопределенности измерения другими способами по сравнению со статистическим анализом значений величины, полученных при измерении.

Примеры составляющих неопределенности, оцениваемые по типу В:

- объединенные с опубликованными значениями величин;
- объединенные со значениями величин сертифицированных опорных материалов;
- полученные из калибровочных сертификатов с учетом возможного дрейфа;
- полученные из класса точности поверенного средства измерений;
- полученные из собственного опыта.

Это подтверждает, что любая методика оценивания неопределенности должна содержать отчет со списком составляющих и способами их оценивания и объединения (бюджет неопределенности).

Составляющие с оцениванием типа А характеризуются дисперсией S_i^2 (или СКО S_i) и числом степеней свободы n_i , которое зависит от количества измерений; если необходимо, приводится ковариация.

Компоненты категории типа В характеризуются величинами u_j^2 , которые могут быть рассмотрены с приближением, как соответствующие дисперсиям; величины u_j рассматриваются подобно СКО.

К категории А относят составляющие, численные значения которых получены на основе статистического анализа экспериментальных данных. Это стандартные отклонения (средние квадратические отклонения). При достаточно большом числе наблюдений данные оценки (среднее арифметическое значение и стандартное отклонение) являются наилучшими. Составляющие, относимые к категории В, оцениваются любым другим способом, кроме статистического анализа. Для их оценки используется аппарат субъективной теории вероятностей на основе априорной информации - справочных материалов, экспертных оценок, данных предварительных измерений и т.д. Таким образом, неопределенность измерения включает много составляющих.

Некоторые из этих составляющих могут быть охарактеризованы статистическим распределением результатов ряда измерений и могут быть охарактеризованы СКО. Это составляющие с оцениванием типа А. Другие составляющие также могут быть охарактеризованы СКО, но полученным на основании принятого (от себя) распределения плотности вероятности с использованием опыта экспериментатора или другой информации. Это составляющие с оцениванием типа В.

Таким образом, классификации неопределенностей и погрешностей измерений не являются альтернативными и взаимно дополняют друг друга.

Термины доверительный интервал или доверительная вероятность имеют специфические определения статистики и применяются в случае,

когда и расширенная неопределенность и компоненты S_i получены оцениванием типа А. Таким образом, в общем случае слово “доверительный” не относится к интервалу.

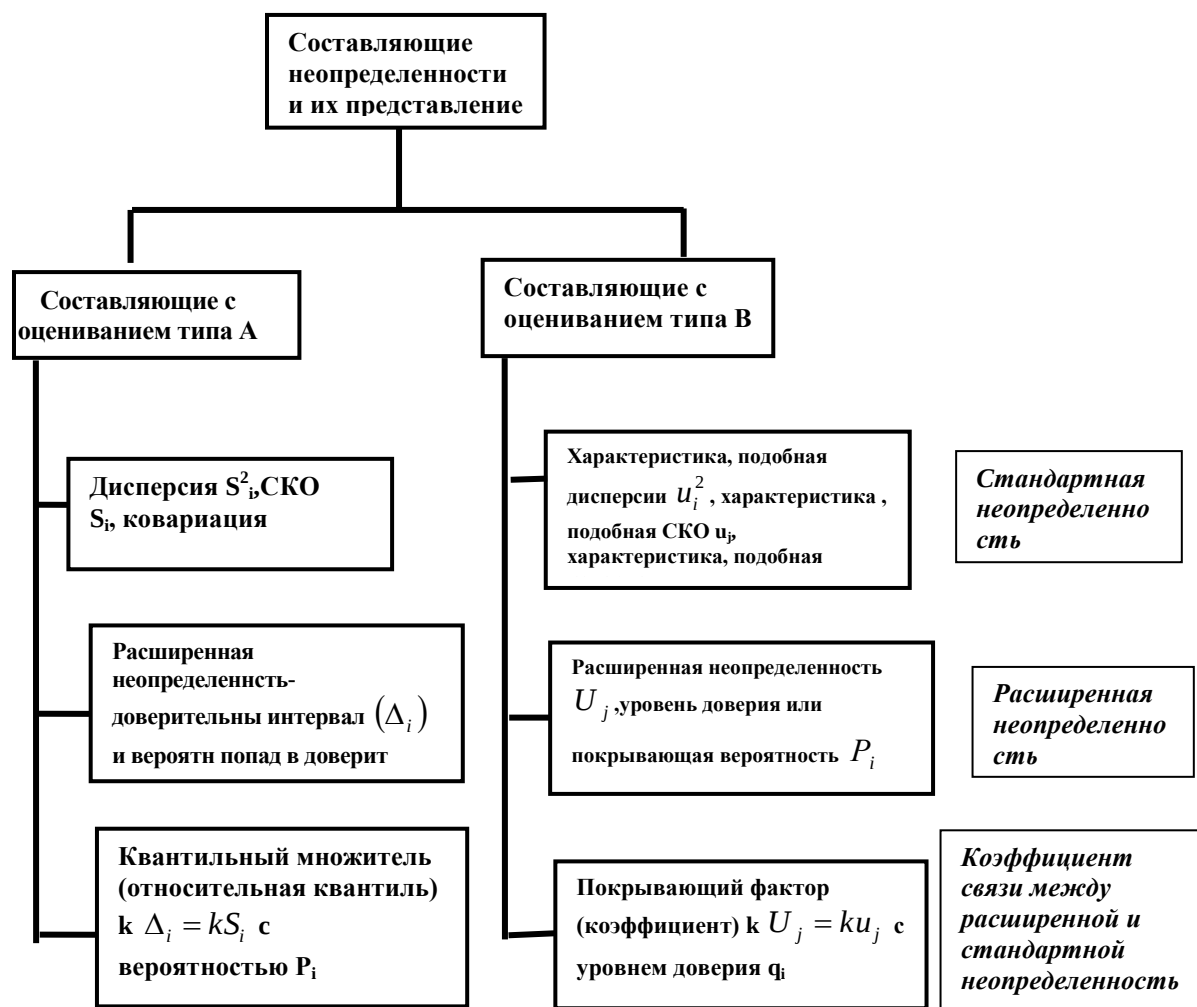


Рис. 5.3. Классификация составляющих неопределенности в зависимости от способа оценивания

С учетом оценивания типа В расширенная неопределенность – это интервал, а P в этом случае – покрывающая вероятность или уровень доверия к данному интервалу. Таким образом, в общем случае расширенная неопределенность это половина покрывающего интервала.

Покрывающий интервал – интервал значений, которые принадлежат измеряемой величине, и, основываясь на имеющейся информации, покрывает их с высокой вероятностью. Ниже приведена табл. 5.2 с терминологическими отличиями концепции неопределенности от классической теории точности.

Покрывающая вероятность – вероятность, объединенная с покрывающим интервалом.

Покрывающий фактор – число, на которое умножают стандартную неопределенность результата измерения, чтобы получить расширенную

неопределенность измерения. При планировании процедуры измерения может быть задана неопределенность.

Т а б л и ц а 5.2

**Термины - примерные аналоги концепции неопределенности
и классической теории точности**

Классическая теория	Концепция неопределенности
Погрешность результата измерения	Неопределенность результата измерения
Случайная погрешность	Неопределенность, оцениваемая по типу А
Неисключенная систематическая погрешности	Неопределенность, оцениваемая по типу Б
СКО (стандартное отклонение) погрешности результата измерения	Стандартная неопределенность результата измерения
Доверительные границы результата измерения	Расширенная неопределенность результата измерения
Доверительная вероятность	Вероятность охвата (покрытия)
Квантиль (коэффициент) распределения погрешности	Коэффициент охвата (покрытия)

Заданная неопределенность – неопределенность измерения, сформулированная как цель и найденная на основе определенных требований к результату измерения.

Переход от стандартной к расширенной неопределенности U осуществляется с помощью покрывающего фактора (коэффициента), который выбирается на основании требуемого для интервала уровня доверия. Обычно k находится в пределах от 2 до 3. Однако для специфических требований k может выходить за эти пределы. На практике нужно выбрать покрывающий фактор k , который обеспечил бы интервал, соответствующий покрывающей вероятности P , который равен 95 % или 99 %. Приблизительные рекомендации [3]: $k = 2$ для 95 % и $k = 3$ для 99 %.

Представление результата измерения в концепции неопределенности весьма неоднозначна. Помимо принятых видов неопределенности при записи результата может быть представлен комментарий с указанием числа степеней свободы (числа измерений), вида распределения, условий проведения опыта и т.д. Необходимо отметить несколько основных правил записи результата измерений.

1. Поскольку неопределенность является оценкой погрешности измерения, то ее по существу нельзя приводить с очень большой точностью.

Если вычисляется поправка на разрешающее время $P(\tau_p)$, то абсурдно представлять результат в виде

$$P(\tau_p) = (1,2 \pm 0,14385). \quad (5.70)$$

Не корректно, чтобы погрешность в записи результата стандартной неопределенности была известна до четырех значащих цифр. Достаточно при написании результата высокоточного измерения приводить с двумя значащими цифрами, а при остальных измерениях достаточно ограничиться одной. Существует определенный порядок записи неопределенности.

1. При записи значения неопределенности указывается не более 2-х значащих цифр (I).

2. В начальной учебной лаборатории значения неопределенности должны округляться до одной значащей цифры (II).

3. Если первые значащие цифры неопределенности 1,2,3 при ее представлении указывают две значащие цифры (III).

В итоге, если некоторый расчет неопределенности приводит к значению $\Delta = 0,14385$, то это значение должно быть округлено, например до $\Delta = 0,14$ и вывод следует переписать как измеренное значение

$$P(\tau_p) = (1,2 \pm 0,14). \quad (5.71)$$

Существует одно важное исключение из правила (I). Если первая цифра в неопределенности 1, то, возможно, лучше сохранить две значащие цифры в неопределенности. Например, если некоторый расчет для неопределенности имеет значение $\Delta = 0,14$, то округлять это значение до $u = 0,1$, значит на 40 % уменьшить неопределенность; поэтому правильным было бы сохранить две цифры и привести $\Delta = 0,14$.

Тот же аргумент, вероятно, можно привести, если первая цифра это 2 и 3, но уже определенно нельзя, если она 4.

Анализировать, какие цифры в измеренном значении являются значащими. Для этого используют правило (IV).

Последняя значащая цифра в любом приводимом значении измеряемой величины обычно должна быть того же порядка (находиться в той же десятичной позиции), что и неопределенность (IV).

Например, результат $81,2$ с неопределенностью $0,7$ должен быть округлен до $81,2 \pm 0,7$. Если же неопределенность равна 7 , то результат следует представить как 81 ± 7 .

Однако используемые в расчетах числа должны, как правило, содержать на одну значащую цифру больше, чем это указано в правиле (I). Это уменьшит неточности, возникающие при округлении чисел. В конце расчета окончательный ответ следует округлить и избавиться от этой добавочной цифры. При воспроизведении результата измерения возможны и следующие виды записи.

Пример: $\tau_p = 2 \cdot 10^{-5} (0,00035)$ с, где число в скобках – числовое значение (комбинированной стандартной неопределенности) Δ_c , выраженное в единицах результата. Возможны и другие представления результата измерения, когда результат сопровождается комментарием, в

котором приводятся сведения о количестве измерений, условиях проведения измерений и т.д.

При отсутствии специальных требований к выбору покрывающей вероятности, используют $P = 0,95$.

Для усеченных распределений значений величины при записи результата может быть использовано граничное значение, которое соответствует вероятности $P = 1$. Это значение вероятности, как правило, не указывают. Тогда результат измерения представляется в виде $x_i \pm U(x_i)$, где $U(x_i)$ - расширенная неопределенность, соответствующая вероятности 1.

Пример: $n = (1500 \pm 12)$ имп/мин; $K_0 = (1,15 \pm 0,07)$. Таким образом, рассмотрены формы представления результата измерений с помощью неопределенности, которые в дальнейшем будут использованы при записи окончательного результата при однократных и многократных прямых и косвенных измерениях. Поскольку неопределенность измерений — параметр, связанный с результатом измерений и характеризующий рассеяние значений, которые можно приписать измеряемой величине, то можно подчеркнуть, что этим параметром может быть среднее квадратическое отклонение (стандартное отклонение), число, кратное ему, или половина доверительного интервала. Неопределенность состоит, как правило, из многих составляющих. Некоторые из этих составляющих могут быть оценены экспериментально определенными средними квадратическими отклонениями в статистически распределенной серии результатов измерений. Другие составляющие, которые также могут быть оценены стандартными отклонениями, базируются на данных эксперимента или другой информации. Структурно неопределенность результата измерения обычно состоит из нескольких составляющих, которые могут быть вызваны следующими причинами:

- неполным описанием (неточным определением) измеряемой величины;
- несовершенной реализацией описания (несовершенством выбранного метода измерения);
- неполным учетом влияющих величин и несовершенством методов их измерения;
- субъективными погрешностями оператора;
- конечной величиной разрешающей способности примененных средств измерений;
- неточными значениями констант и других параметров, полученных от внешних источников и используемых в алгоритме обработки результатов эксперимента и др.

Эти составляющие определяют также и погрешность измерения. Основным различием между неопределенностью и погрешностью состоит в представлении о существовании истинного значения. Если в начальный

постулат заложено существование истинного значения, то это неизбежно приводит к определению погрешности измерения. Если существование истинного значения отрицается, то следствием является представление о неопределенности результата измерения.

ЛИТЕРАТУРА

1. РМГ 43-2001 «Государственная система обеспечения единства измерений. Применение. Руководство по выражению неопределенности измерений».
2. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений / Б.П. Голубев. – М.: Энергоатом, 1986.
3. Коптелов Е.И. Радиметрия-ВМФ / Е.И. Коптелов, Г.И. Котивец.- 1972. - 535 с.
4. Малышев А.В. Методы радиометрических измерений / А.В. Малышев, В.К. Малышев. - Ч.2. – Севастополь: СНИЯЭиП, 2002. – С. 58.
5. ГОСТ 26306-84. Источники бета-излучения радионуклидные закрытые. - С. 39. Источники бета-излучения радионуклидные закрытые. ГОСТ 26306084. 1985. – С. 39. www.complexdoc.ru.
6. Эталонные (образцовые) спектрометрические источники излучения [Электронный ресурс]. – Электрон. текстовые данные (123 Kbytes). – Р.:ЗАО «РИТВЕРЦ», 2013. – Режим доступа: <http://www.ritverc.ru> <http://www.ritverc.com/products/list.php?ID=325> Saturday, 25 October 2013 12:25:02.
7. Источники α -, β -, γ - и нейтронного излучений. Каталог. – М.: Атомиздат, 1970. – С. 98.
8. Концерн «Росэнергоатом». Балаковская АЭС. Служба подготовки персонала. - Ч.2. – С. 144.
9. Инструкция по эксплуатации реакторных установок энергоблоков 1÷6 Запорожской АЭС. 1÷6.РО.УС.ИЭ.25.01Б.
10. Денисов В.П. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций / В.П. Денисов, Ю.Г. Драгунов. М.: ИЗДАТ, 2002
11. Чечеткин Ю.В. Очистка радиоактивных газообразных отходов АЭС / Ю.В. Чечеткин, Е.К. Якшин, В.М. Ещеркин. - М.: Энергоатомиздат, 1986. - 152 с.
12. Абрамов А.А. Методическое руководство к курсу. Основы радиохимии и радиоэкологии / А.А. Абрамов, Г.А. Бадун. – М., Баку, 2011. - С.140.
13. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. ОСПОРБ-2010.
14. Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблоков Запорожской АЭС с реактором ВВЭР-1000, 1-4(5,6).ПТ.ГТ.УС.РГ.03.
15. Инструкция по эксплуатации системы спецгазоочистки 1÷6. РО.ТС.ИЭ.12.02А.
16. Учебное пособие. Система очистки технологических сдувок (ТС-20). 00.УЦ.РО.Пс.402. – С. 42.
17. Телвин С.А. Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000 / С.А. Телвин. - М.: Изд. дом МЭИ, 2008.

18. Кооптелов Е.И. Физические основы спектрометрии и лабораторные спектрометрические установки / Е.И. Кооптелов, Г.И. Котивец. - Баку. КВВМКУ, 1969. - 126 с.

19. Панов Е.А. Практическая гамма-спектрометрия на атомных станциях / Е.А. Панов. – М.: Энергоатомиздат, 1990. - 198 с.

20. vniia.ru/rgamo/literat/obzor/index: Каталог приборов для учета и контроля ядерных материалов – 3-е изд. - 2023.

21. Классен Н.В. Сцинтилляционные волокна и наносцинтилляторы для улучшения пространственного, спектрометрического и временного разрешения радиационных детекторов/ Н.В. Классен, В.Н. Курлов, С.Н. Россоленко, О.А. Кривко, А.Д. Орлов, С.З. Шмурак // ИЗВЕСТИЯ РАН. СЕРИЯ ФИЗИЧЕСКАЯ, 2009. – Т.73, № 10. - С. 1451 – 1456.

22. Курс лекций профессора Беркмана МГУ <http://profbeckman.narod.ru>.

23. Перевертайло В.Л. Разработка и характеристики кремниевых координатно-чувствительных детекторов для физики высоких энергий и ядерной физики / В.Л. Перевертайло // Изд. ЯДЕРНА ФІЗИКА ТА ЕНЕРГЕТИКА. – 2008, № 1 (23). – С. 88 - 95.

24. Рейли Д. Пассивный нерушающий анализ ядерных материалов / Д. Рейли, Н. Энслин, Смит мл. Х., Крайнер// Сб. науч. тр. - М.; БИНОН, 436 с.

25. Перевертайло В.Л. Разработка и характеристики кремниевых координатно-чувствительных детекторов для физики высоких энергий и ядерной физики / В.Л. Перевертайло detector@carrier.kiev.ua.

26. Захаров И.П., Кукиш В.Д. Теория неопределенности в измерениях. Учеб. пособие.- Харьков, КОНСУМ, 2002, 256 с.

27. Гершмановский В.И. Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами, и источниками ионизирующих излучений: метод. руководство / В.И. Гершмановский, И.Б. Кеирим-Маркус, Ф.К. Левочкин, У.Я. Маргулис, Ю.В. Сивинцев / Под общей ред. В.И. Гершмановского. – М.: Атомиздат, 1980. - Т.2. - С. 205.

ВОПРОСЫ ДЛЯ САМОКОНТРОЛЯ

I

1. Дать определение ионизации.
2. Как регистрируются излучения?
3. Что определяет понятие взаимодействие любого излучения с веществом?
4. В какой единице измерения определяется сечения взаимодействия частиц с атомами?
5. Каким выражением описывается закон ослабления гамма-излучения?
6. Что определяет ослабление гамма-излучения?
7. Чем может характеризоваться ослабление излучения при гамма-излучении?
8. Что характеризует массовый коэффициент ослабления, в каких единицах измеряется?
9. Какой эмпирической формулой определяется средний пробег α – частиц?
10. В чем особенность β -излучения?
11. Какой формулой описывается поглощение β -излучения?
12. Что определяет появление рентгеновского излучения?
13. Чем характеризуется гамма-излучение?
14. Какие процессы сопровождают гамма-излучение?
15. Чем характеризуется процесс фотопоглощения?
16. Чем определяется вероятность фотоэлектрического поглощения?
17. Что характеризует комптоновское рассеяние?
18. Чем оценивается процесс комптоновского рассеяния?
19. Чем обеспечивается эффект образования пар
20. Каким коэффициентом ослабления характеризуется процесс взаимодействия γ -излучения при наличии всех трех видов?

II

1. Что определяет необходимость наличия различных радиоактивных препаратов?
2. Как классифицируются радиоактивные препараты?
3. Чем отличаются открытые и закрытые радиоактивные препараты?
4. Что определяет код в классификации закрытых радиоактивных препаратов?
5. Какие существуют типы источников?
6. Каково назначение образцовых источников?
7. Каково назначение контрольных источников?
8. На какие группы делятся образцовые источники?
9. Как аттестуются образцовые источники?
10. Какие изотопы применяются для приготовления контрольных излучателей?
11. Какие применяются методы для приготовления контрольных и образцовых источников?

12. Как источники делят по толщине по видам излучения?
13. Можно ли готовить альфа-источники одной серии на различных подложках?
14. Что необходимо учитывать при выборе способа приготовления источника и почему?
15. Можно ли готовить серию препаратов на подложках различной формы?
16. Можно ли готовить серию препаратов на подложках из разных материалов?
17. Препарат методом выпаривания на плексигласе, полиэтилене, фильтровальной бумаге?
18. На измерение какого излучения влияют неровности и шероховатости на поверхности подложке?
19. Какие методы приготовления тонких альфа-активных препаратов известны?
20. Какой метод приготовления препарата являются наиболее распространенным и почему?
21. Какие известны способы для нанесения пробы на подложку перед упариванием?
22. Какой готовится источник насыпным способом и в чем он готовится?
23. Какие изотопы применяются для приготовления препаратов различных видов излучений?
24. На какие эффекты влияет малое солесодержание в тонких источниках?
25. Какие выполняются требования при приготовлении источников?
26. Какие химически активные соединения радиоактивных растворов не совместимы с подложками?
27. Что влияет на выбор типа препарата и способа его приготовления?
28. Для каких целей и как обеспечить эффективность измерения радиоактивных препаратов?
29. Что собой представляет упаковка для транспортировки и упаковка типа А?
30. Какие применяются препараты для определения абсолютной активности?
31. В чем сущность калориметрического метода?
32. В чем сущность ионизационной камеры?
33. В чем суть метода бета-гамма-совпадений?
34. Сущность определения активности β – препарата методом фиксированного телесного угла.
35. Какое соотношение справедливо при условии равенства коэффициентов регистрации для вычисления $A_{\text{абс}}$?
36. Дать определение понятия разрешающего времени и объяснить почему необходимо его учитывать в измерениях.
37. Перечислите методы определения разрешающего времени.
38. Почему вводится понятие поправки на разрешающее время?

39. При каком условии разрешающее время будет зависеть от регистрации скорости счета?
40. На чем основано измерение активности методом двух препаратов?
41. Что за величины и как соотносятся между собой $n_1 + n_2$ и $n_{1,2}$ в данной работе?
42. Написать и объяснить вывод формулы определения разрешающего времени.
43. При какой скорости счета вводится поправка на разрешающее время?
44. Написать и объяснить формулу определения разрешающего времени с учетом фона.
45. Написать и объяснить формулу определения поправки на разрешающее время.
46. Как влияет возраст радиометрической установки на величину разрешающего времени?
47. Написать и объяснить формулу определения истинной скорости счета.
48. Для каких скоростей счета следует проводить определение $P(\tau_p)$?
49. Когда вводится поправка на разрешающее время?
50. Вводится ли поправка на разрешающее время при измерении фона?
51. Верно ли соотношение $n_1 + n_2 > n_{1,2}$ и почему?
52. В чем сущность определения τ_p методом короткоживущих препаратов?
53. Почему необходимо оставлять неизменным условия измерений препаратов?
54. В чем состоит абсолютный метод измерения активности источника?
55. Поясните смысл поправочных коэффициентов, входящих в формулу коэффициента регистрации абсолютной активности методом фиксированного телесного угла.
56. Дайте определение закрытому источнику.
57. Дайте определение открытого источника.
58. Дайте определение телесного угла.
59. Каким выражением определяется соотношение истинной скорости счета и его абсолютной активности?
60. На что влияют условия измерения?
61. Каким соотношением определяется истинная скорость счета?
62. Напишите отношение, определяющее коэффициент регистрации.
63. Сущность измерения активности методом ограниченного телесного.
64. Каким соотношением определяется величина поправки на геометрические условия измерения точечного источника?
65. Каким соотношением определяется абсолютная активность методом фиксированного телесного угла (полная формула)?
66. Что влияет на изменение значения поправки на геометрические условия измерения?
67. Каким соотношением определяется поправка на поглощение измерения?
68. Каким соотношением определяется поправка на обратное отражение излучения от подложки?

69. Что влияет на поправку на самопоглощение излучения в источнике?
70. Как определяется поправка на самопоглощение излучения в источнике, и при каких значениях толщин активного слоя рассчитывается?
71. В чем сущность определение абсолютной активности методом бета-, гамма-совпадений?
72. Что выражает поправка на эффективности регистрации излучения счетчиком?
73. Какие существуют схемы распада, чем и как они определяются?
74. При каких условиях не вводятся поправки на самопоглощение и саморассеяние?
75. От каких величин зависит значение поправки на обратное отражение излучения от подложки?
76. Сущность определения абсолютной активности методом ионизационной камеры.
77. В чем сущность калориметрического метода определение абсолютной активности.
78. Что характеризует поправочный коэффициент δ_{ω} ?
79. Какое соотношение h/r является наилучшим?
80. В области каких толщин поглотителя отклонение по экспоненциальному закону составляет не более 5 %?
81. Какой из коэффициентов является наибольшим по величине?
82. При какой толщине источника поправку на самопоглощение рассчитывают по формуле $S = 1,26 \frac{\Delta_{\beta}}{\delta_{\text{ист}}}$?
83. При какой толщине источника поправку на саморассеяние рассчитывают по формуле $q = 1 + 0,8 \cos \alpha$?
84. Каким выражением определяется поправка на обратное отражение излучения от алюминиевой подложке?
85. Каким выражением определяется поправка на обратное рассеяние от свинцовой подложке?
86. Что включают условия проведения измерений?
87. Какие факторы влияют на самопоглощение?
88. Каким выражением определяется поправка на самопоглощение для источников, толщина которых превышает толщину слоя насыщения?
89. Что понимают под суммарной толщиной поглотителя?
90. Какая из величин больше $d_{\text{эфф}}$ или d_{Σ} ?
91. Почему значения поправки на обратное отражение излучения от подложки может превышать значение 1?
92. Дать формулировку эффективности счетчика.
93. В каких случаях эффективность β -частиц может превышать 100 % и почему?
94. Что выражает поправка на телесный угол?
95. В каких единицах измеряется пространственный угол?

96. Как соотносятся пространственный угол Ω с поправкой на телесный угол?
97. Укажите достоинства метода 4π -метода.
98. Какие поправки и зачем вводятся при расчете активности источника метода 4π ?
99. Какими детекторами возможно измерение активности методом 4π различных агрегатных состояний источников?
100. Изобразите схематично в разрезе 4π -счетчик проточного типа конструкции Баранова-Полевого.
101. Принцип работы 4π счетчика проточного типа конструкции Баранова-Полевого (описание конструкции, назначение деталей).
102. Что используется в качестве газа-наполнителя и сцинтилляторов в измерении активности источников в геометрии 4π ?
103. Опишите первый метод экспериментального определения величины поправки (как определяется p_0 , K_{II}).
104. Опишите второй метод экспериментального определения величины поправки (как определяется p_0 , K_{II}).
105. Как производится экспериментальная оценка величины самопоглощения (график, описание) метода 4π ?
106. Напишите и объясните формулу определения поправки на самопоглощение через слой половинного ослабления метода 4π .
107. Напишите и объясните формулу определения абсолютной активности источника метода 4π .
108. На какой поправочный коэффициент влияет материал подложки при измерении альфа-источника и бета-излучателя?
109. Как влияют на поправочные коэффициенты самопоглощения и обратного рассеяния при измерении гамма излучателя?
110. На какие поправочные коэффициенты и как влияют материалы подложки и толщины источника у бета-излучателей?
111. Можно ли готовить альфа-препараты одной серии на различных подложках?
112. Каким выражением описывается возможность проведения измерения абсолютной активности сравнительным методом?
113. По какой формуле рассчитывается абсолютная активность при наличии соответствия факторов, влияющих на условия проведения измерений относительным методом?
114. В чем сущность калибровки радиометрической установки?
115. Что отражают графики при определении абсолютной активности препаратов с помощью графиков?
116. В чем сущность определения абсолютной активности методом внутреннего стандарта?
117. При каких значениях $\chi^2_{\text{экс}}$ работа радиометрической установки оценивается, как стабильная?

III

1. Что собой представляет ядерный реактор?
2. Что собой представляет активная зона реактора ВВЭР?
3. Материал изготовления оболочек ТВЭЛов.
4. Как часто производится замена ТВС?
5. Что включает в себя первый контур теплосъема?
6. Что включает в себя второй контур теплосъема?
7. Какова электрическая мощность энергоблоков реактора ВВЭР-1000 (В-320)?
8. Состав реактора ВВЭР-1000 (В-320).
9. Назначение реакторной установки.
10. Оснащение реакторной установки В-320.
11. Как осуществляется принудительная циркуляция теплоносителя?
12. За счет чего происходит нагрев воды в активной зоне реактора?
13. Как осуществляется регулирование тепловыделения в реакторе?
14. Элементы, обеспечивающие безопасную остановку и расхолаживание реактора.
15. Основные части реактора на тепловых нейтронах.
16. Определение мгновенных нейтронов.
17. Определение запаздывающих нейтронов.
18. Определение нейтронов активации.
19. Определение фотонейтронов.
20. Происхождение мгновенного γ -излучения деления.
21. Происхождение γ -излучения короткоживущих продуктов деления.
22. Происхождение γ -излучения долгоживущих продуктов деления.
23. Происхождение захватного γ -излучения.
24. Происхождение γ -излучения при неупругом рассеянии нейтронов.
25. Происхождение γ -излучения продуктов реакций.
26. Происхождение γ -излучения продуктов активации.
27. Происхождение аннигиляционного γ -излучения.
28. Происхождение тормозного γ – излучения.
29. Почему теплоноситель является источником γ -излучения?
30. Почему оборудование технологического контура АС становится источником гамма-излучения?
31. Перечислить основные характеристики активной зоны.
32. Источники образования ИГР на АЭС.
33. Основные газообразные продукты деления при работе АЭУ.
34. Какие процессы происходят в сердечнике ТВЭЛ?
35. Чем вызвана газовая активность водного теплоносителя?
36. Источники образования трития в реакторе.
37. Назовите стадии повреждения ТВЭЛов.
38. Источники образования радиоактивного йода в реакторе.
39. Радионуклидный состав аэрозолей.

40. Источники образования аэрозолей.
41. Причина прохождения радиолиза воды в первом контуре, и каков результат?
42. Последствия вторичных эффектов при радиолизе воды.
43. Перечислите активационные газы.
44. Напишите реакции образования активационных газов.
45. Напишите реакции образования трития.
46. Как зависит скорость поступления трития в теплоноситель от материала оболочки твэлов?
47. Классификация РАЗ по дисперсности.
48. Процессы естественного разрушения аэрозолей.
49. Определение цеолитов, классификация, пример.
50. Дать определение селикагеля.
51. Что определяет сорбционное свойство цеолитов.
52. Требования к фильтрам, применяемые для радиометрических измерений газов и аэрозолей.
54. Определение промышленных цеолитов.
55. Какие известны стадии адсорбции газов?
56. На какие стадии можно разделить процесс адсорбции газа?
57. На какие группы можно разбить адсорбенты?
58. Какова классификация активированных углей по маркам, примеры
59. Что влияет на коэффициент очистки $K_{\text{очистки}}$?
60. Чем характеризуются активированные угли и в чем их особенность?
61. Что определяет пористая структура адсорбента?
62. В чем сущность эффекта отсеивания при очистке?
63. В чем сущность эффекта перехвата при очистке?
64. В чем сущность эффекта энергии при очистке?
65. Какие фильтры относятся к средствам воздуха от аэрозолей?
66. Какие фильтры относятся к средствам воздуха от йода?
67. Каково назначение фильтра ФАРТОС, принцип работы?
68. В чем назначение СГО?
69. Из каких основных узлов состоит СГО?
70. В чем принцип работы СГО?
71. Характеристики нормальной работы СГО?
72. Какие материалы используются в аэрозольных фильтрах?
73. Какой фильтрующий материал используется в аэрозольных фильтрах тонкой очистки?
74. Почему не применяется прямой метод измерения радиоактивных аэрозолей?
75. Написать и раскрыть формулу определения $A_{\text{РАЗ}}$ для прямоугольного окна.
76. Написать и раскрыть формулу определения $A_{\text{РАЗ}}$ для круглого окна.

77. Какие выбрасываются основные газообразные продукты деления при работе АЭУ?
78. Как рассчитывается скорость счета импульсов в камере Туркина?
79. Перечислите характеристики фильтров применяемых для осаждения радиоактивных аэрозолей.
80. Дайте определение абсорбции.
81. Дать определение адсорбции.
82. В чем сущность понятия капиллярной конденсации?
83. Дайте определение хемосорбции.
84. Перечислите полярные адсорбенты.
85. Перечислите неполярные адсорбенты.
86. Достоинства и недостатки активированных углей.
87. Достоинства и недостатки цеолитов.
88. Перечислите наиболее распространенные способы удаления криптона и ксенона.
89. Перечислить методы снижения активности газов и аэрозолей на АС.
90. Зарубежные методы удаления и обезвреживания радиоактивных отходящих газов.
91. В чем сущность и эффективность очистки методом криогенной дистилляции?
92. Что представляет собой природный цеолит?
93. Написать общую химическую формулу цеолитов.
94. От чего зависит ионно-обменная емкость цеолитов?
95. Назовите типы цеолитов.
96. Преимущества цеолитов перед ионообменными смолами.
97. Какова общая внутренняя поверхность пор активированных углей?
98. Какова максимальная температура очищаемого воздуха от йода для АУ?
99. Какие парообразные вещества способен удалять цеолит?
100. Марки АУ для очистки воздуха от йода.
101. Как и на что влияет технология изготовления промышленных активированных углей?
102. Что отражает марка цеолита и их отличия?
103. От чего зависит диаметр пор цеолита?
104. Какие виды пор присутствуют в АУ?
105. Метод получения цеолитов.
106. Угли какой марки имеют высокий коэффициент адсорбции?
107. Чем можно объяснить сорбционные и ионообменные свойства цеолитов?
108. Перечислите факторы, влияющие на сорбционные свойства активированного угля.
109. Для чего и как осуществляется осушка угля в промышленности?
110. Какой из цеолитов лучше сорбирует криптон и ксенон?

111. Какими характеристиками руководствуются при выборе сорбента?
112. Как влияет температура на эффективность сорбции АУ?
113. Как влияет температура на эффективность сорбции цеолита?
114. Влияние сопутствующих примесей на сорбционные характеристики цеолитов.
115. Принцип очистки воздуха тонковолокнистыми фильтрами от аэрозолей.
116. Что представляют собой ФПП, как расшифровывается?
117. Дать определение коэффициенту очистки η фильтрующей ткани.
118. Чем объясняется компактность фильтрующих аппаратов с ФП?
119. Какие примеси являются «отравляющими» для углей?
120. Какие характеристики у ФПП?
121. Что собой представляют фильтры ДК?
122. Какой фильтр материал у фильтра ФМП-2?
123. Перечислите фильтры для очистки воздуха от аэрозолей.
124. Преимущества и недостатки ФПП.
125. Написать формулу коэффициента проскока.
126. Какие материалы используют для фильтров грубой очистки?
127. Какие фильтры применяются для очистки сухого воздуха?
128. Расшифруйте ФПП и ФПА.
129. Существующие марки ФПП и их расшифровка.
130. Преимущества фильтра ФМП-2.
131. Назначение фильтра ФАРТОС.
132. Температура применения фильтра с ФПП.
133. Формула коэффициента очистки η фильтрующей ткани.
134. Чем и как удаляется тритий?
135. Чем и как удаляется радиоактивный ^{131}I ?
136. Что представляют собой рулонные фильтры?
137. У какой марки ФПП максимальный коэффициент проскока?
138. Как классифицируются фильтры очистки?
139. Задача вентиляционной системы.
140. Характеристики фильтров предварительной очистки.
141. Основные требования к вентиляции.
142. Чем определяется комфортная вентиляция?
143. Расшифруйте «ФАРТОС».
144. Характеристики фильтров грубой очистки.
145. Что повышает эффективность улавливания йода на АУ.
146. Производительность фильтра ФАРТОС.
147. Назначение фильтров карманного типа.
148. Назначение фильтра Фя.
149. Достоинства и недостатки фильтра Фя
150. Принцип работы фильтров карманного типа.
151. Марки фильтров Фя, и их отличия друг от друга.

152. Каким Европейским стандартом классифицируются фильтры?
153. Достоинства и недостатки фильтров карманного типа.
154. Назначение фильтра ФИБАН-500.
155. Марки и отличия фильтров ФАРТОС.
156. Принцип работы фильтра ФИБАН-500, его достоинства.
157. Назначение фильтров аэрозольных с клиновыми сепараторами.
158. Назначение, характеристики фильтров аэрозольных ФРА-95-10М.
159. Режимы работы фильтров ФАРТОС.
160. Принцип работы фильтров аэрозольных с клиновыми сепараторами.
161. Применение, конструкция и назначение фильтра ФАРТОС Ц-500 С.
162. Достоинства и недостатки фильтров аэрозольных с клиновыми сепараторами.
163. Что используется в качестве фильтрующего материала в фильтрах ФАРТОС?
164. Сравните технические характеристики фильтров ФАРТОС.
165. Назначение, основные технические характеристики фильтра ФВЭА-3500.
166. Назначение, область применения и технические характеристики фильтра ФСКО-1000.
167. Конструкции, фильтрующий материал фильтра типа ФВЭА.
168. Конструкция, технические характеристики фильтра ФАИ-3000.
169. Назначение, технические характеристики фильтра ФСГО-500.
170. Назначение, конструкция, область применения фильтра АУ-1500.
171. Преимущества ФАМ-1500 перед АУ-1500.
172. Назначение, состав УФКПЭ.
173. Назначение, конструкция, технические характеристики УФАИПЭ-1500.
174. Назначение, конструкция, технические характеристики модульного фильтра-адсорбера ФАМ-1500.
175. Технические характеристики модульного фильтра-адсорбера ФАМ-1500.

IV

1. На что влияет увеличение гамма-фона при измерении бета-частиц?
2. Формула максимального пробега при границах энергии от 0,8...3 МэВ.
3. Формула максимального пробега при границах энергии от 0,15...0,8 МэВ.
4. Формула максимального пробега при границах энергии от 0,05 до 0,15 МэВ.
5. Величина статического разброса при идентификации радионуклидов.
6. Какие материалы используются в качестве поглотителей при работе с мягкими бета-излучениями?
7. Для определения какой величины при идентификации радионуклида строится кривая поглощения?
8. Какой характер имеет зависимость величины пробега в веществе от энергии частиц?

9. От чего зависит точность сравнительного метода идентификации смеси бета-активных р/н со сложным спектром?
10. В чем заключается идентификация радионуклидов?
11. В каких единицах измеряется период полураспада?
12. В каких единицах измеряется толщина поглотителя?
13. В каких координатах строится кривая поглощения сложного бета-распад?
14. В чем заключается метод идентификации по накоплению?
15. Для определения какой величины при идентификации радионуклида строится кривая поглощения зависимости скорости счета от пробега бета частиц?
16. Как определяется максимальный пробег бета-частицы?
17. Какая величина откладывается на оси ординат при определении $d_{1/2}$?
18. Какая величина откладывается на оси ординат при определении $T_{1/2}$?
19. Перечислите методы идентификации радионуклидов.
20. Какие поглотители применяются при измерении β – изотопов высоких энергий?
21. Какие поглотители применяются при измерении мягких β – излучателей?
22. Каким методом идентификации определяется максимальная энергия радиоактивного изотопа?
23. Каким соотношением связаны $T_{1/2}$ с λ ?
24. Какими единицами активности измеряют радиоизотоп?
25. Можно ли при построении зависимости $n = f(t)$ использовать полулогарифмический масштаб натурального логарифма?
26. От каких факторов может зависеть период полураспада?
27. По какой закономерности определяется период полураспада?
28. Почему нельзя помещать поглотитель над источником при идентификации изотопов?
29. Написать формулу скорости счета при идентификации радионуклидов по спаду активности во времени?
30. Чем характеризуются бета-излучатели?
31. Что определяет наличие прямых в графике при анализе смеси изотопов?
32. Чему равен $\lg 2$?
33. Через какое «определение» сравниваются изотопы при идентификации сравнительным методом?
34. Что говорит о наличии на графике мягкой и жесткой компоненты?
35. Что определяют при измерении различных толщинах поглотителей?
36. Что называют нуклидом?
37. Что понимается под методом Физера при идентификации радионуклида?
38. Что говорит о наличии на графике мягкой и жесткой компоненты?
39. Что измеряют при различных толщинах поглотителей?
40. Чему равен $\ln 2$?
41. Как называется линия, полученная при построении методом Физера?
42. По какому выражению определяется среднее время жизни нуклида τ ?

43. Что выражает кривизна линии, полученная при построении методом Физера?
44. Какие характеристики присущи радионуклидам?
45. Чем характеризуется наличие смеси изотопов на графике?

V

1. Какой формулой определяется величина случайной погрешности?
2. Написать закон нормального распределения (закон Гаусса).
3. Какая величина характеризует ошибки отдельных измерений?
4. Что выражает Δx_i ?
5. Что выражает дисперсия?
6. Как соотносятся дисперсия и точность измерений.
7. Какую размерность имеет дисперсия?
8. Как выражают среднее квадратическое отклонение результатов измерений?
9. Как называют параметры $\bar{A}_{ист}$ и σ^2 ?
10. Как называют параметры $\bar{x}$ и S_x^2 ?
11. Как оценивается выборочная дисперсия?
12. Как оценивается средняя квадратическая погрешность отдельного измерения?
13. Как оценивается среднее квадратическое среднеарифметического отклонения результатов наблюдений?
14. Как оценивается относительная погрешность отдельного измерения?
15. Как записывается закон Пуассона?
16. Как оценивается дисперсия по закону Пуассона и среднеквадратическое отклонение?
17. Как оценивается сред. квадратическая погрешность среднего арифметического по з.Пуассона?
18. Как оценивается относительная квадратич. погрешность среднего арифметич. по з.Пуассона?
19. Как оценивается степень близости наблюдаемого распределения к пуассоновскому?
20. Как оценивается соотношение $\chi_{экс}^2 \leq \chi_{0,05}^2$ и $\chi_{экс}^2 \geq \chi_{0,05}^2$?
21. Как оценивается критерий α ?
22. Чем отличаются критерии $\chi_{экс}^2$ и α ?
23. Что выражает соотношение $\alpha > 2$ и $\alpha < 2$?
24. Что выражают f, q и P?
25. Как оценивают половину длины доверительного интервала ε_p ?
26. Как записывается итог измерений с учетом погрешности?
27. Как рассчитывается предположение грубой погрешности?
28. Как оценивается время измерения препарата и фона?
29. Как соотносятся время измерения препарата и фона?
30. Как оценивается относительная погрешность?
31. Как оценивается абсолютная погрешность?

32. На какие группы делятся погрешности?
33. Как оценить стабильность работы прибора?
34. Какие погрешности исключаются из обработки?
35. Что входит в задачу радиометрических измерений?
36. Какие измерения отмечают как прямые?
37. Какие измерения отмечают как косвенные?
38. Какие погрешности называют случайными?
39. Какие погрешности называют систематическими?
40. Что выражает уровень значимости?
41. Как выражают значения доверительных границ?
42. Откуда берется значение коэффициент Стьюдента?
43. По каким параметрам определяется коэффициент Стьюдента?
44. К каким погрешностям относят поправки?
45. Как выражается стандартная неопределенность?
46. Как выражается суммарная стандартная неопределенность?
47. Как выражается расширенная неопределенность?
48. Как выражается результат измерения с учетом стандартной неопределенности?

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АГ - тип активированного угля
АЗ - активная зона
АК и АКЛ - типы альфа-источника
АКРО - аппаратура контроля радиационной обстановки
АМП - амплитудный многоканальный параллельного счета
АСРК - автоматизированная система радиационного контроля
АС - атомная станция
АЭС - атомная электростанция
АЦП - аналого-цифровые преобразователи
БАУ - тип активированного угля
БДИА, БДИБ - блоком детектирования альфа- и бета-частиц
БЗТ - блок защитных труб
БИС - бета-источник стандартный
БИЦ - блок индикации
БИР - бета-излучатель
БЩУ - блочный щит управления
ВВЭР - водно-водяной электрический реактор
ВКУ - внутрикорпусные устройства
ГАВ - газоаэрозольные выбросы
ГСО - государственные стандартные образцы
ГПД - газовые продукты деления
ГЦН - главный циркуляционный насос
ДД - диффузионный детектор
ДГДК - тип спектрометрического полупроводникового детектора
ДК - двуступенчатые или комбинированные фильтры
ЕЗ - захват орбитального электрона (Е-захват)
ИВК - измерительно-вычислительный контур
ИРГ - инертные радиоактивные газы
ИРИС - источники рентгеновского излучения
ИК с БДМГ - ионизационная камера с блоком детектирования мощности гамма
ИП - изомерный переход
ИФТТ РАН - Институт Физики твердого тела Российской Академии Наук
КАД - тип активированного угля
КГО - контроль герметичности оболочек
КИЗ - транспортный контейнер
КН - транспортные контейнеры
КРВП - корабельный радиометр воды и пищи
КРК - корабельный радиометрический комбинированный
КРС - коробка соединительная
КТБ - контейнер транспортный для бета-излучателей
ЛПЭ - линейной передачей энергии
ЛФС - лента фильтровальная
МПД - мощность поглощенной дозы
НРБ - Нормы радиационной безопасности

ОИСГИ, ОИСБИ, ОИСАИ - образцовые источники спектрометрические (гамма, бета, альфа) излучения
 ОИДК - объемные источники дозиметрического контроля
 ОМАСН - образцовый метрологический для аккредитации с сухим радионуклидом
 ОРИБИ - образцовые источники бета-излучения.
 ОРП - основные радиационные параметры
 ПА - продукты активации
 ПБД - поверхностно-барьерный детектор
 ПГ - парогенератор
 ПД - продукты деления
 ПДВ - пик двойного вылета
 ПДК - предельно допустимая концентрация
 ПХВ - полихлорвиниловый
 ПК - первый контур
 ПМ - пластмассовый
 ПОВ - пик одиночного вылета
 ППА - переносной пробоотборник аналитический
 ППД - полупроводниковый детектор
 ППП - пик полного поглощения
 ПШПВ - полная ширина на полувысоте
 РАЗ - радиоактивные аэрозоли
 РБГ - радиоактивные благородные газы
 РКС - тип радиометра
 РЦУ - реакторный щит управления
 САОЗ - система аварийного охлаждения зоны
 СБТ - счетчик бета-излучения торцовый
 СВО - спецводоочистка
 СГС - счетчик гамма-излучения самогасящийся
 СД - самопроизвольное (спонтанное) деление
 СКТ - сернисто-калиевая активация торфяных углей
 СМ-4 π -БФЛ - счетчик металлический 4 π , разработанный в биофизической лаборатории Тимирязевской академии
 СОТ - счетчик объемный торцевой
 СУЗ - система управления защитой
 ТВС - тепловыделяющие сборки
 Твэлы - тепловыделяющие элементы
 ТПК - теплоноситель первого контура
 ТЭГ - тетраэтиленгликоль
 ТЭДА - триэтилендиамин
 УДИН - устройством детектирования нейтронного типа
 ФД - фильтр-держатель
 ФМП - фильтрующий материал промышленный
 ФП - фильтр Петрянова
 ФПА - фильтр Петрянова ацетилцеллюлозный
 ФПП - фильтр Петрянова полихлорвиниловый
 ФЭУ - фотоэлектронный умножитель

ПРИЛОЖЕНИЯ

Приложение 1

Таблица 1

Максимальный пробег β – частиц в алюминии - $R_{\beta \max}$

$E_{\beta \max}$, МэВ	$R_{\beta \max}$, мг/см ²	$E_{\beta \max}$, МэВ	$R_{\beta \max}$, мг/см ²	$E_{\beta \max}$, МэВ	$R_{\beta \max}$, мг/см ²
0,05	5,72	0,50	226	1,4	828,9
0,06	7,82	0,55	257,04	1,5	882,5
0,07	10,2	0,60	287,1	1,6	965
0,08	12,79	0,65	321,1	1,8	1100
0,09	15,6	0,70	355,05	2,0	1212
0,10	18,64	0,75	388	2,2	1370
0,15	36,41	0,80	416,8	2,4	1510
0,20	57,72	0,85	454,95	2,6	1640
0,25	82,1	0,90	487,9	2,8	1780
0,30	107,7	0,95	521,9	3,0	1855
0,35	136,1	1,0	549,3	4,0	2476
0,40	164	1,2	692	5,0	3210

Таблица 2

Сравнительная таблица пробега бета-частиц

Максимальная энергия бета-частиц, E, МэВ	Воздух, см	Биологическая ткань, мм	Алюминий, мм
0,01	0,13	0,002	0,0006
0,02	0,52	0,008	0,0026
0,03	1,12	0,018	0,0056
0,04	1,94	0,030	0,0096
0,05	2,91	0,046	0,0144
0,06	4,03	0,063	0,0200
0,07	5,29	0,083	0,0263
0,08	6,93	0,109	0,0344
0,09	8,20	0,129	0,0407
0,1	10,1	0,158	0,050
0,5	119	1,87	0,593
1,0	306	4,80	1,52
1,5	494	7,80	2,47
2,0	710	11,1	3,51
2,5	910	14,3	4,52
3,0	1100	17,4	5,50
5,0	1900	29,8	9,42
10	3900	60,8	19,2

Таблица 3

Пробеги альфа-частиц в воздухе, биологической ткани и алюминии

Максимальная энергия бета-частиц, E α , МэВ	Воздух, см	Биологическая ткань, мкм	Алюминий, мкм
1	2	3	4
4,0	2,5	31	16
4,5	3,0	37	20
5,0	3,5	43	23
6,0	4,6	56	30

Окончание табл. 3

1	2	3	4
7,0	5,9	72	38
8,0	7,4	91	48
9,0	8,9	110	58
10	10,6	130	69

Таблица 4

Практический пробег электронов в алюминии в зависимости от энергии

Е, кэВ	12	15	20	25	30	40	50	65	80	100	120	150	200	250	300	400	500
R_p , мг/см	0,24	0,38	0,68	1,06	1,5	2,6	4,0	6,4	9,2	13,5	18,5	26,5	42	59	78	120	165
Е, МэВ	0,65	0,8	1	1,2	1,5	2,0	2,5	3,0	4,0	5,0	6,5	8,0	10,0	12,0	15,0		
R_p , г/см ²	0,235	0,31	0,42	0,52	0,68	0,95	1,21	1,48	2,02	2,54	3,3	4,1	15,2	6,2	7,8		

Приложение 2

Массовые коэффициенты ослабления γ – излучения для ^{32}Ge [4]

E, МэВ	$(\mu/\rho)_{\text{pac}}$	$(\mu/\rho)_{\text{пар}}$	$(\mu/\rho)_{\text{ф}}$	$(\mu/\rho)_{\text{tot}}$
1	2	3	4	5
0,015	0,0913		90,4	91,3
0,02	0,104		40,7	41,5
0,03	0,117		13,1	13,6
0,04	0,123		5,81	6,17
0,05	0,125		3,07	3,36
0,06	0,126		1,78	2,02
0,08	0,124		0,775	0,954
0,1	0,121		0,390	0,560
0,15	0,113		0,116	0,252
0,2	0,105		0,491	0,168
0,3	0,0921		0,0145	0,113
0,4	0,0830		0,00665	0,0929
0,5	0,0762		0,00376	0,0822
0,6	0,0706		0,00238	0,0745
0,8	0,0621		0,00120	0,0642
1,0	0,0559		0,000764	0,0572
1,5	0,0455	0,000417	0,000358	0,0465
2,0	0,0388	0,00159	0,000217	0,0408
3,0	0,0305	0,00439	0,000117	0,0351
4,0	0,0256	0,00717	0,0000785	0,0329
5,0	0,0221	0,00954	0,0000595	0,0317'
6,0	0,0195	0,0115	0,0000473	0,0311
8,0	0,0159	0,0148	0,0000338	0,0308
10,0	0,0136	0,0178	0,0000259	0,0314

Примечание: μ - линейный коэффициент ослабления (вероятность взаимодействия у-кванта с веществом), см^{-1} ;

ρ - плотность вещества, $\text{г}/\text{см}^3$;

$\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{\text{pac}}$ - полный массовый коэффициент ослабления для некогерентного рассеяния на связанных электронах $\text{см}^2/\text{г}$;

$\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{\text{пар}}$ - полный массовый коэффициент ослабления для образования пар, $\text{см}^2/\text{г}$;

$\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{\text{ф}}$ - полный массовый коэффициент ослабления для фотоэффекта, $\text{см}^2/\text{г}$;

$\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_{\text{tot}}$ - полный массовый коэффициент ослабления узкого пучка, $\text{см}^2/\text{г}$.

Приложение 3

Значение $d_{1/2}$ для Al в зависимости от максимальной энергии β – спектра

$E_{\beta \max}$, МэВ	$d_{1/2}$, мг/см ²	$E_{\beta \max}$, МэВ	$d_{1/2}$, мг/см ²	$E_{\beta \max}$, МэВ	$d_{1/2}$, мг/см ²
0,10	1,2	0,8	37,5	1,8	128
0,15	2,2	0,9	44,5	1,9	138
0,20	3,7	1,0	52	2,0	147
0,25	5,3	1,2	60	2,2	162
0,30	7,5	1,2	69	2,6	206
0,35	9,3	1,3	78	3,0	258
0,40	11,5	1,4	88	3,2	294
0,50	17,5	1,5	94	3,5	390
0,60	24,0	1,6	108	-	-
0,70	30,5	1,7	118	-	-

Слой половинного ослабления гамма-излучения некоторых материалов [38]

Материал защиты	Слой половинного ослабления, см	Плотность, г/см ³	Масса 1 кв.см слоя половинного ослабления
Свинец	1,0	11,3	12
Бетон	6,1	3,33	20
Сталь	2,5	7,86	20
Слежавшийся грунт	9,1	1,99	18
Вода	18	1,00	18
Древесина	29	0,56	16
Обедненный уран	0,2	19,1	3,9
Воздух	15000	0,0012	18

Приложение 4

Типичная область применения закрытого источника		Класс прочности закрытого источника по воздействию фактору				Прокол
		Температура	Давление	Удар	Вибрация	
1		2	3	4	5	6
Промышленная радиография	закрытый источник	4	3	5	1	5
	источник в блоке	4	3	3	1	3
Медицина	радиография	3	2	3	1	2
	гамма-телетерапия	5	3	5	2	4
	брахитерапия ¹⁾	5	3	2	1	1
	поверхностные ампликаторы ²⁾	4	3	3	1	2
Приборы с гамма-источниками (средней и высокой энергии)	незащищенный источник	4	3	3	3	3
	источник в блоке	4	3	2	3	2
Приборы с бета-источниками и низкоэнергетическими гамма-источниками для рентгенофлуоресцентного анализа ²⁾		3	3	2	2	2
Каротаж нефтяных скважин		5	6	5	2	2
Ионные генераторы ³⁾	хроматографы	3	2	2	1	1
	нейтрализаторы статического электричества	2	2	2	2	2
	дымоизвещатели ²⁾	3	2	2	2	2
Контрольные источники с активностью >1 МБк		2	2	2	1	2
Гамма-облучатели	с сухим хранением источника ²⁾	4	3	3	2	3
	с мокрым хранением источника ³⁾	5	3	4	2	4

¹⁾ Источники этого типа могут быть подвергнуты значительной деформации во время эксплуатации. Изготовители и пользователи могут предусмотреть для них проведение специальных испытаний.

²⁾ Исключая газонаполненные источники.

³⁾ Могут быть испытаны сборка источника и источник в блоке

Приложение 5

Воздействующий фактор	Классы прочности по нормам испытаний					
	1	2	3	4	5	6
Температура	тестов нет	-40 °C(20 мин)	-40 °C(20 мин)	-40°C(20 мин)	-40 °C(20 мин)	-40 °C(20 мин)
		+80 °C (1 ч)	+180 °C (1 ч)	+400 °C (1 ч)	+600 °C (1 ч)	+800 °C (1 ч)
				термоудар до 20 °C	термоудар до 20 °C	термоудар до 20 °C
Внешнее давление	тестов нет	25 кПа абсолютного	25 кПа абсолютного	25 кПа абсолютного	25 кПа абсолютного	25 кПа абсолютного
		до атмосферного	до 2 МПа абсолютного	до 7 МПа абсолютного	до 70 МПа абсолютного	до 170 МПа абсолютного
Удар	тестов нет	50 г с высоты 1 м или ¹⁾	200 г с высоты 1 м или ¹⁾	2 кг с высоты 1 м или ¹⁾	5 кг с высоты 1 м или ¹⁾	20 кг с высоты 1 м или ¹⁾
Вибрация	тестов нет	3 цикла по 10 мин от 25...500 Гц. при 49 м/с ² (5 g _n) ²⁾	3 цикла по 10 мин от 25...50 Гц. при 49 м/с ² (5 g _n) ²⁾	3 цикла по 30 мин от 25...80 Гц. при 1,5 мм, амплитуде от пика до пика	не используют	не используют
			от 50...92 Гц при 0,635 мм, амплитуде от пика до пика	от 80...2000 Гц при 196 м/с ² (20 g _n) ²⁾		
			от 90...500 Гц при 98 м/с ² (10 g _n) ²⁾			
Прокол	тестов нет	1 г с высоты 1 м или ¹⁾	10 г с высоты 1 м или ¹⁾	50 г с высоты 1 м или ¹⁾	300 г с высоты 1 м или ¹⁾	1 кг с высоты 1 м или ¹⁾

¹⁾ Эквивалентная переданная энергия
²⁾ Максимальная амплитуда ускорения

Приложение 6

Основные характеристики радиоизотопов

Элемент, №	Период полурапада T _{1/2}	Энергия и вид излучения
1	2	3
Америций-241 241Am	433 года	E α = 5,49 (85); E γ = 0,06 (36)
Аргон-41 41Ar	1,83 ч	E β - слаб.; E γ = 1,293 (99)
Барий-131 131Ba	11,8 сут	E γ = 0,124 (28); E γ = 0,216 (19)
Барий-140 140Ba	12,7 сут	E β = 1,02; E γ = 0,537 (34)
Бериллий-7 7Be	53,4 сут	E γ = 0,477(10,3)
Бром-82 82Br	35,3 ч	E β = 0,444; E γ = 0,777 (83); E γ = 0,554 (66)
Висмут-207 207Bi	38 лет	E γ = 0,570 (98); E γ = 1,064 (77)
Висмут-210 210Bi	5,01 сут	E β = 1,160
Висмут-212 212Bi	60,6 мин	E α = 6,05 (25); E β = 2,26 (55); E γ = 0,727(7)
Висмут-214 214Bi	19,9 мин	E β = 3,26; E γ = 0,609 (47); E γ = 1,12 (17)
Вольфрам-185 185W	75 сут	E β = 0,429
Вольфрам-187 187W	23,9 ч	E β = 1,31 (15); E γ = 0,686 (27); E γ = 0,479 (23)
Гадолиний-153 153Gd	242 сут	E γ = 0,099 (55)
Галлий-68 68Ga	68,1 мин	E β = 1,9; E γ = 0,511; E γ = 1,078
Галлий-72 72Ga	14,1 ч	E β = 3,15; E γ = 0,835 (96); E γ = 0,630 (27)
Гафний-181 181Hf	42,4 сут	E β = 1,41; E γ = 0,482 (81); E γ = 0,133 (48)
Гельмий-166 166Ho	26,8 ч	E β = 1,84; E γ — слаб.
Диспрозий-159 159Dy	144 сут	E γ = 0,348; E γ = 0,058 (4)
Европий-152 152Eu	13,3 года	E β = 1,48; E γ = 0,344 (77); E γ = 0,122 (37)
Европий-154 154Eu	8,8 года	E β = 0,87; E β = 1,85 (10); E γ = 0,123 (38); E γ = 1,278(37)
Европий-155 155Eu	4,96 года	E β = 0,25; E γ = 0,087 (32); E γ = 0,105 (20)
Железо-59 59Fe	44,5 сут	E β = 0,475; E γ = 1,095 (56); E γ = 1,292 (44)
Золото-195 195Au	183 сут	E γ = 0,099(10); E γ = 0,129(1)
Золото-198 198Au	2,70 сут	E β = 0,962; E γ = 0,412 (95); E γ = 0,676 (1)
Золото-199 199Au	3,14 сут	E β = 0,46; E β = 0,30; E γ = 0,158 (37); E γ = 0,208 (8)
Индий-113т 113mIn	1,66 ч	E γ = 0,392
Индий-114 114In	71,9 с	E β = 1,988; E γ — слаб.
Индий-114т 114mIn	45,5 сут	E γ = 0,190 (17); E γ = 0,558 (3,5); E γ = 0,724 (3,5)
Иод-125 125I	60,14 сут	E γ = 0,035 (7)
Иод-129 129I	1,57*10 ⁷ лет	E β = 0,150; E γ = 0,040 (9)
Иод-130 130I	12,4 ч	E β = 1,04; E γ = 0,669 (100); E γ = 0,538 (99)
Иод-131 131I	8,04 сут	E β = 0,606 (89); E γ = 0,364 (82);
Иридий-194 194Ir	19,2 ч	E β = 2,24; E γ = 0,368 (10); E γ = 0,64 (1)
Иттербий-169 169Yb	32,0 сут	E γ = 0,063 (45); E γ = 0,198 (35); E γ = 0,177 (22)
Иттрий-90 90Y	64,1 ч	E β = 2,27
Иттрий-91 91Y	58,5 сут	E β = 1,545; E γ — слаб.
Калий-40 40K	1,28*10 ⁹ лет	E β = 1,314(89); E γ = 1,46(10,7)
Калий-42 42K	12,4 ч.	E β = 3,52; E γ = 1,524 (18)
Кальций-45 45Ca	164 сут.	E β = 0,252
Кальций-47 47Ca	4,54 сут.	E β = 1,98(18); E β = 0,67; E γ = 1,308 (74)
Кадмий-109 109Cd	464 сут	E γ = 0,088 (4)
Кадмий-115 115Cd	53,46 ч	E β = 1,11; E γ = 0,53 (26); E γ = 0,49 (10)
Кадмий-115т 115mCd	44,6 сут	E β = 1,62; E γ = 0,935 (1,9)
Кобальт-57 57Co	271 сут	E γ = 0,122 (86); E γ = 0,136 (11); E γ = 0,014 (10)
Кобальт-58 58Co	70,8 сут	E γ = 0,810 (99); E γ = 0,511(30)
Кобальт-60 60Co	5,27 года	E β = 0,314 (99); E γ = 1,173 (100); E γ = 1,332 (100)
Криптон-85 85Kr	10,7 года	E β = 0,67; E γ — слаб.

Окончание табл.

1	2	3
Ксенон-133 ^{133}Xe	5,29 сут	$E\beta = 0,346$; $E\gamma = 0,081$ (37)
Лантан-140 ^{140}La	40,3 ч	$E\beta = 2,175$ (6); $E\beta = 1,69$ (15); $E\beta = 1,36$; $E\gamma = 1,596$ (96)
Лютеций-177 ^{177}Lu	6,71 сут.	$E\beta = 0,497$; $E\gamma = 0,208$ (6,1); $E\gamma = 0,113$ (2,8)
Магний-28 ^{28}Mg	21,1 ч.	$E\beta = 0,9$; $E\beta = 0,46$; $E\gamma = 0,031$ (96); $E\gamma = 1,35$ (70)
Марганец-54 ^{54}Mn	313 сут.	$E\gamma = 0,835$ (100)
Медь-64 ^{64}Cu	12,7 ч.	$E\beta = 0,573$ (38); $E\beta = 0,656$ (19); $E\gamma = 0,511$ (38)
Молибден-99 ^{99}Mo	66,0 ч.	$E\beta = 1,23$; $E\gamma = 0,704$ (12); $E\gamma = 0,181$ (7)
Мышьяк-74 ^{74}As	17,78 сут	$E\beta = 1,36$ (32); $E\beta = 0,95$ (26); $E\gamma = 0,596$ (61); $E\gamma = 0,511$ (59)
Мышьяк-76 ^{76}As	26,32 ч	$E\beta = 2,97$ (32); $E\gamma = 0,559$ (43); $E\gamma = 0,657$ (6)
Мышьяк-77 ^{77}As	38,83 ч	$E\beta = 0,68$; $E\gamma = 0,239$ (2,5)
Натрий-22 ^{22}Na	2,60 года	$E\beta = 0,545$; $E\gamma = 0,511$ (180); $E\gamma = 1,275$ (100)
Натрий-24 ^{24}Na	15,0 ч	$E\beta = 1,389$ (100); $E\gamma = 1,369$ (100); $E\gamma = 2,754$ (100)
Неодим-147 ^{147}Nd	11 сут	$E\beta = 0,9$; $E\beta = 0,81$; $E\gamma = 0,091$ (28); $E\gamma = 0,533$ (13)
Никель-63 ^{63}Ni	100 лет	$E\beta = 0,067$
Ниобий-95 ^{95}Nb	35 сут	$E\beta = 0,160$; $E\gamma = 0,765$ (99,8)
Осмий-191 ^{191}Os	15,4 сут	$E\beta = 0,143$; $E\gamma = 0,129$ (25)
Палладий-103 ^{103}Pd	16 сут	$E\gamma = 0,362$ (0,06)
Палладий-109 ^{109}Pd	13,5 ч	$E\beta = 1,028$; $E\gamma = 0,088$ (5)
Плутоний-238 ^{238}Pu	87,7 года	$E\alpha = 5,50$ (72); $E\alpha = 5,46$ (28); $E\gamma$ - слаб.
Плутоний-239 ^{239}Pu	24119 лет	$E\alpha = 5,15$ (88); $E\alpha = 5,10$ (11,5); $E\gamma = 0,039$ (0,007); $E\gamma = 0,052$ (0,020); $E\gamma = 0,129$ (0,005); $E\gamma = 0,375$ (0,0012); $E\gamma = 0,414$ (0,0012)
Полоний-210 ^{210}Po	138 сут	$E\alpha = 5,305$ (100); $E\gamma$ - слаб.
Полоний-216 ^{216}Po	0,15 с	$E\alpha = 6,78$ (100)
Полоний-218 ^{218}Po	3,05 мин	$E\alpha = 6,00$ (100)
Празеодим-142 ^{142}Pr	19,1 ч	$E\beta = 2,16$; $E\gamma = 1,57$ (3,7)
Празеодим-143 ^{143}Pr	13,6 сут	$E\beta = 0,933$
Празеодим-144 ^{144}Pr	17,3 мин	$E\beta = 2,99$; $E\gamma = 0,695$ (1,5)
Прометий-147 ^{147}Pm	2,62 года	$E\beta = 0,224$
Протактиний-233 ^{233}Pa	27 сут	$E\beta = 0,568$ (5); $E\gamma = 0,31$ (44)
Протактиний-234 ^{234}Pa	6,7 ч	$E\beta = 1,13$ (13); $E\gamma = 0,90$ (70); $E\gamma = 0,100$ (50)
Радий-226 ^{226}Ra	1600 лет	$E\alpha = 4,78$ (95); $E\gamma = 0,186$ (4)
Радон-220 ^{220}Rn	55,6 с	$E\alpha = 6,29$ (100); $E\gamma = 0,55$ (0,07)
Радон-222 ^{222}Rn	3,82 сут	$E\alpha = 5,49$ (100); $E\gamma = 0,510$ (0,07)
Рений-186 ^{186}Re	90,6 ч	$E\beta = 1,07$; $E\gamma = 0,137$ (9)
Родий-106 ^{106}Rh	28,8 с	$E\beta = 3,54$; $E\gamma = 0,512$ (21); $E\gamma = 0,622$ (11)
Рубидий-86 ^{86}Rb	18,7 сут	$E\beta = 1,78$; $E\gamma = 1,078$ (8,8)
Рубидий-87 ^{87}Rb	4,8*1010 лет	$E\beta = 0,274$
Рутений-97 ^{97}Ru	2,9 сут	$E\gamma = 0,215$ (91); $E\gamma = 0,324$ (8)
Рутений-106 ^{106}Ru	372 сут	$E\beta = 0,039$
Ртуть-197 ^{197}Hg	64,1 ч	$E\gamma = 0,077$ (18); $E\gamma = 0,191$ (2)
Ртуть-197т $^{197\text{m}}\text{Hg}$	28,8 ч	$E\gamma = 0,134$ (42); $E\gamma = 0,279$ (7)
Ртуть-203 ^{203}Hg	46,6 сут	$E\beta = 0,214$; $E\gamma = 0,278$ (81,5)
Самарий-151 ^{151}Sm	90 лет	$E\beta = 0,076$; $E\gamma = 0,022$ (4)
Самарий-153 ^{153}Sm	46,7 ч	$E\beta = 0,80$; $E\gamma = 0,103$ (28)
Селен-75 ^{75}Se	120 сут	$E\gamma = 0,265$ (60); $E\gamma = 0,136$ (57)
Серебро-110 ^{110}Ag	24,6 с	$E\beta = 2,87$; $E\gamma = 0,658$ (4,5)
Серебро-110т $^{110\text{m}}\text{Ag}$	250 сут	$E\gamma = 0,658$ (96); $E\gamma = 0,885$ (71); $E\gamma = 1,384$ (21)
Серебро-111 ^{111}Ag	7,45 сут	$E\beta = 1,05$; $E\gamma = 0,342$ (6)

1	2	3
Сера-35 35S	87,2 сут	$E\beta = 2,3$; $E\gamma = 1,57$
Свинец-210 210Pb	22,3 года	$E\beta = 0,061$; $E\gamma = 0,047$ (4)
Свинец-212 212Pb	10,64 ч	$E\beta = 0,346$ (81); $E\beta = 0,586$ (14); $E\gamma = 0,239$ (47)
Свинец-214 214Pb	26,8 мин	$E\beta = 0,65$ (50); $E\gamma = 0,352$ (36); $E\gamma = 0,295$ (19)
Скандий-46 46Sc	83,8 сут	$E\beta = 0,357$; $E\gamma = 0,889$ (100); $E\gamma = 1,120$ (100)
Стронций-85 85Sr	64,8 сут	$E\gamma = 0,514$ (100)
Стронций-87т 85mSr	2,81 ч	$E\gamma = 0,388$ (80)
Стронций-89 89Sr	50,6 сут	$E\beta = 1,46$; $E\gamma$ - слаб.
Стронций-90 90Sr	28,6 лет	$E\beta = 0,546$
Сурьма-122 122Sb	2,7 сут	$E\beta = 2,0$; $E\beta = 1,4$; $E\gamma = 0,564$ (66);
Сурьма-124 124Sb	60,2 сут	$E\beta = 2,31$; $E\gamma = 0,603$ (97); $E\gamma = 1,691$ (50)
Сурьма-125 125Sb	2,73 года	$E\beta = 0,61$; $E\gamma = 0,427$ (31); $E\gamma = 0,599$ (24)
Таллий-204 204Tl	3,78 года	$E\beta = 0,766$
Тантал-182 182Ta	115 сут	$E\beta = 0,522$; $E\gamma = 0,068$ (42); $E\gamma = 1,121$ (34)
Теллур-132 132Te	78,2 ч	$E\beta = 0,22$; $E\gamma = 0,230$ (90); $E\gamma = 0,053$ (17)
Тербий-160 160Tb	72,3 сут	$E\beta = 0,86$; $E\gamma = 0,603$ (97); $E\gamma = 1,691$ (50)
Технеций-99 99Tc	2,13*10 ⁵ лет	$E\beta = 0,292$
Технеций-99т 99mTc	6,02 ч	$E\gamma = 0,1426$ (90)
Титан-44 44Ti	47,3 года	$E\beta = 1,04$; $E\gamma = 0,078$ (98); $E\gamma = 0,068$ (90)
Торий-232 232Th	14,1*10 ⁹ лет	$E\alpha = 4,01$ (77); $E\alpha = 3,95$ (23)
Тритий -3 3H	12,4 года	$E\beta = 0,005$
Тулий-170 170Tm	129 сут	$E\beta = 0,97$; $E\gamma = 0,084$ (3,3)
Уран-234 234U	2,45*10 ⁵ лет	$E\alpha = 4,77$ (72); $E\alpha = 4,72$ (28); $E\gamma = 0,053$ (0,2)
Уран-235 (6) 235U	7,038*10 ⁸ лет	$E\alpha = 4,58$ (8); $E\alpha = 4,40$ (62); $E\alpha = 4,36$ (18); $E\alpha = 4,22$ (6);
Уран-238 238U	4,468*10 ⁹ лет	$E\alpha = 4,20$ (77); $E\alpha = 4,15$ (23)
Углерод-14 14C	5730 лет	$E\beta = 0,156$
Фосфор-32 32P	14,7 сут	$E\beta = 1,710$
Хлор-36 36Cl	3,01*10 ⁵ лет	$E\beta = 0,714$; $E\gamma$ -слаб.
Хром-51 51Cr	27,7 сут	$E\gamma = 0,320$ (10)
Цезий-134 134Cs	2,06 года	$E\beta = 0,662$ (70); $E\gamma = 0,796$ (99); $E\gamma = 0,605$ (98)
Цезий-137 137Cs	30,0 лет	$E\beta = 1,176$ (5); $E\beta = 0,514$ (95); $E\gamma = 0,662$ (85)
Церий-141 141Ce	32,5 сут	$E\beta = 0,581$; $E\gamma = 0,145$ (48)
Церий-144 144Ce	285 сут	$E\beta = 0,31$; $E\gamma = 0,134$ (11)
Цинк-65 65Zn	241 сут	$E\gamma = 1,115$ (49); $E\gamma = 0,511$ (3,4)
Цинк-69 69Zn	55,6 мин	$E\beta = 0,90$
Цирконий-95 95Zr	64 сут	$E\beta = 0,396$; $E\gamma = 0,724$ (49); $E\gamma = 0,756$ (49)
Эрбий-169 169Er	9,4 сут	$E\beta = 0,34$; $E\gamma$ - слаб.

Приложение 7

Значение коэффициента $K_t = e^{\frac{0,692t}{T_{1/2}}}$

$\frac{t}{T_{1/2}}$	K_t	$\frac{t}{T_{1/2}}$	K_t	$\frac{t}{T_{1/2}}$	K_t	$\frac{t}{T_{1/2}}$	K_t
1	2	3	4	5	6	7	8
0,01	1,007	0,26	1,19	1,15	2,20	3,00	8,00
0,02	1,010	0,28	1,21	1,20	2,29	3,10	8,58
0,03	1,020	0,30	1,23	1,25	2,36	3,20	9,21
0,04	1,030	0,32	1,25	1,30	2,46	3,30	9,87
0,05	1,035	0,34	1,26	1,35	2,54	3,40	10,54
0,06	1,040	0,36	1,28	1,40	2,63	3,50	11,36
0,07	1,050	0,38	1,30	1,45	2,72	3,60	12,06
0,08	1,060	0,40	1,32	1,50	2,82	3,70	12,94
0,09	1,065	0,42	1,34	1,60	3,02	3,80	13,87
0,10	1,070	0,44	1,35	1,70	3,25	3,90	14,88
0,11	1,080	0,46	1,37	1,80	3,47	4,00	16,00
0,12	1,090	0,48	1,39	1,90	3,72	4,20	18,17
0,13	1,100	0,50	1,41	2,00	4,00	4,40	21,12
0,14	1,110	0,55	1,46	2,10	4,31	4,60	24,29
0,15	1,115	0,60	1,52	2,20	4,57	4,80	27,94
0,16	1,120	0,65	1,57	2,30	4,90	5,00	32,00
0,17	1,130	0,70	1,62	2,40	5,26	5,20	36,60
0,18	1,140	0,75	1,68	2,45	5,47	5,40	423,10
0,19	1,145	0,80	1,73	2,50	5,64	5,60	48,42
0,20	1,150	0,85	1,80	2,55	5,81	5,80	55,70
0,21	1,160	0,90	1,86	2,60	6,05	6,00	64,00
0,22	1,165	1,95	1,93	2,65	6,27	7,00	128,00
0,23	1,170	1,00	12,00	2,70	6,49	8,00	256,00
0,24	1,180	1,05	2,05	2,75	6,73	9,00	512,00
0,25	1,190	1,10	2,13	2,80	6,93	10,00	1024,00

Приложение 8

Основные характеристики аналитических фильтров на основе волокнистых материалов ФПП и ФПА

Марка фильтра *	Марка фильтра материала	Назначение	Рабочая поверхность, см ²	Сопротивление материала при скорости воздуха 1 см/с, мм вод. ст.	Толщина фильтр слоя, Мг/см ²	Максималь. проскок маслян. тумана с разм. частиц 0,15...0,17 мкм (%) при скорости в-ха, см/с			Термостойкость до температур, °С	Химическая стойкость к концентрир. кислотам и щелочам
						1	10...40	170		
АФ-РМП	ФПП-15-1,5	Определение Активн. РАЗ	30; 10; 20	4,0 ± 1,0	3,0 ± 0,5	0,5	5,0	-	60	Да
АФА-РМА	ФПА-15-2,0	То же	20	4,0 ± 1,0	3,0 ± 0,5	1,0	5,0	-	150	Нет
АФА-ВП	ФПП-15-1,5	Определ весовой концентр. РАЗ	10,20	1,5 _{-0,1} ^{+0,3}	3,0 ± 0,5	0,1	10	-	60	Да
АФА-ДП	ФПП-15-1,5 (НЭЛ-3)	Определ дисперсности а/з	3,20	1,5 _{-0,1} ^{+0,3} (1,0 ± 0,1)	3,0 ± 0,5 (1,5 ± 0,15)	0,1 (10)	10 (30)	- (50)	60 (60)	Да «
АФА-РГП	ЛФС-2	Авторадиография и спектрометрия <i>α – частиц</i>	3	1,6 ± 0,2	3,5 ± 0,5 (с подложкой) 0,2 ± 0,1	0,1	-	10	60	«

*В полную маркировку аналитических фильтров входит марка фильтра и его рабочая поверхность, выраженная в квадратных сантиметрах. Например, АФА-РМП-2,0 – это фильтр марки АФА-РМП с площадью рабочей поверхности 20 см².

Приложение 9

Материал	Плотность (г/см ³)	Гигроскопичность	Козфф. преломления	Радиационная длина	Время высвечивания, медленная компонента, (нс)	Время высвечивания, быстрая компонента, (нс)	Относительный световыход, % (фот./кэВ)	dE/dx МэВ/с м	Энерг. разрешение, %	Длина волны макс. испускания, нм
Nal(Tl)	3,67	да	1,85	2,59	230	5	100 (8,8)	-	6...8	415
CsI(Tl)	4,51	слабая	1,79	2,45	700	20	30 (4,8)	-	10	550
BGO	7,13	нет	2,19	1,11	300 - 600	нет	12-13 (0,8)	9,2	10,1	480
BaF ₂	4,88	слабая	1,56	2,06	600	<0,9	3...5 (0,14)	6,5	18	195-220
CaF ₂ -Eu	3,19	нет	1,44	-	-	-	8,4 (29)	-	9...10,5	430
YA10 ₃ : Ce	5,35	нет	1,94	2,36	250	17 - 35	30...40 (2)	-	-	350-390
Y ₃ Al ₅ O ₁₂ :Ce	4,56	-	-	3,56	-	-	30(1,4)	-	-	550
BeO		-	-	-	320	10	4,1...6,7	-	-	
LaBr ₃ (Ce)	5,3	нет	-	-	-	30	45...60	-	3...5	390
LaCb(Ce)	-	-	-	2,8	-	30	50	-	-	
ZnO					3,8	0,4	(10)			295
LSO:Ce	7,4	-	-	1,14	-	40	75 (2,5)	-	10	420
CdW0 ₄		-	-	-	-	-	(19,5)	-	7,5	500-600
GSO:Ce	6,71	нет	1,9	1,39	600	30 - 60	40	-	9,5	435-450
CdI ₂	5,76	-	-	1,50	-	3	10	-	-	540

Приложение 10

Основные характеристики фотоумножителей, используемых в спектрометрах гамма-излучения

Тип фотоумножителя	ФЭУ-13	ФЭУ-16	ФЭУ-24	ФЭУ-29	ФЭУ-35	ФЭУ-45	ФЭУ-52	ФЭУ-53
Диаметр фотокатода, мм	45	25	75	34	25	190	75	45
Тип фотокатода	-	-	-	-	-	-	-	-
Число динодов	12	12	13	13	8	11	12	14
Интегральная чувствительность фотокатода, мка/мм	30...80	25	25	30...60	30	30-90	80	40
Коэффициент умножения	$2 \cdot 10^5$	$3 \cdot 10^5$	10^6	$5 \cdot 10^5$	10^5	10^5	$10^6 \cdot 10^7$	$10^7 \cdot 10^8$
Квантовый выход фотокатода, %	6...14	6	6	6...15	-	8...16	25	18
Максимальный средний ток на аноде фотоумножителя, мА	5...10	5	0,15	$3 \cdot 10^{-2}$	-	0,15	10	10
Максимальный линейный сигнал на аноде	30	30	5	5	-	1,5	-	-
Амплитудное разрешение с кристаллом NaI(Tl)	9 - 12	12	8 - 13	8 - 12	9 - 13	9 - 13	9 - 12	9 - 11
Собственное разрешение фотоумножи-теля	5 - 10	5 - 10	6 - 10	5 - 10	7 - 10	5 - 8	-	-
Амплитуда шумов, кэВ (по шкале NaI(Tl) $\rightarrow$ ^{137}Cs)	25	25	40	40	15	30	5	5
Длительность импульса тока, 10^{-9} с	5...6	-	10...15	10...15	-	-	5...6	4...5
Режим питания	стан- дарт- ный	индиви- дуаль- ный						
Максимальная длина, мм	162	115	236	200	113	295	125	117
Максимальный диаметр, мм	52	31,5	82	48	31	200	80	51,3

Приложение 11

Таблица 1

Значение χ_p^2 для различных уровней значимости (для распределения по Пуассону)

Число степеней свободы, f	Уровни значимости		Число степеней свободы, f	Уровни значимости		Число степеней свободы, f	Уровни значимости	
	0,95	0,99		0,95	0,99		0,95	0,99
2	0,02	0,103	8	1,646	2,733	14	4,66	6,571
3	0,115	0,352	9	2,038	3,325	15	5,229	7,261
4	0,297	0,711	10	2,558	3,94	16	5,812	7,962
5	0,554	1,145	11	3,053	4,575	17	6,408	8,672
6	0,872	1,635	12	3,571	5,226	18	7,015	9,39
7	1,239	2,167	13	4,107	5,892	19	7,633	10,117

Таблица 2

Значение $\chi_{экс}^2$ для определения стабильности работы установки

m	10	12	15	17	20	22	23	24	25
χ^2	16,9	19,7	23,7	26,7	30,1	32,7	33,9	35,4	36,4

Приложение 12

Предельное значение β

Количество измерений	Доверительная вероятность, 0,95	Доверительная вероятность, 0,99
3	1,7	2,2
4	1,9	2,4
5	2,1	2,6
6	2,2	2,7
7-8	2,3	2,8
9 - 10	2,4	2,9
11 - 13	2,5	3,0
14 - 17	2,6	3,1
18 - 20	2,7	3,2
21 - 24	2,8	3,3

Приложение 13

**Значение коэффициента t_{pm} для случайной величины, имеющей
распределение Стьюдента при $(m-1)$ количествах измерений**

m-1	P = 0,95	P = 0,99	m-1	P = 0,95	P = 0,99
3	3,182	5,841	16	2,120	2,921
4	2,776	4,604	18	2,101	2,878
5	2,571	4,032	20	2,086	2,845
6	2,447	3,707	22	2,074	2,819
7	2,365	3,499	24	2,064	2,797
8	2,306	3,355	26	2,066	2,779
9	2,2612	3,250	28	2,048	2,763
10	2,228	3,169	30	2,043	2,750
12	2,179	3,055	∞	1,960	2,576
14	2,145	2,977			

СПРАВОЧНЫЕ ДАННЫЕ ПО РАДИОНУКЛИДАМ

Радиационные характеристики продуктов деления

E_γ , МэВ	Выход гамма-квантов на 100 распадов, %	E_γ , МэВ	Выход гамма-квантов на 100 распадов, %
1	2	3	4
$^{85m}_{36}\text{Kr}$, $T_{1/2} = 4,48$ ч		0,41142	2,9
0,30447	14,1	0,35606	4,7
0,1510	75,3	0,22090	22,5
$^{85}_{36}\text{Kr}$, $T_{1/2} = 10,71$ года		0,19746	2,1
0,51397	0,435	$^{88}_{37}\text{Rb}$, $T_{1/2} = 17,8$ мин	
$^{87}_{36}\text{Kr}$, $T_{1/2} = 76,31$ мин		2,57014	10,8
2,5577	4,3	2,19600	15,2
2,5545	8,65	1,53808	2,8
2,0119	2,89	1,24810	46,7
0,8456	7,25	1,03188	64,1
0,4027	48,30	0,94769	10,1
$^{88}_{36}\text{Kr}$, $T_{1/2} = 2,84$ ч		0,65771	10,9
2,3920	37,8	$^{89}_{38}\text{Sr} + ^{89}_{38}\text{Y}$, $T_{1/2} = 50,55$ сут (16,06с)	
2,2316	3,6	0,9091	0,015
2,1959	14,9	$^{90}_{36}\text{Kr}$, $T_{1/2} = 32,32$ с	
2,0353	4,8	1,7800	9,6
2,0295	4,8	1,5521	3,1
1,5298	11,3	1,5377	13,2
0,8347	13,0	1,4237	3,7
0,3626	3,0	1,1187	53,0
0,1961	37,8	0,5545	6,5
0,1660	6,8	0,5398	38,0
0,0280	2,1	0,4341	3,2
$^{88}_{37}\text{Rb}$, $T_{1/2} = 17,8$ мин		0,2490	3,0
2,6780	2,58	0,2419	16,8
1,83613	23,0	0,2341	4,5
0,89801	11,6	0,1215	53,7
$^{89}_{36}\text{Kr}$, $T_{1/2} = 3,07$ мин		$^{90}_{37}\text{Rb}$, $T_{1/2} = 153$ с	
2,86623	2,0	4,6466	2,9
1,69370	4,9	4,3660	9,9
1,53368	5,8	4,1360	9,2
1,53004	3,7	3,5342	5,5
1,47276	7,7	3,8333	8,6
1,32428	3,4	1,0606	12,5
1,10778	3,3	0,8315	62
0,90427	8,1	$^{91}_{38}\text{Sr} + ^{91m}_{39}\text{Y}$, $T_{1/2} = 9,75$ ч (49,7 мин)	
0,86708	6,7	1,0243	36,0
0,73839	4,7	0,9258	4,2
0,58580	18,6	0,7498	25,0
0,57696	6,3	0,6529	8,2
0,49751	7,5	0,6523	3,1
0,55557	63,0	1,56	11

1	2	3	4
$^{91}_{39}\text{Y}$, $T_{1/2} = 58,51$ сут		1,38	9
1,480	0,17	1,28	3
1,210	0,30	1,18	11
$^{92}_{38}\text{Sr}$, $T_{1/2} = 2,71$ ч		1,02	25
1,37	90,0	0,89	15
0,44	4,0	0,704	11
0,23	3,0	0,59	24
$^{92}_{39}\text{Y}$, $T_{1/2} = 3,53$ ч		0,510	16
1,4054	4,75	0,40	2,3
0,9245	13,8	0,300	7,0
0,5611	2,39	0,193	3,4
0,4485	2,32	0,191	21,3
$^{93}_{39}\text{Y}$, $T_{1/2} = 10,1$ ч		0,080	3,0
1,9142	1,67	$^{101}_{43}\text{Tc}$, $T_{1/2} = 14,2$ мин	
0,9471	1,92	0,5446	4,8
0,2670	7,0	0,3067	90,0
$^{95}_{39}\text{Y}$, $T_{1/2} = 10,3$ мин		0,1840	1,4
3,576	2,0	0,1271	1,5
2,1758	2,80	$^{103}_{44}\text{Ru} + ^{103m}_{45}\text{Rh}$, $T_{1/2} = 39,35$ сут (56,116 мин)	
1,6736	3,30	0,61029	5,85
1,3229	2,1	0,497080	90,0
0,95637	7,4	$^{105}_{44}\text{Ru} + ^{105m}_{45}\text{Rh}$, $T_{1/2} = 4,44$ ч (45 с)	
$^{95}_{40}\text{Zr}$, $T_{1/2} = 65,05$ сут		0,9694	2,34
0,756715	55,4	0,8758	3,40
0,724184	43,7	0,7245	49,0
$^{95}_{40}\text{Zr} + ^{95m}_{41}\text{Nb}$, $T_{1/2} = 64,04$ сут (3,61 сут)		0,6764	16,7
0,756715	55,4	0,6561	2,4
0,724184	43,7	0,4694	17,5
$^{95}_{41}\text{Nb}$, $T_{1/2} = 34,97$ сут		0,4135	2,48
0,76584	99,80	0,3934	4,2
$^{97}_{40}\text{Zr} + ^{97m}_{41}\text{Nb}$, $T_{1/2} = 17$ ч (1 мин)		0,3165	11,7
1,14795	2,69	0,2629	7,2
0,74396	92,5	0,1297	5,0
0,50763	5,15	$^{105}_{45}\text{Ru}$, $T_{1/2} = 36,36$ ч	
0,35539	2,40	0,3139	0,3139
$^{97}_{41}\text{Nb}$, $T_{1/2} = 72,1$ мин			0,3063
0,65792	98,0	$^{106}_{44}\text{Ru} + ^{106}_{45}\text{Rh}$, $T_{1/2} = 368$ сут (29,9 с)	
$^{99}_{42}\text{Mo} + ^{99m}_{43}\text{Tc}$, $T_{1/2} = 66,02$ ч (6,006 ч)			0,6221
2,08	16	0,5118	0,5118
1,66	3		
Ag , $T_{1/2} = 250,4$ сут		0,183	1,6
1,5050	14,5	0,1497	24,0
1,4755	4,5	0,1023	9,2
1,3840	26,8	0,0809	4,1
0,9375	32,4	$^{131}_{52}\text{Te}$, $T_{1/2} = 25,0$ мин	

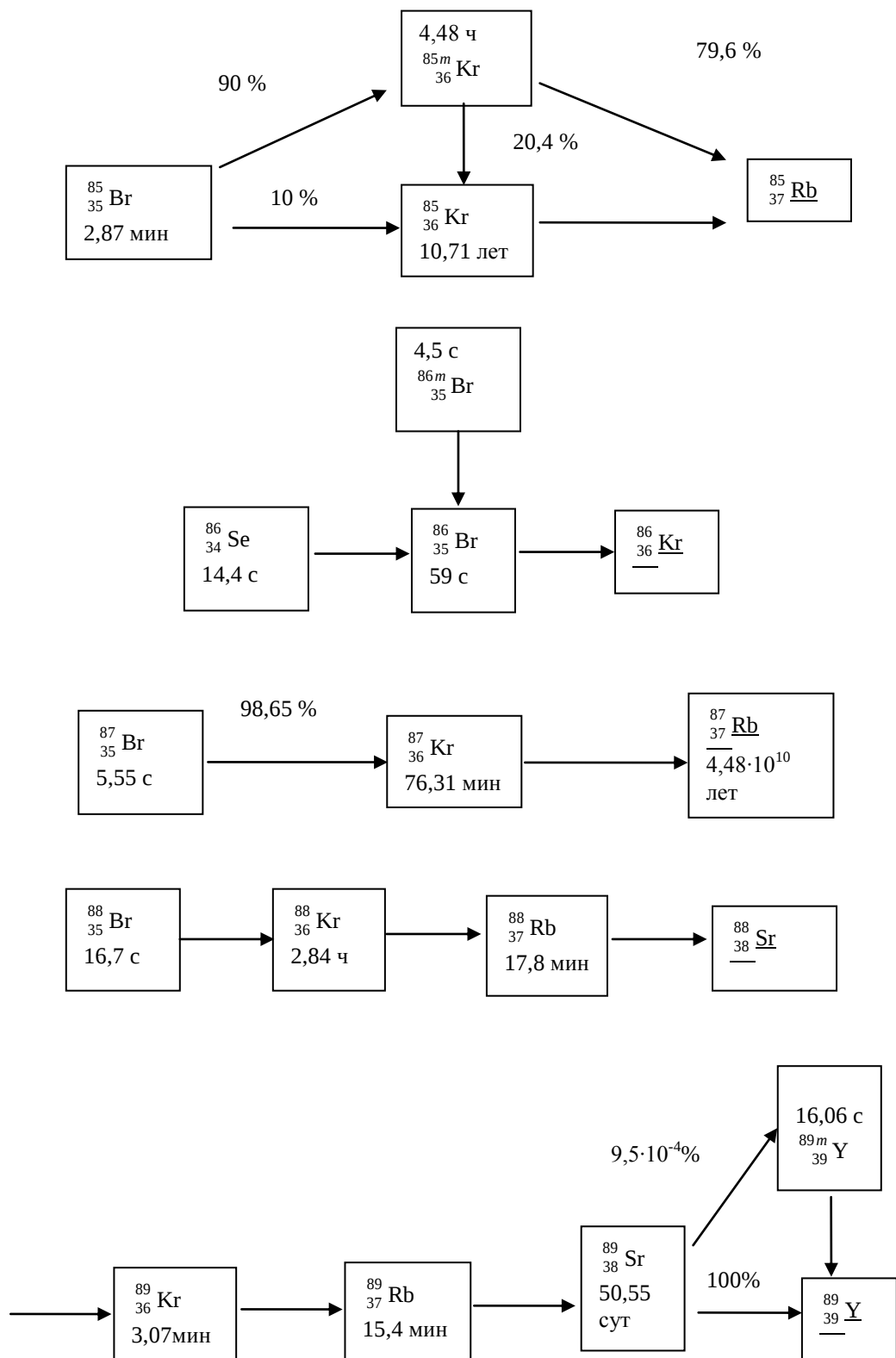
1	2	3	4
0,8845	76,4	1,1474	5,6
0,8180	7,1	0,9974	3,6
0,7635	21,3	0,9485	2,2
0,7440	3,9	0,6022	4,8
0,7065	15,6	0,4928	5,1
0,6868	7,1	0,4524	17,9
0,6775	12,7	0,1498	67,2
0,6577	94,2	$^{131}_{53}\text{I}$, $T_{1/2} = 8,04$ сут	
0,6202	2,5	0,72291	1,63
0,4478	2,8	0,6369	6,9
$^{124}_{51}\text{Sb}$, $T_{1/2} = 60,20$ сут		0,36449	82,4
2,091	5,61	0,284312	5,8
1,691	49,0	0,080	2,45
1,3682	2,36	$^{131m}_{54}\text{Xe}$, $T_{1/2} = 11,9$ сут	
0,72278	11,3	0,16397	1,70
0,71382	2,4	$^{132}_{52}\text{Te}$, $T_{1/2} = 78,2$ ч	
0,64582	7,23	0,2282	85,0
0,60272	98,3	0,11630	1,9
$^{131m}_{52}\text{Te}$, $T_{1/2} = 30$ ч		0,11176	1,8
1,2065	8,2	0,0497	13,0
1,1485	3,3	$^{132}_{53}\text{I}$, $T_{1/2} = 2,30$ ч	
1,1255	10,3	1,39857	7,1
0,910	3,0	1,37207	2,5
0,8521	18,1	1,13603	3,0
0,8221	4,7	0,95455	18,0
0,7936	11,2	0,8122	5,6
0,7827	6,9	0,8098	2,9
0,7737	32,7	0,77261	76,0
0,665	2,8	0,6716	5,2
0,4626	2,0	0,66998	4,9
0,4527	5,1	0,66769	98,5
0,3345	8,6	0,6506	2,7
0,2795	2,2	0,63022	13,7
0,2406	7,8	0,52265	16,1
02007	6,8	0,5059	5,0
0,189	2,5		
$^{133}_{52}\text{Te}$, $T_{1/2} = 12,45$ мин		0,88405	65,1
1,7175	3,5	0,85725	6,42
1,3334	10,2	0,84695	95,6
1,0210	2,8	0,6774	7,49
1,0003	6,4	0,6216	10,58
0,9311	4,6	0,5952	11,03
0,8445	3,3	0,54065	7,554
0,7874	5,7	0,4053	7,36
0,7201	6,8	0,13444	4,75
0,4079	30,8	$^{134}_{55}\text{Cs}$, $T_{1/2} = 2,062$ года	
0,3121	72,5	1,36519	3,2
$^{133}_{53}\text{I}$, $T_{1/2} = 20,8$ ч		1,1677	1,88
1,2989	2,1	1,03838	1,02

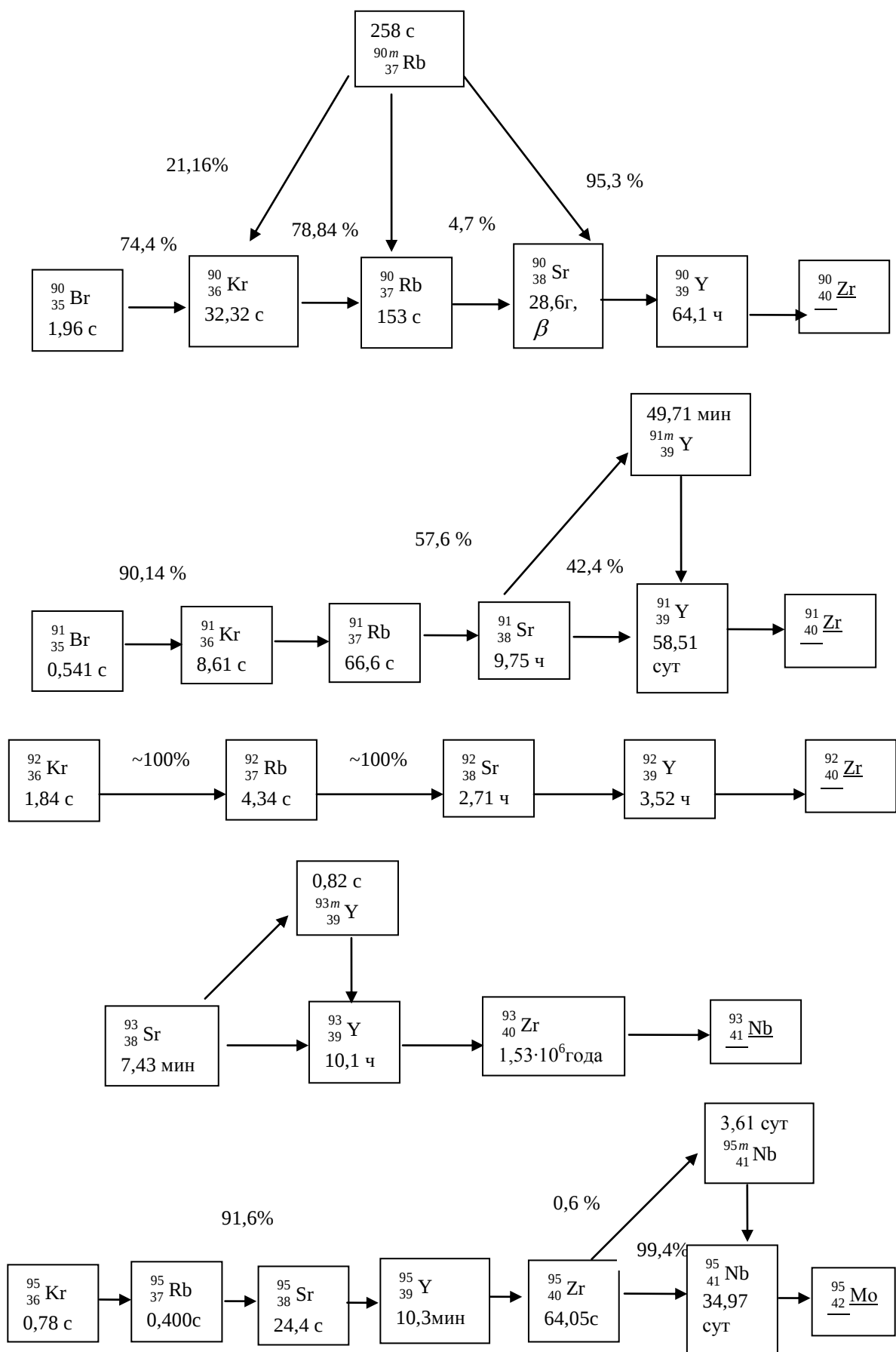
1	2	3	4
0,8753	4,3	0,8027	8,8
0,5295	85,0	0,79584	85,1
$^{133m}_{54}\text{Xe}$, $T_{1/2} = 2,19$ сут		0,60464	97,54
0,2329	10,3	0,56935	15,0
$^{133}_{54}\text{Xe}$, $T_{1/2} = 5,245$ сут		0,56320	8,4
0,0810	100	$^{135}_{53}\text{I} + ^{135m}_{54}\text{Xe}$, $T_{1/2} = 6,61$ ч (15,6 мин)	
$^{134}_{52}\text{Te}$, $T_{1/2} = 41,8$ мин		1,7915	8,35
0,7667	27	1,7067	4,32
1,6783	10,0	1,6783	10,0
0,7125	14	1,4581	9,16
0,5656	5,1	1,2605	29,4
0,4644	4,3	1,1316	22,2
0,4607	8,9	1,1241	3,91
0,4348	18	1,0388	7,8
0,2781	20,0	0,8368	5,99
0,2108	2,3	0,5465	6,39
0,2015	8,4	0,5265	11,4
0,1811	18	0,4175	3,14
0,0795	21	0,2886	3,18
$^{134}_{53}\text{I} + ^{134m}_{54}\text{Xe}$, $T_{1/2} = 3,56$ мин (29 с)			0,2205
0,2719	79,0	$^{135m}_{54}\text{Xe}$, $T_{1/2} = 15,65$ мин	
0,0444	10,3	0,5265	80,0
$^{134}_{53}\text{I}$, $T_{1/2} = 52,6$ мин			
1,8061	5,76	0,6086	2,38
1,6137	4,59	0,2498	90,5
1,1366	8,15	$^{136}_{55}\text{Cs} + ^{136m}_{56}\text{Ba}$, $T_{1/2} = 12,98$ сут (0,306 с)	
1,07285	14,95	1,2351	20,4
0,9746	4,75	1,0477	80,0
0,8183	99,5	$^{140}_{56}\text{Ba}$, $T_{1/2} = 12,789$ сут	
0,3400	42,8	0,53725	23,8
0,2733	11,2	0,43754	1,86
0,1762	12,5	0,423695	3,090
0,1637	4,1	0,304845	4,1
0,1528	7,3	0,162656	5,95
0,0861	5,2	0,0300	13,1
0,668	10,0	$^{140}_{57}\text{La}$, $T_{1/2} = 40,22$ ч	
$^{137}_{54}\text{Xe}$, $T_{1/2} = 3,83$ мин		2,5217	3,44
0,456	30,0	1,59649	95,47
$^{137}_{55}\text{Cs} + ^{137m}_{56}\text{Ba}$, $T_{1/2} = 30,174$ года (2,552 мин)		0,92524	6,80
0,66164	85,1	0,91963	2,53
$^{138}_{54}\text{Xe}$, $T_{1/2} = 4,13$ мин		0,86782	5,35
2,2522	2,1	0,81585	22,52
2,0157	11,20	0,751826	4,22
2,0046	4,71	0,487029	43,43
1,7681	16,60	0,432530	2,79
0,4345	20,20	0,328768	18,5
0,4013	2,20	$^{141}_{57}\text{La}$, $T_{1/2} = 3,93$ ч	

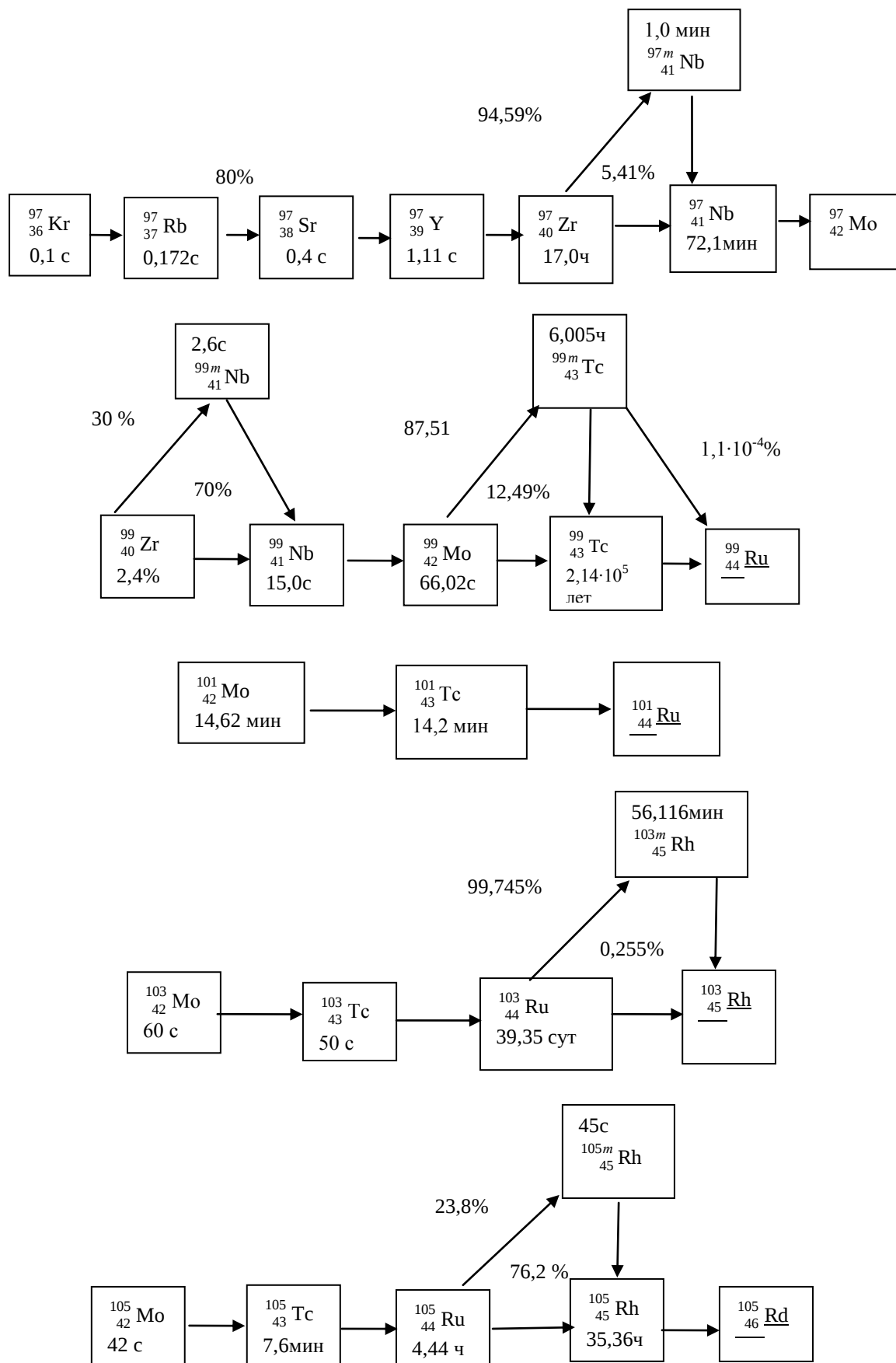
1	2	3	4
0,3965	6,50	1,37	2,0
0,2583	3250	¹⁴¹ ₅₈ Ce, T _{1/2} = 32,50 сут	
0,2426	3,80	0,145450	49,0
0,1539	5,70	¹⁴² ₅₇ La, T _{1/2} = 92,7 мин	
¹³⁸ ₅₅ Cs, T _{1/2} = 33,41 мин		2,9720	3,3
2,6393	7,68	2,54265	11,2
2,2180	16,4	2,39772	16,4
1,4537	74,6	2,1872	5,8
1,0097	28,0	2,05517	2,9
0,8717	4,7	1,90132	8,7
0,5470	9,7	1,75642	3,3
0,4627	27,0	1,5458	3,3
0,4090	4,2	1,36295	2,4
0,1377	2,8	1,23311	2,05
^{138m} ₅₅ Cs, T _{1/2} = 2,90 мин			1,04368
1,4360	25,0	1,0114	4,4
0,4630	24,6	0,89485	9,4
0,1917	20,0	0,64117	52,5
0,1125	2	¹⁴³ ₅₃ Pr, T _{1/2} = 13,58 сут	
¹³⁹ ₅₆ Ba, T _{1/2} = 84,9 мин			0,742
0,1658	22,6	¹⁴³ ₅₈ Ce, T _{1/2} = 33,0 ч	
		0,72196	5,04
0,66455	5,16	0,1342	6,53
0,350587	3,30	0,0720	8,60
0,293262	41,3	²²⁶ ₈₈ Ra, T _{1/2} 1600 лет	
0,057365	11,6	2,2041	5,3
¹⁴⁴ ₅₈ Ce+ ^{144m} ₅₉ Pr+ ¹⁴⁴ ₅₉ Pr, T _{1/2} = 284,31 сут (7,2 мин; 17,30 мин)		1,8474	2,2
0,6965	1,34	1,7645	16,6
0,1335	11,1	1,7296	3,07
0,0801	1,60	1,5092	2,3
⁵⁸¹⁴⁴ Ce, T _{1/2} = 284 сут		1,4080	2,6
0,1335	10,8	1,3776	4,18
0,0801	1,54	1,2381	6,8
¹⁵² ₆₃ Eu, T _{1/2} = 13,2 года		1,1203	16,0
1,40808	20,6	0,9341	3,34
1,11207	13,3	0,7684	5,32
1,08580	10,0	0,60919	48,4
0,96401	14,2	0,35196	39,3
0,86739	4,06	0,29520	20,1
0,77890	12,8	0,24200	7,8
0,4440	3,18	0,18610	4,0
0,41109	2,26	²³⁷ ₉₂ U, T _{1/2} = 6,75 сут	
0,34430	27,4	0,2080	22,4
0,24467	7,76	0,059536	34,6
0,12178	30,8	0,026348	2,32
¹⁸⁷ ₇₄ W, T _{1/2} = 23,9 ч		²³⁹ ₉₃ Np, T _{1/2} = 2,355 сут	
0,7731	4,11	0,27762	14,5

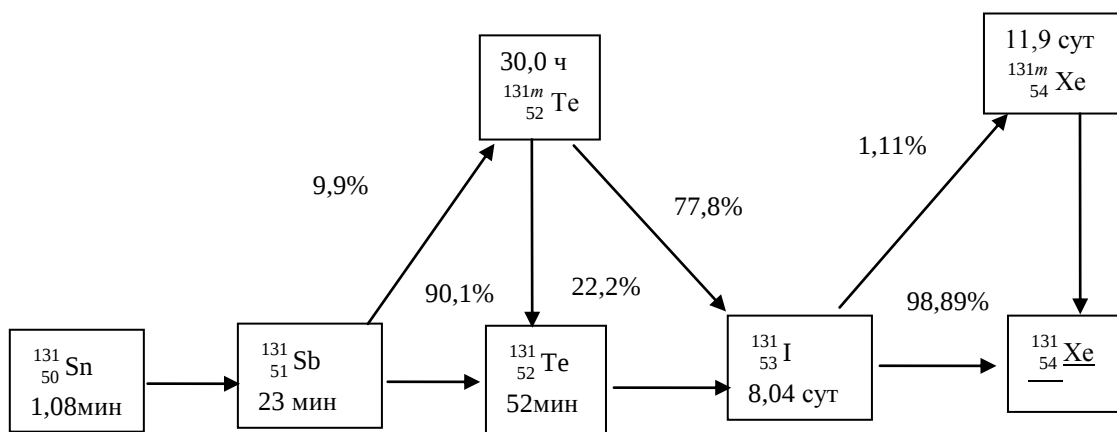
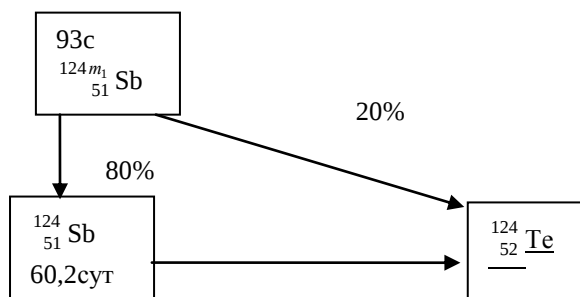
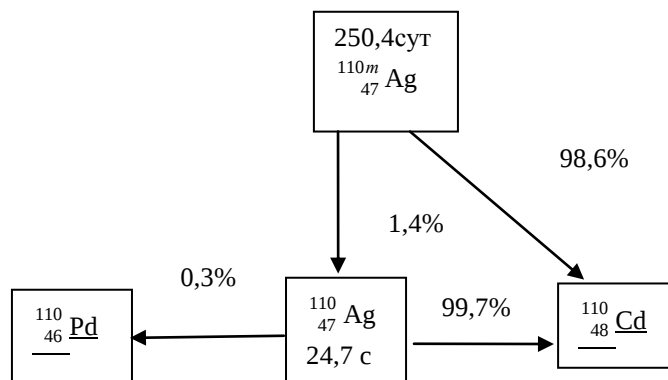
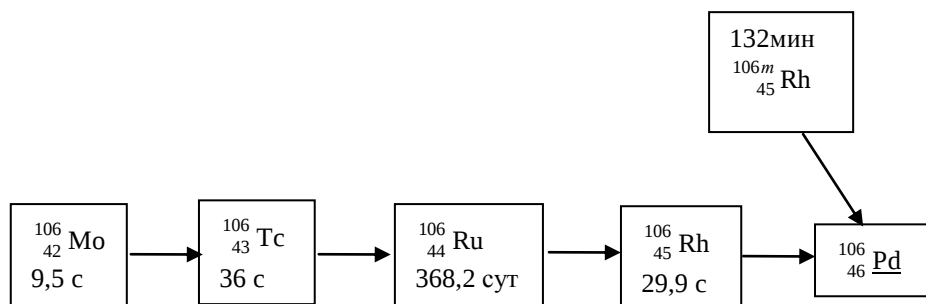
1	2	3	4
0,6859	27,1	0,22820	11,4
0,6181	6,31	0,20976	3,42
0,5517	5,01	0,10614	27,8
0,4796	21,5		
Примечание. $T_{1/2}$ – период полураспада радионуклида; его значение в скобках для дочернего радионуклида приведено в скобках			

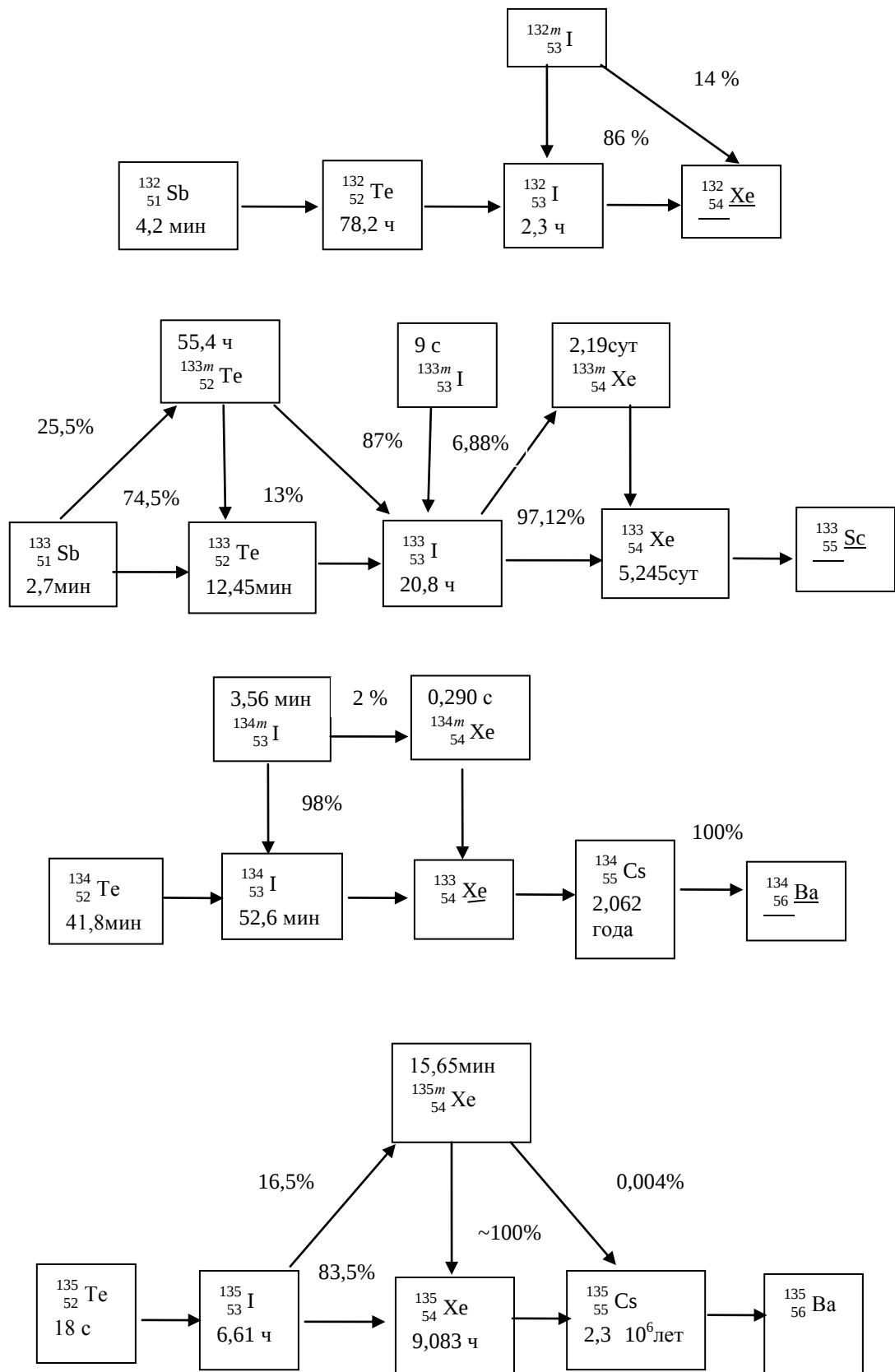
СХЕМЫ РАСПАДА И РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

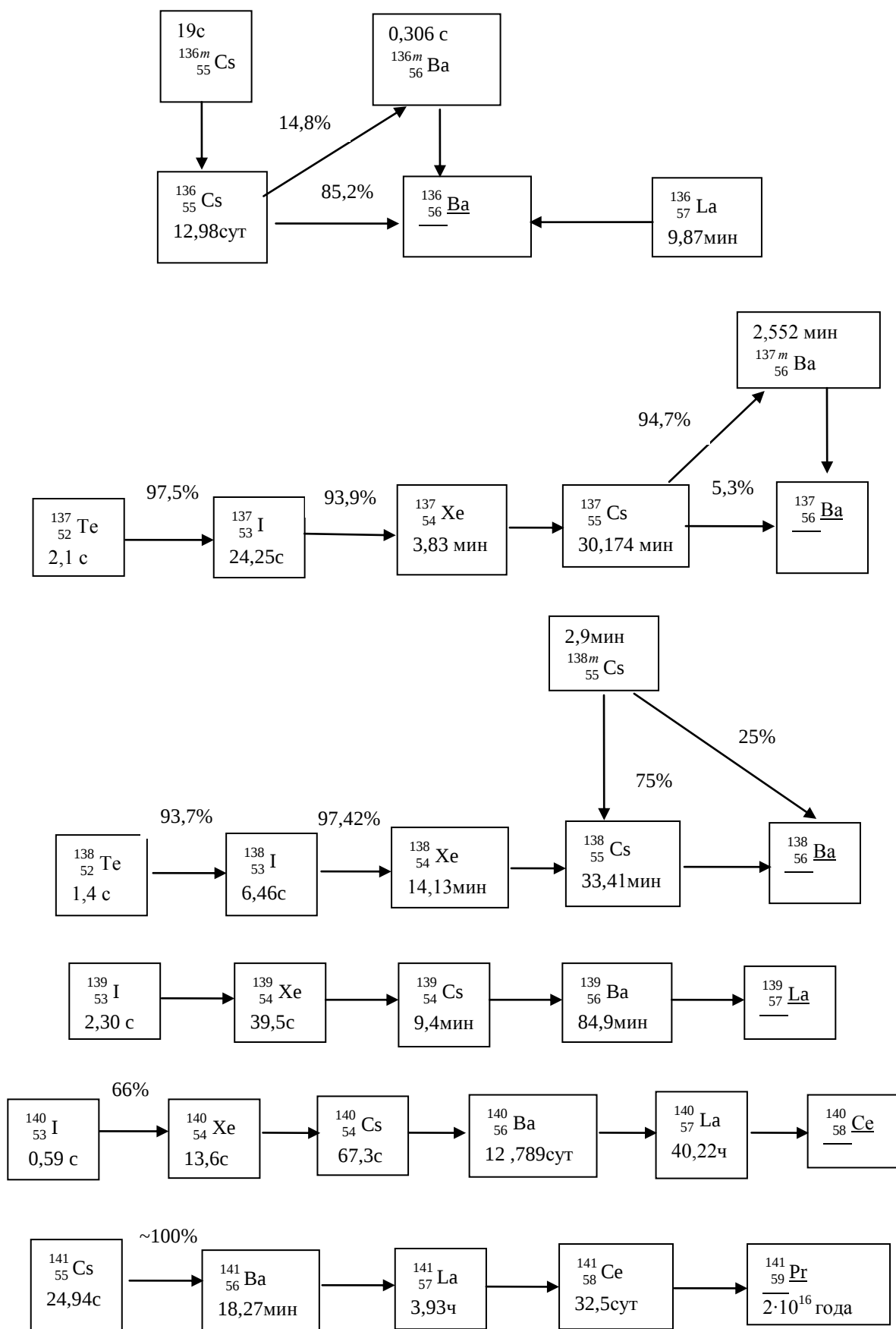


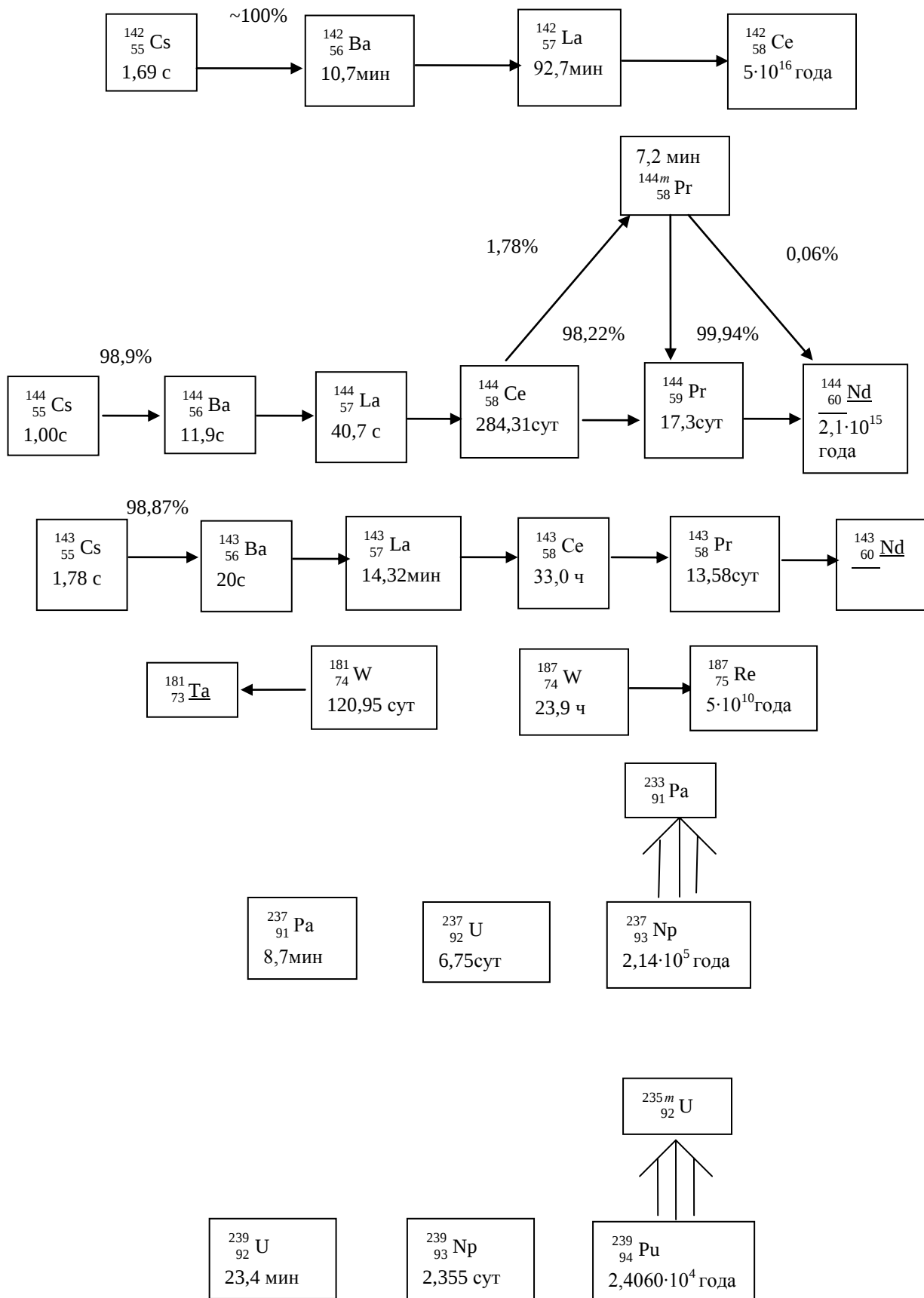












ОСНОВНЫЕ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РАДИОНУКЛИДОВ – ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ [19]

Характеристики ядра-излучателя				Реакция активации	Содержание исходного нуклида в природной смеси, %	Сечение активации σ_a , 10^{-24} см ²
Нуклид-излучатель	Период полураспада, T _{1/2}	Энергия γ -квантов, МэВ	Выход γ -квантов на 100 распадов, %			
1	2	3	4	5	6	7
³ H	12,26 лет	β -излучатель $E_\beta = 0,0186$ МэВ	100	² H(n, γ) ³ H	0,015	0,57·10 ⁻³ (а)
				³ He(n, p) ³ H	0,00013	5400
				⁶ Li(n, α) ³ H	7,52	945
				³ Li(n, n', ⁴ He) ³ H	92,48	0,02(б)
				¹⁰ B(n, 2 α) ³ H	18,8	0,02
⁷ ₄ Be	53,3 сут	0,47756	10,3			
¹³ ₇ N	9,97 мин	0,511	199,62	¹⁶ O(p, n) ¹³ N	99,7600	4·10 ⁻⁸ (б)
				¹⁴ N(n, 2n) ¹³ N		
¹⁴ ₆ C	5568 лет	β -излучатель $E_\beta = 0,158$ МэВ	100	¹⁴ N(n, p) ¹⁴ C	99,63	1,75 (а)
				¹⁷ O(n, α) ¹⁴ C	0,037	40·10 ⁻³ (а)
¹⁶ ₇ N	7,11	7,112	1	¹⁶ O(n, p) ¹⁶ N	99,776	1,9·10 ⁻⁵ (б)
		2,75		¹⁵ O(n, γ) ¹⁶ N	0,37	2,4·10 ⁻⁵
¹⁷ ₇ N	4,174с	2,19	0,5	¹⁷ O(n, p) ¹⁷ N	0,037	5,2·10 ⁻⁶ (б)
		0,871	3,1			
		n-излучатель $E_n \approx 1$ МэВ				
¹⁸ ₉ F	109,8 мин	0,511	193,4	¹⁸ O(n, p) ¹⁸ F	0,204	8·10 ⁻⁶ (б)
¹⁹ ₈ O	26,9 с	1,56	1,44	¹⁸ O(n, p) ¹⁸ O	0,2000	2,2·10 ⁻⁴ (а)
		1,454	3,12			
		1,363	55,4			
		0,197	95,6			
²² ₁₁ Na	2,602 года	1,27454	99,95	²³ Na(n, 2n) ²² Na	100	6·10 ⁻⁶ (б)
		0,511	181,1			
²³ ₁₀ Ne	37,6 с	1,63	0,83	²³ Na(n, p) ²³ Ne	100	1·10 ⁻³ (б)
		0,439	32	²² Ne(n, γ) ²³ Ne	8,82	3,6·10 ⁻² (а)
²⁴ ₁₁ Na	15,005	2,75403	99,87	²³ Na(n, γ) ²⁴ Na	100	0,53 (а)
		1,36854	99,994	²⁷ Al(n, α) ²⁴ Na	100	0,57·10 ⁻³ (б)
				²⁴ Mg(n, p) ²⁴ Na	28,6	1,2·10 ⁻³ (б)
²⁵ ₁₁ Na	60 с	1,6117	9,5	²⁵ Mg(n, γ) ²⁵ Na	10,1	2·10 ⁻³ (б)
		0,97471	14,5			
		0,58506	12,6			
²⁷ ₁₁ Mg	9,46 мин	1,01443	28,5	²⁶ Mg(n, γ) ²⁷ Mg	11,3	0,027 (а)
		0,84376	71,5	²⁷ Al(n, p) ²⁷ Mg	100	3,1·10 ⁻³ (б)
		0,17068	0,77			
²⁸ ₁₃ Al	2,24 мин	1,7787	100	²⁷ Al(n, γ) ²⁸ Al	100	0,21 (а)
				²⁸ Si(n, p) ²⁸ Al	92,3	4·10 ⁻³ (б)

1	2	3	4	5	6	7
²⁹ ₁₃ Al	6,52 мин	2,426	6,8	²⁹ Si(n,p) ²⁹ Al	4,68	2,7·10 ⁻³ (б)
		2,028	4,1			
		1,273	89,1			
³¹ ₁₄ Si	2,62 ч	1,27	0,07	³⁰ Si(n, γ) ³¹ Si	3,1	0,11
³⁸ ₁₇ Cl	37,18 мин	2,1675	44,0	³⁷ Cl(n, γ) ³⁸ Cl	24,5	0,56 (a)
		1,6424	32,8			
⁴¹ ₁₈ Ar	1,83 ч	1,2936	99,1	⁴⁰ Ar(n, γ) ⁴¹ Ar	99,6	0,53 (a)
⁴² ₁₉ K	12,36 ч	1,5246	17,9	⁴¹ K(n, γ) ⁴² K	6,91	1,15 (a)
		0,3126	0,33			
⁴⁶ ₂₁ Sc	83,8 сут	1,1205	100	⁴⁶ Ti((n,p) ⁴⁶ Sc	7,95	4,1·10 ⁻³ (б)
		0,88925	100			
⁴⁷ ₂₁ Sc	3,4 сут	0,1594	70	⁴⁷ Ti((n,p) ⁴⁷ Sc	7,95	2,1·10 ⁻⁴ (б)
⁴⁷ ₂₀ Ca	4,55 сут	1,2971	75	⁴⁶ Ca(n, γ) ⁴⁷ Ca	3,3 · 10 ⁻³	0,25 (a)
		0,8079	6,8			
		0,4892	6,8			
⁴⁸ ₂₁ Sc	43,8 ч	1,3114	100	⁴⁸ Ti((n,p) ⁴⁸ Sc	73,5	7,7·10 ⁻⁵ (б)
		1,2123	2,5	⁵¹ V(n, α) ⁴⁸ Sc	99,8	8,0·10 ⁻⁵ (б)
		1,0371	98			
		0,9833	100			
		0,1733	9,4			
⁴⁹ ₂₀ Ca	8,72 мин	4,0719	7	⁴⁹ Ca (n, γ) ⁴⁹ Ca	0,185	1,1 (a)
		3,0844	92,1			
		1,4089	0,63			
⁵¹ ₂₂ Ti	5,80 мин	0,928	4,6	⁵⁰ Ti ((n, γ) ⁵¹ Ti	5,3	0,14 (a)
		0,605	1,4			
		0,319	95,4			
⁵¹ ₂₄ Cr	27,73 сут	0,32007	9,83	⁵⁰ Cr (n, γ) ⁵¹ Cr	4,31	13,5 (a)
				⁵⁴ Fe (n, α) ⁵¹ Cr		8,5·10 ⁻⁴ (б)
⁵² ₂₃ V	3,760 мин	1,4339	100	⁵¹ V(n, γ) ⁵² V	99,8	4,5 (a)
		1,3334	0,60			
⁵⁴ ₂₅ Mn	312,3 сут	0,83481	99,978	⁵⁴ Fe (n,p) ⁵⁴ Mn	5,81	0,085 (б)
⁵⁶ ₂₅ Mn	2,578 ч	2,523	1,0	⁵⁵ Mn (n, γ) ⁵⁶ Mn	100	13,4 (a)
		2,1124	14	⁵⁶ Mn (n, p) ⁵⁶ Mn	91,6	1,2·10 ⁻³ (б)
		1,8112	27	⁵⁹ Co (n, α) ⁵⁶ Mn	100	1,4 · 10 ⁻⁴ (б)
		0,84664	99			
		0,81075	99,45	⁵⁸ Ni(n, p) ⁵⁸ Co		0,1033 (б)
⁵⁸ ₂₇ Co	70,78 сут	0,511	30,0			
		1,29158	44,1	⁵⁸ Fe (n, γ) ⁵⁹ Fe	0,31	1,0 (a)
		1,09927	55,5			
		0,19223	2,95			
⁶⁰ ₂₇ Co	5,272 года	1,33251	99,98	⁵⁹ Co (n, γ) ⁶⁰ Co	100	36,3 (a)
		1,17322	99,87	⁶⁰ Ni(n, p) ⁶⁰ Co	26,2	< 2·10 ⁻³ (б)

1	2	3	4	5	6	7
				$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)$ ^{60}Co	69,1	$7,2 \cdot 10^{-4}$ (б)
$^{64}_{29}\text{Cu}$	12,71 ч	1,347	0,55	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)$ ^{64}Cu	69,1	3,9 (a)
		0,511	37	$^{64}\text{Zn}(n, p)$ ^{64}Cu	48,9	0,035 (a)
$^{65}_{30}\text{Zn}$	244,1 сут	1,11545	50,6	$^{64}\text{Zn}(n, \gamma)$ ^{65}Zn	48,9	0,47 (a)
		0,511	2,82			
$^{65}_{28}\text{Ni}$	2,520 ч	1,480	25,9	$^{68}\text{Zn}(n, \alpha)$ ^{65}Ni	18,6	$2 \cdot 10^{-5}$ (б)
		1,1151	15,2			
		0,366	4,8			
$^{66}_{29}\text{Cu}$	5,1 мин	1,0392	8,95	$^{65}\text{Cu}(n, \gamma)$ ^{66}Cu	30,9	1,8 (a)
$^{67}_{29}\text{Cu}$	61,88 ч	0,18453	47	$^{67}\text{Zn}(n, p)$ ^{67}Cu	4,11	$2,7 \cdot 10^{-4}$ (б)
		0,090325	16,9			
		0,09126	7,29			
$^{69m}_{30}\text{Zn}$	14,0 ч	0,4391	95,7	$^{68}\text{Zn}(n, \gamma)$ ^{69m}Zn	18,6	0,097 (a)
$^{89}_{40}\text{Zr}+$ $^{89m}_{39}\text{Y}$	78,43 ч	1,712	0,86	$^{92}\text{Mo}(n, \alpha)$ $^{89}\text{Zr}+$ ^{89m}Y	15,9	$1,7 \cdot 10^{-5}$ (б)
	16,06 с	0,9091	99,86			
		0,511	50,6			
$^{92m}_{41}\text{Nb}$	10,13 сут	1,82	0,86	$^{92}\text{Mo}(n, p)$ ^{92m}Nb	15,9	$1,3 \cdot 10^{-3}$ (б)
		0,934	99,1			
		0,89	1,84			
$^{93m}_{42}\text{Mo}$	6,85 ч	1,4772	99,4	$^{92}\text{Mo}(n, \gamma)$ ^{93m}Mo	15,9	$< 0,006$ (a)
		0,68464	92			
		0,26323	61,3			
		0,11392	0,71			
$^{94m}_{41}\text{Nb}$	6,26	0,871	0,201	$^{93}\text{Nb}(n, \gamma)$ ^{94m}Nb	100	1,00 (a)
$^{95}_{40}\text{Zr} +$ $^{95m}_{41}\text{Nb}$	64,05 сут	0,756715	55,4	$^{94}\text{Zn}(n, \gamma)$ $^{95}\text{Zr}+$ ^{95m}Nb	17,4	0,09 (a)
	3,61 сут	0,724184	43,7			
$^{95}_{41}\text{Nb}$	34,97 сут	0,76584	99,80	$\text{Mo}(n, p)$ ^{95}Nb	15,7	$< 1 \cdot 10^{-4}$ (б)
$^{97}_{40}\text{Zr} +$ $^{97}_{41}\text{Nb}$	17 ч	См. табл. 1 ниже		$^{96}\text{Zr}(n, \gamma)$ $^{97}\text{Zr}+$ ^{97m}Nb	2,8	0,1 (a)
	1 мин					
$^{99}_{42}\text{Mo} +$ $^{99m}_{43}\text{Tc}$	66,02	См. табл. 1 ниже		$^{98}\text{Mo}(n, \gamma)$ $^{99}\text{Mo}+$ ^{99m}Tc	23,8	0,5 (a)
	6,006 ч					
$^{101}_{42}\text{Mo}$	14,62 мин	См. табл. 1 ниже		$^{100}\text{Mo}(n, \gamma)$ ^{101}Mo	9,62	0,2 (a)
$^{108}_{47}\text{Ag}$	2,41 мин	0,63289	1,8	$^{107}\text{Ag}(n, \gamma)$ ^{108}Ag	51,35	45 (a)

1	2	3	4	5	6	7
$^{110m}_{47}\text{Ag}$	250,4 сут	См. табл. 1 ниже		$^{109}\text{Ag} (n, \gamma)$ ^{110m}Ag	48,65	2,8 (а)
$^{113}_{50}\text{Sn}$	115,2	0,25504	1,5	$^{112}\text{Sn} (n, \gamma)$ ^{113}Sn	0,95	1,3 (а)
$^{122}_{51}\text{Sb}$	2,714 сут	1,1402	2,4	$^{121}\text{Sb} (n, \gamma)$ ^{122}Sb	57,3	6,4 (а)
		0,6928	3,9			
		0,5640	70,9			
$^{113m}_{50}\text{Sn}$	42 мин	0,1597	86	$^{122}\text{Sn} (n, \gamma)$ ^{123m}Sn	4,71	0,16 (а)
$^{124}_{51}\text{Sb}$	60,20 сут	См. табл. 1 ниже		$^{123}\text{Sb} (n, \gamma)$ ^{124}Sb	42,75	2,5 (а)
$^{187}_{84}\text{W}$	23,9 ч	См. табл. 1 ниже		$^{186}\text{W} (n, \gamma)$ ^{187}W	28,4	34 (а)
$^{198}_{79}\text{Au}$	2,6946 сут	0,67588	1,01	$^{197}\text{Au} (n, \gamma)$ ^{198}Au		98,8 (а)
		0,41180	95,53			
Примечание: (а) - сечение взаимодействия на тепловых нейтронах; (б) – сечение усреднено по спектру деления.						

Необходимое число измерений для получения случайной ошибки с надежностью P

$y = \frac{\Delta x}{\sigma}$	P					
	0,5	0,7	0,9	0,95	0,99	0,999
1,0	2	3	5	7	11	17
0,5	3	6	13	18	31	50
0,4	4	8	19	27	46	74
0,3	6	13	32	46	78	127
0,2	13	29	70	99	171	277
0,1	47	169	273	387	668	1089
0,05	183	431	1084	1540	2659	4338
0,01	4543	10732	27161	38416	66358	108307

У ч е б н о е и з д а н и е

**Черкашина Наталья Игоревна
Бежин Николай Алексеевич**

РАДИОХИМИЯ

Учебное пособие

Ч а с т ь 1

Радиометрия

В авторской редакции

Изд. № 88/2024. Объем 19 п.л. Усл. печ. л. 17,67. Уч.-изд. л. 18,62.
Издательский центр ФГАОУ ВО «Севастопольский государственный университет»