

**Международный университет природы, общества и  
человека “Дубна”**

**Кафедра “Биофизика”**

**Мокров Ю.В.**

**ЛАБОРАТОРНЫЙ ПРАКТИКУМ  
ПО ИНСТРУМЕНТАЛЬНЫМ МЕТОДАМ  
РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ**

**Дубна, 2007**

## Лабораторная работа №1

### ИОНИЗАЦИОННЫЕ И СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫЕ ДОЗИМЕТРЫ ФОТОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

#### ЦЕЛЬ РАБОТЫ:

*Изучение принципа действия, устройства, технических характеристик и особенностей использования ионизационных и сцинтилляционных дозиметров фотонного излучения, применяемых в радиационном контроле. Работа с приборами по определению дозиметрических характеристик полей фотонного излучения радионуклидных источников. Оценка результатов радиационного контроля и неопределенности измерений.*

#### Теоретическая часть

Контроль радиационной обстановки является неотъемлемой частью системы обеспечения **радиационной безопасности (РБ)**. **Радиационный контроль (РК)** – это получение информации о радиационной обстановке в организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей. Он включает в себя **радиометрический и дозиметрический контроль**, осуществляемый приборами и автоматизированными системами.

**Дозиметрический контроль** – измерение мощности дозы излучений в местах производственной деятельности человека, определение эффективных или эквивалентных, индивидуальных и коллективных доз от различных источников ионизирующего излучения (ИИ). Контроль радиационной обстановки должен осуществляться за всеми **радиационными параметрами**, характеризующими уровни облучения персонала и населения и загрязнение окружающей среды. Такими радиационными параметрами являются, например, **экспозиционная** или **амбиентная дозы** фотонного излучения и их мощности. В РК для измерения этих величин используются два вида дозиметров. Стационарные, переносные и носимые средства измерений (СИ) – так называемые **инспекционные дозиметры**, которые измеряют в отсутствии человека дозу, которую он получил бы, находясь в точке измерений. **Индивидуальные дозиметры**, которые размещаются

непосредственно на теле человека и измеряют дозу, полученную им в поле излучения. В процессе проведения лабораторной работы изучаются характерные представители этих средств РК и проводятся измерения с их помощью указанных выше радиационных параметров поля излучения: дозы и мощности дозы (экспозиционной и амбиентной) с помощью инспекционных дозиметров и индивидуального эквивалента дозы  $H_p(10)$  с помощью индивидуальных дозиметров.

Наиболее распространенными методами детектирования ИИ, на основе которых создаются инспекционные дозиметры фотонного излучения для РК, являются **ионизационный и сцинтилляционный методы**. Использование ионизационного метода в дозиметрии в основном связано с **газонаполненными ионизационными камерами и счетчиками Гейгера-Мюллера**, а сцинтилляционного – с твердыми пластмассовыми, органическими и неорганическими **сцинтилляторами**. В настоящей работе будут рассматриваться СИ, блоки детектирования (БД) которых оснащены именно такими детекторами.

**1. Ионизационный метод детектирования ИИ** основан на измерении электрических зарядов, освобожденных в веществе при воздействии излучения. Основное достоинство этого метода — одностадийное преобразование энергии ИИ в электрический сигнал, возможность усиления сигнала и относительная простота детекторов и электронно-измерительных устройств. Это и обусловило его широкое применение в аппаратуре для РК.

1.1. **Ионизационная камера** работает в режиме тока насыщения, который пропорционален мощности дозы, а полное количество электрических зарядов, образованных в камере за некоторое время, пропорционально дозе излучения. Наибольшее распространение в дозиметрии фотонного излучения получили **полостные ионизационные камеры**, в которых ионизация обусловлена вторичными электронами, возникающими не только в газовой полости, но и в стенках камеры. При этом материал стенок камеры и газового наполнения по эффективному атомному номеру должен быть либо **воздухоэквивалентным** (для измерения экспозиционной дозы), либо **тканеэквивалентным** (для измерения доз в ткани человека). При использовании ионизационных камер приходится измерять слабые токи порядка ( $10^{-14} - 10^{-15}$ ) ампера. Это значительно усложняет работу с ионизационными камерами, т.к.

требует стабильности электронной аппаратуры, необходимости предотвращения токов утечки, жестких требований к разъемам и т.п. В конечном счете это отражается на стоимости прибора. Поэтому ионизационные камеры не нашли широкого применения в приборостроении для радиационных измерений.

Типичным примером дозиметра с ионизационной камерой является стационарный сетевой прибор для измерения мощности экспозиционной дозы **микрорентгенометр «Кактус»**, выпускаемый в 60-х годах. Более современным прибором такого же типа является **клинический дозиметр 27012** с набором ионизационных камер, используемый до настоящего времени в качестве рабочего эталона (образцового дозиметра).

В индивидуальных дозиметрах наибольшее распространение в качестве детекторов получили **конденсаторные ионизационные камеры**, в которых измерения дозы излучения основано на уменьшении заряда на определенной емкости при воздействии ИИ. В основном эти камеры применяются в качестве индивидуальных дозиметров, носимых на теле и предназначенных для измерения экспозиционной или поглощенной дозы фотонного излучения. Примерами таких дозиметров являются широко известные ранее конденсаторные дозиметры ДК-02, КИД-1 и КИД-2, ДП-24 и др., а также их современный аналог — индивидуальный дозиметр ИД-0,2 (ДК-0,2).

1.2. **Счетчики Гейгера-Мюллера** работают в режиме самостоятельного разряда, в котором коэффициент газового усиления настолько велик, что суммарный импульс тока не зависит от первичной ионизации, а определяется только свойствами газа, наполняющего счетчик, и напряжением на счетчике. Необходимо отметить, что газоразрядные счетчики не являются точными дозиметрическими приборами, так как принцип их работы не предусматривает прямой пропорциональности между энергией, поглощенной в чувствительном объеме счетчика, и количеством импульсных разрядов, возникающих в счетчике. Такие счетчики используются в дозиметрии фотонного излучения из-за их высокой чувствительности. **Энергетическая зависимость** дозовой чувствительности (**ЭЗЧ**) счетчика заметно зависит от энергии излучения в области до 0,6 МэВ. Для уменьшения этой зависимости используют дополнительные фильтры (слоистые катоды) из различных материалов (меди, алюминия, тонких свинцовых пластин

и др.). Счетчики относительно простоты, надежны, компактны и недороги. Это также определяет их широкое применение в дозиметрах для измерения экспозиционной дозы.

2. **Сцинтилляционный метод** детектирования ИИ основан на измерении светосуммы или интенсивности световых вспышек, возникающих под действием излучения в сцинтилляторе при переходе атомов из возбужденного состояния в основное. Интенсивность свечения пропорциональна поглощенной в сцинтилляторе энергии, на чем основано использование сцинтилляторов в качестве дозиметров. Для превращения световых импульсов в электрические и последующего их усиления и регистрации используют **фотозлектронные умножители (ФЭУ)** с устройствами для их питания (делитель напряжения) и **усилители импульсов**. Различают **токовый** и **счетчиковый** режимы работы сцинтилляционного дозиметра.

В **токовом режиме** измеряют средний анодный ток, пропорциональный мощности дозы в месте нахождения сцинтиллятора. При работе в **счетчиковом** режиме каждая сцинтилляционная вспышка вызывает один импульс тока в анодной цепи ФЭУ. При этом скорость счета импульсов пропорциональна числу вторичных электронов, освобождающихся в единицу времени в сцинтилляторе. ЭЗЧ сцинтилляционных детекторов, работающих в счетчиковом режиме, не имеет горизонтального участка, поэтому сцинтилляционные счетчики в этом режиме работы не пригодны для целей дозиметрии и используются в основном в качестве индикаторов для относительных измерений. В дозиметрии используются сцинтилляционные дозиметры, работающие в токовом режиме.

Основные **параметры** сцинтилляционных детекторов:

- **световой выход** – отношение числа фотонов, возникающих в сцинтилляторе, к энергии, потерянной частицей в нем;
- **конверсионная эффективность** – отношение энергии световой вспышки к энергии, поглощенной в сцинтилляторе;
- **время высвечивания** сцинтиллятора (длительность сцинтилляций);
- **плотность и атомный номер** вещества сцинтиллятора.

Классификация сцинтилляторов ведется по различным признакам. Наиболее часто по своим свойствам выделяют две большие группы сцинтилляторов: **органические и неорганические**.

**Органические сцинтилляторы** характеризуются сравнительно малыми атомными номерами (6-7), невысокой плотностью (около  $2 \text{ г/см}^3$ ) и малой длительностью высвечивания ( $10^{-9}$  с). Из выпускаемых органических сцинтилляторов наилучшими параметрами обладают стильбен и антрацен. Сцинтилляторы на основе полимеров (полистирола, поливинилтолуола) обладают быстроедействием, высокой прозрачностью, хорошими механическими свойствами и находят широкое применение в приборостроении.

**Неорганические сцинтилляторы** характеризуются значительным эффективным атомным номером (30-50), относительно большой плотностью (около  $4 \text{ г/см}^3$ ) и довольно высоким временем высвечивания ( $10^{-5}$ - $10^{-6}$  с). Наиболее известными неорганическими сцинтилляторами для регистрации фотонного излучения являются NaI(Tl) и ZnS(Ag).

По значению световыхода и постоянству конверсионной эффективности неорганические сцинтилляторы имеют ряд преимуществ перед органическими. Однако для целей дозиметрии более существенную роль играет эффективный атомный номер вещества сцинтиллятора, так как он во многом определяет ЭЗЧ дозиметра с таким детектором. С этой точки зрения органические сцинтилляторы более воздухоеквивалентны и пригодны для измерения экспозиционной дозы. Наибольшее применение в дозиметрах фотонного излучения нашли **воздухоэквивалентные сцинтилляторы** на основе **сцинтиллирующих пластмасс**, которые обеспечивают приемлемую ЭЗЧ (25 %) в диапазоне энергий фотонов от 15 кэВ до нескольких МэВ.

В процессе выполнения работы по техническим описаниям изучаются принцип действия, устройство, характеристики и порядок работы ряда дозиметров фотонного излучения, основанных на рассмотренных выше методах регистрации.

После изучения приборов в процессе выполнения работы проводится измерение с их помощью значений дозовых характеристик поля излучения, создаваемого в помещении лаборатории радионуклидным источником фотонного излучения, расположенным в защитном контейнере. В соответствии с назначением изучаемых приборов такими характеристиками являются: мощности экспозиционной или амбиентной доз и индивидуальный эквивалент дозы. Результаты, полученные с помощью различных дозиметров, сравниваются между собой и

анализируются случаи расхождения показаний приборов, если они превышают неопределенности измерений с этими дозиметрами.

Используемые в настоящее время в радиационном контроле дозиметры фотонного излучения являются приборами разных поколений и в соответствии с этим предназначены для измерения различных дозиметрических величин. Приборы прежних поколений измеряют, как правило, экспозиционную дозу или ее мощность, современные приборы – амбиентную дозу или ее мощность. Для того чтобы можно было сравнивать показания приборов разных поколений, их необходимо выражать в одних и тех же величинах.

Операционной величиной для контроля радиационной обстановки в рабочих помещениях и на рабочих местах в целях группового дозиметрического контроля персонала является **мощность амбиентного эквивалента дозы  $H^*(10)$** , единица которого – мкЗв/ч.

Операционной величиной для индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения персонала является **индивидуальный эквивалент дозы  $H_p(10)$**  и его единица мЗв.

Переход к мощности амбиентного эквивалента дозы в мкЗв/ч от мощности экспозиционной дозы Р в мкР/ч осуществляется с помощью коэффициента перехода  $f^*(10)$  по формуле:

$$H^*(10) = f^*(10)P \quad (1)$$

Значения коэффициента перехода зависят от энергии фотонного излучения. Для  $^{60}\text{Co}$  он равен  $1,02 \cdot 10^{-2}$ , для  $^{137}\text{Cs}$  —  $1,04 \cdot 10^{-2}$ .

Эти же коэффициенты можно использовать и для перехода от экспозиционной дозы в мР к индивидуальному эквиваленту дозы в мЗв, так как в широком диапазоне энергий выше 15 кэВ коэффициенты перехода от экспозиционной дозы к амбиентной дозе и к индивидуальному эквиваленту дозы отличаются незначительно.

### Типы и характеристики изучаемых приборов

В процессе выполнения работы изучаются различные типы дозиметрических приборов, работа которых основана на рассмотренных выше методах дозиметрии фотонного излучения.

Дозиметры, работающие на принципе **ионизационной камеры**, представлены приборами разных поколений и назначения.

Прибор типа **СП-1М («Кактус»)** является представителем раннего поколения стационарных сетевых дозиметров, предназна-

ченных для измерения мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в лабораторных и производственных условиях. Несмотря на то, что приборы построены на старой элементной базе (с применением ламповой электроники) и в настоящее время практически не используются, они служат хорошей иллюстрацией применения токового метода регистрации излучения с помощью ионизационной камеры. Кроме того, ознакомление с приборами разных поколений проследить тот путь, который за относительно короткое время прошло ядерное приборостроение в части совершенствования электронно-измерительных устройств (от ламповой до микропроцессорной техники).

Более поздним и совершенным дозиметром экспозиционной и поглощенной доз и их мощностей является **клинический дозиметр 27 012**, который построен на применении исключительно полупроводников и частично интегральных схем. В качестве детектора излучения в нем используются ионизационные камеры, работающие при атмосферном давлении. Возникающий в объеме камеры дозиметра сигнал регистрируется путем измерения зарядов или тока во входном модуле, который имеет измерительный конденсатор и измерительное сопротивление. На измерительный конденсатор сигнал поступает для измерения дозы, на измерительное сопротивление - для измерения мощности дозы. После этого сигналы усиливаются электронной схемой дозиметра. Прибор снабжен набором ионизационных камер, что позволяет проводить измерения в широком диапазоне доз и их мощностей. Максимальное значение самого чувствительного диапазона по дозе равно 1,5 мР, самого грубого диапазона – 10 000 Р. Для мощности дозы они соответственно равны 30 мР/ч и 33 000 мР/мин. Малое значение основной погрешности прибора и высокая стабильность работы позволяет до сих пор использовать его в качестве рабочего эталона (образцового прибора) в поверочных лабораториях.

Приборы с ионизационными камерами типа СП-1М «Кактус» и 27012 являются дозиметрами для инспекционного контроля. Типичным представителем индивидуальных дозиметров, работающих на принципе ионизационной камеры, являются конденсаторные дозиметры **КИД-2 и ДК-02**, предназначенные для определения экспозиционной дозы фотонного излучения в диапазоне энергий от 150 кэВ до 2 МэВ и в диапазоне измерений от 0,005 Р до 1 Р. Для работы дозиметры заряжаются с помощью зарядного устройства.



Дозиметр ДК-02 позволяет с помощью оптической системы непосредственно считывать значение дозы в процессе работы, у дозиметра КИД-2 измерение дозы происходит после экспозиции в поле излучения с помощью измерительного пульта. Конструкция дозиметра ДК-02 показана на рис.1.

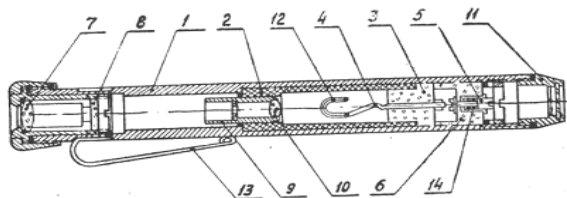


Рис. 1.1 Конструкция дозиметра ДК-02

Характерными представителями дозиметров, использующих ионизационный метод регистрации излучения с помощью **газоразрядных счетчиков**, являются носимый дозиметр мощности экспозиционной дозы **ДРГ-01Т** и дозиметр **ДКГ-АТ2503** для измерения индивидуального эквивалента дозы  $H_p(10)$ .

Дозиметр **ДРГ-01Т** является инспекционным дозиметром и предназначен для измерения мощности экспозиционной дозы для оперативного группового контроля в интервале энергий от 50 кэВ до 3 МэВ в двух режимах: «Поиск» и «Измерение». Диапазон измеряемых величин в режиме «Измерение» от 0,010 мР/ч до 9,999 Р/ч и в режиме «Поиск» от 0,10 мР/ч до 99,99 мР/ч. с разбивкой на два поддиапазона. В качестве детектора излучения в дозиметре использованы четыре газоразрядных счетчика СБМ-20 и два счетчика СИ-34Г с корректирующими свинцовыми фильтрами для выравнивания ЭЗЧ. Предел допускаемой основной погрешности в режиме «Измерение» не превышает  $\pm 15\%$ , в режиме «Поиск» не выше  $\pm 30\%$ . При этом изменение чувствительности во всем диапазоне энергий не более  $\pm 25\%$  относительно чувствительности при энергии 660 кэВ.

Прибор **ДКГ-АТ2503** является индивидуальным дозиметром, носимым на теле, и предназначен для непосредственного измерения индивидуального эквивалента дозы  $H_p(10)$  и его мощности в диапазоне энергий от 50 кэВ до 1,5 МэВ и в диапазоне измеряемых величин от 0,10 мкЗв до 10 Зв. Предел допускаемой основной погрешности составляет  $\pm 25\%$ , ЭЗЧ не более 30 %. В качестве детектора в дозиметре используется счетчик Гейгера-Мюллера с

компенсирующим фильтром для выравнивания ЭЗЧ. Дозиметр является многофункциональным прибором, он позволяет сигнализировать о превышении порога измеряемых величин и имеет возможность обмена информацией с ПК.

**Сцинтилляционные дозиметры** представлены в настоящей работе приборами разных поколений. Для измерения мощности экспозиционной дозы служит прибор **ДРГЗ-03**. Он предназначен для работы в диапазоне энергии фотонов от 20 кэВ до 3000 МэВ, в диапазоне мощностей доз от 0 до 1000 мкР/с с основной погрешностью, не превышающей 15 %. Принцип работы прибора основан на измерении средней интенсивности сцинтилляций воздухоэквивалентного сцинтиллятора, которая пропорциональна измеряемой мощности дозы при работе фотоумножителя ФЭУ-92 в токовом режиме. Импульсы тока ФЭУ интегрируются и поступают на усилитель постоянного тока (УПТ). В качестве воздухоэквивалентного сцинтиллятора используется суспензия сернистого цинка, активированного серебром, в сцинтиллирующей пластмассе на основе полистирола. При этом весовая доля цинка в сцинтилляторе такова, что эффективный атомный номер сцинтиллятора близок к эффективному атомному номеру воздуха (7,64). Благодаря этому ЭЗЧ дозиметра в пределах  $\pm 25\%$  не зависит от энергии в указанном диапазоне энергий.

Одним из самых современных приборов с детектором фотонного излучения на основе сцинтиллятора NaI(Tl) является универсальный портативный **радиометр-спектрометр МКС-А02**. Он позволяет измерять плотности потока альфа- и бета-излучения, мощность дозы фотонного и нейтронного излучений. Световые вспышки от сцинтиллятора регистрируются ФЭУ, усиливаются, формируются и подаются на вход амплитудно-цифрового преобразователя. В поисковом режиме прибор фиксирует превышение скорости счета в заданных энергетических диапазонах фотонного излучения, которое подтверждается светодиодным индикатором и звуковым сигналом. Диапазон измеряемой величины мощности дозы фотонного излучения составляет  $(0,1-2 \cdot 10^2)$  мкЗв/ч, энергетический диапазон –  $(0,05-3)$  МэВ.

В процессе проведения лабораторной работы кроме или вместо перечисленных выше приборов могут изучаться и другие дозиметры фотонного излучения аналогичного типа и назначения, основанные на ионизационном и сцинтилляционном методах регистрации ИИ.

В независимости от типов изучаемых приборов в процессе проведения лабораторной работы и изучения предоставленных приборов необходимо обратить внимание на следующее:

1. Тип и особенности устройства детектора излучения (датчика). Например, в ионизационных дозиметрах часто используются газоразрядные счетчики с различными выравнивающими фильтрами (слоистыми катоды и т.п.), а в сцинтилляционных дозиметрах детекторы могут состоять из сцинтилляторов нескольких типов. Это используется для выравнивания ЭЗЧ, особенно в области низких энергий фотонов (100 кэВ и меньше).
2. Другие, кроме отмеченного выше, способы получения требуемой ЭЗЧ. Например, с помощью амплитудной дискриминации импульсов и последующей обработкой информации.
3. Современные способы представления результатов измерений. Например, не с помощью стрелочных приборов, а на дисплеях. Отметить достоинства и недостатки таких способов.
4. Широкую номенклатуру измеряемых и большой выбор форм представления информации в современных приборах, например, в индивидуальных дозиметрах: измерение доз и мощностей доз, выставление порогов регистрации, связь с ЭВМ и т.п.
5. Многофункциональность современных приборов, когда в одном корпусе совмещаются дозиметры, радиометры и спектрометры, как это сделано, например, в МКС-А02.
6. Конструктивные особенности дозиметров и связанные с этим особенности их использования в радиационном контроле. Например, на расположение пульта и датчика прибора в одном корпусе, что может вызвать дополнительное облучение дозиметриста при измерении больших доз в сравнении с теми приборами, которые имеют выносные датчики.
7. Дополнительные погрешности дозиметров различных типов и их значения в зависимости от применяемых методов регистрации.
8. Особенности оценки погрешности дозиметров разных типов.
9. Расположение индивидуальных дозиметров на теле персонала и причины этого. Например, дозиметры типа ДКС располагаются задней крышкой от тела.

На аналогичны особенности приборов необходимо обращать внимание и при проведении других лабораторных работ, например, при изучении дозиметров нейтронов.

### Обработка результатов измерений

В процессе проведения лабораторной работы необходимо оценить по показаниям изучаемых дозиметров **результат измерения** (значение искомого радиационного параметра) и его **неопределенность**.

Обработка результатов измерений проводится в соответствии с **концепцией неопределенности измерений**.

В качестве результата измерений принимается **интервал значений** искомой величины от  $R_{\min}$  до  $R_{\max}$ , в котором с вероятностью  $P = 0,95$  находится истинное (действительное) значение искомой величины.

Если  $R$  измеренное (или рассчитанное по результатам измерений) значение искомой величины, а  $U_R^+$  и  $U_R^-$  — абсолютные неопределенности измерений в единицах измеряемой величины в сторону больших и меньших значений соответственно, то:

$$R_{\min} = R - U_R^- \quad (2)$$

$$R_{\max} = R + U_R^+ \quad (3)$$

В качестве составляющих в неопределенность результата измерений  $U$  входит как **случайная составляющая**, так и **систематическая**. Абсолютные неопределенности связаны с относительными по формуле:

$$U^+ = u_R^+ R \quad (4)$$

$$U^- = u_R^- R \quad (5)$$

где  $u$  — относительные неопределенности в процентах или долях единицы.

Относительные неопределенности  $u$  рассчитываются по формулам:

$$u_R^+ = \sqrt{u_s^2 + (u_\delta^+)^2} \quad (6)$$

$$u_R^- = \sqrt{u_s^2 + (u_\delta^-)^2} \quad (7)$$

где  $u_s$  — случайная неопределенность,  $u_\delta$  — погрешность СИ.

Случайная погрешность обусловлена в основном статистическим характером испускания и регистрации излучения и ее абсолютное значение определяется как **доверительный интервал**

$U_s$  для среднего значения показаний при доверительной вероятности 0,95:

$$U_s = t_q \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (N_i - \bar{N})^2}{n(n-1)}} \quad (8)$$

где  $N_i$  – результат  $i$ -го измерения;  $\bar{N}$  – среднее арифметическое результатов измерений;  $n$  – число измерений;  $t_q$  – коэффициент Стьюдента, зависящий от числа измерений и заданной доверительной вероятности.

В настоящей работе под **результатом одного измерения** для инспекционных дозиметров понимается отсчет показания прибора (наблюдение), в который при необходимости введены различные поправки или использованы поправочные коэффициенты.

Для индивидуального дозиметра конденсаторного типа, у которого предусмотрено однократное измерение (в качестве результата измерения используется один отсчет показаний прибора), случайной неопределенностью либо пренебрегают, либо она определяется предварительно.

**Относительная случайная неопределенность** находится по формуле:

$$u_s = U_s / \bar{N} \quad (9)$$

Относительная неопределенность (в процентах или долях единицы), обусловленная погрешностью СИ, находится по формулам:

$$u_{\delta}^{+} = \frac{\delta}{1 - \delta}, \quad (10)$$

$$u_{\delta}^{-} = \frac{\delta}{1 + \delta}, \quad (11)$$

где  $\delta$  – погрешность средства измерений, которая включает в себя погрешность его поверки, погрешность из-за энергетической зависимости чувствительности и другие дополнительные погрешности. В настоящей работе в качестве погрешности СИ принимается предел допускаемой основной погрешности.

## Порядок выполнения работы

1. Изучить *техническое описание* прибора и ознакомиться с его назначением, техническими характеристиками, принципом действия и устройством. В процессе выполнения работы каждый студент знакомится и работает с несколькими приборами.
2. Ознакомиться с *инструкцией (руководством) по эксплуатации* прибора или разделом «Работа с прибором» технического описания прибора, обращая особое внимание на процедуру подготовки прибора к работе, соблюдение мер безопасности при работе с ним, последовательность включения и особенности работы с прибором.
3. Провести *внешний осмотр* прибора, ознакомиться с назначением и расположением на его корпусе и передней панели регулирующих элементов (выключателей, переключателей, кнопок, индикаторных лампочек, индикаторов и т.п.).
4. При возможности и только под руководством преподавателя провести *частичную разборку* прибора или его детектора с целью ознакомления с конструктивным выполнением прибора и используемыми в нем детекторами излучения.
5. **Включить прибор** в сеть или от автономного источника питания и подготовить его к работе в соответствии с инструкцией по эксплуатации (прогреть, проверить наличие питания, установить переключателем требуемые режимы работы и т.п.).

**ВНИМАНИЕ!** *Все приборы можно включать только после получения разрешения преподавателя.*

6. Определить показания прибора от *контрольного источника*. Контрольный источник служит для контроля правильности работы прибора и либо прилагается к нему при выпуске, либо подбирается в процессе эксплуатации прибора. В качестве контрольного источника для фотонных дозиметров используются, как правило, радионуклидные источники бета-излучения из  $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ , помещенные в небольшие защитные контейнеры и не создающие дополнительного облучения персонала.
7. Провести измерение изучаемым прибором *дозовых характеристик* в указанной преподавателем точках поля фотонного излучения в соответствии с назначением прибора – мощностей экспозиционной или амбиентной дозы. Измерения проводятся не менее 5 раз в каждой точке и после внесения необходимых поправок определяется среднее значение показаний, которое принимается за

результат измерений в данной точке. Источником излучения при этом является радионуклидный источник  $^{137}\text{Cs}$ , находящийся в защитном контейнере из свинца. Измерения проводятся в двух указанных ниже полях излучения:

7.1. В **поле рассеянного** в помещении **фотонного излучения** от радионуклидного источника  $^{137}\text{Cs}$ , расположенного в защитном контейнере. В этом случае уровни излучения в местах измерения на расстоянии 1-2 метра от защитного контейнера незначительно превышают фоновые значения.

7.2. В **коллимированном пучке излучения**, выходящем из открытого канала защитного контейнера при отсутствии в нем заглушки. В этом случае оператор, проводящий измерения, должен находиться вне коллимированного пучка излучения, где уровни излучения незначительны. Отсчет показаний приборов при этом должен проводиться дистанционно без вхождения в пучок излучения.

Проведение измерений в этих условиях исключает какое-либо заметное облучение оператора.

8. Индивидуальные дозиметры типа *ДКГ-АТ2503* или аналогичные им предназначены для определения индивидуального эквивалента дозы  $H_p(10)$  или его мощности и должны находиться **на теле человека**. При определении  $H_p(10)$  с помощью этих дозиметров они должны облучаться на **фантоме**, моделирующем торс человека. Если же дозиметр облучается не на теле человека или на фантоме, то его показания должны быть умножены на коэффициент обратного рассеяния, который определяется как отношение показаний дозиметра на фантоме к показаниям без фантома. Для данного дозиметра он составляет  $1,07 \pm 0,05$  для излучения  $^{137}\text{Cs}$ . При проведении лабораторной работы дозиметры такого типа облучаются без фантома и для получения результата измерения их показания умножаются на указанный **коэффициент обратного рассеяния**.

9. Индивидуальные конденсаторные дозиметры типа *ДК-02* или *КИД-2* предназначены для измерения экспозиционной дозы и облучаются в заданной точке поля излучения без фантома.

10. **Облучить индивидуальные дозиметры** в течение времени измерения  $t$ , расположив их без фантома на подставке в коллимированном пучке излучения в точке поля излучения, в которой были проведены измерения с помощью инспекционных

дозиметров. Время облучения определяется исходя из мощности дозы в точке измерений, определенной с помощью инспекционных дозиметров. После облучения определить показания дозиметров с соответствием с руководством по их эксплуатации. Рассчитать по измеренной дозе и времени облучения значения мощности дозы.

11. Перед началом лабораторной работы каждому студенту необходимо подготовить **рабочий лабораторный журнал**, в котором должны быть указаны дата проведения, название и цель работы, приведены основные расчетные формулы и формулы для оценки погрешности измерений. Кроме того, в ходе выполнения работы в журнал должна быть занесена **следующая информация**:

- наименование изучаемых приборов;
- показания приборов от контрольных источников;
- точки измерений дозовых характеристик поля излучения;
- полученные экспериментальные результаты наблюдений — значения показаний приборов, причем, причем, проводится не менее пяти наблюдений;
- результаты измерений — рассчитанные средние значения результатов наблюдений с введением необходимых поправок;
- расчеты статистической погрешности результата измерений;
- значения дополнительных погрешностей, обусловленных условиями измерений и особенностями используемых приборов (в случае, если они известны);
- результаты пересчета (при необходимости) измеренных величин к заданным (например, от экспозиционной дозы к  $H_p(10)$ );
- общие средние значения измеряемых величин по показаниям всех приборов в одних и тех же величинах и единицах для каждой точки;
- неопределенности результатов измерений, рассчитанные по формулам (2) – (11) для каждого прибора и для каждой точки измерений.

12. Рассчитать для каждого прибора результат измерений в каждой точке и его неопределенность по формулам (2)-(11) с использованием погрешностей СИ, приведенных в технических описаниях на них. Занести полученные результаты в рабочий журнал.

13. Сравнить между собой результаты измерений, полученные в одних и тех же точках с помощью различных приборов. В случае различий в значениях мощностей доз, превышающих неопределенности результатов измерений с каждым прибором, проанализировать причины различий.



зировать полученные результаты с учетом общего среднего значения по всем приборам и указать возможные причины расхождений.

### **Контрольные вопросы**

1. Дайте определение радиационный контроля и перечислите его виды и их особенности.
2. Какие операционные величины и их единицы используются для группового и индивидуального радиационного контроля?
3. В чем состоит назначение и различие инспекционных и индивидуальных дозиметров?
4. Каковы основные преимущества и недостатки сцинтилляционного метода дозиметрии фотонов в сравнении с ионизационным?
5. Перечислите основные типы сцинтилляторов, используемых в дозиметрах фотонов, и их особенности.
6. Что такое эффективный атомного номер вещества детектора фотонного излучения и на какие характеристики дозиметров он влияет? Для измерения какой дозиметрической величины используются воздухоразрядные сцинтилляторы?
7. Каково назначение фильтров для газоразрядных счетчиков при использовании их в дозиметрии фотонов?
8. Перечислите основные составляющие неопределенности результата измерений.
9. Напишите формулу для перехода от экспозиционной дозы фотонного излучения к амбиентной дозе и укажите значения переходных коэффициентов для  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$ .
10. Какие составляющие входят в погрешность СИ?

### **Библиографический список**

1. Матвеев В.В., Хазанов.Б.И. Приборы для измерения ионизирующих излучений. М.:Атомиздат, 1972. С.77-86.
2. Юдин М.Ф. Дозиметрия фотонного излучения. М: Издательство стандартов, 1970. С.94-130.
3. В.А. Кутьков и др. Обеспечение радиационного контроля на промышленных предприятиях в соответствии с требованиями норм и правил радиационной безопасности. Учебное пособие. Обнинск, 2002. С.5-38.

## Лабораторная работа № 2

### ДОЗИМЕТРЫ И СПЕКТРОМЕТРЫ НЕЙТРОНОВ НА ОСНОВЕ ДЕТЕКТОРОВ ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ В ВОДОРОДСОДЕРЖАЩИХ ЗАМЕДЛИТЕЛЯХ

#### Цель работы

*Изучение принципа действия, устройства и характеристик нейтронных дозиметров и спектрометров, основанных на использовании детекторов тепловых нейтронов в замедлителях. Работа с приборами по измерению дозовых характеристик полей нейтронного излучения от радионуклидного источника.*

#### Теоретическая часть

Среди средств измерений нейтронного излучения, используемых в радиационных измерениях, наибольшее распространение при проведении радиационного контроля и радиационных исследований получили приборы, основанные на использовании **детекторов тепловых нейтронов**, помещенных в **водородсодержащие замедлители** различной конфигурации и размеров. **Достоинствами** такого метода регистрации нейтронов и приборов, основанных на нем, являются:

1. высокая чувствительность,
2. незначительная угловая анизотропия,
3. низкий собственный фон,
4. возможность работать в присутствии высоких уровней фотонного излучения и потоков заряженных частиц,
5. относительная простота устройства и эксплуатации,
6. стабильность работы в течение длительного времени,
7. возможность использования в импульсных полях,
8. работа при высоких уровнях нейтронного излучения,
9. возможность изменять энергетическую зависимость чувствительности (ЭЗЧ), меняя толщину и состав замедляющего слоя или используя замедлители разного размера.

Особенно важным для целей дозиметрии и радиометрии нейтронов является последнее свойство рассматриваемого метода регистрации. Это связано с изменениями по тем или иным причинам рекомендованной энергетической зависимости дозы на

единичный флюенс нейтронов, которой должна следовать ЭЗЧ прибора, чтобы его можно было использовать в качестве дозиметра.

Перечисленные достоинства обусловили широкое применение данного метода и основанных на нем приборов в качестве одного из основных как при проведении радиационных исследований, так и в радиационном контроле нейтронного излучения на ядерно-физических установках. Можно выделить *два основных подхода* в реализации этого метода при создании средств радиационных измерений нейтронов:

1. Использование *одного детектора* тепловых нейтронов *в одном замедлителе* для создания дозиметра или радиометра нейтронов. При этом размер замедлителя (точнее, толщина замедляющего слоя перед детектором) в различных приборах может быть разным. Как правило, замедлитель делают *составным*, размещая внутри него поглотитель тепловых нейтронов (бор, кадмий и т.п.) для наилучшего приближения ЭЗЧ прибора к энергетической зависимости измеряемой величины (флюенса или эквивалента дозы). Введение поглотителя уменьшает чувствительность прибора в области промежуточных нейтронов, где ЭЗЧ больше всего отличается от требуемой зависимости.

В приборах, основанные на этом подходе, в качестве детектора тепловых нейтронов используются чаще всего либо *сцинтилляционные детекторы*, как правило LiI(Eu), либо газоразрядные *пропорциональные счетчики* (борные или гелиевые). Замедлители в зависимости от типа применяемого детектора тепловых нейтронов имеют либо *шаровую форму* с детектором в центре (со сцинтилляционными детекторами или небольшими пропорциональными счетчиками), либо *цилиндрическую* с пропорциональным счетчиком, расположенным по оси замедлителя. Обычно у дозиметров толщина замедляющего слоя составляет около 12 см, при этом диаметр замедлителя приблизительно равен 25 см.

Выбор такой толщины замедляющего слоя для дозиметра основан на том факте, что концентрация тепловых нейтронов на этой глубине одинакова при падении на замедлитель нейтронов разных энергий, но создающих одну и ту же дозу. Таким образом, концентрация тепловых нейтронов на этой глубине приблизительно пропорциональна эквиваленту дозы падающих нейтронов. Это находит подтверждение и в том, что ЭЗЧ замедлителя с такой толщиной замедляющего слоя, например, полиэтиленового шара

диаметром 25 см, наиболее близка из всех однородных замедлителей к зависимости эквивалента дозы от энергии.

Поглощающий слой располагается у разных приборов на различном расстоянии от центра замедлителя. Обычно он состоит из кадмиевой прослойки или из борированной пластмассы. Причем, у некоторых приборов (счетчик Андерсена-Брауна) в борной прослойке сделаны отверстия для лучшего соответствия ЭЗЧ энергетической зависимости эквивалента дозы.

Для использования в импульсных или высокоинтенсивных полях нейтронов вместо активных применяются **пассивные детекторы**, с которых информация считывается после экспозиции прибора в поле излучения. К ним относятся активационные и термолюминесцентные (ТЛД) детекторы.

В качестве замедлителя в приборах такого типа обычно используется полиэтилен, тяжелая вода, реже парафин. У некоторых приборов внешний и внутренний замедлители подобраны таким образом, что при использовании только внутреннего замедлителя он работает как измеритель плотности потока нейтронов, а при наличии еще и внешнего замедлителя – как дозиметр. Примером такого прибора является **РУС-У8**.

Другой модификацией приборов рассматриваемого типа является дозиметр **ДН-А-1**, в котором использован **комбинированный детектор**, состоящий из сцинтилляционного детектора тепловых нейтронов, помещенного в центре прозрачного цилиндрического замедлителя из органического стекла, на торцевой поверхности которого располагается сцинтилляционный детектор быстрых нейтронов. Причем, оба детектора работают с одним ФЭУ. Одним из эксплуатационных достоинств этого дозиметра является его меньший вес в сравнении с дозиметрами, рассматриваемыми ниже. Конструкция детектора прибора ДН-А-1 показана на рис.2.1.

Известно несколько типов приборов, зарубежных и отечественных, как выпускаемых промышленностью, так и изготовленных самими пользователями, в которых используется один замедлитель. Кроме перечисленных выше, это зарубежный **дозиметр Лика**, отечественные приборы **КДН-2** и **ДКС-96Н**; **борный счетчик с комбинированным замедлителем**, разработанный и используемый в ОИЯИ; **гейгеровский счетчик в чехле из серебра**, размещенный в комбинированном замедлителе, и др. На рис. 2.2 показана конструкция дозиметра Лика.

Несмотря на различные модификации приборов, использование одного замедлителя не позволяет создать прибор, ЭЗЧ которого в широком диапазоне энергий нейтронов идеальным образом соответствовала бы энергетической зависимости эквивалента дозы. Даже в диапазоне энергий от тепловой до 20 МэВ дополнительная погрешность таких приборов, обусловленная ЭЗЧ, может достигать десятков, а в некоторых полях нейтронов, и сотен процентов. Создать хороший дозиметр (с незначительной дополнительной погрешностью в широком диапазоне энергий, обусловленной ЭЗЧ), используя один замедлитель, не удастся. Эту задачу позволяет решить метод, использующий несколько замедлителей разного размера.

**2. Применение детектора тепловых нейтронов в замедлителях разного размера.** Наибольшее распространение среди таких СИ получил *многошаровой спектрометр* (спектрометр Боннера) в различных его модификациях. Спектрометры такого вида отличаются типом используемых детекторов тепловых нейтронов (см. выше), размерами набора шаровых замедлителей, способом получения информации с детекторов и методами ее обработки, применяемыми ЭЗЧ для шаров разного диаметра.

Обычно такие приборы состоят из детектора тепловых нейтронов, который поочередно располагается в центре шаровых полиэтиленовых замедлителей разного диаметра. Ход ЭЗЧ прибора с  $i$ -м замедлителем – его чувствительность  $\varepsilon_i(E)$ , существенно зависит от размера замедлителя, причем, максимум этой зависимости смещается в сторону больших энергий нейтронов при увеличении диаметра замедлителя. Типичные ЭЗЧ многошарового спектрометра представлены на рис. 2.3. Их ход незначительно для целей дозиметрии зависит от типа используемого детектора тепловых нейтронов. Основное требование к детектору – минимальные размеры, чтобы его можно было считать точечным. Имея набор замедлителей с известными  $\varepsilon_i(E)$  прибор можно использовать в двух вариантах.

2.1. Используя известную  $\varepsilon_i(E)$  для каждого из  $n$  замедлителей стараются подобрать такую линейную комбинацию  $\varepsilon(E)$  этих чувствительностей

$$\varepsilon(E) = \sum_{i=1}^n \alpha_i \varepsilon_i(E), \quad (1)$$

которая наилучшим образом описывала бы требуемую зависимость.

Например, зависимость флюенса нейтронов от энергии (постоянное значение во всем диапазоне энергий), амбиентного эквивалента дозы  $h^*(E)$  на единичный флюенс нейтронов или зависимость от энергии эффективной дозы нейтронов. Поскольку идеальным образом описать требуемую зависимость, используя реально существующие наборы замедлителей, невозможно, то отличие  $\varepsilon(E)$  от требуемой зависимости, например, от  $h^*(E)$ , минимизируют различными способами. Например, подбирают коэффициенты  $\alpha_i$  таким образом, чтобы было минимальным среднее квадратическое отклонение  $\varepsilon(E)$  от  $h^*(E)$ .

Если провести измерения в поле нейтронов с каждым замедлителем, то в силу линейности равенства (1) будет выполняться следующее соотношение между показаниями прибора, например, скоростью счета гипотетического прибора  $N_\varepsilon$  с чувствительностью  $\varepsilon(E)$  и скоростями счета прибора  $N_i$  с чувствительностями  $\varepsilon_i(E)$ :

$$N_\varepsilon(E) = \sum \alpha_i N_i \quad (2)$$

Рассчитав значения  $\alpha_i$  и проведя измерения прибором с каждым замедлителем в одном и том же поле нейтронов – получив значения скоростей счета  $N_i$ , с помощью (2) можно рассчитать  $N_\varepsilon$  – скорость счета, которую зарегистрировал бы прибор, имеющий чувствительность  $\varepsilon(E)$ .

Для определения мощности амбиентного эквивалента дозы  $H^*(E)$  по результатам измерения скорости счета  $N_i$  с различными  $i$ -замедлителями, имеющими ЭЗЧ  $\varepsilon_i(E)$ , в поле нейтронов со спектром  $\Phi(E)$  достаточно подставить полученные значения  $N_i$  в формулу (1) и провести вычисления по формуле:

$$H^*(E) = \int h^*(E) \Phi(E) dE = \int \varepsilon(E) \Phi(E) dE = \int \{ \sum (\alpha_i \varepsilon_i) \} \Phi(E) dE = \sum \alpha_i \{ \int \varepsilon_i \Phi(E) dE \} = \sum \alpha_i N_i, \quad (3)$$

так как  $\int \varepsilon_i(E) \Phi(E) dE$  есть скорость счета  $N_i$  детектора с  $i$ -м замедлителем в поле нейтронов со спектром  $\Phi(E)$ .

2.2. Другим способом определения дозовых характеристик поля излучения со спектром нейтронов  $\Phi(E)$  является измерение этого спектра с помощью детектора тепловых нейтронов в различных замедлителях. Действительно, скорость счета детектора с  $i$ -м замедлителем в этом поле можно представить как

$$N_i = \int \varepsilon_i(E) \Phi(E) dE \quad (4)$$

Проведя измерения в поле нейтронов с данным спектром  $\Phi(E)$  с помощью  $n$  замедлителей разного диаметра получим систему интегральных уравнений Фридгольма 1-го рода, решив которую, можно получить экспериментально измеренный спектр нейтронов  $\Phi_{изм}(E)$ , являющийся приближением к истинному спектру  $\Phi(E)$  (так называемый восстановленный спектр нейтронов). Зная спектр нейтронов и используя известные зависимости различных дозиметрических и радиометрических величин от энергии, можно рассчитать значения этих величин, «свернув» измеренный спектр по этим зависимостям. Например, амбиентную дозу  $H^*$  можно рассчитать по формуле:

$$H^* = \int \Phi_{изм}(E) h^*(E) dE. \quad (5)$$

3. При проведении радиационных исследований и радиационного контроля часто возникает необходимость в определении флюенса или плотности потока нейтронов в широком энергетическом диапазоне от тепловых нейтронов до нейтронов с энергией в несколько МэВ. Для этих целей создан и используются всеволновые (или «длинные») счетчики нейтронов, имеющие незначительно изменяющуюся чувствительность в том или ином диапазоне энергий нейтронов. Одним из таких приборов является **образцовый всеволновый счетчик ОВС-3М**, разработанный во ВНИИМ им. Д.И. Менделеева. Счетчик представляет собой полиэтиленовый замедлитель, по оси которого располагается пропорциональный или коронный борный счетчик. Замедлитель окружен поглотителем тепловых нейтронов из карбида бора и защитой из полиэтилена. Для уменьшения коэффициента отражения тепловых нейтронов от передней поверхности замедлителя в нем сделано несколько отверстий, параллельных оси замедлителя. Конструкция ОВС-3М представлена на рис. 2.4.

### Типы и характеристики изучаемых приборов

В процессе выполнения лабораторной работы будут изучены следующие средства измерений, применяемые в радиационном контроле и при проведении радиационных исследований в полях нейтронного излучения.

#### 1. Промышленные дозиметры нейтронов, основанные на использовании детекторов тепловых нейтронов в замедлителях.

1.1 Измеритель мощности эквивалентной дозы нейтронов **КДН-2** состоит из пульта измерений и двух блоков детектирования со сцинтилляционными детекторами в замедлителях. Блок детектирования БДМН-01 с замедлителем диаметром около 25 см имеет

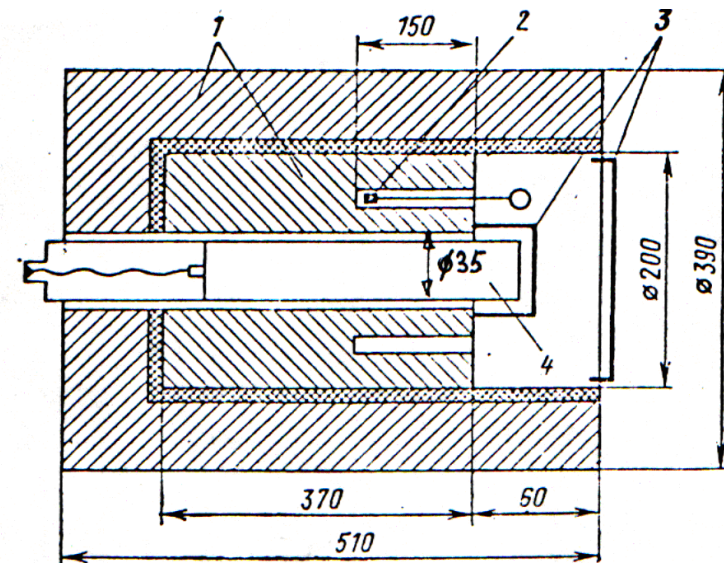


Рис. 2.4 Образцовый всеволновый счетчик ОВС - 3М

1 - полиэтилен; 2 - контрольный источник; 3 - кадмий;

4 - борный счетчик

поглощающую тепловые нейтроны прослойку внутри замедлителя и предназначен для измерения эквивалентной дозы нейтронов (эквивалента дозы) в диапазоне энергий от 0,025 эВ до 10 МэВ, а с замедлителем меньшего размера (БДМН-04) – в диапазоне энергий от 100 эВ до 20 МэВ. Диапазон измеряемых величин – от 0,05 до  $5 \cdot 10^3$  мкбэр/с.

1.2. Дозиметр-радиометр **ДКС-96Н** с блоком БДМН-96 предназначен для измерения эквивалентной дозы нейтронов (эквивалента дозы) и ее мощности в диапазоне энергий от 0,025 эВ до 10 МэВ и в диапазоне значений мощности дозы от 0,1 до  $10^5$  мкЗв/ч и дозы от 1 до  $10^4$  мкЗв. В качестве детектора в приборе используется сцинтилляционный детектор из полиметилметакрилата с добавкой  $^6\text{LiF}$  и  $\text{ZnS(Ag)}$ , помещенный в центр шарового замедлителя диаметром около 25 см.

Измерение дозы и мощности дозы нейтронов этими приборами основано на регистрации количества световых вспышек, возникающих в детекторе под действием излучения. Световые вспышки преобразуются ФЭУ в импульсы напряжения, которые



усиливаются и отделяются от шумов амплитудным дискриминатором. Импульсы напряжения с блоков детектирования передаются в измерительный пульт, где производится их обработка, индикация на табло результатов измерения и их хранение.

1.3. Дозиметр **ДН-А-1** предназначен для измерения мощности эквивалентной дозы нейтронов в диапазоне от 0,3 до 3000 мбэр/ч в диапазоне энергий от тепловых нейтронов до 20 МэВ. Прибор в настоящее время не выпускается, хотя пока широко используется при проведении радиационного контроля. Этот прибор представляет интерес из-за оригинального устройства его регистрирующей части (датчика). Датчик состоит из сцинтилляционного детектора тепловых нейтронов, расположенного в центре цилиндрического замедлителя из оргстекла диаметром и высотой около 12 см (для регистрации тепловых и промежуточных нейтронов) и дисперсного детектора быстрых нейтронов на основе  $ZnS(Ag)$  в смеси с органическим стеклом, который регистрирует быстрые нейтроны по протонам отдачи. Детектор быстрых нейтронов расположен на торце прозрачного замедлителя из оргстекла и таким образом оба детектора работают с одним ФЭУ и одной электронной схемой.

2. **Борный газоразрядный счетчик с комбинированным замедлителем** (далее – борный счетчик в замедлителе) создан в ОИЯИ и предназначен для определения максимального эквивалента дозы (МЭД) нейтронов в интервале энергий нейтронов от тепловых до 20 МэВ. В качестве детектора тепловых нейтронов в нем используется коронный счетчик СНМ-14, на внутренней поверхности катода которого нанесен слой аморфного бора. Счетчик расположен по оси цилиндрического комбинированного замедлителя с верхней полусферой, состоящего из двух частей, разделенных кадмиевой прослойкой толщиной 1 мм для лучшего соответствия его ЭЗЧ энергетической зависимости эквивалента дозы. Устройство замедлителя показано на рис. 2.5. Замедлитель имеет внутри прокладку из кадмия, которая расположена на расстоянии 6,9 см от оси замедлителя. Верхняя полусфера предназначена для уменьшения угловой зависимости показаний прибора. Блок-схема прибора представлена на рис. 2.6. Импульсы тока счетчика создают на нагрузочном сопротивлении  $R_n$  импульсы напряжения, которые после усиления и формирования передаются по коаксиальному кабелю на низковольтный фильтр. Назначение фильтра – разделение импульсного сигнала с датчика и постоянного напряжения  $-12$  В, которые

подаются по одному кабелю. Постоянное напряжение подается от блока питания БСУ и служит для питания электронной схемы выносного блока и борного счетчика. Постоянное напряжение  $-12\text{ В}$  преобразуется высоковольтным преобразователем в высокое напряжение, необходимое для работы борного счетчика. С выхода низковольтного блока импульсы напряжения поступают на пересчетный прибор и регистрируются им. Использование одного кабеля для подачи низкого напряжения и импульсного сигнала позволяет удалять выносной блок с датчиком на сотни метров от регистрирующей аппаратуры. Мощность эквивалента дозы  $H$  в  $\text{мкЗв/ч}$  определяется умножением зарегистрированной скорости счета прибора  $N$  в  $\text{имп/с}$  на градуировочный коэффициент  $K_{гр}$ , полученный при поверке (градуировке) прибора по  $\text{Pu-Be}$  источнику нейтронов, по формуле:

$$H = N \cdot K_{гр} \quad (6)$$

Энергетическая зависимость чувствительности прибора представлена на рис. 2.7, причем, как для замедлителя с кадмиевой прослойкой, так и без него. На этом рисунке точками с погрешностями показаны полученные экспериментальные результаты. Здесь же представлена энергетическая зависимость удельного (на  $1\text{ н/см}^2$ ) максимального эквивалента дозы, которому должна следовать ЭЗЧ, чтобы прибор мог использоваться в качестве дозиметра. Видно, что наличие кадмиевой прослойки в замедлителе делает ЭЗЧ прибора более близкой к требуемой.

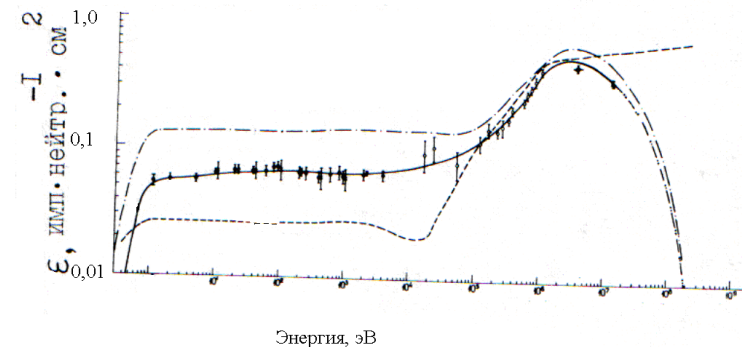


Рис. 2.7 ЭЗЧ счетчика СММ-14  
с комбинированным замедлителем

3. **Многошаровой спектрометр** предназначен для измерения спектров нейтронов в диапазоне энергий от тепловых нейтронов до 20 МэВ. Он состоит из сцинтилляционного детектора  $\text{LiI}(\text{Eu})$ , фотоумножителя, набора шаровых полиэтиленовых замедлителей диаметром 2, 3, 5, 10 и 12 дюймов, ФЭУ и электронно-измерительного устройства. Блок-схема прибора по своей структуре аналогична схеме борного счетчика с комбинированным замедлителем и показана на рис. 2.8.

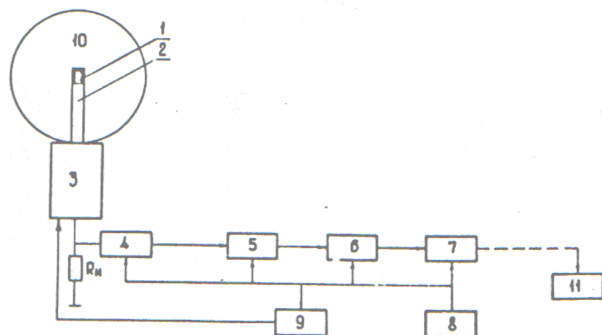


Рис. 2.8 Блок-схема прибора: 1 – детектор медленных нейтронов, 2 – световод, 3 – ФЭУ, 4 – эмиттерный повторитель, 5 – усилитель, 6 – дискриминатор, 7 – выходной формирователь, 8 – блок питания низковольтный, 9 – блок питания высоковольтный, 10 – замедлитель, 11 – пересчетное устройство.

Импульсы с выходного преобразователя поступают на пересчетный прибор и регистрируются – определяется их скорость счета  $N$  в имп/с. Причем, передача импульсного сигнала и напряжения питания осуществляется также по одному кабелю. В последующем полученные значения скорости счета используются либо для расчета спектров нейтронов в месте измерения, либо для расчета значений мощности эквивалента дозы или флюенса нейтронов.

Многошаровой спектрометр может использоваться и как многошаровой дозиметр нейтронов, работа которого основана на описанном выше способе аппроксимации требуемой зависимости чувствительности от энергии. Причем, такой дозиметр работает с тем же набором шаров, что и спектрометр. Примером такой модификации многошарового спектрометра является прибор

«Доза», используемый в качестве дозиметра нейтронов.

В приборе используются полиэтиленовые шары диаметрами 5,1; 7,6; 12,7; 25,4 и 30,5 см (2, 3, 5, 10 и 12 дюймов соответственно). Для расчета мощности эквивалента дозы нейтронов  $H$  в мкЗв/ч по результатам измерений с шарами указанных диаметров используется следующая формула:

$$H = 0,10 \cdot N_2 + 0,22 \cdot N_3 - 0,52 \cdot N_5 + 0,81 \cdot N_{10} + 6,15 \cdot N_{12} \quad (7)$$

В этой формуле  $N$  – скорость счета в имп/с прибора с шаром соответствующего диаметра в дюймах.

Используемые в формуле коэффициенты рассчитаны для чувствительности прибора с шаром диаметров 25,4 см к нейтронам Ри-Ве источника, равной  $0,32 \text{ имп-нейтр.}^{-1} \cdot \text{см}^2$ . Если в измерениях используется прибор с другим значением чувствительности к нейтронам этого источника для шара диаметром 25,4 см, то значение измеряемой величины, определенной по приведенным выше формулам, должно быть разделено на отношение этого значения чувствительности к  $0,32$  (или умножено на обратную величину). Погрешность измерения мощности дозы таким прибором не превышает 20 %.

Для оперативных измерений, в которых не нужна большая точность, часто применяется упрощенный вариант прибора «Доза» – измерения с одним замедлителем диаметром 25,4 см (10 дюймов). ЭЗЧ прибора с шаром диаметром 25,4 см представлена на рис. 5., где показаны как расчетные, так и экспериментальные результаты (точки с погрешностями), полученные разными авторами. Как следует из ЭЗЧ, наибольшая дополнительная погрешность такого прибора, обусловленная энергетической зависимостью, наблюдается в области промежуточных нейтронов (в районе энергий десятков кэВ).

4. **Образцовый всеволновый счетчик ОВС-3М** имеет постоянную чувствительность к нейтронам в диапазоне от тепловых до 9 МэВ с погрешностью, не превышающей 8 %. Прибор состоит из следующих основных частей:

- блока детектирования, в который входят замедлитель с защитой и борный счетчик СНМ-11;
- электронно-измерительного блока, в котором собрана схема высоковольтного питания счетчика и схемы усилителя и формирователя импульсов;
- пересчетного прибора, регистрирующего импульсы, поступающие с формирователя импульсов.

Figure 1 is a plot of  $\xi_{\gamma}$  (cm<sup>2</sup> · neutron<sup>-1</sup>) versus  $E$  (a.u.). The y-axis is linear from 0 to 0.8. The x-axis is logarithmic from 10<sup>0</sup> to 10<sup>7</sup>. Experimental data points with error bars are shown. Theoretical curves are labeled: Sb-Re, Ra-X-Re, 252Cf, Ra-d-Re, Pu-Re, 210Po-B, and T(d,n)<sup>4</sup>He. The curves show a general decrease in  $\xi_{\gamma}$  as  $E$  increases, with some curves showing a sharp drop at high  $E$ .

Прибор предварительно градуируется с использованием радионуклидных источников нейтронов, как правило, Pu-Be или  $^{252}\text{Cf}$ . В результате градуировки определяется его градуировочный коэффициент  $k_{gp}$  в имп/(нейтр./см<sup>2</sup>). При измерении флюенса или плотности потока нейтронов несколько раз определяется счет прибора  $N_i$  за определенное время  $t$ , например, за 100 или 300 с, и находится его среднее значение  $N_{cp}$ . Флюенс нейтронов  $\Phi$  по результатам измерений находится по формуле:  $\Phi = N_{cp} / k_{gp}$ .

обусловлена нейтронами, выходящими из источника в телесный угол, образованный передней поверхностью ОВС-3М, т.е. не рассеянными в помещении. Поток нейтронов  $\phi$  находится исходя из формулы по определению градуировочного коэффициента:

$$k_{zp} = N / [\phi / 4\pi(R + R_{эф})^2], \quad (10)$$

где  $R_{эф}$  – положение эффективного центра ОВС-3М, т.е. точки внутри замедлителя, для которой показаний прибора обратно пропорциональны квадрату расстояния до точечного источника излучения. Для Pu-Be источника эта точка отстоит от поверхности замедлителя на расстоянии 6,5 см;  $k_{zp}$  – градуировочный коэффициент счетчика, (имп/с) / (нейтр./см<sup>2</sup> с). Выражение в квадратных скобках в формуле (10) представляет собой величину плотности потока нейтронов в точке на расстоянии  $R_{эф}$  от поверхности замедлителя.

#### **Порядок выполнения работы**

1. Изучить технические описания приборов (Руководства по эксплуатации), ознакомиться с принципом их работы, устройством, назначением и основными техническими характеристиками. Для ознакомления с нестандартизованными приборами (многошаровой спектрометр и борный счетчик в замедлителе) используется также научная литература (препринты и сообщения ОИЯИ, копии статей в журналах). При изучении устройства приборов следует обратить внимание на особенности конструкции датчиков (детекторов) этих приборов и ЭЗЧ. Именно устройство датчика и ЭЗЧ прежде всего говорит о возможности использования приборов в качестве дозиметра и об их дополнительных погрешностях. Изучить блок-схемы и назначение основных блоков, входящих в состав приборов.
2. Ознакомиться с инструкциями по эксплуатации приборов (главами «Использование прибора» в «Руководстве по эксплуатации»). При этом необходимо обратить внимание на особенности работы с приборами различных типов.
3. В соответствии с инструкциями по эксплуатации приборов ознакомиться с их устройством и провести их внешний осмотр. При необходимости под руководством преподавателя собрать прибор, если он состоит из нескольких отдельных блоков (борный счетчик с замедлителем и многошаровой спектрометр). Ознакомиться с расположением и назначением на корпусе и передней панели приборов регулирующих элементов (кнопок, переключателей, выключателей, индикаторов и т.п.), последовательностью их

включения и выключения.

4. Разобрать дозиметр ДН-А-1 и ознакомиться с устройством его датчика и электронно-измерительного устройства. Обратит внимание на форму представления информации в различных приборах – аналоговая в ДН-А-1 и дискретная в многошаровом спектрометре.

5. Под руководством преподавателя включить изучаемые приборы и в соответствии с инструкциями по эксплуатации приборов подготовить их к работе. Для работы с борным счетчиком в замедлителе и многошаровым спектрометром получить у преподавателя необходимые значения градуировочных коэффициентов: для борного счетчика в замедлителе в (мкЗв/ч)/(имп/с), для многошарового дозиметра с замедлителем диаметром 25,4 см в имп/(нейтр./см<sup>2</sup>), а также фоновые показания этих приборов.

6. Измерить с помощью изученных приборов значения мощности амбиентного эквивалента дозы или мощности максимального эквивалента дозы в точках поля нейтронного излучения в помещении лаборатории, указанных преподавателем. Измерения проводятся при расположении источника нейтронов в защитном переносном контейнере, окруженным защитными полиэтиленовыми блоками с добавкой карбида бора.

6.1.1. При измерении мощности амбиентного или максимального эквивалента дозы с помощью переносных приборов проводится в точках поля излучения, удаленных от защитного контейнера на несколько метров, где значения мощности дозы всего в несколько раз превышают фоновые значения этой величины.

6.1.2. Многошаровой спектрометр (многошаровой дозиметр) и борный счетчик в замедлителе позволяют располагать датчик прибора (блок детектирования) на расстоянии до нескольких сотен метров от пересчетного прибора, с которого снимаются показания. При измерениях с этими приборами их датчики в процессе измерений могут располагаться в непосредственной близости от защитного контейнера, так и в точках, в которых проводились измерения с переносными приборами. Пересчетные приборы при этом располагаются на расстоянии нескольких метров от точки измерения в районе защитного контейнера.

*Выполнение этих условий позволяет свести облучение лиц, проводящих измерения, до пренебрежимо малых значений.*

Провести с помощью ОВС-3М определение потока нейтронного источника Pu-Be, расположенного в держателе источника и

окруженного защитными блоками из борированного полиэтилена. Измерения проводятся с конусом и без конуса, каждое измерение проводится не менее 5 раз, время каждого измерения составляет 10 или 30 с. По формулам из теоретической части описания работы определить поток нейтронного источника.

7. Каждый студент в процессе проведения работы должен изучить все представленные дозиметры нейтронов и провести с ними измерения в точках поля излучения, указанных преподавателем. По окончании измерений определить значения мощностей доз в точках измерения по показаниям дозиметров или рассчитать их по формулам теоретической части описания работы. Сравнить результаты, полученные с каждым дозиметром. Считая, что многошаровой дозиметр имеет наименьшую погрешность, обусловленную ЭЗЧ, и дает наиболее достоверные значения мощностей доз, оценить дополнительную погрешность каждого дозиметра, обусловленную его ЭЗЧ.

8. Оформить отчет о работе, в который должен содержать результаты проведенных измерений и расчетов мощностей доз с указанием использованных приборов, результатов сравнения с показаниями многошарового дозиметра.

### **Контрольные вопросы**

1. Преимущества использования в радиационном контроле дозиметров с детекторами тепловых нейтронов в водород-содержащими замедлителями. Детекторы тепловых нейтронов, используемые в таких дозиметрах.
2. Назначение прослойки, поглощающей тепловые нейтроны, в замедлителях изучаемых дозиметров.
3. Какой из изученных дозиметров имеет меньшую дополнительную погрешность, обусловленную ЭЗЧ, и почему?
4. Назначение экранирующего конуса при определении потока нейтронов радионуклидного источника с помощью ОВС-3М.
5. Зачем применяется добавка из бора в полиэтилен при изготовлении защитных блоков от нейтронов?

### **Библиографический список**

1. Кеирим-Маркус И.Б. Эквидозиметрия. М.: Атомиздат, 1980.
2. Иванов В.И. Курс дозиметрии. М.: Атомиздат, 1988.



## Лабораторная работа № 3

### ТЛД- СИСТЕМЫ ДЛЯ ИНДИВИДУАЛЬНОЙ ДОЗИМЕТРИИ

#### Цель работы

*Изучение ТЛД-систем – комплекса средств измерений, используемых в индивидуальной дозиметрии: их состава, принципа действия, устройства и технических характеристик. Работа с прибором для измерения показаний термолюминесцентных детекторов (ТЛД) и определение доз облучения с помощью индивидуальных дозиметров на основе ТЛД.*

#### Теоретическая часть

В последние годы ТЛД заняли лидирующее положение в индивидуальной дозиметрии практически всех видов ионизирующего излучения (ИИ). Это обусловлено прежде всего их преимуществами в качестве детекторов ИИ для индивидуальной дозиметрии и интенсивным развитием всего комплекса средств измерений на основе ТЛД – так называемых **ТЛД- систем**.

ТЛД- системы имеют следующий **состав**:

- **индивидуальный дозиметр** — пассивное устройство, оснащенное средствами идентификации, одним или несколькими детекторами, расположенными в одном корпусе (кассете) с фильтрами, держателем, и предназначенное для ношения на теле;
- **ТЛД- измеритель (считыватель)** — прибор для измерения количества света, испускаемого детектором во время нагревания;
- **дополнительное оборудование** (система снабжения измерителя азотом, термостаты для отжига детекторов, устройства для размещения ТЛД при поверке и т.п.);
- **интерфейс** для связи измерителя с персональным компьютером (ПК);
- **персональный компьютер** для обработки по заданной программе показаний измерителя и расчета по ним доз облучения.

Работа ТЛД основана на использовании **термолюминесценции** — испускании света твердыми телами (люминофорами) при нагревании вследствие его предварительного возбуждения. Причиной такого возбуждения может быть ИИ, свет, химическое или механическое воздействие. В дозиметрии используется возбуждение люми-

нофора при воздействии на него ИИ. При этом происходит поглощение энергии, которое вызывает перераспределение электронов на энергетических уровнях. В процессе нагревания люминофор возвращается в первоначальное энергетическое состояние и часть освобождающейся энергии излучается в виде света. Интенсивность высвечивания при этом пропорциональна поглощенной в детекторе дозе излучения в предположении, что свечение вызвано только воздействием ИИ. Если детектор проградуировать, т.е. облучить его известной дозой ИИ и определить интенсивность высвечивания, обусловленного этой дозой, то после экспонирования детектора в поле ИИ по величине высвечивания можно найти дозу облучения, полученную дозиметром и, соответственно, тем объектом, на котором он располагался.

Если детекторы использовались в индивидуальных дозиметрах, носимых на теле человека, то они позволяют измерять дозу облучения, которую получил человек при ношении этого дозиметра. Если детекторы располагались в дозиметрах окружающей среды, то они позволяют определять дозу облучения в окружающей среде в месте расположения этого дозиметра.

В индивидуальном дозиметрическом контроле (ИДК) и мониторинге окружающей среды используется большое количество типов ТЛД с широким набором характеристик. В зависимости от решаемой с помощью ТЛД задачи ИДК, используются те или иные детекторы с характеристиками, которые наилучшим образом позволяют решить конкретную измерительную задачу.

Например, в дозиметрии бета излучения применяются тонкие (толщиной от 7 до 100 мг/см<sup>2</sup>) детекторы, т.к. именно на этой глубине находится чувствительный слой кожи, подвергающийся воздействию этого вида ИИ. Для регистрации нейтронов должны использоваться ТЛД, наиболее чувствительные к нейтронам. Количество типов таких детекторов очень ограничено. Для мониторинга окружающей среды, где уровни излучения невелики и сравнимы с фоновыми значениями, необходимы очень чувствительные детекторы, тогда как при использовании в аварийных дозиметрах для ИДК персонала, который может подвергнуться облучению дозами, в тысячи раз превосходящими фоновые значения, нет необходимости в очень чувствительных детекторах.

ТЛД, используемые в ИДК персонала, должны обладать

следующим **основным свойствами**:

- чувствительностью только к ИИ;
- достаточно большой интенсивностью свечения люминофора;
- линейной зависимостью в довольно большом диапазоне между интенсивностью высвечивания и дозой облучения;
- малой потерей информации (федингом) после облучения;
- незначительной энергетической зависимостью чувствительности (ЭЗЧ) в измеряемом диапазоне энергий ИИ, т.е. близостью эффективного атомного номера детектора к  $Z_{эфф}$  биологической ткани;
- большой кратностью использования, дешевизной и возможностью массового производства.

К сожалению, детекторов, которые удовлетворяли бы всем перечисленным свойствам, не существует. Однако получен ряд люминофоров, которые удовлетворяют большинству перечисленных требований. К их числу относится ТЛД из **фтористого лития** – **LiF**, в котором в качестве **активатора** используются самые разнообразные металлы (Al, Ca, Ti, и др.). Использование различных активаторов позволяет получить детекторы с заданными и существенно различающимися свойствами. Например, использование в качестве активатора Mg, Cu и P позволяет увеличить чувствительность детекторов из фтористого лития в 15-20 раз по сравнению с другими детекторами из этого же люминофора (ТЛД – 1011 производства НПЦ «Практика»).

Таким образом, выбор детекторов с заданными свойствами является первостепенной задачей при организации и проведении ИДК. Однако только детектор в большинстве случаев еще не является дозиметром. ЭЗЧ большинства ТЛД не являются постоянными в широком диапазоне энергий, например, фотонного излучения. В основном, она существенно изменяется в области энергий ниже (100 – 200) кэВ. Для некоторых детекторов рост чувствительности при этих энергиях может достигать десятков раз по сравнению с чувствительностью при энергиях выше нескольких сотен кэВ. Поэтому, если существует необходимость проводить контроль облучаемости персонала в широком диапазоне энергий фотонного излучения, ТЛД используются с различными фильтрами, которые выравнивают ЭЗЧ детекторов, как правило, при энергиях ниже 100 кэВ. Исключением из этого правила являются детекторы из фтористого лития, у которых ЭЗЧ в диапазоне энергий ниже 100

кэВ повышается, достигая максимума чувствительности при энергии 30 кэВ, равного 1,3 относительно чувствительности при энергии 1,25 МэВ. У некоторых детекторов, например, ТЛД-1011, эта величина не превышает 1,1. Такие детекторы могут использоваться в качестве дозиметров без фильтров. На рис 3.1 показаны ЭЗЧ ТЛД некоторых типов.

Но и в этом случае ТЛД еще не являются дозиметрами, т.к. они имеют небольшие размеры – около 5 мм в диаметре и 1 мм толщины и не могут непосредственно крепиться к рабочей одежде. Поэтому ТЛД располагаются в корпусе, обычно называемом кассетой индивидуального дозиметра, который имеет место для размещения детекторов и фильтров, устройство крепления к рабочей одежде и номер на лицевой стороне. Все это и является индивидуальным дозиметром. Как правило, в одном корпусе дозиметра располагаются детекторы, предназначенные для определения различных доз облучения (проникающей и поверхностной) разных видов ИИ (фотонов, нейтронов, бета-излучения). Поэтому дозиметры обычно являются комбинированными, т.е. измеряющими различные дозы разных видов излучений. Обычно это индивидуальный эквивалент дозы  $H_p(10)$  и  $H_p(0,07)$ , а при необходимости и  $H_p(3)$  для фотонного и бета- излучения, а также  $H_p(10)$  для нейтронов.

Индивидуальные дозиметры с ТЛД являются пассивными приборами, т.е. приборами, которые непосредственно при воздействии на них ИИ не показывают измеренное значение дозы. Для определения значений доз они должны быть обработаны на измерителях испускаемого ими при нагревании света. Поэтому неотъемлемой и существенной частью ТЛД- системы является **измеритель количества света (считыватель)**. Используются два основных метода за наблюдением за свечением детекторов при нагревании, основанные на анализе интенсивности свечения  $I$  как функции времени нагревания  $I(t)$  или температуры  $I(T^\circ)$  – так называемой кривой термического высвечивания (КТВ) люминофора, пример которой представлен на рис.1.

Как правило, КТВ имеет несколько максимумов (тиков) при разной температуре. Типичная КТВ показана на рис. 3.2.

$\Phi$ , отн. ед.

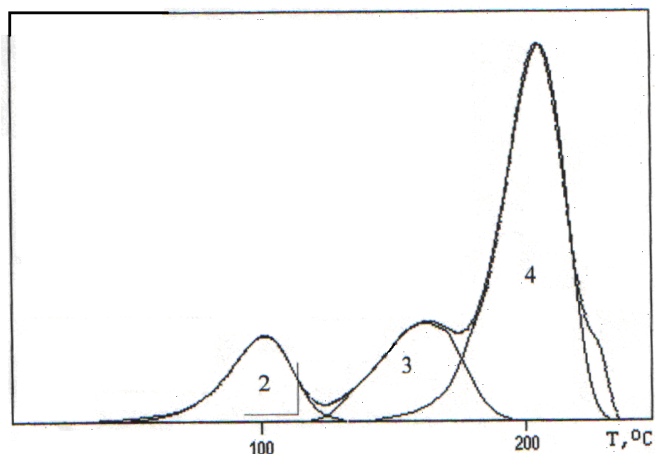


Рис. 3.2 Кривая термического высвечивания (КТВ)  
ТЛД-1011

В одном методе (**пиковом**) измеряется максимальная интенсивность пика. Во втором (**интегральном**) измеряется светосумма за некоторый промежуток времени нагревания детектора (или в некотором интервале температур). Каждый из этих методов имеет свои достоинства и недостатки. Существует большое количество типов измерителей, которые работают на основе этих двух способов определения испускаемого детекторами света, однако наибольшее распространение получил интегральный метод как более точный и меньше зависящий от колебания параметров нагревательной установки.

Измерители представляют собой сложные и дорогие приборы, основными элементами которых являются: устройство для нагревания детекторов, измеритель света (фотоумножитель с электронной схемой), система механической подачи детекторов и магистраль для обеспечения измерителя азотом.

**Нагревание детекторов** осуществляется обычно двумя основными способами: обдувание детектора нагретым до необходимой температуры азотом либо механическим контактом с металлическим нагревательным элементом (платформой, иглой, стержнем и т.п.). Нагревание при металлическом контакте происходит, как правило, в **атмосфере азота**, чтобы на поверхности детектора не

образовывались окислы, которые ухудшают параметры детекторов.

ТЛД используются и измеряются либо в виде *одиночных детекторов* (таблеток, порошков и т.п.), либо в виде *карт (card) или слайдов*, в которых размещаются детекторы, запрессованные в прозрачную термостойкую пленку. В одной карте может находиться от двух до четырех детекторов разного типа. В соответствии с типом используемых детекторов конструкция измерителей позволяет работать либо с одиночными детекторами, либо с картами определенных форм и размеров. Некоторые приборы могут измерять как одиночные детекторы, так и карты. Использование ТЛД- карт имеет ряд преимуществ (сохранность детекторов, возможность автоматизации процесса считывания и др.), поэтому большинство современных приборов предназначено для измерения карт.

В настоящее время выпускается довольно много *типов измерителей*. В основном это приборы зарубежных фирм, самой известной из которых является фирма Харшоу (модели 2000 А/В, 4000, 4400, 6600 и др.). Из отечественных ТЛД- систем практически единственной системой, обладающей приемлемыми характеристиками является автоматизированный комплекс *АКИДК-301*, который состоит из дозиметров ДВГ-01 с ТЛД из фтористого лития, считывателя СТЛ-100 и персонального компьютера для обработки данных. Особенностью этого комплекса является то, что он работает без азота.

#### **Типы и характеристики используемых приборов**

В настоящей лабораторной работе изучается и осваивается *ТЛД- система*, состоящая из следующих *составных частей*:

- считыватель фирмы Харшоу TLD-4400 или 4000;
- индивидуальный дозиметр, состоящий из кассеты ИФК-2,3 и карты с двумя ТЛД  $^{6\text{LiF}}$ ;
- газовая система для подачи азота;
- персональный компьютер для обработки результатов измерений и вычисления дозы облучения.

1. Прибор 4400 создан на базе микропроцессора и собран в одном корпусе. Его основными элементами являются:

- фотоэлектронный умножитель;
- механическая система подачи детекторов для нагревания их горячим азотом;
- световой контрольный источник;

- жидкокристаллический индикатор для воспроизведения установленных режимов работы прибора и изображения КТВ;
- считыватель штрихового кода ТЛД- карты;
- последовательный порт для передачи данных на внешний персональный компьютер.

Прибор типа 4000 обличается от прибора 4400 способом нагрева детекторов – они нагреваются контактным способом с помощью нагревательного элемента, который подводится к детектору.

Прибор *управляется вручную* с помощью кнопок и переключателей на передней панели. Он имеет замкнутую высокоточную систему температурного контроля, что позволяет устанавливать и воспроизводить необходимую зависимость температуры от времени (*время-температурный профиль*) для обеспечения требуемой КТВ. Возможно установление 9 различных видов этой зависимости. Прибор имеет два рабочих режима – для исследовательских целей и для текущей работы по обмеру детекторов.

В приборе используется следующий *температурный режим* цикла измерений одного детектора:

- предварительный быстрый нагрев без считывания показаний до 100 °С в течение 2 с;
- начальная температура интегрирования сигнала детектора 100 °С;
- нагрев детектора со считыванием информации до максимальной температуры 250 °С;
- скорость линейного нагрева при интегрировании сигнала 20 град/с;
- продолжительность измерения 20 с;
- скорость подачи технического азота (3 –4) л/мин;
- отжиг детекторов в течение 10 с при температуре 300 °С;
- охлаждение до температуры (60-70) °С.

Время-температурный профиль, используемый в настоящей работе, показан на рис.

**Основные характеристики** ТЛД- системы следующие:

- диапазон измерений от 0,1 мГр до 20 Гр;
- однородность партии детекторов при дозе облучения 10 мГр не более 20 %;
- ЭЗЧ в диапазонах (15 – 100) кэВ не более 35 % (в диапазоне от 100 кэВ до 3 МэВ не более 5 %);

- воспроизводимость показаний при дозе 10 мГр не более 5 %;
- потеря информации (фединг) при температуре 20 °С не более 5 % за квартал;
- нелинейность показаний в диапазоне доз от 0,1 мГр до 1,5 Гр не более 10 %.

2. Индивидуальный дозиметр состоит из *кассеты ИФК-2,3*, которая первоначально предназначалась для использования с фотографической рентгеновской пленкой. Она представляет собой складывающийся карболитовый корпус размером 40х60 см. На лицевой стороны кассеты имеется окно в верхнем левом углу, а в каждой стенке с внутренней стороны вмонтированы противоположно друг другу фильтры размерами 15х20 мм. Фильтры состоят из различных материалов разной толщины и предназначались для того, чтобы с помощью анализа почернения пленки под разными фильтрами можно было определять дозы облучения фотонного излучения в разных диапазонах энергии. В настоящее время в кассете вместо рентгеновской пленки используется ТЛД- карта с двумя детекторами из  ${}^{\text{ест}}\text{LiF}$ . Рабочим является такое положение карты, когда один детектор находится под окном, а другой под фильтром из свинца и гетинакса, общей толщиной 1350 мг/  ${}^2\text{см}$ . По разнице показаний детекторов под этими фильтрами можно оценить дозу от бета- излучения и низкоэнергетического фотонного излучения (поверхностную или кожную дозу).

Исследования показали, что детекторы под окном позволяют измерять индивидуальный эквивалент дозы  $H_p(10)$  фотонного излучения в диапазоне энергий от 60 кэВ до 1,25 МэВ с погрешностью, не превышающей 30 % в сторону занижения измеряемой величины. При этом допустимые относительные неопределенности определения индивидуального эквивалента дозы на уровне основного предела составляют +50 % и –30 %.

В наиболее значимом и часто встречающемся при облучении диапазоне энергий от 660 кэВ до 1,25 МэВ показания детекторов под окном и фильтром практически совпадают и отличаются от величины  $H_p(10)$  не более, чем на 15 %. Поэтому доза облучения в этом случае может определяться по среднему показанию двух детекторов, если показания каждого детектора не отличаются друг от друга больше, чем на 30 %. В таком случае имело место облучение и бета- излучением, а доза фотонного излучения должна определяться по показанию детектора под фильтром.



3. К **вспомогательным устройствам** ТЛД- систем относятся:

- газовая система обеспечения прибора техническим азотом (баллонов с газом, находящиеся снаружи здания, в котором расположен считыватель, манометры, магистраль подачи газа (медная трубка диаметром 1 см);
- газовый редуктор на входе считывателя с указателем скорости подачи газа;
- устройство для размещения карт при градуировке емкостью 165 карт.

### **Порядок выполнения работы**

Вследствие того, что ТЛД-система и прибор типа 4400 (4000) является сложным и дорогим устройством, а при неправильной работе с ним возможен его выход из строя, ознакомление и работа с прибором проводится только под непосредственным руководством преподавателя. Включать и выключать прибор, работать с ручками и кнопками управления на панели прибора можно только после разрешения преподавателя.

1. В начале выполнения работы необходимо ознакомиться под руководством преподавателя с устройством ТЛД- системы на основе прибора типа 4400 (4000) и ее составных частей.
2. Изучить под руководством преподавателя расположение и назначение органов управления прибором типа 4400 (4000), расположенных на его лицевой панели.
3. Убедиться в наличии газа в магистрали его подачи и правильной работе редуктора на его выходе.
4. Ознакомиться с устройством индивидуального дозиметра, раскрыть его и извлечь из него ТЛД карту.

Порядок работы на приборах типа 4000 и 4400 хотя в целом одинаков, но различается в некоторых деталях, которые важны для получения правильного результата. Поэтому ниже после раздела 4 порядок работы на них изложен для каждого прибора в отдельности – сначала для прибора типа 4400, затем для прибора типа 4000.

5. Включить прибор 4400:

- 5.1 Включить автомат сети, к которому подключена ТЛД-система.
- 5.2 Выдвинуть до конца платформу.
- 5.3 Включить питание прибора, поставив красный переключатель сети на задней панели прибора в положение "ON".
- 5.4 После завершении успешного прохождения самотестирования в

нижней части правой стороны экрана прибора появится сообщение "Ready", после чего задвинуть платформу внутрь прибора.

6. Настроить прибор:

6.1 Дать прибору прогреться в течение получаса.

6.2 Выдвинуть до конца платформу и затем нажать кнопку "READ". Заряд от источника света справа от надписи Dose должен находиться в пределах  $(250 \pm 10)$  нКл. Внизу экрана высвечивается надпись: reference light.

Если показание отличается от указанной величины, следует обратиться к преподавателю.

Показание от источника света определяется также после окончания измерений.

Задвинуть платформу и выйти в Главное меню кнопкой «вниз» до «Exit» и нажатием клавиши «ENTER».

7. Подать газ (азот), повернув на редукторе газа ручку против часовой стрелки и установив скорость подачи газа (3 – 4) л/мин.

8. В Главном меню выбрать позицию ==>Set Read Parameters. Нажать "ENTER". Переход в следующую позицию:

==>TTP Set Number. Нажать «ENTER», установить номер [2] кнопкой «вверх» и снова нажать «ENTER» – на экране показан режим измерения фона прибора. Перейти на ==>Element. Нажать «ENTER», выбрать [Chip 4] снова нажать «ENTER» – на экране показан режим измерения фона прибора в позиции платформы [4]: Temp: везде нули; Time: acquire [40] sec.; остальные нули.

Перейти на ==>Exit, нажать "ENTER" — снова вышли в Главное меню. Находясь в Главном меню нажать "READ" — через 40 с будет измерено фоновое показание прибора. Фоновый заряд справа от надписи Dose должен находиться в пределах  $(2 \pm 1)$  нС. Выйти вновь в Главное меню (см. выше).

9. Установить режим обмера ТЛД-карт для ИДК

9.1 Выбор режима измерений производится подводом ==> клавишами вверх/вниз в позицию Set Read Parameters и нажатием "ENTER" – вошли в меню выбора режима измерений.

9.2 Далее должно быть установлено:

==>TTP Set Number [ 1 ] – нажать «ENTER» и кнопки «вверх» или «вверх» и снова «ENTER» – выбрали первый режим измерений, установленный на приборе –[1].

==>Element [ Chip 4 ] – установлена позиция [4] поворотного круга

платформы – позиция измерений детекторов.

==>Temp (preheat) 100<sup>o</sup> C – температура предварительного нагрева детектора.

==> (rate) 20<sup>o</sup> C – скорость нагрева линейного участка роста температуры.

==> (max) 250<sup>o</sup> C – максимальная температура нагрева детектора.

==> (anneal) 300<sup>o</sup> C – максимальная температура отжига детектора.

==>Time (preheat) 2 sec – время предварительного нагрева.

==> (acquire) 20 sec – время сбора светосуммы при свечении детектора.

==> (anneal) 10 sec – время отжига детектора.

9.3 После установки режима для Element [Chip 4] тот же самый режим устанавливаем для Element [Chip 1] — возвращаемся к:

==>TTP Set Number [ 1 ]

==>Element [ Chip 1 ] и нажать «ENTER»

==>Temp (preheat) 100<sup>o</sup> C

==> (rate) 20<sup>o</sup> C

==> (max) 250<sup>o</sup> C

==> (anneal) 300<sup>o</sup> C

==> Time (preheat) 2 sec

==> (acquire) 20 sec

==> (anneal) 10 sec

==> Exit и нажать «ENTER»: вернулись в главное меню.

10. Включить ПК

10.1.Выбрать на ПК директорию ORB- fon и ввести ее.

10.2. Открыть файл мышью.

10.3. Выбрать (создать) имя файла открыть (создать): S [порядковый номер прибора 4 или 5] – [месяц] – [год] по приведенной форме и ввести его – нажать ОК.

В окне «Режим измерений» выбрать команду «Калибровочная таблица» и нажать ОК.

10.4. Ввести команду «работа» и номер дозиметра.

11. Провести обмер ТЛД-карт. Мы находимся в Главном меню.

11.1 Выдвинуть платформу. Сторона вращающегося круга с подвижным язычком для снятия карт должна быть направлена на оператора. Вставить карту в гнездо вперед детекторами так, чтобы номер находился сверху.

11.2 Задвинуть платформу. При этом должен быть слышен четкий

звуковой сигнал «бип». Если сигнала не было, то выдвинуть и задвинуть платформу еще раз быстрее до тех пор, пока не будет слышен хотя бы один «бип» (при этом нельзя касаться кнопок 1 и 2).

11.3 Нажать клавишу "READ". При этом в прибор должен начать поступать азот со скоростью 3 л/мин (шарик редуктора должен подняться на 3-4 деления).

Удостовериться в правильности считывания номера карты на верхней части табло. Если номер считан неправильно, задвинуть и выдвинуть платформу (возможно, несколько раз).

Нажать мышью команду «Пуск» не позднее 20 с !!! после нажатия «READ». Если не успели нажать команду «Пуск», то необходимо записать показания заряда детектора в журнал для последующей обработки результата измерений вручную.

Ждать конца цикла обмера – конца поступления азота. В конце цикла "шарик" в редукторе упадет на дно индикатора регулятора азота. При этом будет считан 1-ый детектор карты, что индицируется как iv ( 4) на ПК.

Нажать кнопку «READ» для измерения текущего фонового значения данного детектора.

11.4 Нажать кнопку 1 на платформе и дождаться установки в рабочее положение 2-го детектора, которое индуцируется как i (1) на ПК. Нажать клавишу "READ" и ждать конца цикла обмера. При этом будет измерен второй детектор карты.

11.5 Снова нажать кнопку «READ» для измерения фона второго детектора.

11.6 Нажать кнопку 2 на платформе, чтобы вернуть платформу с картой в исходное положение. Вынуть карту.

Прием, запись и обработка данных осуществляется включенной заранее программой.

Измерение детекторов данной карты закончено и результаты измерений выведены на экран монитора ПК. Можно переходить к измерению следующей карты. Если работа с прибором закончена, задвинуть платформу и выйти в Главное меню.

Ввести в ПК команды «стоп» и выход в DOS. Выключить: газ поворотом ручки на редукторе по часовой стрелке до упора, питание на приборе, ПК и автомат сети на лабораторном щите.

12. Включить прибор типа 4000:

12.1 Включить автомат сети, к которому подключена ТЛД-система.

12.2 Выдвинуть до конца платформу.

12.3 Включить питание прибора, поставив красный переключатель сети на задней панели прибора в положение "ON".

12.4 После завершения успешного прохождения самотестирования в нижней части правой стороны экрана прибора появится сообщение "Ready", после этого задвинуть платформу внутрь прибора.

13. Настроить прибор:

13.1 Дать прибору прогреться в течение получаса.

13.2 Выдвинуть до конца платформу и затем нажать кнопку "READ". Заряд от источника света справа от надписи Dose должен находиться в пределах  $(360 \pm 10)$  нКл. Внизу экрана высвечивается надпись: reference light.

Если показание отличается от указанной величины, следует обратиться к преподавателю.

Показание от источника света определяется также после окончания измерений.

Задвинуть платформу и выйти в Главное меню кнопкой «вниз» до «EXIT» и нажатием клавиши «ENTER».

14. Подать газ (азот), повернув на редукторе газа ручку против часовой стрелки и установив скорость подачи газа (3 – 4) л/мин.

15. В Главном меню выбрать позицию ==>Set Read Parameters. Нажать "ENTER". Переход в следующую позицию: Parameters. Нажать «ENTER», установить номер [2] кнопкой «вверх» и снова нажать «ENTER» – на экране показан режим измерения фона прибора.

Перейти на Chip Numreg. Нажать "ENTER", выбрать [Chip 4] снова нажать «ENTER» — на экране показан режим измерения фона прибора в позиции платформы [4]: Temp: везде нули; Time: acquire [40] sec; остальные нули.

Перейти на ==>Exit, нажать "ENTER" – снова вышли в Главное меню. Находясь в Главном меню нажать "READ" – через 40 с будет измерено фоновое показание. Фоновый заряд справа от надписи Dose должен находиться в пределах  $(2 \pm 1)$  нС.

Выйти вновь в Главное меню (см. выше).

16. Установить режим обмера ТЛД-карт для ИДК

16.1 Выбор режима измерений производится подводом ==> клавишами вверх/вниз в позицию Set Read Parameters и нажатием "ENTER" – вошли в меню выбора режима измерений.

16.2 Далее должно быть установлено:

Parameters [Set 1 ] – нажать «ENTER» — выбрали первый режим измерений, установленный на приборе — [1].

Chip Number [ Chip 4 ] – установлена позиция [4] поворотного круга платформы – позиция измерений детекторов.

==>Temp (preheat) 100°C – температура предварительного нагрева детектора.

==> (rate) 20°C – скорость нагрева линейного участка роста температуры.

==> (max) 250°C – максимальная температура нагрева детектора.

==> (anneal) 300°C – максимальная температура отжига детектора.

==>Time (preheat) 2 sec – время предварительного нагрева.

==> (acquire) 20 sec – время сбора светосуммы при свечении детектора.

==> (anneal) 10 sec – время отжига детектора.

16.3 После установки режима для Chip Number [Chip 4] тот же самый режим устанавливаем для Chip Number [Chip 1] – возвращаемся к:

Chip Number [Chip 1 ]

Chip Number [ Chip 1 ] и нажать «ENTER»

==>Temp (preheat) 100°C

==> (rate) 20°C

==> (max) 250°C

==> (anneal) 300°C

==> Time (preheat) 2 sec

==> (acquire) 20 sec

==> (anneal) 10 sec

==> Exit и нажать «ENTER»: вернулись в главное меню.

17. Включить ПК

117.1.Выбрать на ПК директорию ORB и ввести ее.

17.2. Открыть файл мышью.

17.3. Выбрать (создать) имя файла открыть (создать): S [порядковый номер прибора 4 ] – [месяц] – [год] по приведенной форме и ввести его – нажать ОК.

В окне «Режим измерений» выбрать команду «Калибровочная таблица» и нажать ОК.

17.4. Ввести команду «работа» и номер дозиметра

18. Провести обмер ТЛД-карт.

Мы находимся в Главном меню.

18.1 Выдвинуть платформу. Сторона вращающегося круга с подвижным язычком для снятия карт должна быть направлена на оператора. Вставить карту в гнездо вперед детекторами так, чтобы номер находился сверху.

18.2 Задвинуть платформу. При этом должен быть слышен четкий звуковой сигнал «бип». Если сигнала не было, то выдвинуть и задвинуть платформу еще раз быстрее до тех пор, пока не будет хотя бы один «бип» (при этом нельзя касаться кнопок 1 и 2).

18.3 Нажать клавишу "READ". При этом в прибор должен начать поступать азот со скоростью 3 л/мин.

Удостовериться в правильности считывания номера карты на верхней части табло. Если номер считан неправильно, задвинуть и выдвинуть платформу (возможно, несколько раз).

Нажать мышью команду «Пуск» - не позднее 20 с !!! после нажатия «READ». Если не успели нажать команду «Пуск», то необходимо записать показания заряда детектора в журнал для последующей обработки результата измерений вручную.

Ждать конца цикла обмера детектора. При этом будет считан 1-ый детектор карты, что индицируется как iv ( 4) на ПК.

18.4 Нажать кнопку 1 на платформе и дождаться установки в рабочее положение 2-го детектора, которое индицируется как i (1) на ПК. Нажать клавишу "READ" и ждать конца цикла обмера. При этом будет измерен второй детектор карты.

18.5 Нажать кнопку 2 на платформе, чтобы вернуть платформу с картой в исходное положение. Вынуть карту.

Прием, запись и обработка данных осуществляется включенной заранее программой.

Измерение детекторов данной карты закончено и результаты измерений выведены на экран монитора ПК.

Можно переходить к измерению следующей карты.

Если работа с прибором закончена, задвинуть платформу и выйти в Главное меню.

Ввести в ПК команды «стоп» и выход в DOS.

Выключить: газ поворотом ручки на редукторе по часовой стрелке до упора, питание на приборе, ПК и автомат сети на стене около прибора TLD-4000.

19. Обработать полученные результаты.

19.1. За результат измерения дозы облучения  $N_{изм}$  принимается величина, полученная делением показаний прибора  $Q_{изм}$  за вычетом его

фона  $Q_{\text{прф}}$  на градуировочный коэффициент  $K_{\text{гр}}$ , полученный в результате поверки ТЛД-системы:

$$H_{\text{изм}} = (Q_{\text{изм}} - Q_{\text{прф}}) / K_{\text{гр}} \quad (1)$$

За величину дозы облучения  $H_{\text{обл}}$  при ношении дозиметра принимается величина, равная разности  $H_{\text{изм}}$  и фонового значения дозы облучения  $H_{\text{ф}}$  за период ношения:

$$H_{\text{обл}} = H_{\text{изм}} - H_{\text{ф}} \quad (2)$$

По результатам многократных измерений значений фоновой дозы в различных местах вокруг ОИЯИ и в г. Дубне и анализа литературных данных ее значение принято равным  $(0,250 \pm 0,012)$  мЗв за квартал и считается постоянным.

19.2. Рассчитать абсолютную и относительную неопределенности результата измерений дозы облучения.

При расчете неопределенностей используется вариант расчета, когда регламентируются ограничения на допустимые погрешности СИ и процедур выполнения измерений, а оценка неопределенности результата измерений дается в виде наибольшего значения, которое не будет превышено при выполнении перечисленных ниже требований.

19.2.1. Погрешность применяемых СИ  $\delta_{\text{СИ}}$  определяется при поверке, задается как предел погрешности и составляет 18 %.

19.2.2. В качестве погрешности метода измерений в данном случае использования ТЛД принимается погрешности, обусловленные:

- энергетической зависимостью чувствительности ЭЗЧ (функцией чувствительности) детекторов  $\delta_{\text{фч}}$ , причем, при измерениях в полях излучений с энергией фотонов выше 100 кэВ эта величина принимается равной 5 %, при измерении в полях фотонов с энергией от 15 до 100 кэВ она равна 35 %;
- потерей информации (федингом) в процессе ношения дозиметров персоналом  $\delta_{\text{фл}}$  – за 3 месяца не превышает 5 %;
- неопределенностью фоновых значений дозы облучения за период ношения дозиметров в течение 3 месяцев  $\delta_{\text{фон}}$  – не превышает 5 %;
- линейностью показаний считывателей во всем диапазоне измерений  $\delta_{\text{л}}$  – не превышает 5 %.

19.2.3. Суммарная погрешность метода измерений  $\delta_{\text{м}}$  определяется по формуле:



$$\delta_m = \sqrt{\delta_{\phi ч}^2 + \delta_{\phi п}^2 + \delta_{\phi он}^2 + \delta_l^2} \quad (3)$$

Предельное значение  $\delta_m$  для полей фотонного излучения с энергией выше 100 кэВ (наиболее типичных для разных условий облучения) составляет 10 %. При измерениях в полях с энергией менее 100 кэВ необходимо вводить поправку в показания ТЛД — делить полученное значение дозы на 1,35. При этом погрешность определения поправки принимается равной 5 %, предельное значение  $\delta_m$  принимается равным 10 %.

19.2.3. Доверительная погрешность  $\delta$  применяемых СИ и метода измерений определяется по формуле:

$$\delta = \sqrt{\delta_{си}^2 + \delta_m^2} \quad (4)$$

и ее предельное значение составляет 22 %.

19.2.4. Относительная неопределенность нахождения дозы облучения в сторону больших значений  $u^+$  и в сторону меньших значений  $u^-$  определяются по формулам:

$$u^+ = \frac{\delta}{1 - \delta} \quad (5)$$

$$u^- = \frac{\delta}{1 + \delta} \quad (6)$$

19.2.5. В соответствии с настоящей методикой проводится однократное считывание информации либо с одного детектора, либо с двух с последующим усреднением показаний. Вследствие этого не проводится расчет статистической неопределенности и полученные значения  $u^+$  и  $u^-$  являются относительными неопределенностями результата измерений.

Оценка статистической неопределенности измерений с помощью ТЛД проводится при определении воспроизводимости показаний ТЛД (*коэффициента вариации*).

В итоге, предельные значения относительных неопределенностей равны:  $u^+ = +28\%$  и  $u^- = -18\%$ . Полученные значения показывают, что наибольшие относительные неопределенности определения индивидуального эквивалента дозы не превышают допустимых значений даже для уровня основных пределов дозы, которые установлены нормативными документами в пределах от +50 % до 30 %.

19.2.6. **Абсолютная неопределенность** дозы облучения  $U^+$  и  $U^-$  рассчитывается умножением относительных неопределенностей на

измеренное значение дозы облучения:

$$U^{+(-)} = H_{обл} \cdot u^{+(-)} \quad (7)$$

20. Записать результаты измерений в журнал лабораторных работ, в котором указать:

- период ношения индивидуального дозиметра;
- номер дозиметра;
- значение дозы облучения;
- значение абсолютной неопределенности дозы облучения.

### Контрольные вопросы

1. Состав и назначение ТЛД- системы.
2. Преимущества детекторов на основе фтористого лития перед другими ТЛД для использования в индивидуальной дозиметрии.
3. Почему только ТЛД еще не индивидуальный дозиметр?
4. Что такое КТВ ТЛД?
5. Сущность пикового и интегрального методов определения свечения люминофора, их достоинства и недостатки.
6. Основные требования к ТЛД, используемым в индивидуальной дозиметрии.
7. Из каких основных элементов (узлов) состоит измеритель (считыватель) ТЛД?
8. Основные способы нагрева ТЛД в считывателях.
9. Что такое ТЛД-карта и в чем состоит ее преимущество по сравнению с таблетированными ТЛД при использовании в ИДК?
10. Какое предельное значение неопределенностей имеют изучаемые в настоящей работе индивидуальные дозиметры?

### Библиографические ссылки

1. Шварц К.К. и др. Термолюминесцентная дозиметрия. Рига, «Зинатне», 1968.
2. Иванов В.И. Курс дозиметрии. М.: Энергоатомиздат, 1988.
3. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений. М.: Энергоатомиздат, 1995.

## Лабораторная работа № 4

### ПОВЕРОЧНЫЕ УСТАНОВКИ И ПОВЕРКА ДОЗИМЕТРОВ ФОТОННОГО И НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЙ

#### Цель работы

*Изучение назначения и устройства рабочих эталонов и вспомогательного оборудования для поверки дозиметров фотонного и нейтронного излучений. Ознакомление с основными требованиями и процедурами проведения поверки дозиметров. Работа на рабочих эталонах по поверке дозиметров фотонов и нейтронов.*

#### Теоретическая часть

Поверка средств измерений (СИ) является основной процедурой, обеспечивающей единство измерений. Под **единством измерений** понимается такое их состояние, когда результаты измерений выражаются в узаконенных единицах, а погрешности результатов измерений известны и с заданной вероятностью не выходят за установленные пределы. При этом размеры единиц воспроизводятся первичными эталонами и в соответствии с поверочными схемами передаются к рабочим эталонам и далее к рабочим СИ, с помощью которых проводятся непосредственные измерения физических величин, в нашем случае – доз облучения.

Передача размеров единиц от эталонов к рабочим СИ производится в процессе их поверки. Под **поверкой** понимается установление пригодности СИ к применению на основании экспериментально определяемых метрологических характеристик и подтверждения их соответствия обязательным требованиям. Таким образом, основной целью поверки является установление того, пригоден или нет СИ к использованию в соответствии со своим назначением. При этом на средства измерений, которые предназначены для измерения различных величин, устанавливаются требования, которым они должны удовлетворять. Как правило, эти требования выражаются в числовых значениях характеристик, которые должны иметь СИ данного типа.

Причем, среди характеристик выделяется специальный класс **метрологических характеристик**, т.е. таких характеристик СИ, которые влияют на результат измерений и его погрешность. Для каждого типа СИ устанавливаются свои метрологические

характеристики. Если они установлены нормативными документами, то они называются **нормируемыми метрологическими характеристиками**, если же они определяются экспериментально, то они называются **действительными**. Процедурой, которая позволяет судить о пригодности СИ, является экспериментальное определение метрологических характеристик СИ. Т.е., в процессе поверки проводится измерение характеристик СИ, причем, тех, которые наиболее важны для оценки пригодности СИ. После определения характеристик они сравниваются с характеристиками, установленными для данного типа СИ. Если эти характеристики находятся в допустимых пределах, оговоренных обязательными требованиями, то СИ признается годным к применению и допускается в обращение. В противном случае они изымаются из использования. Как правило, после этого СИ ремонтируются и регулируются и вновь подвергаются поверке. Если же и после этого их характеристики не соответствуют установленным требованиям, то приборы либо списываются, либо переводятся, при возможности, в разряд **индикаторов**.

Существуют установленные нормативными документами **требования к порядку проведения поверки**.

Поверка должна проводиться либо органом государственной метрологической службы, либо другим официально уполномоченным органом или организацией. Как правило, таким органом является **метрологическая служба юридического лица**, которая должна быть аккредитована на право проведения поверки СИ. Аккредитация осуществляется по специальным правилам, установленным Госстандартом РФ. В них, в частности, устанавливаются требования, необходимые для **аккредитации на право поверки**, а именно наличие:

1. метрологической службы;
2. персонала, т.е. аттестованных в соответствии с существующими требованиями поверителей СИ;
3. эталонами, иными СИ и вспомогательным оборудованием, необходимым для реализации требований документов на методы поверки;
4. нормативной и методической документацией на поверку;
5. помещениями и условиями, обеспечивающими проведение поверки.

Таким образом, одним из основных требований при проведении поверки является наличие **рабочего эталона**, служащего для передачи размера единицы физической величины от первичного эталона к рабочим средствам измерений. Как правило, рабочий эталон в области дозиметрии или радиометрии ионизирующих излучений представляет собой **радионуклидный источник**, аттестованный (поверенный) в качестве рабочего эталона соответствующего разряда. Для того чтобы его можно было использовать для передачи размера единицы, необходимы другие средства измерений и **вспомогательное оборудование**. К ним относятся, например, метеорологические приборы для контроля метеоусловий поверки, приборы для измерения радиационного фона в помещениях, где проводится поверка, устройства для размещения рабочего эталона и поверяемых приборов. Совокупность функционально объединенных эталонов, измерительных приборов и других устройств, предназначенных для поверки и расположенная в одном месте, называют **поверочной установкой**. Используемые для поверки СИ ионизирующих излучений поверочные установки классифицируются как по видам излучений, так и по видам поверяемых приборов. Например, поверочные установки дозиметрические фотонного излучения или установки поверочные нейтронного излучения.

Основные **требования к поверочным установкам** и их техническим характеристикам, к методам и средствам их поверки и способам использования обычно устанавливаются соответствующими стандартами.

Кроме наличия эталонов и поверочных установок для проведения поверки метрологические службы должны иметь необходимые **нормативные документы по поверке**, которые определяют средства и порядок проведения поверки. К ним относятся национальные стандарты, правила, положения, инструкции и рекомендации. Например, Методические указания МИ 1788-87 «Приборы дозиметрические для измерения экспозиционной и поглощенной дозы. Методика поверки». В них перечисляются средства и условия проведения поверки, порядок операций поверки, способы обработки результатов измерений и оформления результатов поверки. На основании этих нормативных документов в технических описаниях на конкретные типы приборов вводятся разделы «Методы и средства поверки», которые учитывают особенности устройства и назначения этих приборов.

### Поверочные установки и их характеристики

При проведении настоящей лабораторной работы изучаются следующие поверочные установки:

- дозиметрическая поверочная установка гамма-излучения типа **УПГД** для поверки дозиметрической аппаратуры с помощью радионуклидных источников гамма-излучения;
- поверочная установка нейтронных дозиметров и радиометров **УПНД**, предназначенная для поверки этих СИ в условиях открытой геометрии с применением экранирующего конуса и радионуклидных источников нейтронов.

Обе поверочные установки расположены в одном помещении и на одном несущем основании. Они имеют один приборный столик для размещения поверяемых приборов и одну линейку для отсчета расстояния между приборами и источниками.

#### 1. Технические характеристики установок

1.1. *Диапазон рабочих длин* установки составляет (0,75 – 5) метров от положения центра источника гамма-излучения в коллимационном узле и источника нейтронов в держателе до центра приборного столика.

1.2. Максимальная мощность эквивалентной (поглощенной) дозы гамма-излучения на расстоянии 1 метр составляет  $6,89 \cdot 10^{-7}$  Зв/с.

1.3. Минимальная мощность эквивалентной дозы на расстоянии 1 метр составляет  $1,2 \cdot 10^{-9}$  Зв/с

1.4. В качестве **рабочих эталонов** нейтронов используются радионуклидные источники нейтронов из Pu-Be и  $^{252}\text{Cf}$ .

1.5. Установка УПГД укомплектована эталонами гамма-излучения - набором из 5 источников  $^{60}\text{Co}$  и источником  $^{137}\text{Cs}$  с метрологическими характеристиками в соответствии со свидетельством об их поверке. Поверка эталонов проводится один раз в два года.

1.6. Цена деления устройства для отсчета расстояния – натянутой вдоль несущего основания установки металлической линейки – составляет 1 мм. Погрешность отсчета расстояния от центра источника до центра приборного столика (и центра блоков детектирования, расположенных на приборном столике) не превышает 0,2 %.

1.7. Отклонение центрального луча пучка излучения от параллельности оси установки не превышает 5 мм на 1 метр.

1.8. Расстояние от границ пучка излучения в месте расположения блока детектирования и от конца линейки до стен, пола и потолка

более 1,5 метра.

1.9. Длина цилиндрического канала коллиматора 210 мм, диаметры сменных коллиматоров 30,60 и 90 мм. Расстояние от положения центра источника до края коллиматора 150 мм.

1.10. Кратность ослабления гамма-излучения свинцовой защитой коллиматора и заслонкой пучка излучения для  $^{60}\text{Co}$  равна 200 раз, для  $^{137}\text{Cs}$  – 50 000 раз.

1.11. В состав установок могут входить и другие радионуклидные источники, используемые при поверке в качестве эталонов.

## 2. Состав и расположение установки

2.1. Установка расположена в помещении площадью 56 м<sup>2</sup> (10,8м x 5,2м) и высотой 3,5 м. План помещения и расположения в ней установки представлен на рис. 4.1.

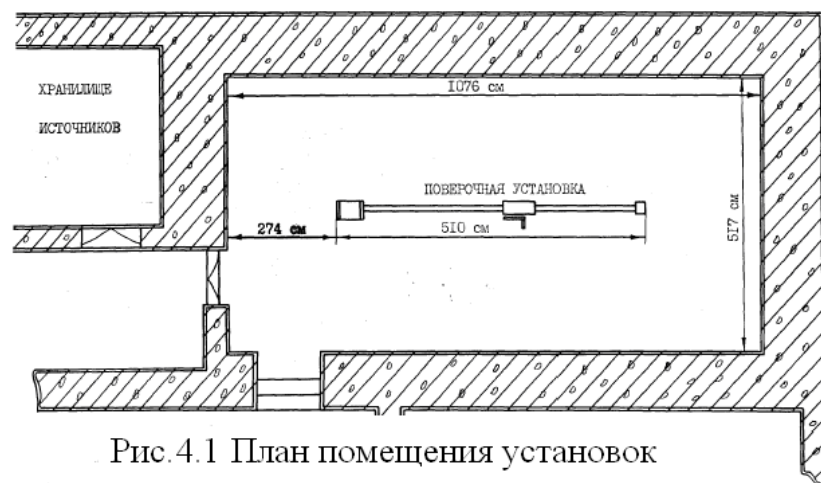


Рис.4.1 План помещения установок

2.2. Установка состоит из следующих **основных частей**:

- типовой узел коллимации с защитой на подставке установки УПГД;
- несущее основание;
- подвижный приборный столик;
- устройство для перекрытия пучка излучения (заслонка);
- металлическая линейка для отсчета расстояния;
- держатель нейтронного источника и подставка экранирующего конуса установки УПНД.

**Общий вид установок** представлен на рис. 4.2:

- 1 – коллимационный узел с защитой;
- 2 – стойки крепления несущего основания к полу;
- 3 – заслонка для перекрытия пучка излучения;
- 4 – устройство (каретка) для крепления и перемещения приборного столика;
- 5 – приборный столик;
- 6 – несущее основание;
- 7 – держатель нейтронного источника;
- 8 – экранирующий конус;
- 9 – подставка для экранирующего конуса;
- 10 – линейка для отсчета расстояния.

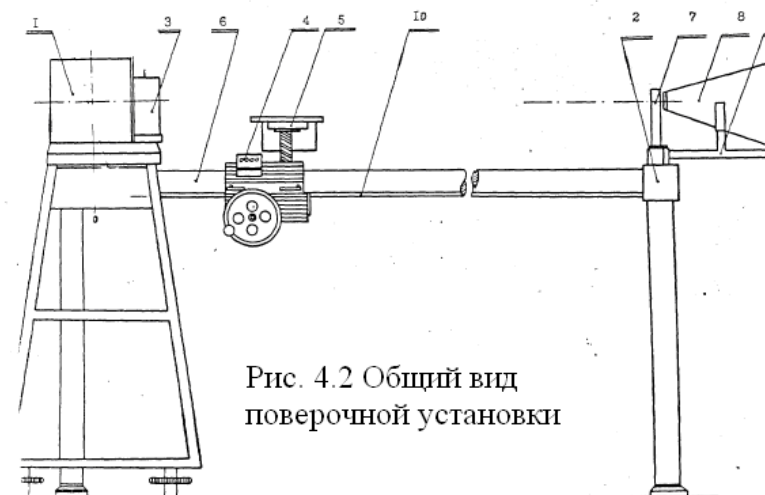


Рис. 4.2 Общий вид поверочной установки

Позиции 1 – 3 относятся к УПГД, позиции 7 – 9 к УПНД, позиции 4 – 6 являются общими для обеих установок.

2.3. **Узел коллимации** представляет собой свинцовый цилиндр в оболочке из нержавеющей стали толщиной 1,5 мм. В цилиндре имеются цилиндрические отверстия для размещения коллиматоров с внутренним диаметром 30 и 60 мм и для держателя источников. Вкладыши коллиматоров имеют внешний диаметр 90 мм, они выполнены из свинца и заключены в латунные гильзы.

Узел коллимации крепится на **подставке**, каждая из 4-х опор которой может перемещаться в вертикальном направлении и фиксироваться. Узел расположен так, что центр источника



излучения, помещенного в него в держателе, находится над «0» металлической линейки, служащей для отсчета расстояния.

На подставке узла коллимации расположено устройство для **перекрытия пучка** излучения, состоящее из свинцовой заслонки толщиной 100 мм и рычага для ее поднятия и опускания вручную.

2.4. **Несущее основание** установок представляет собой стальную трубу диаметром 80 мм с толщиной стенки 5 мм и длиной 5 м, расположенную на двух стойках, прикрепленных к полу. По несущему основанию на каретке перемещается приборный столик.

2.5. **Приборный столик** представляет собой круглую стальную платформу диаметром 210 мм и толщиной 15 мм, которая может перемещаться в вертикальном направлении на несущем стержне с резьбой, в горизонтальном направлении перпендикулярно оси установки по направляющим и вращаться вокруг своей оси с отчетом и фиксацией угла поворота. Максимальное смещение центра столика в горизонтальном направлении от оси пучка излучения равно 160 мм, в вертикальном 200 мм.

Приборный столик закреплен на каретке, которая может перемещаться вдоль несущего основания вручную.

2.6. Держатель нейтронного источника представляет собой стальную втулку, устанавливаемую одним концом на несущее основание установки, а на другом имеющую гнездо с толщиной стенки 1,5 мм для размещения в нем нейтронного источника. На внешней поверхности держателя нанесена риска, соответствующая положению центра источника, расположенного в держателе.

2.7. Экранирующий конус изготовлен из смеси 95 % парафина и 5 % карбида бора по весу. Конус усеченный, длиной 400 мм и с диаметром большего основания 30 см. Диаметр меньшего основания выбран таким, чтобы при расположении конуса на подставке, а источника в держателе, образующие конуса не пересекали источника.

2.8. Подставка для конуса изготовлена из стальных уголков. При расположении конуса на подставке, а источника в держателе, центр источника лежит на продолжении оси конуса. Для центровки оси конуса с осью установки стрелку на подставке конуса необходимо совместить с точкой на несущем основании.

2.9. Для проверки приборов по тепловым нейтронам УПНД комплектуется шаровым источником тепловых нейтронов и кадмиевым экраном. Шаровой источник представляет собой

полиэтиленовый шар диаметром 190 мм, в центре которого имеется цилиндрическая полость диаметром 58,5 мм и высотой 123 мм, в которую помещается Pu-Be источник. Кадмиевый экран представляет собой диск диаметром 290 мм и толщиной 1 мм с на держателе, который позволяет размещать экран между шаровым источником тепловых нейтронов и поверяемым прибором.

### **3. Вспомогательное оборудование**

Для правильной и удобной работы на установках и для определения ее параметров к установкам прилагается следующее вспомогательное оборудование.

3.1. Устройство для определения однородности пучка излучения крепится на приборном столике и позволяет дистанционно перемещать закрепленный на нем детектор в двух взаимно перпендикулярных направлениях относительно оси пучка излучения.

3.2. Теодолит и три перекрестия служат для юстировки установки.

3.3. Указатель положения центра пучка гамма-излучения

3.4. Цанговые держатели источников гамма-излучения.

3.5. Приспособления для размещения в них на приборном столике поверяемых приборов или их детекторов. При таком размещении приборов центры их детекторов лежат над центром приборного столика.

3.6. Метеорологические приборы для контроля условий поверки.

3.7. Устройства для размещения в коллимированном пучке гамма-излучения дозиметров ДК-02, КИД-2 и кассет ИФК-2,3 с ТЛД.

3.8. Колодцы для временного хранения эталонов в процессе поверки и штанги для переноски источников и размещения их в коллимационном узле.

3.9. Стенд для размещения кассет ИФК-2,3 с нейтронными дозиметрами (ядерная эмульсия МК-20) при поверке.

3.10. Калибровочные иглы для проверки правильности отсчета расстояния между источниками и приборами.

3.11. Устройство для размещения на приборном столике ионизационной камеры образцового дозиметра (эталона).

### **Порядок выполнения работы**

1. Изучить описание поверочных установок, приведенное в предыдущем разделе.
2. Под руководством преподавателя ознакомиться с поверочной

установкой, ее основными составляющими частями и вспомогательным оборудованием.

3. Освоить работу на установке в соответствии с «Инструкцией по эксплуатации поверочных установок».

4. Провести на поверочной установке под руководством преподавателя поверку представленного дозиметра фотонного и нейтронного излучения в соответствии с разделом «Поверка прибора» из технического описания на данный прибор.

5. Перед началом поверки подготовить поверочную установку к работе:

- проверить метеоусловия (температуру, давление и влажность) в помещении поверочной установки;
- проверить исправность и работоспособность всех механизмов установки и наличие в коллимационном узле коллиматора требуемого диаметра.
- разместить и закрепить винтами на приборном столике приспособление, в котором будет располагаться поверяемый прибор или его детектор.
- совместить центр детектора прибора с центральной осью пучка излучения УПГД. Для этого вставить в коллиматор указатель пучка, а приборный столик с прибором подвести к указателю пучка на возможно близкое расстояние. Совместить конец указателя пучка с положением центра прибора или его детектора путем перемещения приборного столика в вертикальном и горизонтальном направлении.
- на УПНД подвести приборный столик с прибором максимально близко в держателю нейтронного источника и совместить визуально положение центра прибора с риской на держателе, показывающей положение центра источника. При этом центры источника и прибора будут находиться на оси экранирующего конуса при его расположении на подставке.
- установить приборный столик с прибором на заданном расстоянии  $R$  от центра источника, при котором будет определяться показания прибора.

Расчет мощности экспозиционной дозы на заданном расстоянии для источника фотонов проводится по формуле:

$$P = P_0 (1/R^2) \exp(-0,693 T/T_{0,5}),$$

где  $P_0$  – значение мощности экспозиционной дозы на расстоянии 1 метр от положения центра источника фотонного излучения при его

размещении в коллимационном узле (в коллиматоре данного диаметра),  $P/c$ , берется из свидетельства о поверке источника;  $T_{0,5}$  – период полураспада источника, например, для  $^{60}\text{Co}$  он равен 5,265 года, для  $^{137}\text{Cs}$  – 29,6 года;  $T$  – время от даты поверки источника (определения  $P_0$ ) до момента измерения, годы. Мощность амбиентной дозы  $H_m^*(10)$  в  $\text{Зв/с}$  определяется по известному значению мощности экспозиционной дозы и коэффициенту перехода  $f^*(10)$  по формуле:

$$H_m^*(10) = P f^*(10) \quad (2)$$

Значения коэффициента перехода для  $^{60}\text{Co}$  равно  $1,02 \cdot 10^{-2}$ , для  $^{137}\text{Cs}$  –  $1,04 \cdot 10^{-2}$ .

При выборе расстояния  $R$  следует иметь ввиду, что диаметр равномерного поля излучения в месте расположения прибора превышал его максимальный размер не менее, чем в два раза. График зависимости диаметра равномерного поля излучения от расстояния для коллиматоров различного диаметра приведен на рисунке, который вывешен в помещении поверочной установки.

Для источника нейтронов с потоком нейтронов  $\phi$  нейтр./с расчет мощности амбиентного эквивалента дозы  $H^*(10)$  проводится по формуле:

$$H = \frac{\phi \cdot h^*}{4\pi R^2}, \quad (3)$$

где  $h^*$  – амбиентная доза на единичный флюенс нейтронов для используемого при поверке источника нейтронов.

6. Подготовить прибор к работе в соответствии с его техническим описанием.

7. Извлечь с помощью захвата источник из колодца временного хранилища и поместить его в коллимационный узел или в держатель нейтронного источника. При выполнении работы эту процедуру, как и все остальные, связанные с перемещением источника и снятием показаний приборов в пучке излучения или вблизи источника нейтронов, выполняет преподаватель.

8. Открыть заслонку пучка излучения (при работе на УПГД) и приступить к поверке прибора. Как правило, в большинстве случаев, если это не оговорено особо, поверка заключается в определении основной относительной погрешности прибора  $\delta$ . Ее значение находится путем сравнения показаний прибора  $N_{\text{пр}}$  с расчетным значени-

ем величины (дозы или мощности дозы)  $N_{расч.}$ , по которой проводится поверка. Относительная погрешность определяется по формуле:

$$\delta = \frac{N_{расч} - N_{изм}}{N_{изм}} \quad (4)$$

Поверка проводится в порядке, который установлен в разделе «Поверка» технического описания конкретного прибора. В нем указывается количество точек на каждом поддиапазоне, в которых проводится поверка, число измерений в каждой точке и т.п.

Если поверка данного типа прибора предполагает определение и других его характеристик, кроме основной погрешности, то необходимо выполнить соответствующие измерения, указанные в разделе «Поверка» технического описания прибора.

9. При проведении поверки необходимо соблюдать правила безопасной работы на установке:

- не переступать за ограничительную линию, показывающую проекцию пучка излучения на пол при коллиматоре данного диаметра или делать это кратковременно только для снятия показания прибора;
- изменение расстояния проводить только при закрытой заслонке пучка излучения;
- располагать пульт прибора при поверке нейтронных дозиметров как можно дальше от источника излучения;
- при переноске источника пользоваться штангами и захватами.

10. После окончания поверки закрыть заслонку пучка излучения, извлечь источник из коллимационного узла или из держателя и убрать его в колодец временного хранилища источников в помещении поверочной установки. Выключить прибор и снять его с поверочной установки.

11. Обработать результаты поверки прибора в соответствии с требованиями раздела «Поверка» технического описания прибора и на их основании сделать заключение о его пригодности к использованию.

### Библиографический список

1. Гарапов А.И. и др. Методы и средства поверки приборов для измерения ионизирующего излучения. М.: Атомиздат, 1978.
2. Рабинович С.Г. Погрешности измерений. Энергия, 1978.

## Лабораторная работа № 5

### ФОТОГРАФИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ДОЗ ФОТОННОГО И НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЙ

#### Цель работы

*Изучение методов и средств индивидуальной дозиметрии нейтронного и фотонного излучений, основанных на фотографическом методе регистрации. Ознакомление с фотографическими дозиметрами и приборами для определения их показаний. Определение индивидуальных доз облучения по показаниям дозиметров на основе рентгеновской пленки (для фотонного излучения) и на основе ядерной эмульсии МК-20 (для нейтронного излучения).*

#### Теоретическая часть

Фотографические методы регистрации излучения были одними из первых методов, используемых в индивидуальной дозиметрии. Начало этому было положено еще в 20-х годах прошлого века и вплоть до настоящего времени фотографические методы довольно широко применяются для регистрации индивидуальных доз облучения персонала. Помимо простоты, надежности и разработанности ему присущи **универсальность**, т.е. возможность измерять дозы почти всех видов излучения, высокая чувствительность, возможность использования в полях импульсного излучения, документальность – сохранность пленки и информации довольно долгое время после определения ее показаний.

Наряду с несомненными достоинствами, фотографический метод дозиметрии имеет свои **недостатки**: недостаточно высокая точность, обусловленная самыми разными причинами, в том числе большими субъективными погрешностями, большая доля ручного труда и невозможность автоматизации, трудоемкость, трудности метрологического обеспечения и другие. Поэтому в последние годы заметен отход от использования фотографического метода дозиметрии, особенно фотонного излучения, в пользу других методов, в основном, термолюминесцентного. Но, несмотря на это, фотографический метод индивидуальной дозиметрии продолжает довольно широко использоваться и даже совершенствуется.

Фотографический метод дозиметрии ИИ имеет свои особенности в зависимости от вида регистрируемого излучения – фотонного или нейтронного, о которых будет сказано ниже.

Метод основан на свойстве ИИ создавать скрытое изображение в фотографической эмульсии. В состав чувствительного слоя эмульсии входят кристаллы бромистого серебра, взвешенные в желатине. Чувствительный слой эмульсии обычно наносится на одну или обе стороны целлулоидной или стеклянной подложки. Под действием ионизирующего излучения в эмульсии происходят фотохимические процессы, приводящие к образованию «*центров проявления*» – конгломератов групп атомов серебра. Совокупность этих конгломератов образует так называемое *скрытое изображение*. При обработке (проявке) фотографического слоя, имеющего скрытое изображение, происходит восстановление металлического серебра во всех кристаллах бромистого серебра, содержащих центры проявления довольно больших размеров. Число атомов металлического серебра около центра скрытого изображения увеличивается при этом в  $10^{10} - 10^{12}$  раз, что вызывает *почернение фотоэмульсии*. Использование этого метода в дозиметрии основано на измерении числа проявленных зерен (в дозиметрии нейтронов) или плотности почернения (в дозиметрии фотонов или бета-излучения), которые пропорциональны дозе облучения. При фиксировании часть кристаллов, не подвергшихся действию проявителя, растворяют и удаляют.

В дозиметрии *фотонного излучения* измеряемой величиной, которая ставится в соответствие полученной дозе облучения, является оптическая плотность почернения  $S$ . Она определяется как десятичный логарифм отношения интенсивности света  $I_0$ , падающего на чувствительный слой эмульсии, к интенсивности света  $I$ , прошедшего через этот слой:

$$S = \lg \frac{I_0}{I} \quad (1)$$

I

Отсюда видно, что если отношение интенсивностей будет равно 10,  $10^2$ ,  $10^3$ , то почернение будет 1, 2, 3 соответственно. Величина почернения эмульсии пропорциональна поглощенной дозе излучения. Однако, зависимость эта не всегда строго пропорциональна. Зависимость плотности почернения пленки  $S$  от десятичного логарифма поглощенной дозы  $D$  характеризует

дозиметрические свойства фотопленки и называется **сенситометрической кривой**. Типичная сенситометрическая кривая с ее основными участками изображена на рис. 5.1.

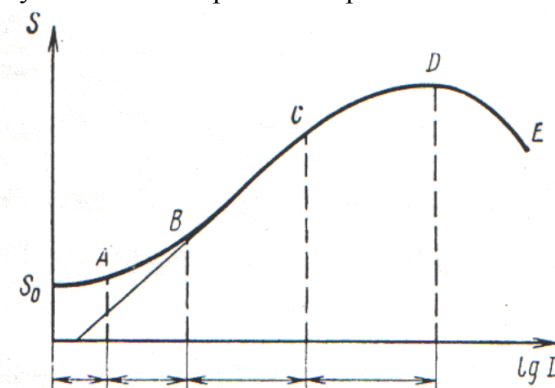


Рис. 5.1 Сенситометрическая характеристика рентгеновской пленки

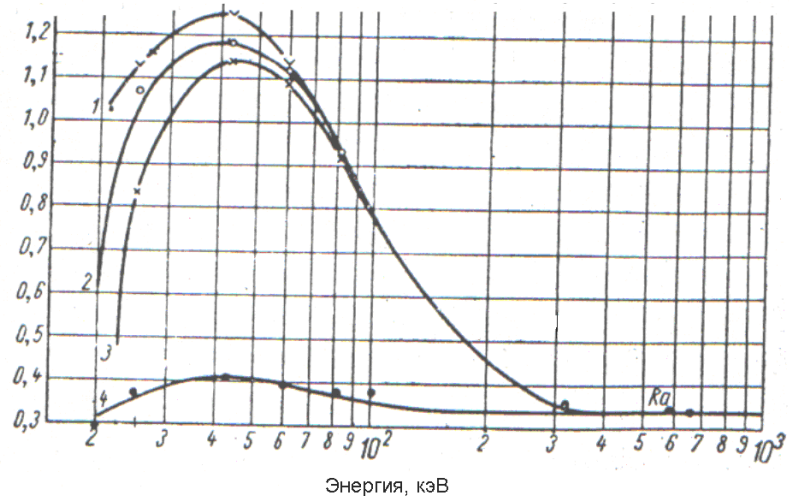
$S_0A$  — область так называемой инерции фотоэмульсии, в которой почернение пленки практически не увеличивается с увеличением  $\lg D$ ;  $AB$  — область недодержек;  $BC$  — область нормальной экспозиции, в которой плотность почернения пленки  $S$  строго пропорциональна  $\lg D$ ;  $CD$  — область передержки, в которой  $S$  увеличивается незначительно или совсем не увеличивается с увеличением  $\lg D$ ;  $DE$  — область соляризации, в которой  $S$  уменьшается с увеличением  $\lg D$ .

Прямолинейный участок этой кривой  $BC$ , где наблюдается прямая пропорциональность между плотностью почернения и логарифмом дозы, наиболее удобен для измерения доз.

Другой важной характеристикой фотопленочного дозиметра фотонов является ЭЗЧ. В тех случаях, когда толщина пленки много меньше пробега электронов, ЭЗЧ определяется отношением энергетических зависимостей массовых коэффициентов поглощения бромистого серебра ( $Z_{\text{эфф}} = 47$ ) и воздуха ( $Z_{\text{эфф}} = 35$ ). Т. к. эффективные атомные номера у них существенно различаются, то ЭЗЧ фотопленки значительна, особенно в области малых энергий, где преобладает фотоэффект, вероятность которого пропорциональна  $Z^3$ . При энергии фотонов выше 400 кэВ ЭЗЧ пленки практически не меняется, т.е. равна 1, для меньших энергий, особенно ниже 100 кэВ,



она может достигать нескольких десятков. ЭЗЧ фотопленки может быть уменьшена применением компенсирующих фильтров, составленных из комбинации различных материалов, как правило, свинца, олова, алюминия и гетинакса. Кроме того, применение фильтров позволяет определить энергию излучения по соотношению почернения под различными фильтрами. На рис. 5.2. приведены ЭЗЧ фотоэмульсии в зависимости от используемых фильтров. Видно, что использование фильтров существенно снижает ЭЗЧ по сравнению с эмульсией без фильтров.



1, 2, 3, 4 - почернения под соответствующими фильтрами

Рис. 5.2 Энергетическая зависимость чувствительности рентгеновской пленки в кассете ИФК-2,3

Оптическая плотность фотопленки измеряется на **денситометре**. Используемая в проведении индивидуального дозиметрического контроля (ИДК) партия фотопленки предварительно градуируется: из партии отбирается несколько пленок, которые облучаются известными дозами облучения разной величины. Затем определяется плотность почернения этих пленок и для данной партии строится градуировочная (сенситометрическая) кривая – зависимость плотности почернения от дозы. По результатам измере-

ний почернений рабочих пленок данной партии и с использованием этой кривой определяются дозы облучения персонала, в индивидуальных дозиметрах которых находилась эта пленка.

В индивидуальной дозиметрии **нейтронного излучения** фотографическому методу, основанному на использовании ядерных эмульсий, до сих пор практически нет достойной альтернативы. Этот метод основан на определении числа треков, образующихся в ядерной эмульсии при прохождении через нее нейтронов.

Тепловые и промежуточные нейтроны (с энергией меньше 0,3 МэВ) регистрируются ядерной эмульсией по трекам, образуемым протонами из реакции  $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$  с ядрами азота эмульсии. Быстрые нейтроны с энергией выше 0,5 МэВ регистрируются по протонам отдачи, возникающим при рассеянии быстрых нейтронов на водороде эмульсии и радиаторов. Треки в эмульсии выявляются при ее проявке. Трек представляет собой как минимум три зерна, расположенных на одной прямой. После проявки подсчитывается **число треков** в эмульсии на определенной ее площади с использованием микроскопа с увеличением до 1000 раз. В индивидуальной дозиметрии обычно используются тонкослойные **ядерные эмульсии** МК-20 или МН-3, имеющие разные верхние пороги регистрации протонов. Доза нейтронов определяется умножением числа треков в эмульсии на градуировочный коэффициент.

**Градуировка дозиметров** состоит в облучении нескольких ядерных эмульсий из данной партии известной дозой нейтронов, обычно, от источников нейтронов из  $^{252}\text{Cf}$  или Pu-Be. По результатам градуировки определяется градуировочный коэффициент данной партии эмульсии, равный числу треков в эмульсии на единичное значение дозы. ЭЗЧ ядерной эмульсии МК-20 при облучении ее на фантоме и без фантома представлена на рис.5. 3. Видно, что наличие фантома (тела человека) существенно улучшает ЭЗЧ. Однако непостоянство ЭЗЧ в диапазоне энергий от 100 кэВ до 0,5 МэВ ухудшает дозиметрические свойства ядерной эмульсии и заставляют искать различные пути для коррекции ее показаний. Например, введение поправочных коэффициентов при использовании таких дозиметров в реальных полях излучения или их градуировка по радионуклидным источникам, спектры которых ближе к спектрам измеряемого излучения. Так, для использования в полях нейтронов за защитой ядерно-физических установок с максималь-

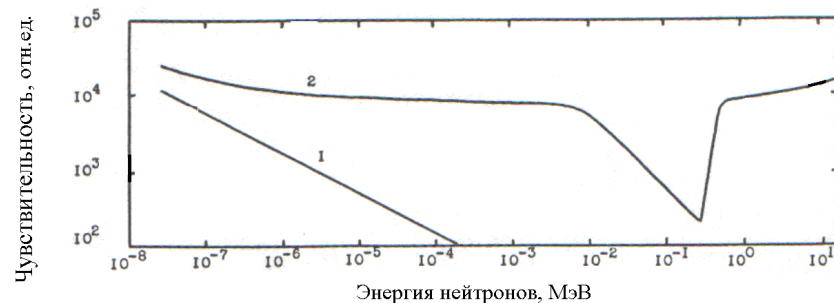


Рис. 5.3 ЭЗЧ дозиметра нейтронов на основе ядерной эмульсии МК-20 (1 - без фантома, 2 - на фантоме)

ной энергией частиц, например, ускоряемых протонов, до нескольких десятков МэВ, дозиметры градуируются на источнике  $^{252}\text{Cf}$ . Дозиметры, используемые в полях за защитой ускорителей на высокие энергии, до нескольких сотен и более МэВ, градуируются на Pu-Be источнике нейтронов, имеющем большую среднюю энергию (4,2 МэВ), чем  $^{252}\text{Cf}$  (1,9 МэВ). Это обусловлено тем, что спектры нейтронов за защитой ускорителей высоких энергий имеют большую среднюю энергию, чем спектры за защитой ускорителей с меньшей энергии или реакторов. Соответственно, треки от таких нейтронов более похожи на треки от Pu-Be источника.

### Типы и характеристики изучаемых приборов

При проведении лабораторной работы изучаются следующие индивидуальные дозиметры и приборы для определения их показаний:

- индивидуальный дозиметр фотонного излучения на основе кассеты ИФК-2,3 с рентгеновской пленкой ORWO RD 3-4;
- денситометры типа ДП-1 или ДП-1М для определения почернения пленки;
- индивидуальный дозиметр нейтронов на основе ядерной эмульсии МК-20 в корректирующем пакете, который размещается в кассете ИФК-2,3;
- микроскоп типа МБИ-3 для подсчета числа треков в ядерной эмульсии.

**Кассета ИФК-2,3** индивидуального дозиметра фотонного излучения представляет собой карболитовый корпус размером 40х60 мм с толщиной стенок 1 мм, состоящий из двух половин. На лицевой стороне кассеты в левом верхнем углу имеется окно

размером 16x21 мм. В каждой стенке с внутренней стороны вмонтированы противоположно друг другу фильтры размерами 15x20 мм с разной поглощающей способностью. Рядом с окном расположен фильтр Ф2, состоящий из гетинакса толщиной 1,1 мм и алюминия толщиной 2,1 мм. Общая толщина фильтра 850 мг/²см. Следующий по часовой стрелке фильтр Ф3 состоит из слоя гетинакса толщиной 2,1 мм только с лицевой стороны кассеты. Его общая толщина равна 450 мг/²см. Фильтр Ф4 состоит из свинца толщиной 0,75 мм и гетинакса толщиной 2,5 мм с общей толщиной 1350 мг/²см.

Почернение под разными фильтрами обусловлены:

- под открытым окном – фотонным излучением всех энергий и бета- излучением с энергией более 0,1 МэВ;
- под фильтром Ф2 – фотонным излучением и бета- излучением с энергией более 2,2 МэВ;
- под фильтром Ф3 – фотонным излучением и бета- излучением с энергией выше 0,7 МэВ;
- под фильтром Ф4 – жестким (с энергией более несколько сотен кэВ) фотонным излучением (мягкое излучение поглощается свинцом) и бета- излучением с энергией выше 3 МэВ.

Применение такой комбинации фильтров позволяет определять дозы фотонного излучения с энергиями от 20 кэВ до 3 МэВ в диапазоне от 0,2 мЗв до нескольких Зв и дозу бета- излучения с энергиями от 0,12 до 3,5 МэВ.

Детектором в дозиметре служит рентгеновская пленка ORWO RD 3-4. Она представляет собой светонепроницаемый запечатанный пакет размерами 3 x 4 см с двумя пленками разной чувствительности: пленкой RD-3 на прозрачной основе с пределами измерений от 0,02 до 5 бэр (от 0,2 до 50 мЗв) и пленкой RD-4 на подложке красного цвета с верхним пределом измерений 60 бэр (0,6 Зв).

Перед **выдачей персоналу** кассеты ИФК-2,3 заряжаются – в кассету вставляется пакетик с пленками и половины кассеты скрепляются булавкой. Партия для зарядки рабочих и градуировочных пленок должна быть одна для того, чтобы возможные различия в процедуре градуировки (колебания температуры, состава проявителя и т.п.) не повлияли на результаты измерений.

После экспозиции – по окончании ношения дозиметров персоналом в течение установленного времени, как правило, одного месяца или квартала, дозиметр **разряжается**. Из него извлекается пакет с пленкой и на пакете ставится номер, соответствующий

номеру индивидуального дозиметра. Вынутый из кассеты пакет с пленкой вскрывается в темноте. При разрядке пакета используется фонарь с темно-красным стеклом, которым можно пользоваться только для освещения номера на пакете, т.к. сама пленка чувствительна к красному свету. Оторвав облатку у пакетика, в верхней части пленок (ближе к краю) мягким графитовым карандашом надписывается номер, соответствующий номеру кассеты. Пленки на красной и прозрачной основе раскладываются в разные пакеты из черной бумаги, чтобы предохранить их от засветки.

После разрядки пленки **проявляются** в метолгидрохиноновом проявителе в соответствии с принятым режимом проявки.

После проявки проводится фотометрирование пленок – определение их относительных почернений на денситометре. Принцип действия и устройство денситометра изучаются в процессе проведения лабораторной работы по его техническому описанию. Предварительно строятся **градуировочные кривые** – зависимости плотности почернения градуировочных пленок от дозы облучения. Как правило, их строят для почернений под четвертым фильтром, если нет необходимости определять дозы бета- или мягкого фотонного излучения. Измеряются почернения рабочих пленок - проводится 3-5 измерений под каждым фильтром и берется среднее значение почернений. Если разница между почернениями под всеми фильтрами не превышает 10 %, то в дальнейшем определяют дозу облучения только по почернениям под фильтром Ф4 (свинец с гетинаксом). Это означает, что энергия фотонного излучения выше 300 кэВ и доза облучения может определяться по почернению под свинцовым фильтром.

Если же почернения под фильтрами различаются более чем на 10 %, то это означает, что дозиметр облучался либо мягким фотонным, либо бета- излучением. В зависимости от соотношения почернений под разными фильтрами применяется специальная методика, которая по значениям этих соотношений и почернений позволяет приблизительно оценить энергию излучения и дозы облучения. В настоящей лабораторной работе эта методика не рассматривается.

Погрешность определения доз фотонного излучения по описанной выше методике в диапазоне энергий 20 кэВ - 3 МэВ составляет при отсутствии бета- излучения 20 %.

В дозиметре **нейтронного излучения** для измерения индивидуальной дозы используются тонкослойная ядерная эмульсия типа МК-20 с толщиной чувствительного слоя 20 мкм на триацетатной подложке толщиной 140 мкм. Эмульсия помещается в корректирующий пакет из чередующихся слоев алюминия и бумаги, который размещается в кассете ИФК-2,3. В качестве поглотителя используется алюминий толщиной 100 мкм, радиатором служит водород, находящийся в триацетатной пленке толщиной 140 мкм и черная бумага толщиной около 70 мкм. Размеры пакета 18x12 мм. Для того чтобы пакет был симметричным относительно эмульсии, со стороны эмульсии в него вкладывается триацетатная подложка толщиной 140 мкм. Затем пленка с эмульсией заворачивается в черную бумагу, чтобы с каждой стороны было по два ее слоя. Такая упаковка вкладывается в пакет из алюминия и в черный бумажный пакетик. Вся эта сборка, помещенная в свободную ячейку кассеты ИФК-2,3 и является **нейтронным дозиметром**. Корректирующий пакет используется для того, чтобы энергетическая зависимость чувствительности дозиметра больше соответствовала энергетической зависимости  $H_p(10)$ .

Резка эмульсии, упаковка ее в пакет, разрядка и проявка проводятся при желто-зеленом освещении с лампочкой не более 25 Вт. После зарядки нейтронный пакетик помещается в свободную полость кассеты ИФК-2,3 (под фильтром Ф3) в дозиметр выдается персоналу вместе детектором фотонного излучения.

**Разрядка** нейтронного пакетика проводится после обмена дозиметров и извлечения из кассеты детектора фотонного излучения. Пакетик вынимается из кассеты, разворачивается и из него извлекается ядерная эмульсия. Острием на ней нацарапывается номер кассеты (дозиметра) и пленки вставляются в пазы плексигласовых держателей. После этого проводится **проявка** нейтронных пленок – держатели с пленками помещаются в большие металлические ванны с амидоловым проявителем и проявляются в течение 5 минут при температуре 20°. После проявки проводится **промывка** в дистиллированной воде, **стоп-ванна** в уксусной кислоте и **фиксирование** в растворе гипосульфита натрия в течение 20 минут. Далее пленки вновь промываются и сушатся.

После химической обработки пленки просматриваются на микроскопе МБИ-3 с окуляром x7 и объективом x90 (диаметр поля 150 мкм) – определяется число треков на траверсе пленки. Для этого

они вставляются в специальный держатель. Подсчет числа треков проводится по траверсу, длина которого отсчитывается по нониусу микроскопа. Передвижение держателя с пленкой по вертикали и горизонтали осуществляется одновременно. Примерная длина траверса – около 15 мм. При просмотре считаются все треки длиной более 3 мкм (это 3-4 зерна, расположенные на одной линии). Ознакомление с устройством микроскопа МБИ-3 и с порядком работы на нем проводится в процессе выполнения лабораторной работы по техническому описанию микроскопа.

Счет треков производится сначала на траверсе длиной 3 мм. Если на этом траверсе будет найдено 2 и более треков, то продолжается счет треков на всей длине траверса. Если же треков не обнаружено или найден только один трек, то просмотр этой пленки прекращается. Это означает, что облучение данной пленки не превышает фонового.

После подсчета числа треков из полученного значения  $N_p$  *тр/тв* (трек на траверс) вычитаются фоновые значения  $N_\phi$ , которые определяются по пленкам, хранящимся вне зон облучения персонала. Доза облучения  $H_n$  рассчитывается по формуле:

$$H_n = (N_p - N_\phi) \cdot A_{гр} \quad (2)$$

где  $A_{гр}$  – градуировочный коэффициент, полученный при градуировке пленок данной партии на радионуклидном источнике (обычно  $^{252}\text{Cf}$  или  $\text{Pu-Be}$ ), *мЗв/(тр/тв)*.

Если для тех полей излучения, в которых работал сотрудник с данным дозиметром, известен поправочный коэффициент, то полученное значение дозы  $H_n$  умножается на этот коэффициент.

За наименьшее значение дозы  $H_{\min}$ , зарегистрированное дозиметром, принимается 0,1 мЗв (10 мбэр), если фоновое значение  $N_\phi \leq 9$  *тр/тв*, и 0,2 мЗв (20 мбэр), если фон находится в пределах  $10 \leq N_\phi \leq 20$  *тр/тв*. При значениях фона, больше 20 *тр/тв* пленка не используется в работе.

Показания дозиметров, у которых число треков на траверсе 3 мм меньше двух, принимаются равными  $H_{\min}$ .

### Порядок выполнения работы

В процессе проведения настоящей работы выполняются не все этапы определения доз облучения с помощью индивидуальных дозиметров. Такие этапы, как резка и зарядка пленки, зарядка и

разрядка дозиметров, проявка нейтронной и рентгеновской пленки, градуировка при выполнении лабораторной работы не выполняются.

При проведении лабораторной работы каждый студент изучает устройство индивидуальных дозиметров фотонного и нейтронного излучений (кассету ИФК-2,3 с детекторами), приборы для определения их показаний (денситометры ДП-1 и ДП-1М и микроскоп МБИ-3) и определяет дозы облучения по показаниям детекторов, которые предоставляет преподаватель.

***1. Определение доз фотонного излучения по показанию дозиметра на основе рентгеновской пленки ORWO RD-3,4***

1.1 Изучить по техническому описанию денситометра ДП-1 (ДП-1М) его назначение, устройство, основные характеристики и порядок работы на нем. Уделить основное внимание разделам технического описания, указанным преподавателем.

1.2 Включить денситометр и определить правильность его работы с помощью набора образцовых почернений, прилагаемых к прибору.

**Внимание!** Включение прибора в сеть проводить только под руководством преподавателя. Перед включением необходимо убедиться в заземлении прибора.

1.3 Подготовить денситометр к работе в соответствии с его техническим описанием.

1.4 Получить у преподавателя индивидуальный дозиметр на основе кассеты ИФК-2,3 с детекторами и ознакомиться с его устройством. В разных организациях, проводящих ИДК персонала, используются различные типы индивидуальных дозиметров. Они отличаются как конструкцией кассеты (корпуса) дозиметра, так и типами детекторов, применяемых в них. С некоторыми типами таких дозиметров, используемых в разных странах и организациях при проведении ИДК, студенты могут ознакомиться по тем их образцам, которые имеются в кабинете радиационного мониторинга. Полезно провести сравнение их конструкций и отметить достоинства и недостатки.

1.5 Получить у преподавателя график с градуировочной характеристикой, построенной для используемой при проведении работы партии рентгеновской пленки.

1.6 Получить у преподавателя облученные ранее и проявленные рентгеновские пленки и с помощью денситометра определить их почернения

1.7 Провести измерения почернений под всеми фильтрами, включая окно. Под каждым фильтром измерить значения почернений не



менее чем в 3-5 точках и найти среднее значение почернений под каждым фильтром.

1.8 Проанализировать полученные значения почернений под всеми фильтрами и убедиться, что они отличаются друг от друга не более чем на 10 %.

1.9 Сделать вывод об энергии фотонного излучения при облучении дозиметра и решить, по показанию почернения под каким фильтром следует определять дозу облучения.

1.10 Используя предоставленную преподавателем градуировочную кривую для данной партии пленки и денситометра ДП-1, определить значение дозы фотонного излучения, которую получил дозиметр, оснащенный этой пленкой.

## ***2. Определение дозы нейтронного излучения по показанию индивидуального дозиметра на основе ядерной эмульсии МК-20***

2.1 Изучить устройство, характеристики и описание микроскопа МБИ-3 и порядок работы на нем.

2.2 Установить на микроскопе окуляр и объектив нужного увеличения, подготовить микроскоп к работе и включить его.

2.3 Установить на микроскопе держатель нейтронной пленки.

2.4 Получить у преподавателя нейтронный пакетик и ознакомиться с его устройством. Извлечь из пакетика нейтронную пленку.

2.5 Установить нейтронную пленку в держатель эмульсией в сторону объектива (на этой стороне проявлен нацарапанный номер пленки).

2.6 Приступить к просмотру ядерной эмульсии. Просмотр эмульсии проводится при наличии оптического контакта между объективом и поверхностью пленки. Для этого на поверхность пленки необходимо нанести каплю масла и подвести объектив к пленке так, чтобы он не касался ее поверхности, но чтобы при этом был обеспечен оптический контакт между пленкой и объективом.

2.7 Выбрать место на пленке для просмотра – примерно в ее центре и определить показание на шкале микроскопа, соответствующее этому положению. Пленка просматривается на траверсе длиной 15 мм, при этом пленка перемещается в обе стороны от выбранного положения на 7,5 мм. Для ускорения просмотр может проводиться на траверсе меньшей длины, например, 3 или 5 мм, но показания должны быть приведены к стандартной длине траверса.

2.8 Идентифицировать треки в эмульсии – треком считается не

менее 3-х точек, расположенных на одной прямой. Причем, трек может располагаться как в плоскости поверхности эмульсии, так и под углом к ней. Идентификация трека достигается перемещением объектива микроскопа одновременно в вертикальном и горизонтальном направлениях.

2.9 Провести подсчет числа треков, перемещая пленку вдоль траверса сначала в одну сторону от выбранного ранее центра, потом в другую. Подсчет треков проводится в поле микроскопа, которое постепенно перемещается вдоль траверса. При диаметре поля 150 мкм и длине траверса 15 мм на траверсе укладывается 100 полей. Площадь просматриваемого траверса равна  $0,0225 \text{ см}^2$ .

2.10 Если подсчет числа треков проводится на траверсе меньшей длины, то найденное число треков умножается на отношение длины стандартного траверса (15 мм) к длине просмотренного траверса. Для подсчета числа треков в рабочей тетради делается отметка в виде черты при обнаружении трека. После просмотра все отметки суммируются и полученный результат дает число треков на просмотренном траверсе.

2.11 Рассчитать дозу облучения  $H_n$  по приведенной выше формуле. Значение градуировочного коэффициента для данной партии пленки равно  $5,7 \cdot 10^{-2} \text{ мЗв/(тр/тр)}$  или  $5,7 \cdot 10^{-3} \text{ бэр/(тр/тв)}$ , фон составляет  $29 \text{ тр/тв}$ .

2.12 Определить среднее значение дозы облучения по всем просмотрам данной пленки и найти относительное значение разности между результатом, полученным для каждого просмотра и средним значением. Эта величина и дает оценку субъективной погрешности, свойственную данному просмотру (студенту).

### Контрольные вопросы

1. Почему детектор, рентгеновская пленка или ядерная эмульсия, еще не является дозиметром?
2. Понятие сенситометрической кривой для рентгеновской пленки, ее вид и рабочая область.
3. Вид ЭЗЧ рентгеновской пленки и чем обусловлен рост ее чувствительности при энергиях фотонов ниже 300 кэВ. С помощью чего достигается уменьшение хода ЭЗЧ рентгеновской пленки?
4. На каких ядерных реакциях и для каких энергий нейтронов основана работа ядерной эмульсии, применяемой в индивидуальной дозиметрии нейтронов?

5. Назначение и материал радиаторов и поглотителей в индивидуальном дозиметре нейтронов.
6. Вид ЭЗЧ ядерной эмульсии в нейтронном пакетике. Чем обусловлено уменьшение чувствительности такого дозиметра в районе энергий нейтронов несколько сотен кэВ?
7. Основные этапы подготовки и обработки индивидуальных дозиметров фотонного и нейтронного излучений при проведении ИДК.
8. В чем состоит процесс градуировки дозиметров фотонного излучения на основе рентгеновской пленки и дозиметров нейтронного излучения на основе ядерной эмульсии? Какие радионуклидные источники используются обычно при градуировке индивидуальных дозиметров?
9. Почернение под каким фильтром используется для определения дозы облучения фотонного излучения с энергией выше 300 кэВ и почему?
10. При каком увеличении объектива и окуляра просматриваются ядерные эмульсии, используемые в индивидуальной дозиметрии. Какое общее увеличение микроскопа при этом?
11. Для чего используются поправочные коэффициенты при определении доз облучения персонала, работающего в разных полях нейтронного излучения?
12. Преимущества и недостатки фотографического метода индивидуальной дозиметрии фотонного излучения. Какой метод, альтернативный фотографическому, получает все большее распространение индивидуальной дозиметрии этого вида излучения и почему?

### **Библиографический список**

1. Козлов В.Ф. Фотографическая дозиметрия ионизирующего излучения. М.: Атомиздат, 1964.
2. Пауэлл С. и др. Исследование элементарных частиц фотографическим методом. М.: Изд-во иностранной литературы, 1962.
3. Комочков М.М., Лебедев В.Н. Практическое руководство по радиационной безопасности на ускорителях заряженных частиц. М.: Энергоатомиздат, 1986.

## АВТОМАТИЗИРОВАННЫЕ СИСТЕМЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ (АСРК)

### Цель работы

*Ознакомление с назначением, устройством и работой автоматизированной системы радиационного контроля (АСРК) на ядерно-физической установке (ускорителе или реакторе).*

### Теоретическая часть

Современные ядерно-физические установки (ЯФУ), такие, как реакторы или ускорители заряженных частиц, создают за своей защитой многообразные по компонентному составу поля вторичного излучения широкого энергетического диапазона, которые являются неоднородными во времени и пространстве. Радиационная обстановка за защитой таких ЯФУ характеризуется радиационными параметрами, которые также непостоянны во времени и в окружающем установке пространстве и распространяется на значительные площади и расстояния. Модернизация и совершенствование таких установок, приводящая к увеличению тока и энергии ускоряемых частиц или мощности реакторов, значительно расширяет объем радиационного контроля – он должен проводиться не только на территории установок для персонала, но зачастую и за их границами для населения. Это является одной из причин, которая уже на ранних стадиях развития ядерного приборостроения заставила создавать для контроля радиационной обстановки не только переносные приборы, но и **стационарные многоканальные установки дистанционного контроля**. Такие установки позволяли получать изменяющуюся во времени и в пространстве информацию о радиационной обстановке в пределах контролируемой территории на ЯФУ и за ней.

Эта задача впервые была решена с созданием **установок типа УСИТ**. Сигнально-измерительные установки УСИТ предназначались для дистанционного контроля и сигнализации о превышении заданного уровня только мощности экспозиционной дозы гамма-излучения. Установки УСИТ сыграли важную роль в обеспечении необходимым оборудованием радиационно-опасных объектов на первых этапах их развития. Диапазон измерения, перекрываемый

установками этого типа, составлял от 0,01 до  $10^3$  мкР/с. В последующем состав УСИТ был расширен за счет включения блоков детектирования инертных газов, что значительно расширило их возможности в решении задач радиационного контроля. Одновременно был создан и ряд радиометров, решавших локальные задачи технологического контроля.

Развитие электронной техники и расширение измерительных задач обусловило создание **многоканальной информационно-измерительной установки «Система»** (8004-01), которая значительно превосходила по своим возможностям установки первого поколения. Ее состав был расширен за счет включения блоков детектирования бета- и альфа-активных аэрозолей, тепловых и промежуточных нейтронов и более совершенных блоков детектирования гамма-излучения. Установка «Система» была построена по **опросному принципу** и выпускалась в различных модификациях, отличающихся числом каналов (от 50 до 250) и их составом.

Эффективность и целесообразность централизации контроля, которая впервые была продемонстрирована установками «Система», была доказана успешным опытом эксплуатации. Установки этого типа выпускались промышленностью в течение 1967-78 гг. На этом этапе установки «Система», в состав которых входили дополнительно блоки детектирования радиоактивных газов и аэрозолей, были установлены на различные объекты ядерного топливного цикла (ЯТЦ), в т.ч. и на первые реакторные установки и АЭС.

По мере накопления опыта эксплуатации предприятий ЯТЦ и ЯФУ пришло понимание в необходимости контроля не только самих предприятий, но и контроля радиационной обстановки **вокруг предприятий**. Успешным решением этой задачи было создание установки **«Антенна»**, являющейся многоканальной системой контроля радиационной обстановки на территории с передачей результатов по радиосвязи. Основу системы составляли посты контроля с блоками детектирования мощности экспозиционной дозы ДГ-1, позволявшие проводить измерения в диапазоне от 0,03 до 30 мкР/с и передавать результаты по радиоканалу.

Накопленный к 70-м годам опыт эксплуатации систем первого и второго поколений, а также значительное расширение требований к радиационному контролю (НРБ-99 и ОСПОРБ-99) позволили

сформулировать **новые подходы** к построению систем радиационного контроля (РК) третьего и четвертого поколений.

**Основные задачи** для современной системы радиационного контроля были сформулированы следующим образом:

- измерение мощности дозы фотонного и нейтронного излучений;
- измерение плотности потока альфа- и бета-излучения;
- измерение объемной активности радиоактивных аэрозолей альфа- и бета-активных долгоживущих нуклидов в рабочих помещениях и в выбросах;
- измерение объемной активности радиоактивных газов и паров в рабочих помещениях и в выбросах;
- измерение объемной активности радионуклидов в жидкости и в жидких средах;
- измерение мощности дозы гамма-излучения, объемной и удельной активности проб объектов окружающей среды.

Системы радиационного контроля **нового поколения** характеризуются:

- широким применением ЭВМ, в том числе персональных, и другой цифровой техники;
- использованием спектрометрических методов в радиометрии;
- использованием последовательных каналов связи, петлевых и сетевых схем построения систем;
- применением цветных графических дисплеев для организации общения операторов с системой.

Эти тенденции позволяют существенно увеличить точность и диапазон измерений, повысить надежность и достоверность получаемой дозиметрической информации, более эффективно использовать аппаратуру.

Примером реализации отмеченных тенденций является серийно выпускаемый **комплекс агрегатных технических средств для построения систем радиационного контроля (КАТСРК)**. Он предназначен для построения аппаратуры контроля параметров радиационных полей и источников ионизирующих излучений на предприятиях по получению и переработке радиоактивных источников. В комплексе предусмотрены тракты измерения фотонного излучения, бета-активных газов, альфа- и бета-активных аэрозолей, нейтронного излучения, содержания нуклидов в жидкостях и воздушных сбросах, загрязнений кожных покровов и поверхностей.

В блоках детектирования (БД) используются сцинтилляционные детекторы, ионизационные камеры, гейгеровские счетчики и твердотельные детекторы.

Комплекс позволяет создать как сосредоточенные, так и распределенные системы по структурам с радиальными, петлевыми или сетевыми связями.

По схемам с *радиальными связями* создаются простейшие автономные системы радиационного контроля или локальные устройства распределительных систем. Для этой цели используются многоканальные устройства регистрации и преобразования информации типа УИМ-90, к которым могут подключаться до 48 блоков детектирования.

Системы с УИМ-90 могут использоваться в качестве *автономных систем* радиационного контроля на небольших предприятиях при комплектации их ЭВМ.

Системы с радиальными связями могут быть построены и по *двухуровневой схеме* с использованием на более высоком уровне системы сбора, обработки и представления информации СП-1, состоящей из ЭВМ, контроллеров, цветных дисплеев, таймеров и других устройств. Двухуровневые системы РК позволяют более эффективно решать проблему взаимодействия оператора со сложными системами РК, организовывать удобный диалог операторов с системой через цветной дисплей и клавиатуру, использовать систему как советчик оператору. При этом на экране дисплея может изображаться следующая необходимая и полезная информация:

- *цветовое индицирование* различных состояний контролируемого радиационного параметра (например, зеленый – нормальное, желтый – превышение первой уставки, красный – превышение второй, синий – отказ канала контроля и т.п.);
- *мнемосхема радиационной обстановки* по помещениям объекта в цветах, связанных с допустимыми уровнями радиации;
- базы данных по каждой вызванной точке РК;
- графики развития радиационных процессов во времени;
- групповых представлений радиационной информации по ряду каналов, например, в виде вертикальных или горизонтальных полос, размеры которых пропорциональны результатам измерений.

Системы радиационного контроля с радиальными связями

могут оказаться экономичными для компактно расположенных объектов. Но для крупных объектов такой принцип систем неэкономичен из-за большой длины и стоимости требуемых кабелей. Для распределенных объектов более экономичными являются системы РК на основе **последовательного канала**. При этом устройства первого уровня, например, УИМ-90, включены последовательно с устройствами более высокого уровня, причем к каждому УИМ-90 может быть подключено несколько десятков блоков детектирования. Пример подключения УИМ-90 и СП-1 в петлю последовательного канала показан на рис.6.1. Для управления петлями последовательных каналов может использоваться одна или несколько систем СП-1, расположенных, например, в зале управления реактором или ускорителем и в помещении дозиметрической службы.

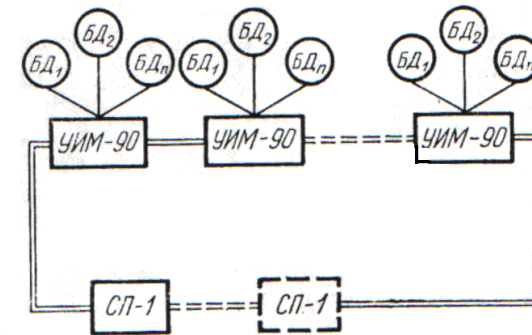


Рис. 6.1 Включение УИМ-90 и СП-1 в петлю последовательного канала

Применение в системах РК мощных персональных компьютеров, позволяет **автоматизировать** в них следующие процессы:

- более полный централизованный сбор информации, включая, например, результаты индивидуального дозиметрического контроля;
- классификацию полученных данных, организацию и ведение баз данных, различные расчеты (например, дозы за определенный период и интегральные значения);
- представление радиационной обстановки в виде карт и графиков;
- составление отчетов в соответствии с установленными



требованиями;

- ранняя диагностика аварийных ситуаций;
- прогнозирование радиационной обстановки;
- запись и хранение информации о радиационной обстановке.

Назначение и использование систем радиационного контроля на **ускорителях частиц высоких энергий** имеет свои особенности. Развитие таких современных ускорителей, связанное с увеличением тока и энергии ускоряемых частиц, идет по пути уменьшения потерь заряженных частиц при ускорении, выводе и транспортировке. Это позволяет снизить затраты на сооружение защиты, которые становятся соизмеримыми со стоимостью самих ускорителей, устанавливая защиту лишь в районах мишенных станций и ловушек пучков. Типичными представителями нового поколения ускорителей являются ускорительные комплексы на основе сверхпроводящих магнитов. В таких ускорителях ограничение потерь ускоряемых частиц обусловлено не только решением проблем радиационной безопасности персонала и населения, но и необходимостью исключения радиационного разогрева сверхпроводников. Таким образом, результаты РК уже используются и для организации работы самого ускорителя. То есть, такие системы радиационного контроля становятся **управляющими**. Они должны вырабатывать сигнал на прекращение работы ускорителя или его тракта в случае аварийной ситуации, связанной не только с превышением допустимых уровней излучения, но и при угрозе работоспособности различным системам ускорителя.

Несмотря на разнообразие ускорителей и различие существующей на них радиационной обстановки, можно выделить общие принципы структуры и устройства работающих на них автоматизированных систем радиационного контроля (АСРК).

Большинство таких систем являются многоуровневыми. На **1, или младшем, уровне** располагаются датчики и аппаратура для сбора и первичной обработки информации о радиационной обстановке. Анализ информации на этом уровне проводится в автоматическом режиме с помощью микро-ЭВМ или персональных компьютеров. Результаты обработки информации выводятся на местные информационные табло в систему управления ускорителей, и в **подсистему второго, «старшего» уровня** для дальнейшей обработки информации. Блок-схема автоматизированной системы контроля радиационной безопасности приведена на рис. 2.

**Система (подсистема) 1 уровня** состоит из выносных датчиков излучения, расположенных в местах контроля радиационной обстановки на и вне территории ускорителя, блоков внешней сигнализации, аппаратуры для преобразования и логической обработки сигналов с датчиков и вспомогательных контрольно-измерительных приборов. Схема канала измерения показана на рис. 6.2. Информация с детектора Д в виде импульса тока или напряжения поступает на вход преобразователя П1, где происходит усиление, дискриминация и формирование импульса. Далее сигналы подаются на вход пороговой схемы ПС для быстрой обработки и через второй преобразователь П2 в счетчик импульсов. Пороговая схема вырабатывает импульс управления в случае превышения контрольного уровня. Сравнение информации от группы пороговых схем с контрольным уровнем происходит в блоке группового анализа БГА. Упрощенная схема канала измерения показана на рис. 3б, в которой операции сравнения выполняет вычислительная машина 1 уровня, если быстродействие канала более нескольких миллисекунд.

**Подсистема 2 уровня** (рис. 6.3) выполняет следующие функции:

- управление всей системой;
- обработка информации от подсистем 1 уровня;
- подготовка и вывод данных;
- представление данных на экранах дисплеев;
- запись, хранение и поиск массивов данных.

Информацию, обрабатываемую в системе, можно разделить на два вида: **текущую (оперативную)** – за последний цикл измерений, и **интегральную** – за определенные промежутки времени и режимы работы ускорителя. Интегральная информация может обрабатываться для вычисления средних значений за смену, сутки и т.п.

При необходимости информация с подсистемы 2 уровня может передаваться в **подсистему 3**, более высокого уровня, обеспечивающую сбор, сортировку и накопление данных от всех систем контроля и управления ускорителя.

### **Состав, устройство и характеристики изучаемой автоматизированной системы радиационного контроля**

В процессе проведения настоящей лабораторной работы студенты знакомятся с устройством и работой **автоматизи-**

**рованной системы радиационного контроля** нуклотрона Лаборатории высоких энергий ОИЯИ.

В данном случае объектом проведения РК являются поля ионизирующего излучения за защитой высокоэнергетического ускорителя. К ускорителям такого типа относятся ускорители, конечная энергия ускоряемых частиц на которых, например, протонов, лежит в диапазоне от 0,5 до 1000 ГэВ. Средняя по времени интенсивность пучка ускоренных протонов может достигать  $5 \cdot 10^{13}$  и более протон/цикл, периодичность следования от долей до десятков секунд. При этом длительность импульсов вторичного излучения за биологической защитой может достигать нескольких секунд при медленном выводе пучка. Помимо уникальных временных параметров излучение за защитой таких ускорителей характеризуется сложным компонентным составом (набором элементарных частиц разного вида), протяженным энергетическим спектром и большим диапазоном уровней излучения.

**Особенности формирования полей излучения** за защитой высокоэнергетических ускорителей, которые необходимо учитывать при проведении РК, сводятся к следующему.

Импульсное во времени излучение возникает при взаимодействии ускоренных частиц или ядер – в дальнейшем для простоты речь будет идти о протонах – с веществом. Это может быть мишень, оборудование, остаточный газ в камере ускорителя, материал биологической защиты и т.п. Основным типом ядерных реакций, определяющих характеристики адронного излучения и процесс его распространения, являются **неупругие взаимодействия**. Множественное рождение частиц в неупругих ядерных реакциях приводит к образованию большого количества **вторичных адронов** (в основном, нейтронов, протонов,  $\pi$  - и  $K$  - мезонов). Хотя энергия каждого из них значительно меньше энергии первичного протона, она достаточна для того, чтобы в последующих неупругих взаимодействиях с ядрами были образованы адроны следующего поколения. Этот ветвящийся процесс представляет собой **адронный каскад**, который происходит до полной диссипации энергии первичной частицы. **Конечными продуктами** адронных каскадов являются:

- нейтроны с энергией менее 20 МэВ;
- фотоны, образующиеся в реакциях неупругого рассеяния ( $n, n' \gamma$ )

и радиационного захвата ( $n, \gamma$ ).

Часть рожденных в адронном каскаде мезонов  $\pi^{+(-)}$ ,  $K^{+(-)}$  распадаются с образованием длиннопробежных заряженных частиц – мюонов  $\mu^{+(-)}$ .

Часть мюонов с малой энергией (ионизационный пробег сравним с размерами защиты) тормозится в защите и их энергия теряется на ионизацию среды защиты, а остальные, с большой энергией, у которых ионизационный пробег превышает размеры защиты, выходят за защиту. Существует также механизм захвата отрицательных низкоэнергетических мюонов ядром, что приводит к образованию быстрых нейтронов.

Рожденные в адронном каскаде  $\pi^0$ -мезоны, распадаясь по схеме  $\pi^0 \Rightarrow 2\gamma$ , инициируют развитие **электрон-фотонного каскада**. Высокоэнергетический фотон, взаимодействуя с электромагнитным полем ядра или электрона, образует лептонную пару  $e^+e^-$ , которые, в свою очередь, тормозясь в поле ядра, испускают следующее поколение фотонов и т.д. до **полной диссипации энергии**.

Таким образом, в генерируемых адронных и электрон-фотонных каскадах участвуют практически все известные сегодня типы излучений со сложным компонентным составом и энергетическим распределением. Однако, основными из них, **определяющими радиационную обстановку** за защитой, являются адронное излучение, включая нейтроны с энергией менее 20 МэВ, и фотонное.

Таким образом, при проведении РК за защитой ускорителей, одной из основных задач которого является измерение **амбиентной дозы или ее мощности**, необходимо определять компоненты, обусловленные:

- **нейтронным излучением** в широком диапазоне энергий;
- **фотонным и мюонным излучением**.

В некоторых точках измерения необходимо учитывать вклад в AMBIENTную дозу **адронов (в основном нейтронов) с энергией выше 20 МэВ**. Как правило, вклад в дозу нейтронов с такой энергией учитывается путем введения **поправочных коэффициентов** в показания дозиметров, измеряющих дозу нейтронов с энергией ниже 20 МэВ.

Доза фотонного и мюонного излучения определяется обычно одним детектором.

В настоящей работе изучается система РК на **нуклотроне** Лаборатории высоких энергий ОИЯИ. Нуклотрон является базовой установкой для исследований по физике частиц высоких энергий. На этом ускорителе ускоряются протоны, поляризованные дейтроны и ядра (или многозарядные ионы). Максимальная энергия 6 ГэВ/с для частиц с отношением заряда к массе  $Z/A = 1/2$ . Работа ускорителя основана на уникальной технологии сверхпроводящих магнитных систем. Ускоритель расположен в туннеле на глубине 4,7 м ниже существующего синхрофазотрона. Частота следования импульсов излучения нуклотрона составляет 1 импульс за 10 с, его длительность при растяжке достигает (2-3) с.

**Основные параметры нуклотрона:**

- ускоряемые частицы –  $p$ , ...,  $Fe$ ;
- энергия – 4,2 ГэВ/с;
- вакуум в камере –  $10^{-10}$  Тор;
- интенсивность пучка:
- $p, d$  –  $10^{13}$  част./цикл;
- ${}^4He, {}^{12}C$ , –  $2 \cdot 10^{12}$  –“–
- ${}^{16}O, {}^{56}Fe$  –  $10^9$  –“–

**Автоматизированная система РК на нуклотроне** предназначена для определения амбиентной дозы нейтронного излучения в помещениях и на территории технической площадки ЛВЭ. Вклад фотонного и мюонного излучений в полную дозу в местах расположения датчиков незначителен, поэтому он не учитывается. При необходимости для измерения доз фотонного излучения в местах работы персонала используются переносные дозиметры.

Система РК представляет собой **сеть детекторов**, устройства приема, накопления, обработки и вывода дозиметрической информации. Схема размещения датчиков показана на рис. 6.4.

Наибольшее количество датчиков расположено в **экспериментальном корпусе № 205**, куда выводятся пучки ускоренных частиц для проведения исследований. Размещение детекторов производится в соответствии с результатами предварительных исследований радиационной обстановки и, как правило, связано с местами пребывания персонала в контролируемых зонах.

В качестве **датчиков** излучения в данной системе используются борные счетчики СНМ-14 в комбинированном замедлителе, изученные в лабораторной работе № 2. Так как датчики такого типа

предназначены для измерения амбиентной дозы нейтронов при энергии ниже 20 МэВ, то переход к полной дозе нейтронов (всего энергетического диапазона) осуществляется с помощью **поправочных коэффициентов** – умножением измеренной с помощью датчика дозы на эти коэффициенты. Значения коэффициентов определяются в процессе изучения радиационной обстановки за защитой ускорителя и в зависимости от места расположения датчиков достигают значений 1,7. При исследовании радиационной обстановки используются средства дозиметрии, которые с наибольшей достижимой точностью измеряют значение амбиентной дозы во всем энергетическом диапазоне нейтронного излучения в местах расположения датчиков. В качестве таких средств измерений используются **многошаровой спектрометр и углеродный дозиметр сверхбыстрых нейтронов**.

Метод измерения дозы с помощью датчиков основан на пересчете непосредственно определяемых показаний датчиков в импульсах за определенное время измерений в измеряемую операционную величину – амбиентную дозу или ее мощность с помощью градуировочных коэффициентов, определяемых при поверке датчиков по радионуклидному источнику Pu-Be на поверочной установке. В случае необходимости при пересчете могут использоваться различные поправочные коэффициенты, учитывающие отличие условий проведения измерений от условий поверки. Так, с помощью поправочных коэффициентов могут учитываться:

- **неоднородность поля излучения** в зоне контроля;
- **угловое распределение излучения**;
- **временная структура излучения** (импульсный характер);
- **вклад в показания сопутствующего излучения**.

Система радиационного контроля нуклотрона является подсистемой **общей автоматизированной системы Нуклотрона**, в которую в настоящее время наряду с АСРК входят еще 11 подсистем, управляющих различными узлами Нуклотрона (например, подсистема температурного контроля (ТК), подсистема управления главным магнитным полем (ГМП) и т.д.). Будучи автономной, каждая подсистема может использовать информацию и электрические импульсы, получаемые другими подсистемами. В частности, АСРК использует в качестве тактирующих и стартовых

импульсы, вырабатываемые ГМП. В свою очередь информация, получаемая в АСРК, используется в подсистеме контроля интенсивности.

Вся система АСУ Нуклотрона является 3-х уровневой. Блок-схема АСРК нуклотона представлена на рис. 6.5.

Назначение задач 1-го и 2-го уровней было показано выше. Задачи 3-го уровня обеспечивают передачу данных в систему Интернет, что позволяет с любого компьютера, подключенного к сети Интернета в любой точке земного шара, получать информацию о текущем состоянии Нуклотрона, а также обращаться к архивной информации АСУ Нуклотрона. Разумеется, состав информации, доступный на Интернете, определяется задачами 1-го и 2-го уровней. Данные подсистемы АСРК в настоящее время не входят в этот перечень, то есть, задачи АСРК работают на 1-м и 2-м уровнях АСУ Нуклотрона. Все программное обеспечение написано на языке C<sup>++</sup>.

Задача 1-го уровня АСРК (**m\_dozim**) обеспечивает прием и первичную обработку информации и передачу ее на сервер локальной вычислительной сети Нуклотрона. Кроме того, она обеспечивает архивирование информации на этом сервере, что делает ее доступной для любого компьютера, подключенного к этой сети (в настоящее время около 50 компьютеров, расположенных в различных пунктах 1-го, 2-го и 205 корпуса ЛВЭ).

Вся электронная аппаратура выполнена в *стандарте КАМАК*. Импульсы с 32 датчиков, расположенных в различных точках контролируемой территории (большинство в корпусе 205) поступает на 32 канальный формирователь, в котором каждый импульс преобразуется в прямоугольный со стандартной длительностью (0.2 мкс) и амплитудой (5 В). С выхода формирователя импульсы приходят на 32 канальный регистратор временных спектров (РВС). Каждый канал РВС представляет собой счетчик импульсов с памятью 1 К по каждому каналу. Работа РВС начинается по приходу импульса начала цикла (НЦ) на вход «старт». Этот импульс обнуляет память всех каналов РВС, открывает блок для суммирования импульсов (для записи) и закрывает для чтения. Кроме того, на вход «такт» поступают тактирующие синхроимпульсы. С приходом каждого тактирующего импульса суммирование начинается с нуля в следующей ячейке памяти каждого канала. Иными словами, сумма импульсов с датчика за время между импульсом НЦ и 1-м тактирующим синхроимпульсом

записывается в 1-ю ячейку памяти, за время между 1-м и 2-м тактирующими синхроимпульсами во 2-ю ячейку и т.д. Приход импульса «стоп», сигнализирующего о начале паузы в цикле ускорителя, запирает РВС для записи и открывает для чтения. До прихода этого импульса программа **m\_dozim** находилась в «ждущем» состоянии и не выполняла никаких действий. Импульс «стоп» **активизирует программу** и она переходит к считыванию и обработке информации. Тактирующие синхроимпульсы приходят с равными интервалами времени, заданными диспетчером из подсистемы управления интенсивностью. Данные о распределении счета по времени используются при настройке работы ускорителя, для АСРК важен лишь суммарный результат всех ячеек памяти.

Полученные данные записываются в файл текущих данных сервера сети Нуклотрона, доступный для чтения задачам 2-го уровня. Кроме того, идет суммирование количества импульсов от начала текущих суток, текущей смены и текущего получасового интервала. Эти данные с помощью заданных калибровочных коэффициентов пересчитываются в соответствующие дозы и мощности доз. Каждых полчаса информация о дозе, зарегистрированной каждым датчиком за истекшие полчаса, автоматически записывается в архивный файл. Каждая такая запись сопровождается записью даты и времени. Если накопленная от начала смены доза превышает предельно допустимую дозу, на систему управления ВЧ поступает импульс, запрещающий ускорение.

На 2-м уровне находятся две задачи:

- задача наблюдения за радиационной обстановкой (задача **v\_dozim**);
- задача **c\_dozim**, управляющая режимом работы задачи 1-го уровня.

**V\_dozim** доступна пользователю на любом компьютере, подключенном к серверу Нуклотрона. Задача читает информацию, записанную на сервер задачей 1-го уровня **m\_dozim**, и выдает на экран план-карту контролируемой территории с указанием на местности номеров датчиков. В зависимости от мощности дозы номер соответствующего датчика изображается на плане зеленым, желтым или красным цветом. Кроме того, на экране помещена таблица, показывающая суммарную дозу от начала любого заданного пользователем интервала времени (напр. с 22.05.2006 г.



18:30). По умолчанию в качестве такого интервала берется интервал от начала текущей смены. По требованию пользователя на экран можно выдать график зависимости дозы (или мощности дозы) от времени за любой заданный интервал времени, начиная с 1 января 2000 года для любого заданного датчика.

Задача **c\_dozim** может быть запущена лишь при одновременном введении личных паролей главного инженера, администратора системы и ответственного за радиационную безопасность лаборатории. Задача позволяет *изменять* калибровочные коэффициенты, значения предельно допустимых доз, корректировать архивные данные, отменять запрет на работу ускорителя, если таковой был сделан задачей **m\_dozim**. Содержание выполненных действий в сопровождении соответствующей даты и времени автоматически записывается в базу данных АСУ Нуклотрона, при этом в оперативном журнале делается соответствующая запись.

### **Порядок выполнения работы**

АСРК является лишь частью, хотя и самой существенной, всей системы радиационного контроля на нуклотроне. Кроме АСРК в радиационном контроле на ускорителе используются также переносные и стационарные дозиметры и радиометры. Все эти средства измерений находятся в службе радиационного контроля нуклотрона. Поэтому сначала студенты знакомятся с этой службой, с организацией работы по радиационному контролю и с используемыми для этого средствами измерений.

Службы радиационного контроля (РК) в Лабораториях Института оснащены переносными дозиметрами фотонного и нейтронного излучений, с основными из которых студенты знакомятся при выполнении лабораторных работ № 1 и 2. Кроме того, в них используются радиометры поверхностной загрязненности, изучаемые в курсе инструментальных методов радиационной безопасности. При посещении служб радиационного контроля студенты знакомятся с особенностями практического применения этих средств измерений в реальных условиях.

Использование средств радиационного контроля на ядерно-физических установках имеют свои особенности, которые обусловлены спецификой этих установок и, соответственно, контролируемых полей ионизирующего излучения за их защитой. Поэтому сначала студенты знакомятся с нуклотроном и его

основными характеристиками, влияющими на формирование полей излучения за защитой, с основными каналами вывода пучков и расположением экспериментальных установок. Это, в свою очередь, определяет схему расположения датчиков, входящих в состав АСРК, чтобы получить максимальную информацию о радиационной обстановке в районе вывода пучков и в местах возможного нахождения персонала. В службе РК студенты знакомятся со схемой нуклотрона, местами расположения датчиков АСРК и критериями их размещения в тех или иных точках измерений.

Однако датчики стационарной системы не могут дать полную информацию о радиационной обстановке на нуклотроне. Часто возникает необходимость оперативных измерений с помощью переносных средств измерений. В службе РК студенты получают информацию о том, в каких случаях, с помощью каких приборов и как проводятся такие измерения. Например, датчики АСРК измеряют только уровни нейтронного излучения, которое является преобладающим при формировании контролируемых полей излучения. Однако в некоторых случаях возникает необходимость контроля уровней фотонного излучения, уровня загрязненности поверхностей и спецодежды персонала, а также полей нейтронного излучения в местах, где отсутствуют датчики АСРК.

Но переносные приборы являются все же вспомогательными средствами измерений. Основную информацию о радиационной обстановке за защитой нуклотрона дает АСРК. Знакомство с ней студенты начинают в службе РК, где им объясняется устройство системы, схема расположения датчиков, устройство каналов получения с них первичной информации и преобразования ее в значения уровней (доз) излучения.

Непосредственное изучение задач всех уровней АСРК и работа с ней проводятся в помещении пульта управления нуклотрона в то время, когда ускоритель не работает, то есть в промежутке между сеансами работы нуклотрона. Поэтому на дисплей АСРК в это время можно вывести различные виды информации о радиационной обстановке либо во время предыдущих сеансов работы нуклотрона, либо накопленную информацию за все время работы ускорителя.

### **Контрольные вопросы**

1. Чем обусловлена необходимость создания на ЯФУ систем радиационного контроля?

2. Какие основные задачи решают современные системы РК?
3. В чем состоит особенность управляющих систем РК?
4. Что представляют из себя многоуровневые системы РК?
5. Назовите назначение и устройство системы (подсистемы) первого уровня.
6. Каковы основные функции подсистемы второго уровня?
7. Назовите основные радиационные параметры, контролируемые АСРК нуклотрона.
8. Какие датчики используются в АСРК нуклотрона?
9. Сколько уровней имеет АСРК нуклотрона?
10. Каковы задачи 1-го уровня (**m dozim**)?
11. Назовите задачи 2-го уровня (**c dozim** и **v dozim**) и их особенности.

#### Библиографический список

1. Методическое обеспечение радиационного контроля на предприятии. Том 3. Рекомендации по приборному обеспечению дозиметрического и радиометрического контроля в соответствии с НРБ-99 и ОСПОРБ-99. М.: Министерство РФ по атомной энергии, Министерство здравоохранения РФ, Федеральное управление медико-биологических и экстремальных проблем. 2003.
2. Руководство по методам контроля за радиоактивностью окружающей среды. Под редакцией И.А. Соболева, Е.Н. Беляева. М.: «Медицина», 2002.
3. Кутьков В.А. и др. Основы радиационного контроля на АЭС. Учебное пособие. Москва-Обнинск: концерн «Росэнергоатом», 2005.