РУКОВОДСТВО ПО ОРГАНИЗАЦИИ И ПРОВЕДЕНИЮ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

Москва, 1985 год

gost.e-ecolog.ru



УТВЕРЖДАЮ
Главный Государственный санитарный врач СССР
_____ Н.Н.БУРГАСОВ
16 IX 1988 год
№ 2925-83

Р У К О В О Д С Т В О

ПО ОРГАНИЗАЦИИ И ПРОВЕДЕНИЮ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

Москва, 1985 год

Настоящее методическое руководство составлено в развитие требований "Основных санитарных правил работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений" ОСП-72/80, "Норм радиационной безопасности" НРБ-76 и с учетом рекомендаций публикаций МКРЗ № 25-27.

Руководство предназначено для лиц и служб, осуществляющих организацию и проведение индивидуального дозиметрического контроля в учреждениях и организациях, работающих с источниками ионизирующих излучений, учреждений государственного санитарного надзора.

Руководство подготовлено под редакцией Е.И.Воробьева.
Авторский коллектив - Польский О.Г., Коренков И.П., Тураев Р.Н., Соболев И.А., Хомчик Л.М., Проказова Л.М., Брекешев М.К., Шитиков Б.Д., Кириллов В.Ф., Очнев В.К., Воронин К.В.

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Индивидуально-дозиметрический контроль является составной частью радиационного контроля, осуществляемого при санитарно-гигиенической оценке условий труда персонала, непосредственно работающего в сфере действия ионизирующих излучений.

Основной целью проведения ИДК является получение информации о дозах облучения персонала за определенный период времени. Данный контроль позволяет своевременно выявить и установить наличие источника повышенного уровня облучения персонала и предупредить переоблучение персонала.

Ответственность за организацию и проведение ИДК персонала несет администрация учреждения.

В зависимости от объема и характера проведения работ ИДК должен осуществляться специально выделенным для этой цели лицом (лицами), прошедшим специальную подготовку.

Индивидуальный дозиметрический контроль может осуществляться как силами учреждения, работающего с ИИИ, так и организациями, проводящими такой контроль централизованно.

Объем проведения ИДК, периодичность, выбор контингента, подлежащего ИДК, и метод контроля утверждаются администрацией учреждения по согласованию с органами санэпидслужбы.

Согласно санитарному законодательству индивидуальный контроль облучения персонала включает в зависимости от характера работ:

- индивидуальный контроль за дозой внешнего бета-излучения, нейтронов, рентгеновского и гамма-излучений;

- индивидуальный контроль за дозами внутреннего облучения.

В данном руководстве рассмотрены вопросы оценки доз внешнего облучения.

Лица, ответственные за организацию и проведение ИДК должны знать:

- основные положения нормативных документов, регламентирующих дозовые нагрузки на персонал;
- методы контроля доз, с помощью которых наиболее целесообразно определять величины внешнего и внутреннего облучения персонала;
- принцип оценки уровня облучения персонала и его учета;
- методику технического обслуживания индивидуального дозиметра (комплекта);

Проводить:

- регистрацию и учет доз облучения персонала;
- обобщение и анализ полученной информации.

При обнаружении превышения доз облучения (месячных, квартальных или годовых) ответственные за контроль должны сообщить об этом администрации учреждения с целью установления причин повышенного облучения.

Основным документом, регламентирующим уровни облучения персонала, являются "Нормы радиационной безопасности" НРБ-76.

В качестве основных дозовых пределов в зависимости от группы критических органов для лиц категории "А" установлены предельно допустимые дозы за год (ПДД) (табл. I).

Таблица I

Значения предельно допустимых доз для лиц категории "А"

Дозовые пределы внешнего и внутреннего облучения, бэр за год	Группа критических органов		
	I	II	III
Предельно допустимая доза для категории "А" ПДД	5	15	30

I группа - все тело, гонады, красный костный мозг

II группа – мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, хрусталик глаза и другие органы, за исключением тех, которые относятся к I, III группам

III группа – костная ткань, кожный покров, кисти, предплечья, лодыжки и стопы.

При проведении ИДК могут быть использованы описанные в данном руководстве следующие методы контроля:

- индивидуальный контроль с помощью ионизационных камер;
- индивидуальный контроль газоразрядными счетчиками;
- индивидуальный контроль с помощью фотопленок (ИФК);
- индивидуальный контроль с помощью термолюминесцентных дозиметров (ИКС, LiF);
- индивидуальный контроль с помощью экзоэмиссионных дозиметров.

Эти методы классифицированы с учетом принципов измерения экспозиционных доз, видов регистрируемых излучений и областей использования ионизирующих излучений.

Общая характеристика наиболее распространенных методов индивидуальной дозиметрии приведена в таблице 2.

В таблице 3 приведен примерный перечень используемых дозиметров и наиболее целесообразные места их расположения на поверхности тела персонала в зависимости от вида выполняемых работ.

I. МЕТОДЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО КОНТРОЛЯ

I.I. Индивидуальный контроль рентгеновского и гамма-излучения с помощью ионизационных камер.

Принцип метода основан на оценке изменения потенциала ионизационных камер, который пропорционален дозе гамма- или рентге-

Таблица 2

ХАРАКТЕРИСТИКА ОСНОВНЫХ ТИПОВ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ДОЗИМЕТРОВ

Метод индивидуального контроля	Тип дозиметров	Характеристика измеряемого излучения		Диапазон измерения	Погрешность измерения (%)
		Вид	Энергия		
I	2	3	4	5	6
Ионизационные камеры	КИД-2	рентгеновское, гамма-излучение	от 3,2 до 320 фДж (от 0,02-2 МэВ) от 0,024 до 0,32пДж (от 0,15 до 2 МэВ)	от I,29 до 258 мкКл/кг (от 5 до I000 мР)	± I5
Газоразрядные счетчики	ДКС-0,4 ДЭС-0,4	рентгеновское, гамма-излучение	от 8 до 480 фДж (от 0,05 до 3 МэВ)	от 0,258 до 264,2мкКл/кг (от I до I024 мР) от 0,0258 до 257,97мкКл/кг (от 0,I до 999,9 мР)	± I5
Фотографический	ИФК-2,3	рентгеновское, гамма-излучение, β-потоки	от 3,2 до 480 фДж (от 0,02 до 3 МэВ) от 32 до 560 фДж (от 0,2 до 3,5 МэВ)	от 0,I до 500 мЗв (от 0,0I до 50 бэр) от 0,5 до 20 мЗв/кг (от 0,05 до 2,0 бэр)	± 20
	ИФКУ	гамма-излучение, β-потоки, тепловые нейтроны	от I6 до 480 фДж (от 0,I до 3 МэВ) 48 фДж (0,3 МэВ) 0,004 аДж (0,025эВ)	от 0,5 до 20 мЗв (от 0,05 до 2 бэр)	± 25
	ИФК-2,3М	рентгеновское излучение	от 4,6 до I6 фДж (от 0,02 до 0,I МэВ)	от 0,I до 6 мЗв (от 0,0I до 0,6 бэр)	± 25
	ИФКн	тепловые	0,004 аДж (0,025 эВ)	от 0,0I до 3,0 мЗв (от 0,00I до 0,3 бэр)	± 30

I	2	3	4	5	6
Термолюминесцентный	ИКС-А	гамма-излучение	от I6 до 480 фДж (от 0,I до 3 МэВ)	от 0,I29 до 258 мКл/кг (от 0,5 до I000 Р)	± I5
		β-потоки	от 32 до 560 фДж (от 0,2 до 3,5 МэВ)	от 0,258 до 5I6 мКл/кг (от I до 2000 Р)	
LiF		рентгеновское, гамма-излучение	от 8 до 480 фДж (от 0,05 до 3 МэВ)	от 0,0I29 до 258 мКл/кг (от 0,05 до I000 Р)	± I5
Экзоэмиссионный	ДЭГ2-IеМ	гамма-излучение	от I6 до 200 фДж (от 0,I до I,250 МэВ)	от 0,774 до 258 мкКл/кг (от 3 до I000 мР)	± 20

Таблица 3

ПРИМЕРНЫЙ ПЕРЕЧЕНЬ

используемых дозиметров и расположение их на поверхности тела

№№ пп	Область применения ионизирующих излучений, наименование технологического процесса	Контролируемые лица	Рекомендуемый метод индивидуального контроля	Место расположения дозиметра
I	2	3	4	5
	МЕДИЦИНА			
I.	Дистанционная терапия, рентгеновские установки, гамма-аппараты, ускорители		контроль не проводится	
I.I.	Ремонтно-профилактические и работы по зарядке и перезарядке	инженерно-технический персонал	КИД-2; ДКС-0,4, ИКС-А	грудь, руки
2.	Внутриполостная терапия			
2.I.	Обычные методы введения источников	врачи медсестры, санитарки	ИФК-2,3, КИД-2, ИКС	голова, грудь, руки грудь
2.2.	Метод последующего введения источников	врачи, медсестры санитарки	ИФК-2,3, КИД-2, ИКС, ДКС-0,4	грудь, руки грудь
2.3.	Введение источников с помощью шланговых аппаратов		контроль не проводится	
2.4.	Внутриполостная (внутритканевая) терапия с помощью нейтронных источников	врачи, медсестры санитарки	ИФКУ, ИКС, ДКС-0,4	грудь, руки грудь
3.	Внутритканевая терапия с помощью радиоактивных веществ (РВ) в открытом виде, радоновая терапия	врачи, медсестры санитарки	ИФК-2,3, (ИФКУ), ИКС ДКС-0,4	голова, грудь, руки

1	2	3	4	5
4.	Радионуклидная диагностика			
4.1.	Получение, хранение, фасовка РФП и дезактивация инструментария	медсестра, лаборант	КИД-2, ИФК-2,3, ДКС-0,4	грудь
4.2.	Введение РФП	врач, медсестра	КИД-2, ИФК-2,3, ДКС-0,4	грудь, руки
4.3.	Проведение исследований пациента	врач, медсестра, инженерно-техн. персонал	КИД-2, ДКС-0,4	грудь
5.	Рентгено-диагностические исследования			
5.1.	Рентгенография			
5.1.1.	Флюорография	лаборант	ИФК-2,3М, LiF	грудь
5.1.2.	Рентгенография (рутинные исследования)	лаборант	ИФК-2,3М, LiF	грудь
5.1.3.	Сложные рентгенографические исследования	врач, медсестра лаборант, санитарка	ИФК-2,3М, LiF	голова, грудь, руки
5.2.	Рентгеноскопия			
5.2.1.	Рутинные исследования	врач, лаборант	ИФК-2,3М, КИД-2,LiF	голова, грудь, руки
5.2.2.	Сложные исследования	врач, медсестра, лаборант, санитарка	ИФК-2,3М, КИД-2,LiF	голова, грудь, руки
	ПРОМЫШЛЕННОСТЬ			
6.	Дефектоскопические работы с использованием радионуклидов	дефектоскописты	ИФК-2,3М (ИФКУ), ДКС-0,4, КИД-2, ИКС-А	грудь, руки
6.1.	Дефектоскопия с использованием импульсных установок	дефектоскописты	ИФК-2,3М,	грудь
7.	Эксплуатация установок			

I	2	3	4	5
	с источником мягкого рентгеновского излучения при юстировке	техник	не проводится ИФК-2,3М	руки
8.	Транспортирование радиоактивных веществ (радиоактивные отходы)	водитель спецмашин, сопровождающее лицо	ИФК-2,3 (ИФКУ), ДКС-0,4	спина, грудь
9.	Сбор и удаление радиоактивных отходов	рабочие	ИФКУ, КИД-2, ИКС	грудь, руки
IO.	Переработка и захоронение р/а отходов	рабочие по переработке	ИФКУ, КИД-2, ДКС-0,4	грудь
		рабочие захоронения	ИФКУ, КИД-2, ИКС, ДКС-0,4	таз, грудь, руки
		слесари-ремонтники технол. и тр.оборуд.	ИФКУ, КИД-2, ДКС-0,4	грудь
		дезактиваторщики	ИФКУ, КИД-2	таз, грудь, руки
		лаборанты р/хим., р/метрич. и др. лабораторий	ИФКУ, КИД-2	грудь
		дозиметристы	ИФКУ, КИД-2, ИКС,ДКС-0,4	грудь
II.	Эксплуатация мощной радиационной техники (гамма-установки, ускорители):		контроль не проводится	
II.I.	Ремонтно-профилактические работы	инженерно-технический персонал	КИД-2, ИКС-А	грудь, руки
	Научно-исследовательские учреждения	Аналогично разделам I-II.		

новского излучения.

Конденсаторная камера представляет собой заполненный воздухом замкнутый объем, внутри которого находятся два изолированных друг от друга электрода, один из которых - корпус камеры. Под воздействием ионизирующего излучения в ионизационной камере возникает электрический ток, который вызывает уменьшение заряда конденсаторной камеры (т.е. уменьшение потенциала на собирающем электроде).

Остаточная разность потенциалов измеряется с помощью специального пульта.

В практике наибольшее распространение получили конденсаторные дозиметры типа КИД-2.

Комплект КИД-2 предназначен для определения экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучения с энергией от 24 до 320 фДж (от 150 кэВ до 2 МэВ) в диапазоне от 1,29 до 258 мкКл/кг (от 5 до 1000 мР).

Основная погрешность измерения не превышает $\pm$ 15%. Детекторы работоспособны в интервале температур от -40 до +40^{o}С, а также в условиях повышенной влажности 95 $\pm$ 3% при температуре +20 $\pm$ 5^{o}С.

Эксплуатация зарядно-измерительного пульта осуществляется согласно инструкции.

При эксплуатации конденсаторных дозиметров необходимо учитывать саморазряд камер.

Для этой цели дозиметры КИД-2 заряжают на пульте и располагают их в помещении, где гамма-фон не превышает естественный. Сроки проверки саморазряда выбираются равными промежуткам времени эксплуатации КИД-2 в практических условиях. Как правило, время снятия показаний дозиметров КИД-2 составляет две недели.

Саморазряд камер за этот срок не должен превышать I0–I5% измерительной шкалы пульта КИД-2.

Ионизационные камеры с саморазрядом, превышающим I5% от верхнего предела измерительной шкалы, должны изыматься из обращения.

Дозиметры типа КИД-2 без экранов (алюминиевые колпачки) могут применяться для регистрации рентгеновского излучения с энергией от 3,2 фДж (20 кэВ). Однако это приводит к уменьшению механической прочности камер. Поэтому целесообразно периодически (один раз в неделю) производить оценку целостности камеры путем их внешнего осмотра.

I.2. Индивидуальные дозиметры "Стрик".

Принцип работы дозиметров, входящих в комплект "Стрик", основан на измерении дозы рентгеновского и гамма-излучения, потоков β-излучения и тепловых нейтронов с помощью газоразрядных счетчиков типа СБМ-2I.

Применение в дозиметрах интегральных микросхем третьего поколения с большой степенью интеграции, а также цифровых табло на жидких кристаллах (ЖК) позволило создать несколько модификаций индивидуальных миниатюрных дозиметрических приборов, каждая из которых способна выполнять несколько самостоятельных функций. Основные технические данные этих модификаций приборов "Стрик" приведены в таблице 4.

Таблица 4.

Технические характеристики дозиметров комплекта "Стрик"

Показатели	ДэС-04	ДКС-04
I	2	3
Детектируемое излучение	фотоны, коротковолновые тепловые нейтроны	β-излучение

I	2	3
Тип детектора	Счетчик СБМ-2I с фильтром.	
Энергетический диапазон	от 8 до 480 фДж (0,05-3 МэВ)	от 8 до 480 фДж (0,05-3 МэВ)
Основная погрешность измерения, %	± 25	± 25
Энергетическая зависимость чувствительности, %	± 25	± 25
Диапазон измерения ЭД, мР	от 0,0258 до 257,97 мкКл/кг (от 0,I до 999,9 мР)	от 0,258 до 264,2 мкКл/кг (от I до I024 мР)
Диапазон измерения МЭД, мР/ч	-	0,I - I50
Диапазон сигнализации ЭД	-	от 0,258 до 2,32 мкКл/кг (от I до 9 мР)
Диапазон сигнализации МЭД	от 0,2I5 до 2,37 пА/кг (от 3 до 33 мР/ч)	-
Число и тип аккумуляторов	7/Д-0,I/	7/Д-0,I/
Габариты, мм	26х60хI26	26х60хI46
Масса, кг, не более	0,2	0,25

Дозиметр ДКС-04 позволяет измерять мощность экспозиционной дозы излучения в диапазоне от 7,I7 до I0,75 пА/кг (от 0,I до I50 мР/ч) и экспозиционную дозу (ЭД) излучения в диапазоне от 0,258 до 264,2 мкКл/кг (от I до I024 мР). Значения набранной ЭД выводятся на табло при нажатии на кнопку.

Дозиметр ДЭС-04 позволяет измерять экспозиционную дозу рентгеновского и гамма-излучения в интервале энергии от 8 фДж до 0,48 пДж (от 0,05 до 3,0 МэВ), в пределах измерения от 0,0258 до 258 мкКл/кг (от 0,I до I000 мР).

В дозиметрах "Стрик" применение счетчиков типа СБМ-2I дает

возможность детектирования не только фотонов, но коротковолнового β-излучения и потоков тепловых нейтронов. Для измерения потоков тепловых нейтронов в дозиметрах используется кадмиевый фильтр, что позволяет за счет детектирования фотонов, возникающих при радиационном захвате кадмием тепловых нейтронов, увеличить примерно в четыре раза чувствительность счетчика к таким нейтронам и дополнительно уменьшить энергетическую зависимость чувствительности счетчика к гамма-излучению (вследствие отсутствия у этого материала характеристического пика поглощения в области малой энергии фотонов).

Конструктивно все модификации приборов выполнены таким образом, чтобы их было удобно носить в нагрудном кармане. Зарядка аккумуляторов осуществляется от зарядного устройства, придаваемого к каждому прибору. Предусмотрена также возможность внешнего подключения к приборам аккумуляторной батареи типа "Крона".

I.3. Индивидуальный фотоконтроль (ИФК) предназначен для определения дозы рентгеновского и гамма-излучений в интервале энергий от 3,2 до 320 фДж (от 20 кэВ до 2 МэВ) (в зависимости от конструкции кассеты) β-потоков, тепловых и быстрых нейтронов. Пределы измерения колеблятся в широких пределах от 0,I мГр до 0,5 Гр (от 0,0I до 50 рад) в зависимости от типов используемых пленок.

Принцип фотографического контроля основан на образовании скрытого изображения в фотоэмульсии при прохождении через нее заряженных частиц. При регистрации рентгеновского и гамма-излучения это вторичные электроны из фотоэмульсий и окружающих ее фильтров, при воздействии β-излучения – электроны.

Тепловые нейтроны регистрируются по возбуждению ими гамма-излучения при захвате в кадмии, слой которого располагают рядом с фотопленкой.

Оценка экспозиционных доз облучения осуществляется путем сравнения оптической плотности почернения экспонированных (рабочих) пленок с контрольными, которые облучены известной дозой, измеряемого вида излучения.

Для исключения ошибок в определении дозы необходимо заряжать кассеты пленками из одной партии с контрольными и одновременно в идентичных условиях производить их обработку (проявление).

Наиболее распространенными типами фотопленочных дозиметров в нашей стране являются ИФКУ, ИФК-2,3, ИФК-2,3М. Определение оптической плотности почернения осуществляется с использованием измерительных устройств - денситометров, как без построения контрольных кривых (ИФКУ), так и путем их построения ИФК-2,3, ИФК-2,3М (рис. I).

I.3.I. ИФКУ.

Комплекс ИФКУ предназначен для определения экспозиционной дозы γ -излучения в диапазоне энергии фотонов от I6 фДж до 480 фДж (от 0,I до 3 МэВ), β -излучения с граничной энергией от I60 фДж (от I МэВ) и выше, а также эквивалентной дозы тепловых нейтронов от 0,5 до 20 мГр (от 0,05 - 2 рад).

Кассеты ИФКУ имеют четыре поля, предназначенные для измерения разных видов излучения:

- поле I - суммарной тканевой дозы β -излучения и некомпенсированного γ -излучения;
- поле 2 - некомпенсированного γ -излучения;
- поле 3 - тканевой дозы γ -излучения;
- поле 4 - суммы эквивалентной дозы тепловых нейтронов и тканевой дозы γ -излучения.

Доза различных видов излучения в случае комбинированного воздействия определяется следующим образом:

- поглощенная доза β -излучения определяется как разность

между показаниями на первом и втором полях пленки, умноженная на коэффициент 0,6;

– поглощенная доза γ-излучения считывается с третьего поля пленки.

Эквивалентная доза тепловых нейтронов определяется по разности показаний прибора на четвертом и третьем полях.

В практической работе необходимо помнить, что прибор ИФКУ градуируется по трем контрольным пленкам облучения I; 5; I0 мЗв/мГр (0,I, 0,5 и I,0 бэр (рад). По двум пленкам I и I0 мЗв (0,I и I,0 бэр) методом последовательного приближения добиваются совпадения показаний прибора с соответствующими дозами на контрольных пленках, а затем проверяют точку, соответствующую пленке с дозой 5 мЗв (0,5 бэр). Если показания прибора совпадают в пределах погрешности (20–30%) с дозой 5 мЗв (0,5 бэр) на контрольной пленке, то прибор можно использовать в работе для непосредственного считывания дозы.

При больших расхождениях показания прибора с дозой 5 мЗв (0,5 бэр) строится градуировочная кривая зависимости показаний прибора от дозы излучения, которую затем используют в работе.

I.3.2. ИФК–2,3.

Дозиметры типа ИФК–2,3 используются для регистрации γ-излучений, β-частиц и нейтронов. Кассеты ИФК–2,3 имеют четыре фильтра, первый – светонепроницаемый слой толщиной I4 мг/см^2, второй – слой гетинакса толщиной 300 мг/см^2, третий – слой свинца 840 мг/см^2 и гетинакса 450 мг/см^2.

Используя данную кассету, можно определить энергию гамма-излучения, воздействующего на пленку.

Например: если почернение участков первого, второго и третьего фильтров одинаково (в пределах ± I0%), то излучение имеет энергию выше 48 фДж (300 кэВ).

В диапазоне энергий от 9,6 до 48 фДж (от 60 до 300 кэВ) почернение участков первого, второго и третьего фильтров практически одинаково, а четвертого заметно слабее первых трех.

Для оценки энергии излучения в диапазоне от 3,2 до 9,6 фДж (от 20 до 60 кэВ) необходимо использовать упомянутые фильтры как поглотители излучения и по соотношению почернения I, 2, 3 участков определять энергию излучения.

Правильная оценка дозы бета-излучения возможна лишь при наличии точных данных о вкладе гамма-излучения в почернение на первом участке, что становится возможным при использовании трех фильтров, так как почернение третьего и четвертого участков пленки обусловлено в основном гамма-излучением.

I.3.3. ИФК-2,3М.

При определении доз рентгеновского излучения используются модифицированные кассеты ИФК-2,3, в которых гетинаксовые и свинцовые фильтры заменены на медные толщиной 0,05, 0,2 и 0,5 мм. Пределы измерения экспозиционных доз от 2,58 до I5,58 мкКл/кг (от 0,0I до 0,6 Р). Энергия регистрируемого излучения от I,6 до I6 фДж (от I0 до I00 кэВ).

I.3.4. Определение энергии и доз гамма-излучения.

Для определения доз гамма-излучения следует облучать несколько кассет с помощью образцового гамма-источника и построить четыре градуировочные кривые зависимости плотности почернения от дозы гамма-излучения для каждого участка (рис. I): кривая 5 выражает зависимость плотности почернения пленки от дозы бета-излучения.

I. Измерим плотность почернения рабочей пленки S_1 S_2 S_3 S_4 по градуировочной кривой 4 (рис. I), зная плотность почернения S_4 находим $Д_4$. Используя контрольные градуировочные кривые 2, 3, находим плотность почернения $S_2^{Д_4}$ и $S_3^{Д_4}$ для дозы $Д_4$.

Если отношения $\frac{S_2}{S_3}$ и $\frac{S_3}{S_4}$ близки (в пределах ± I0%) к отношениям $\frac{S_2^к}{S_3^к} : \frac{S_3^к}{S_4^к}$, то энергия гамма-излучения лежит в диапазоне от 48 фДж (300 кэВ) и выше.

II. Когда отношение плотности почернения $\frac{S_2}{S_3}$ и $\frac{S_3}{S_4}$ рабочей пленки выше отношения $\frac{S_2^к}{S_3^к}$ и $\frac{S_3^к}{S_4^к}$, то гамма-излучение имеет энергию от 7,2 до 48 фДж (от 45 до 300 кэВ).

В этом случае для уточнения энергии необходимо пользоваться эталонными кривыми, выражающими зависимость плотности почернения пленок от энергии ионизирующих излучателей (рис. 2, 2а, 2б). Эти кривые построены для дозы гамма-излучения 25,8, 5I,6, 77,4 мкКл/кг (0,I р, 0,2 р, 0,3 р).

По отношению $\frac{S_2^к}{S_3^к}$ и $\frac{S_3^к}{S_4^к}$ к отношению $\frac{S_2^э}{S_3^э}$ и $\frac{S_3^э}{S_4^э}$ эталонных кривых, соответствующих найденной дозе, определяют энергию гамма-излучения.

Если почернение $S_0^к$ контрольных кривых не совпадает с почернением $S_0^э$ эталонных кривых, то вносят поправки на это различие и измеренное почернение.

Пример I. Вариант I. Необходимо определять дозу, полученную сотрудником за месяц при работе с источником гамма-излучения неизвестного состава.

Фотометрированием определяется плотность почернения:

$S_2 = 0,4I$

$S_3 = 0,40$ $\qquad \frac{S_2}{S_3} = I,02 \qquad \frac{S_3}{S_4} = I,0$

$S_4 = 0,40$

Зная S_4, по градуировочной кривой находим дозу $Д_4$ – облучения.

$Д_4$ = I30 мкКл/кг (0,52р) (рис. I).

Для определения энергии гамма-излучения по кривым 2 и 3 находим $S_2^к$ и $S_3^к$ для дозы $Д_4$ – I30 мкКл/кг $S_2^к = 0,44$ и

$S_3^к$ = 0,42 (рис. I).

$\frac{S_2}{S_3}$ близко к отношению $\frac{S_2^к}{S_3^к}$. Такое соотношение наблюдается при энергии гамма-излучения 48 фДж (300 кэВ) или более.

Вариант 2. Случай тот же, но

S_I = I,2

S_2 = I,I

S_3 = 0,6

S_4 = 0,2

По градуировочной кривой 4 находим дозу гамма-облучения (рис. I). $Д_4$ = 25,8 мкКл/кг (0,I р).

По кривым 2 и 3 для дозы $Д_4$ = 25,8 мкКл/кг (0,I р) находим $S_2^к$ = 0,23 и $S_3^к$ = 0,25. $\frac{S_2}{S_3} > \frac{S_2^к}{S_3^к}$

Следовательно энергия излучения ниже 300 кэВ.

Для уточнения энергии гамма-излучения используется набор эталонных кривых (рис. 2, 2а, 2б). Выбираем кривые, построенные для дозы $Д_4$ = 25 8 мкКл/кг (0,I р) (рис. 2).

Далее по плотностям почернения S_I = I,2, S_2 = I,I и S_3 = 0,6 находим энергию гамма-излучения. В данном примере энергия излучения составляет 40 кэВ.

Следует отметить, что энергия излучения, найденная по плотности почернения S_I, S_2 и S_3 должна отличаться друг от друга не более ± 20%.

Если плотность вуали контрольных и эталонных кривых неодинакова, например, $S_0^э$ = 0,28, а $S_0^к$ = 0,24, то из показаний плотностей эталонных кривых вычитается разница плотностей, т.е. 0,04.

I.3.5. Определение дозы, обусловленной бета-потоками.

При наличии сопутствующего гамма-излучения дозу, создаваемую бета-потоками, вычисляют по формуле:

$$Д\beta = \frac{S_I - S_I^K}{Б} \qquad (I)$$

где, $Д\beta$ – доза, обусловленная β-потоками в радах

S_I – плотность почернения под открытым окном рабочей кассеты

S_I^K – плотность почернения под открытым окном, создаваемая найденной дозой гамма-излучения (по градуировочной кривой)

Б – коэффициент почернения, величина которого соответствует дозе бета-излучения в I рад.

При работе с "чистыми" бета-излучателями доза, обусловленная бета-потоками, определяется по кривой 5 (рис. I).

Пример 3. Персонал осуществляет работу с ^{131}I. Определяем плотность почернения рабочей пленки S_I S_4. По градуировочной кривой 4 (рис. I) находим дозы гамма-излучения ($Д_4$). Затем, зная $Д_4$, по кривой I определяют почернения (рис. I) и формуле I находят $Д\beta$.

Значение коэффициента Б определяется при построении контрольных кривых (см. раздел "Градуировка").

I.3.6. Определение энергии и доз рентгеновского излучения.

Для определения доз рентгеновского излучения I–2 раза в год осуществляют градуировку кассет ИФК-2,3М во Всесоюзном научно-исследовательском институте метрологии Госстандарта СССР или других организациях, имеющих право на проведение данных работ.

При сдаче кассет на градуировку ответственный за ИДК сообщает необходимый режим облучения.

Как правило, интервал энергии излучения выбирают I0, I6, 20, 38, 48, 65, 80 кэВ, а пределы доз 20, 30, 50, I00, 200, 300, 500 мР (Рис. 3–3д).

После получения данных по градуировке, пленки обрабатываются и для каждой энергии строят график зависимости плотности по-

чернения от дозы рентгеновского излучения.

Пример: плотности почернения рабочей пленки персонала, эксплуатирующего рентгено-диагностическую технику, составляют $S_1 = 2,8$, $S_2 = 2,1$, $S_3 = 1,5$, $S_4 = 1,0$. Из набора градуировочных кривых находим такую, при которой доза облучения, найденная по четырем плотностям почернения отличается друг от друга не более ± 20%.

По градуировочной кривой 48 кэВ (рис. 3в) определяем величину экспозиционной дозы облучения, равную I00 мР.

Для оперативности определения энергии излучения в таблице 5 приводятся ориентировочные значения соотношений плотностей почернения в зависимости от эффективной энергии рентгеновского излучения.

Таблица 5.

Ориентировочные соотношения $\frac{S_1}{S_2}$ $\frac{S_2}{S_3}$ $\frac{S_3}{S_4}$ для различных эффективных энергий рентгеновского излучения

Значение соотношений $\frac{S_1}{S_2}$	$\frac{S_2}{S_3}$	$\frac{S_3}{S_4}$	Эффективная энергия в кэВ
4-I0	I,I	I	I0-I5
I,5-I,8	I,8-2,5	I,5-3,0	I6-25
I,3-I,5	I,3-2,0	I,3-I,8	30-40
I,I-I,3	I,I-I,3	I,3-I,6	50-60
I,I	I,I	I,I-I,4	60-80

I.3.7. Индивидуальный фотоконтроль нейтронов (ИФКН).

Индивидуальный фотоконтроль нейтронов широкого энергетического спектра (ИФКН) основан на регистрации треков в ядерной эмульсии. Чувствительность детектора ИФКН, определяемая числом треков протонов на единицу площади на I0 мЗв (I бэр), падающих

на фантом изотропно в телесном угле 2π нейтронов различных энергий, представлена в таблице 6. Для нейтронов с энергией меньше 48 фДж (0,3 МэВ) треки в эмульсии обусловлены протонами реакции ^{14}C, идущей на ядрах азота эмульсии под действием медленных нейтронов, падающих на тело человека или вышедших из него при облучении промежуточными нейтронами. Для нейтронов с энергией от 80 до 2400 фДж (от 0,5 до 15 МэВ) чувствительность определяется треками протонов отдачи, образующимися при взаимодействии нейтронов с ядрами водорода эмульсии и окружающих ее водородсодержащих радиаторов.

Таблица 6.

Чувствительность (ε) ядерной эмульсии типа К толщиной 20 мкм в корректирующем пакете к нейтронам различной энергии Eн

Энергия Eн, МэВ	2,5 . 10^{-8}	10^{-6}	10^{-5}	10^{-4}	10^{-3}	10^{-2}	10^{-1}	10^{0}	10
ε, 10^{-3} трек. $см^{-2}$ бэр$^{-1}$	21,2	6,32	4,6	3,73	3,68	3,21	0,45	10,0	16,5

Порядок проведения измерений и обработки данных.

В качестве детектора в методе ИФКн используют отечественную ядерную эмульсию типа К толщиной 20 мкм и размерами 12х18 мм, нанесенную на триацетатную подложку и помещенную в корректирующий пакет, в котором чередуются слои водородсодержащих радиаторов и поглотителей симметрично относительно эмульсии. Пакет вместе с эмульсией помещают в кассету ИФК.

Коэффициент пропорциональности между числом треков на единицу площади эмульсии и эквивалентной дозой нейтронов определяют путем градуировки кассет ИФК с помещенными в них корректирующими пакетами с ядерной эмульсией нейтронами Ри-Бе-источника.

В таблице 7 приведены исходные величины для определения

флюенса нейтронов Ри-Бе-источника, создающего эквивалентную керму I бэр(в случае градуировки кассет в свободном пространстве) или эквивалентную дозу I бэр (в случае градуировки кассет на фантоме).

Таблица 7.

Некоторые характеристики Ри-Бе-источника, используемого при градуировке детекторов ИФКН

Величина	Значение
I. Удельная керма, фГр.нейтр$^{-1}$м2	3,6I/3,6I.I0^{-9}рад.нейт$^{-1}$см2
2. Удельная максимальная эквивалентная доза, фЗв.нейтр$^{-1}$м2	0,373/3,73.I0^{-8}бэр.нейт.см2/
3. Коэффициент качества	8,5
4. Флюенс нейтронов, создающих в фантоме максимальную эквивалентную дозу I3в, для градуировки с фантомом нейтр.м$^{-2}$	2,68.I0^{I3}/2,68.I0^{7}бэр,нейт.см$^{-2}$/
5. Флюенс нейтронов, создающих эквивалентную керму I3в (для градуировки без фантома) нейтр.м$^{-2}$	3,25.I0^{I3}/3,25.I0^{7}бэр.нейт.см$^{-2}$/

Эмульсии обычно просматривают на микроскопах типа МБИ-3 с окуляром х I0 и иммерсионным объективом х 60. При этом счет треков проводят по траверзу 0,I5хI5 мм (площадь траверза $S = 0,0225$ см^2).

При малой дозе излучения (менее 0,I предельно допустимой) можно допустить увеличение погрешности измерения ради экономии времени, затрачиваемого на просмотр. С этой целью сначала просматривают пробный траверз, длина которого составляет 3 мм (если фон на пленках не более 350 трек.см$^{-2}$ и I,5 мм - если фон превышает 350 трек.см$^{-2}$). В случаях, когда на пробном траверзе будут найдены два или более трека, просматривают площадь полного траверза. В противном случае просмотр эмульсии прекращают. В дози-

метрическую карточку сотрудника при этом записывается доза $\leq H_{мин}$, измеряемая методом ИФКН с погрешностью до коэффициента около 2, зависит от числа треков на необлученных пленках $N_Ф$: $H_{мин} \simeq 0,I$ мЗв (0,0I бэр), если $N_Ф \leq (400$ трек.см$^{-2})$; $H_{мин} \simeq 0,2$ мЗв (0,02 бэр) при 450 трек.см$^{-2}$. Эквивалентную дозу нейтронов вычисляют по формуле:

$H = 0,0I(N - N_Ф).A$ Зв/Н $= (N - N_Ф).A$ бэр/

где, N – число треков на I см^2 рабочей поверхности пленки

$N_Ф$ – число треков на I см^2 необлученной пленки. Для определения $N_Ф$ просматривают 3–I0 траверзов на необлученных пленках. Суммарное число треков при этом должно быть не менее 25,

$A = \frac{Нг \cdot К}{N^Г \cdot 0,075}$ мЗв.трек.$^{-I}$см^2 ($A = Нг \frac{К}{N^Г \cdot 0,75}$ бэр.трек$^{-I}$см^2)

коэффициент, получаемый при градуировке контрольных пленок нейтронами Ри–Ве–источника. Здесь Нг = 3,73.I0^{-I0}ФЗв.(Нг = 3,73. .I0^{-8}Фбэр) при градуировке на фантоме, Нг = 3,07.I0^{-I0}ФЗв. (Нг = 3,07.I0^{-8}Фбэр) при градуировке без фантома, в свободном пространстве, Ф – сообщенный пленке флюенс нейтронов Ри–Ве–источника, создающих дозу Нг нейтр.см$^{-2}$, $N^Г$ – число треков на I см^2 эмульсии контрольной пленки за вычетом фона.

Многолетняя практика показала, что для различных партий эмульсии ее чувствительность в пределах I0% остается постоянной. Поэтому можно принять, что $H = 8.I0^{-7}(N - N_Ф)$. $\left(H = 8.I0^{-5}(N-N_Ф)\right)$.

2. ИНДИВИДУАЛЬНО–ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТЕРМОЛЮМИНЕСЦЕНТНЫХ ДЕТЕКТОРОВ

В основе данного метода лежит способность твердых кристаллов (люминофоров) запасать и длительное время сохранять часть поглощенной энергии ионизирующего излучения. При нагревании об-

лученного детектора (люминофора) эта поглощенная энергия вызывает свечение термолюминесценцию. Интенсивность свечения эквивалентна поглощенной энергии излучения и является мерой дозы облучения люминофора. Наиболее разработанными являются дозиметры на основе кристалло-фосфоров LiF , а также алюмофосфатных стекол (дозиметры ИКС). Они применяются при регистрации рентгеновского, гамма-излучений, заряженных частиц и тепловых нейтронов.

Пределы измерения: для дозиметров на основе LiF от 0,4 мГр до 10 Гр (от 0,04 до 10^3 рад), ИКС от 5 мГр до 10 Гр (от 0,5 до 10^3 рад).

Определение зарегистрированной детектором дозы, осуществляется с использованием измерительного устройства. Детекторы помещаются в кассеты различной конструкции (в виде жетонов, браслетов, колец и т.д.).

В случае использования кассет ИФК возможно помещать LiF детекторы непосредственно внутри кассеты.

Для уменьшения зависимости показаний дозиметров от энергии излучения (ход с жесткостью) в дозиметрах предусмотрены компенсирующие фильтры.

В нашей стране серийно выпускаются комплекты ИКС-А, дозиметры на основе LiF пока не нашли широкого применения в практике.

Комплект ИКС-А предназначен для аварийного и рутинного измерения дозы гамма-облучения, кожной дозы бета-облучения. Измерение кожной дозы β-излучения осуществляется с граничной энергией от 32 до 560 фДж (от 0,2 до 3,5 МэВ) и в случае смешанного β и γ-излучения при энергии γ-излучения, выше 40 фДж (250 кэВ).

В качестве радиочувствительного элемента детектора ИКС используется специальное термолюминесцентное алюмофосфатное стекло состава ИС-7 ($MgO.P_2O_5$-(50%), $Al_2O_3.3P_2O_5$(50%) и MnO_2(0,1%).

Активатором люминесценции служит ион марганца.

При нагревании стеклянной пластины в процессе измерения запасенная энергия освобождается в виде свечения. Количество выделяемого света пропорционально поглощенной энергии.

В практической деятельности для оценки индивидуальных доз облучения используются стеклянные пластины диаметром 8хI мм и специальные кассеты с компенсирующими фильтрами толщиной 0,35 мм свинца и алюминия толщиной 0,5 мм.

Дозиметры выдаются на длительный срок (минимум I квартал) персоналу и по окончанию экспонирования показания детекторов снимаются с помощью специального измерительного пульта. Эксплуатация пульта осуществляется согласно инструкции.

При проведении дозиметрического контроля с помощью дозиметров ИКС для эксплуатации необходимо:

– перед снятием показаний с них производить проверку работоспособности комплекта с помощью эталонных детекторов;

– после снятия показаний производить термообработку детекторов;

– периодически, не реже одного раза в год, производить проверку стабильности чувствительности используемой партии детекторов путем их градуировки, так как после многократного их применения (термообработки), чувствительность детекторов изменяется.

При практической оценке доз облучения необходимо помнить, что в условиях профессиональной деятельности распределение дозы во времени точно неизвестно, поэтому, в зависимости от сроков экспозиции дозиметров вводится поправка за счет уменьшения запасенной светосуммы, при сроках ношения один месяц – показания дозиметров уменьшаются на I2%, 3 месяца – I5%, 6 месяцев – 20% и год – 30%.

3. ЭКЗОЭМИССИОННЫЙ ДОЗИМЕТР ДЭГ2-IеМ

Измеритель экспозиционной дозы гамма-излучения типа ДЭГ2-IеМ предназначен для измерений доз гамма-излучения на местности и для оценки индивидуальных доз облучения персонала.

Прибор обеспечивает измерение экспозиционной дозы гамма-излучения от 0,258 до 258 мкКл/кг (от I до I000 мР) в диапазоне энергий от I6 до 200 фДж (от I00 до I250 кэВ).

Основная погрешность измерения дозы гамма-излучения при градуировке по источнику Co^{60} не превышает ± 20%.

Габаритные размеры кассеты, в мм:

- длина - I56
- ширина - I03
- высота - I74
- масса пульта управления - 6,5 кг.

В качестве детектора в измерителе ДЭГ2-IеМ используется счетчик типа ДЭ-IГ. Счетчик ДЭ-IГ представляет собой газонаполненный счетчик, работающий в гейгеровском режиме, на внутреннюю поверхность которого нанесен слой экзоэмиттера (сульфат кальция). При облучении экзоэмиттера гамма- или рентгеновским излучением электроны из валентной зоны переходят в зону проводимости и после миграции по кристаллу (сульфат кальция) возвращаются в валентную зону с испусканием фотона, при этом часть электронов захватывается ловушками. При нагревании электроны, выходящие из зоны проводимости с поверхности кристалла, вызывают экзоэмиссию. Количество экзоэлектронов пропорционально дозе.

Время определения величины дозы, зарегистрированной одним детектором, не превышает I,5 мин.

Величина остаточной дозы (уровень собственного фона) детек-

тора не превышает 0,I29 мкКл/кг (0,5 мР).

4. ГРАДУИРОВКА ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ДОЗИМЕТРОВ

Для правильной оценки показаний индивидуальных дозиметров необходимо регулярно осуществлять их градуировку.

Градуировка индивидуальных дозиметров осуществляется в организациях, имеющих право на поверку, с помощью образцовых источников γ-излучений (^{226}Ra, ^{137}Cs, ^{60}Co) или специальной рентгеновской установки.

Дозиметры необходимо поверять не реже I раза в год, в соответствии с ГОСТ 8.0I3-72.

4.I. Градуировка дозиметров типа КИД-2.

Для проверки правильности показаний дозиметров, службы радиационной безопасности проводят (не менее 2 раз в год) облучение дозиметров, используя для этих целей аттестованный источник ^{60}Co или ^{137}Cs (2-го разряда) и дозиметр типа УА-γ-I8 (2-ой класс точности). Облучение обычно проводится на пластмассовой (деревянной) и т.д. панели, в центре которой располагается источник гамма-излучения.

Центр контрольного образцового гамма-излучения размещается на уровне центра дозиметра.

Все индивидуальные дозиметры помещаются от источника на расстоянии, превышающем в I0-I5 раз линейные размеры источника. Расстояние между дозиметрами должно быть не менее 5 см, а расстояние до стен, пола, потолка - не менее I,5-2 м.

Доза для облучения дозиметров рассчитывается по формуле:

$$Д = \frac{K_{\gamma} \cdot Q \cdot t}{R^2}, \qquad (6)$$

где Д - доза в рентгенах

$K_{гамма}$ - постоянная источника $Р.см^2/ч.мКи$

Q - активность источника в мКи

t - время облучения в часах

R - расстояние от источника до дозиметра в см.

Если активность дана в мг.экв.радия, то доза Д будет равна:

$$Д = \frac{8,4 \cdot M \cdot t}{R^2} \qquad (7)$$

где, М - активность источника в мг.экв.радия.

Используя данные формулы, подбираются расстояния, время облучения, активность источника таким образом, чтобы полученная доза превышала нижний предел измерения в 3-4 раза. Затем проводят измерения мощности экспозиционных доз на выбранных расстояниях, осуществляют контроль за правильностью показаний дозиметров.

Градуировка партии термолюминесцентных стекол аналогична вышеописанной методике градуировке КИД.

4.2. Построение фотографических градуировочных кривых.

Градуировка контрольных пленок проводится аналогично градуировке КИД.

Источник излучения должен находиться на уровне геометрического центра кассет. Расстояние от источника устанавливается так, чтобы при одинаковом времени облучения кассет (используя формулы 6 и 7) иметь следующие дозы (таблицы 8-9).

Таблица 8.

Пленка типа РМ-5-I

№№ точек	I	2	3	4	5	6	7	8	9	IO
Доза в мКл/кг	0,005	0,0I3	0,026	0,052	0,077	0,I3	0,2	0,26	0,39	0,52
Доза в рентгенах	0,02	0,05	0,I	0,2	0,3	0,5	0,8	I,0	I,5	2,0

Таблица 9.

Пленка типа РМ-I

№№ точек	I	2	3	4	5	6	7
Доза в мКл/кг	0,026	0,052	0,I3	0,26	0,52	0,774	I,3
Доза в рентгенах	0,I	0,2	0,5	I,0	2,0	3,0	5,0

На основании данных таблиц 8 и 9 строится контрольная градуировочная кривая, т.е. зависимость плотности почернения от дозы гамма-излучения.

При оценке доз, обусловленных β-излучением, контрольные фотопленки облучают с помощью образцовых источников β-излучения, с площадью активной поверхности I-3 $см^2$.

Источники помещают на контрольные пленки в светонепроницаемой упаковке. В качестве образцовых источников используются углерод-I4, ниобий-95, прометий-I47, цирконий-95, стронций-90 + иттрий-90, таллий-204.

Расчет поглощенной дозы (I рад = 0,0I Гр) осуществляется по формуле:

$$Д\beta = \frac{N\beta \frac{dE}{dx} \cdot I,6 \cdot I0^{-6} \cdot t}{I00} \text{ рад}$$

где, $N\beta$ - поток бета-частиц в мин. на I $см^2$ облучаемой поверхности

$\frac{dE}{dx}$ - значение ионизационных потерь, усредненных по спектру электронов (таблица I0)

$I,6.I0^{-6}$ - энергетический эквивалент I МэВ, эрг.

t - время облучения в мин.

I00 - энергетический эквивалент единицы рад

Таблица I0.

Значение $\frac{dE}{dx}$ в зависимости от максимальной энергии спектра

Энергия, фДж	40	80	I20	I60	200	240	280	320	400	480
МэВ	0,25	0,5	0,75	I,0	I,25	I,5	I,75	2,0	2,5	3,0
	6,43	4,I7	3,I2	2,43	2,25	2,0	2,0	I,87	I,87	I,87

Подставляя в формулу (8) $N\beta$ и $\frac{dE}{dx}$, выбирая время, определяют дозы, равные I, 2, 3, 4 мГр и т.д. (0,I; 0,2; 0,3; 0,4 рад). Заданные дозы регистрируются с помощью фотопленок.

Затем одновременно проявляются пленки двух партий: из кассет, облученных бета-потоками и из кассет, облученных гамма-квантами. Далее пленки фотометрируют и строят градуировочные кривые, по крутизне наклона кривой определяют коэффициент Б.

В таблице II приведены значения коэффициента Б для различных энергий.

Таблица II.

Значение коэффициента Б для различных энергий β-частиц

Максимальная энергия, МэВ	0,I6	0,23	0,37	0,5	0,9	I	I,5	I,7	2	2,3
Значение коэффициента Б	0,28	0,44	I	3	3,3	3,35	3,5	3,6	3,75	4,2

5. ОЦЕНКА АВАРИЙНЫХ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ

5.I. Гамма- и рентгеновское излучение.

Метод индивидуального фотоконтроля (ИФК) используется не только в повседневной работе, но и при оценке аварийных доз облучения. Для этой цели можно применять универсальные дозиметрические фотопленки типа РМ-5-4, имеющие два слоя эмульсии (внеш-

ний высокочувствительный от 2,58 до I60,6 мкКл/кг (0,0I-0,7 Р) и внутренний от I,29 до I2,9 мКл/кг (0,5-50 Р).

Аварийные дозы определяют после удаления внешнего сильно почерневшего фотослоя горячей водой (50-60°С) и измерения плотности почернения пленки.

Дозы γ-излучения в пределах от I2,9 до I8 мКл/кг (50-70Р) возможно измерить пропорциональным ослаблением плотности почернения пленок высокой чувствительности типа РМ-5-I. Однако, перечисленные способы не позволяют достаточно точно определить дозы γ-излучения, превышающие I8 мКл/кг (70 Р). Для регистрации более высоких доз применяют фотоэмульсии с низкой чувствительностью (позитивные пленки типа МЗ чувствительностью к свету, равной I и 0,6 единицы и диапозитивные чувствительностью 0,I8-0,7 единицы. Чувствительность этих материалов к γ-излучению определяется экспериментально и для фотопленок МЗ-32-I составляет от I2,9 до 77,4 мКл/кг (от 50 до 300 Р).

Пределы измерения фотографического метода дозиметрии можно значительно расширить, изменяя режимы проявления. Для измерения доз большой мощности успешно применяется метод заторможенного проявления. В качестве добавок к проявителям можно использовать вещества типа нитробензимидазола и бензотриазола. Этот метод позволяет расширить пределы измерения от 0,03 до I0 Гр (от 3 до I000 рад). При измерении доз, превышающих I50 Р, для замедления процесса проявления можно использовать бензотриазол $C_6H_5N_3$. Бензотриазол в концентрации до 0,05 г/л является эффективным средством уменьшения плотности почернения. Введение в проявитель бензотриазола в больших количествах значительно замедляет процесс и, следовательно, сильно снижает плотность почернения.

Оптимальное количество замедляющего вещества для разных фотопленок следует устанавливать экспериментальным путем. Так,

для регистрации доз γ-излучения до 0,17 Кл/кг (650 Р) при использовании позитивных пленок типа МЗ на 1 л стандартного рентгеновского проявителя необходимо добавить 0,5 г бензотриазола и вести проявление в течение 4 мин. Увеличивая концентрацию бензотриазола до 0,7 г/л можно расширить диапазон измерения до 0,21-0,26 Кл/кг (800-1000 Р).

Кроме того, для целей аварийной дозиметрии возможно использовать дозиметры типа ИКС-А и Гнейс.

5.2. Бета- и нейтронные потоки.

Индивидуальный аварийный дозиметр Гнейс предназначен для измерения дозы γ-, β,-нейтронного излучений. Измерение дозы γ и β-излучений, тепловых и медленных нейтронов осуществляется с помощью термолюминесцентных детекторов ИКС. Доза промежуточных и быстрых нейтронов измеряется трековым дозиметром ДИНА на основе $^{237}N_B$. Для экспрессной оценки дозы быстрых нейтронов используется образование изомера ^{103}Rh. Всего в кассету Гнейс входит 8 детекторов, позволяющих определить суммарную тканевую дозу в радах в чувствительном слое кожи и на поверхности тела, а также тканевую дозу в радах от отдельных компонентов излучения.

Для измерения кермы (дозы) тепловых и медленных нейтронов используют детектор ИКС с пластиной (ПСТ-Л), в который входит литий. Показания этого детектора являются суммой показаний от дозы γ-излучения и дозы тепловых и медленных нейтронов, причем дозовая чувствительность к нейтронам примерно в 100 раз выше, чем к γ-излучению.

Диапазон измерения тканевой кермы (дозы) тепловых и медленных нейтронов с помощью измерительного пульта дозиметра составляет от 0,05 до 700 мГр (0,005-70 рад).

6. ПОГРЕШНОСТЬ ИЗМЕРЕНИЯ МЕТОДОВ ИДК

В предыдущих разделах были даны рекомендации по выбору методов индивидуального контроля, градуировки дозиметров, приведены материалы, характеризующие технические параметры различных видов дозиметров. Согласно рекомендациям I9 и 20 МКРЕ погрешность измерения определяют поставленными задачами радиационного контроля. При регистрации дозы на уровне ПДД допустимая погрешность около ± 30%, на уровне 0,I ПДД - до 300%.

Таким образом, приведенные в таблице I сведения о характеристиках индивидуального контроля, свидетельствуют о возможности применения для индивидуального контроля любого типа дозиметра.

Более жесткие требования к погрешностям измерения предъявляются к аварийным дозиметрам.

На месте аварии в течение 2 часов необходимо обеспечить разделение людей, подвергшихся облучению и не подвергшихся. Предварительная информация о дозах их облучения должна быть с погрешностью до 200%.

При регистрации доз излучения в диапазоне от 0,I до I Гр (I0-I00 рад) - погрешность не более 25%: от I до I0 Гр (I00-I000 рад)- до ± I5%, от I0 до I00 Гр (I000-I0000 рад) - до ± 25%.

7. ОЦЕНКА ДАННЫХ ИНДИВИДУАЛЬНО-ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

Поскольку основной задачей индивидуально-дозиметрического контроля является определение дозы внешнего облучения с целью предупреждения переоблучения выше установленных НРБ и ПДД, особое внимание должно уделяться оценке полученных данных.

Результаты индивидуально-дозиметрического контроля должны регулярно и тщательно заноситься в специально заведенный для этой цели журнал и карту ИДК (приложение I-2).

Индивидуальные карточки в течение 30 лет после увольнения сотрудника хранятся службой радиационной безопасности (СРБ). В конце каждого квартала СРБ должна подводить итоги и, в зависимости от уровней облучения, принимать соответствующие решения:

- разрешение дальнейшего продолжения работ с источниками ионизирующих излучений;

- возможность продолжения работ с источниками ионизирующих излучений только на определенный промежуток времени.

Одновременно выясняются причины, повлекшие за собой превышение предельно допустимых доз облучения и намечаются мероприятия для их устранения.

Полученная персоналом в течение года доза может быть использована для определения рабочих контрольных уровней (РКУ) регламентированных требованиями НРБ. В качестве примера рассматриваются установления РКУ.

Критерием для выбора значений РКУ является величина дозы, которую получает персонал и доля лиц, попадающих в диапазон стандартного распределения доз (таблица I2).

Таблица I2.

Стандартные распределения годовых доз и доля лиц, попадающих в диапазон доз

Диапазон годовых доз (рад) мГр	(рад)	Доля лиц, попадающих в диапазон доз
0-5	(0-0,5)	0,668
0-I5	(0-I,5)	0,956
0-50	(0-5,0)	0,999

Примечание: Под стандартным распределением доз считается такое

распределение, при котором выполняются следующие условия:

I. Распределение годовых доз является логарифмически нормальным.

2. Вероятность того, что годовая доза будет находиться в интервале от 0 до 50 мГр (0-5 рад) (НРБ-76) и равна 99,9%.

Диапазон годовых доз должен определяться в каждом учреждении отдельно, исходя из среднего, получаемого персоналом в год.

Для определения доли доз, попадающих в стандартный интервал, необходимо воспользоваться следующим соотношением:

$$P_x = 0{,}35 \cdot e^{-\frac{t^2}{2}} \qquad (9)$$

где:

$$t = \frac{\ln x + 1{,}07}{0{,}87} \qquad (10)$$

P_x – доля лиц, входящих в данный интервал дозы (отн.един.)

x – среднегодовая доза для каждой категории персонала, рад.

Если полученные значения P_x не превышают указанных величин в таблице II, то максимальное значение дозы, входящей в данный интервал доз может быть принято в качестве значения РКУ.

Пример: Из данных доз облучения персонала определяем, что максимальная среднегодовая доза приходится на медсестру и составляет, например, 0,23 рад. Путем подстановки вместо "X" в выражение $\ln x$ (соотношение I0) величины 0,23 определяем значение этого выражения по таблицам натуральных логарифмов:

$$\ln x = \ln 0{,}23 = -1{,}5$$

Подставляя это значение в соотношение (I0), определяем величину "t":

$$t = \frac{\ln x + 1{,}07}{0{,}87} = \frac{-1{,}5 + 1{,}1}{0{,}87} = -0{,}46$$

Значение, полученное для t равное -0,46 подставляем в соотношение (9) в выражение $e^{-\frac{t^2}{2}}$

Определяем по таблицам функции e^{-x}, какому численному зна-

чению равно выражение $e^{-0,10} = 0,9$. Величину 0,9 подставляем в соотношение (9), получаем $P_x = 0,32$.

Таким образом, для взятого нами значения дозы 2,3 мГр (0,23 рад) величина P_x равна 0,32, что не превышает стандартного значения ($P_x = 0,66$) для интервала доз от 0 до 50 мГр (0-0,5 рад). (Таблица I2).

Следовательно, РКУ, для нашего примера, является доза, равная 50 мГр (0,5 рад).

Аналогично определяются значения "P_x" и для других категорий лиц (врачей, санитарок и т.д.).

Из всех определенных значений P_x выбирается максимальное, которое не превышает максимальной стандартной дозы данного интервала (таблица I2).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

I. Нормы радиационной безопасности НРБ-76 и Основные санитарные правила ОСП-72/80. Москва, Энергоиздат, I98I, с. 95.

2. Козлов В.Ф. "Фотографическая дозиметрия ионизирующих излучений". Москва, Атомиздат, I977, с. I50.

3. Организация и проведение индивидуального дозиметрического контроля в медицинских учреждениях. Минск, I983, с. 22.

4. Инструктивно-методические указания по организации индивидуального дозиметрического контроля. Ленинград, I966, с. 42.

5. Коренков И.П. "Дозиметрия в радиационной дефектоскопии". Москва, Энергоиздат, I982, с. 78.

6. Польский О.Г., Гришмановский В.И., Коренков И.П. "Радиационная безопасность при эксплуатации радиоизотопных приборов". Энергоатомиздат, I983, с. 70.

7. Под редакцией Гришмановского В.И. "Радиометрический и дозиметрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений". Том I "Организация и методы контроля", том II "Индивидуальный контроль. Радиометрия проб". Москва, Энергоиздат, I980 и I98I,

8. Бочвар И.А., Гимадова И.Д., Новикова В.И. и др. "Метод дозиметрии ИКС". Москва, Атомиздат, I977.

9. Крайтор С.Н. "Дозиметрия при радиационных авариях". Москва, Атомиздат, I979.

Приложение I

Ж У Р Н А Л

регистрации индивидуальных
доз внешнего облучения персонала

№№ пп	Ф.И.О.	Характер проводимых работ, объем работ	Источник ионизирующего излучения	Сроки ношения дозиметров		Тип и номер дозиметра	Показания дозиметра (доза мбэр/мес. или мбэр/кварт)	Подпись дозиметриста
				начало выдачи	измерение			
I	2	3	4	5	6	7	8	9

Приложение 2.

К А Р Т О Ч К А

регистрации индивидуальных доз внешнего облучения

Метод измерения _____

Наименование учреждения и телефон _____

_____

Место работы _____
(цех, учреждение, участок, лаборатория и т.д.)

Должность (профессия) _____

Фамилия, имя, отчество _____

_____

Пол _____ Год рождения _____

Начало работы с источниками ионизирующего излучения _____

_____

Домашний адрес, телефон _____

_____

Условие проведения работ _____

_____

_____

_____

_____

_____

_____ _____

_____

_____

_____

_____

_____

_____

_____

ДОЗА ОБЛУЧЕНИЯ (миллибэр)

Год, месяц	I98_							Место измерен.	Примечание
I								грудь руки таз	
2								грудь руки таз	
3								грудь руки таз	
4								грудь руки таз	
5								грудь руки таз	
6								грудь руки таз	
7								грудь руки таз	
8								грудь руки таз	
9								грудь руки таз	
I0								грудь руки таз	
II								грудь руки таз	
I2								грудь руки таз	
годо-вая									

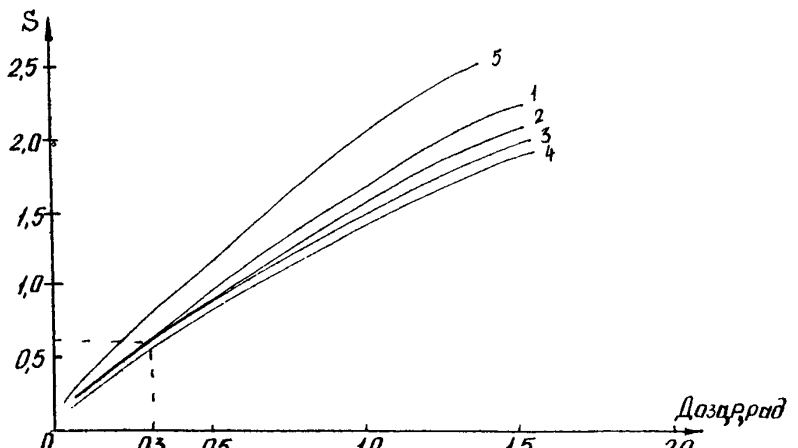


Рис.1. Градуировочные кривые для определения индивидуальных доз кассетами ИФК-2,3.

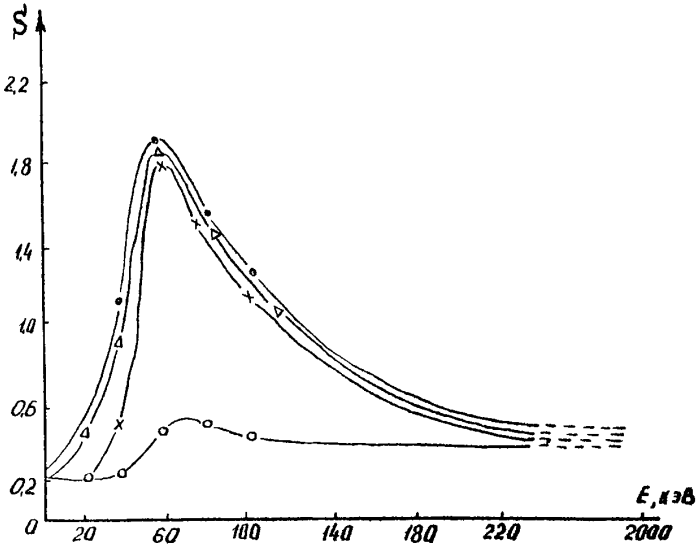


Рис. 2. Зависимость почернения плёнки от энергии гамма-излучения для дозы 100 мР.

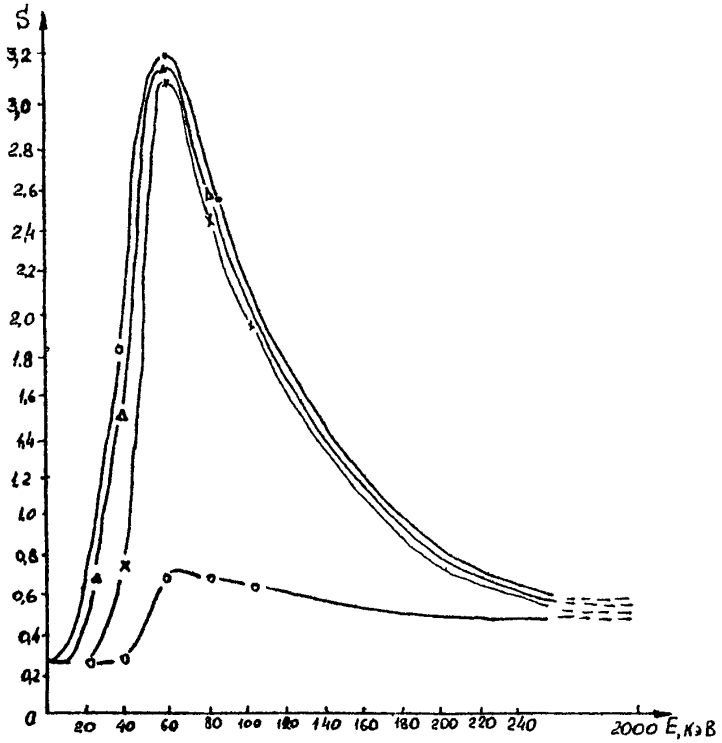


Рис.2а. Зависимость почернения плёнки от энергии гамма-излучения для дозы 200 мР.

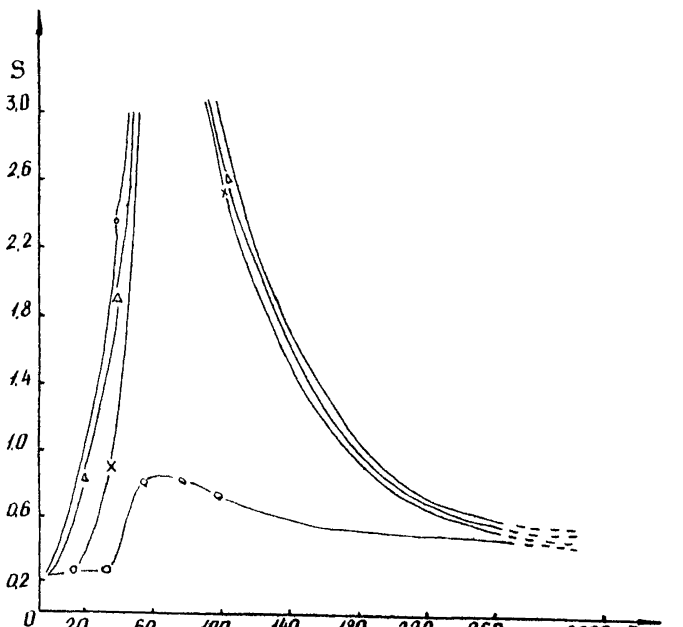


Рис. 26. Зависимость почернения плёнки от энергии гамма-излучения для дозы 300 мР.

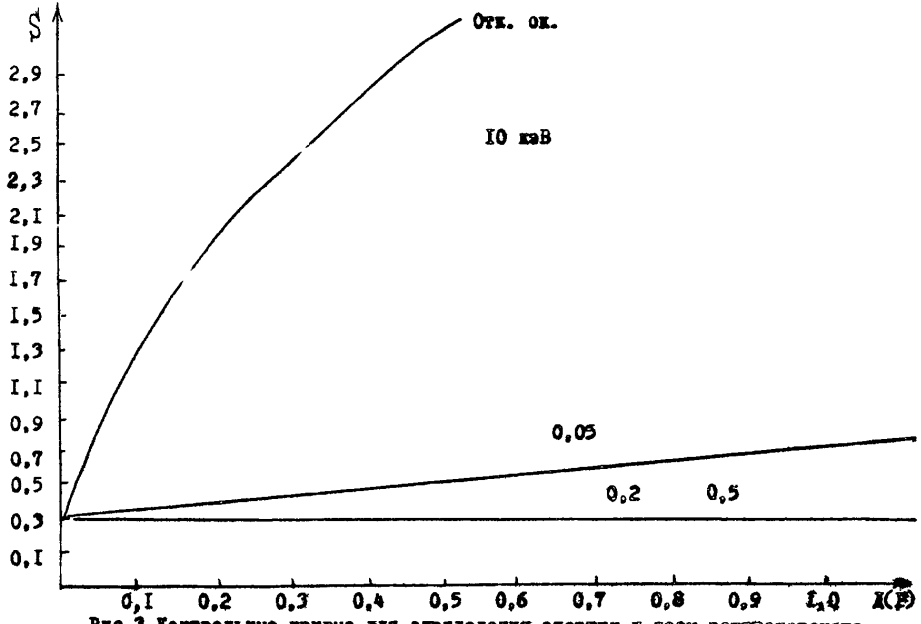


Рис.3. Контрольные кривые для определения энергии и дозы рентгеновского излучения с помощью дозиметров ИОК-2,3 с медными фильтрами толщиной 0,05, 0,2, 0,5.

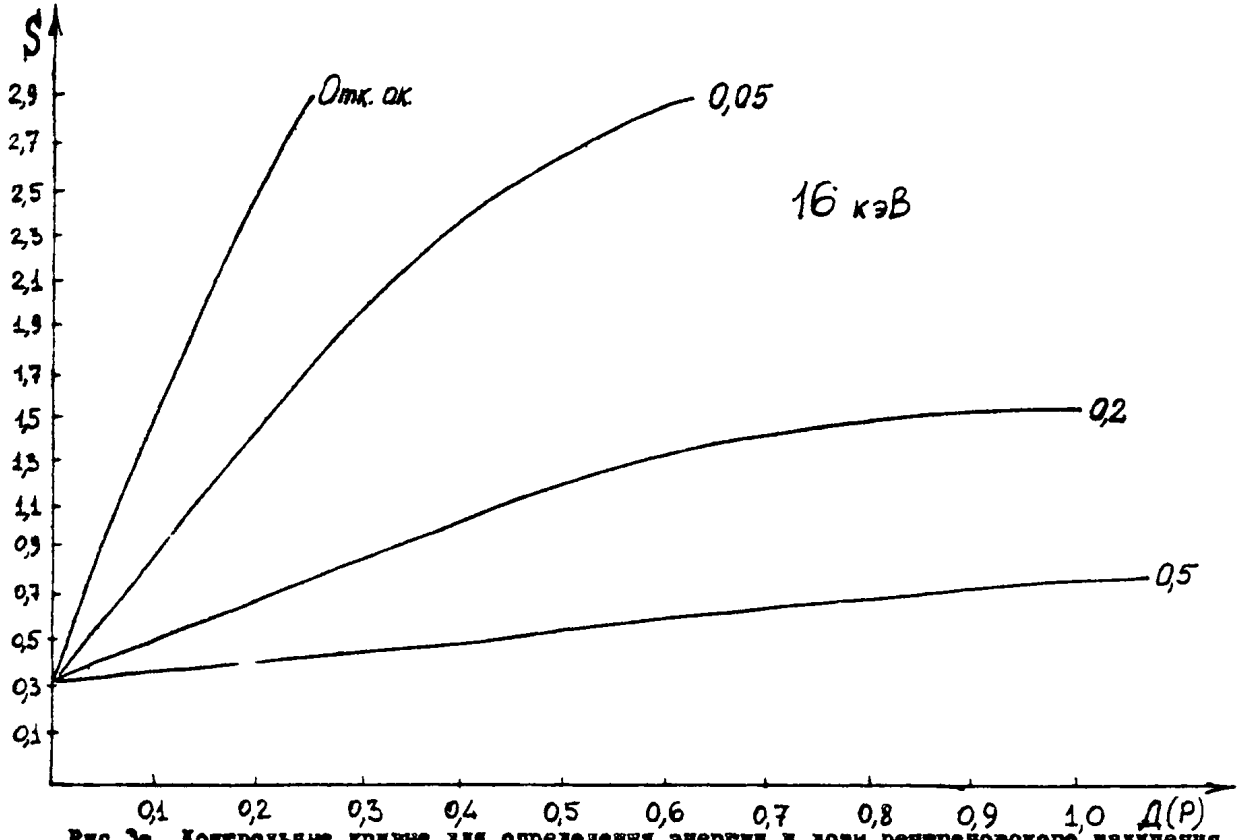


Рис.3а. Контрольные кривые для определения энергии и дозы рентгеновского излучения с помощью дозиметров ИФК-2,3 с медными фильтрами толщиной 0,05, 0,2, 0,5.

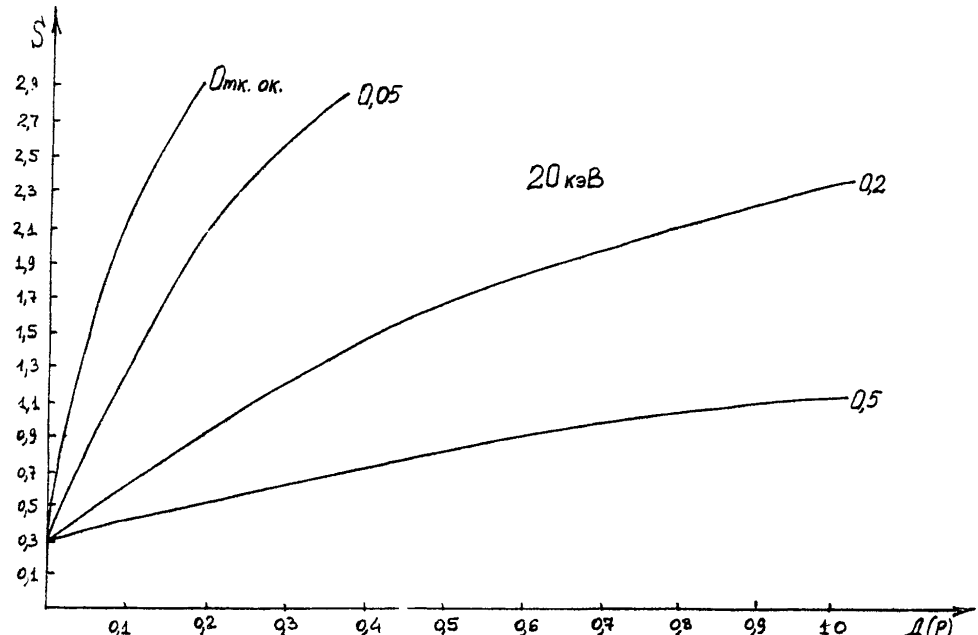


Рис.3б. Контрольные кривые для определения энергии и дозы рентгеновского излучения с помощью дозиметров ИФК-2,3 с медными фильтрами толщиной 0,05, 0,2, 0,5.

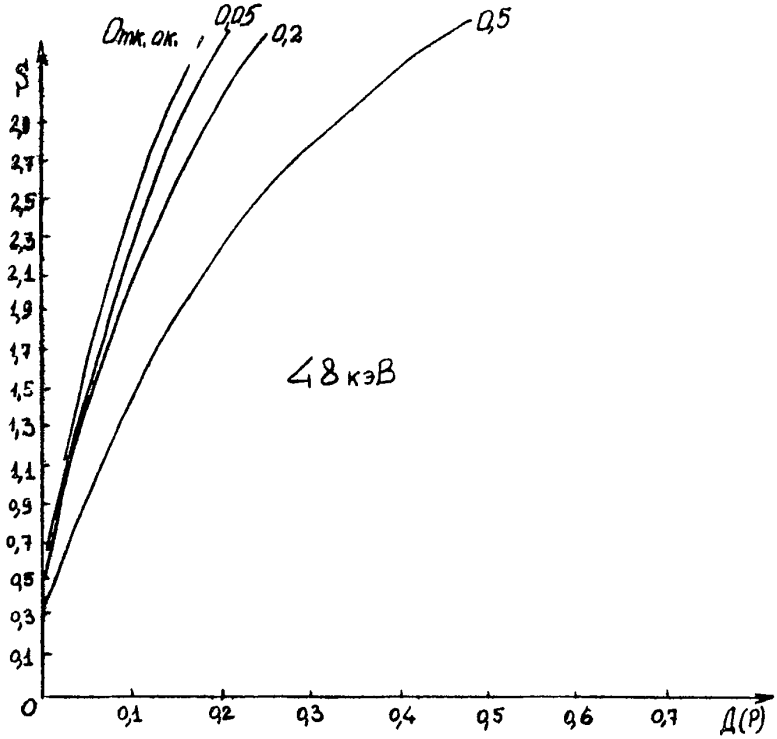


Рис.3в. Контрольные кривые для определения энергии и дозы рентгеновского излучения с помощью дозиметров ИФК-2,3 с медными фильтрами толщиной 0,05, 0,2, 0,5.

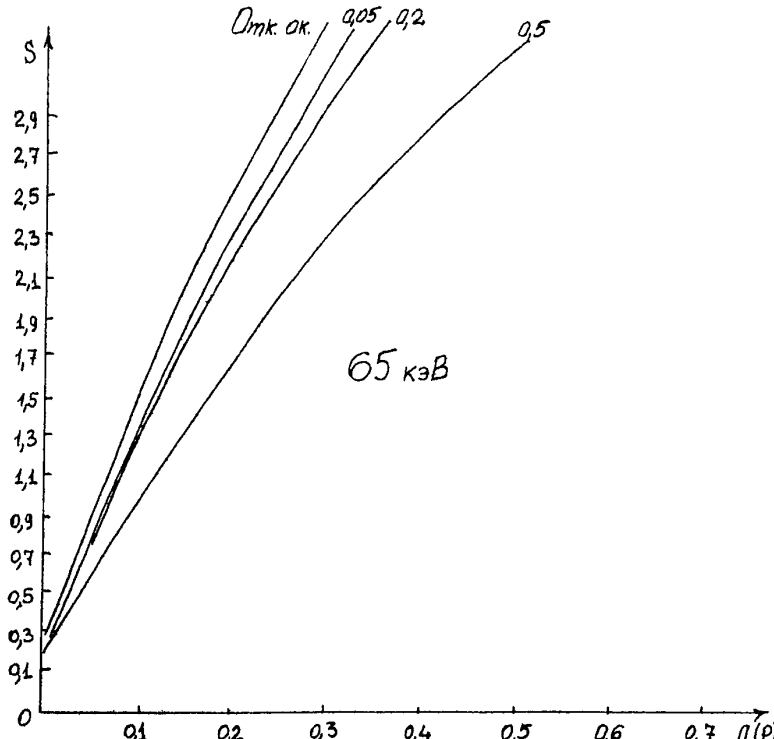


Рис.3г. Контрольные кривые для определения энергии и дозы рентгеновского излучения с помощью дозиметров ИФК-2,3 с медными фильтрами толщиной 0,05, 0,2, 0,5.

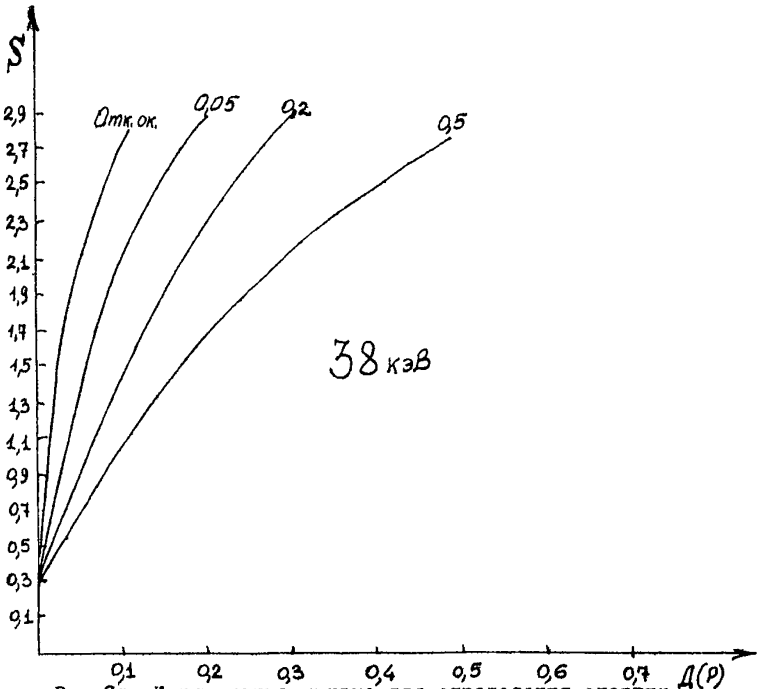


Рис.3д. Контрольные кривые для определения энергии и дозы рентгеновского излучения с помощью дозиметров ИФК-2,3 с медными фильтрами толщиной 0,05, 0,2, 0,5.

gost.e-ecolog.ru

Л - 70091 от 28.04.64 п. л. 0,25 Зак. № 283 Тир. 1950
Типография Министерства здравоохранения СССР