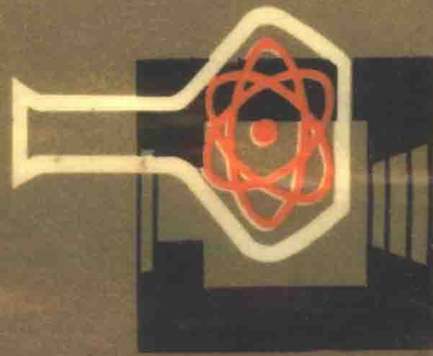
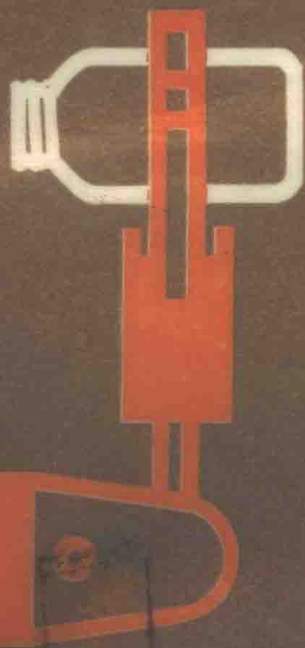


放射实验室及辅助设施建筑设计

核工业部第二研究设计院本书编写组

原子能出版社出版



放射实验室及辅助设施 建筑设计

核工业部第二设计院本书编写组

原子能出版社

内 容 简 介

本书为设计放射实验室的建筑设计专业参考书。它系统地收集了国内放射实验室设计资料，在总结经验的基础上，提出了放射实验室建筑设计需要注意的问题。书中收入了相当数量的国外同类设计资料，作为参考比较，说明放射实验室设计的动向及设计原则。

全书共分12部分，包括放射性辐射的防护；放射实验室设备；采暖；通风；给排水；卫生出入口、卫生间；卫生通过间；放射实验室；γ辐照室设计；洗衣房；剂量环境监测实验室；特种汽车库；三废处理与处置。书中比较系统地介绍了放射实验室及其辅助设施设计的基本知识，同时概括地介绍了放射实验室三废的处理和处置问题。

本书可供设计、基建等有关人员参考，也可作为建筑学专业的教师与学生的参考书。

放 射 实 验 室 及 辅 助 设 施 建 筑 设 计

核工业部第二设计院设计院本书编写组

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

89920部队印刷厂印刷

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

☆

开本787×1092 $_{1/16}$ ·印张18.125·字数430千字
1985年3月北京第一版·1985年3月北京第一次印刷

印数 1—2600·统一书号：15175·574

定价：3.40元

前 言

本书是以我国放射性化学实验室（以下简称放射化实验室）建筑设计实践中所积累的技术知识和资料为基本内容，同时也选择一部分对我们设计工作有参考价值的国外资料编写而成的。主要是为了满足从事放射化实验室设计的建筑工作者需要，其次为提供有关人员参考之用。

本书前六部分扼要地介绍放射化实验室建筑设计中必须了解的基本知识和各有关专业知识。第七部分则从建筑设计角度，着重介绍放射化实验室的设计问题。第八部分介绍 γ 辐照室的设计问题。这部分虽然不属于放射化实验室范围，但其设计问题有许多相似之处，往往附设于放射化实验室旁，故也在这里加以介绍。为了使读者能较全面地了解放射化实验室，因此在第九至十一部分对与放射化实验室关系比较密切的放射性辅助设施作简要介绍。第十二部分介绍了放射性三废处理和处置问题，并列举了国内外放射性三废处理厂和处置场的布置实例，目的在于使读者能开阔思路，并对放射化实验室三废处理和处置问题有一个较全面的了解。

本书在编排上力求内容实用，简明扼要，突出图表，便于阅读。

本书由邹之麒、宋仰郊、朱文龙、王长发、张世翊、田力六位同志执笔。在编写过程中得到院内外有关单位 and 同志的大力帮助，马云清、韩镇涛两位同志为提高本书质量付出辛勤劳动，在此表示感谢。

限于编写人员的水平，书中难免有缺点和错误，诚恳地希望读者批评指正。

目 录

放射性辐射的防护	1	混凝土、铸铁、铅玻璃、铅板防护厚度表	
基本概念	1	通风柜通风、排气罩通风、热室灯室通风	76
放射性活度及其单位	2	气衣通风	77
辐射量单位	3	修理通风及通风管道	78
放射防护标准和照射控制原则	4	阀门、涂漆	79
辐射防护	5	给排水	
中子源的防护	7	概述及给排水流程示意	80
屏蔽材料	8	室内给水	81
土建设计常遇到的问题	10	热水供应及其设备	84
辐射监测	11	饮水及其设备	86
个人剂量当量的监测	15	室内排水	88
水中放射性浓度的监测	16	卫生出入口、卫生闸门、卫生通过间	
附录		概述及位置	91
表一、常用放射性同位素	17	卫生出入口	93
表二、 ^{129}I 能谱	19	卫生闸门、卫生通过间	102
表三、宽束 γ 射线在某些材料中的半减弱厚度和十倍减弱厚度近似值		放射实验室	
表四、一些放射性核素的比 γ 常数		分类、选址及分级	111
表五—表十一	20	分区原则及实验室的分区	112
各向同性点源 γ 射线(宽束)减弱倍数K所需的水、		布置原则	113
		实验室的组成及平面关系分析	114
		工艺用房——概述及热室的布置	115
放射实验室设备		采暖	
热室	27	概述	68
工作箱	36	计算温度、散热器	69
通风柜	42	热力入口装置系统	70
机械手	50	散热器和管道安装尺寸	71
转运装置	57	通风	
观察装置	62	概述和进排风方式	72
防护门	63	I 区通风	73
采暖		II 区通风、III 区通风、热室及工作箱通风	74
热室	68	热室通风、手套箱通风	75
计算温度、散热器	69		
热力入口装置系统	70		
散热器和管道安装尺寸	71		
通风			
概述和进排风方式	72		
I 区通风	73		
II 区通风、III 区通风、热室及工作箱通风	74		
热室通风、手套箱通风	75		

工艺用房——热室布置	116
工艺用房——工作箱布置	121
工艺用房——运输通道布置	124
工艺用房——通风柜布置	125
分析用房——概述、发射光谱分析	128
分析用房——质谱分析	131
分析用房——能谱测量	133
分析用房——吸收光谱	134
分析用房——原子吸收分光光度计	135
分析用房——色谱法	136
分析用房——X射线分析	137
分析用房——电化学分析	138
分析用房——荧光分析	140
暖通用房	141
剂量监测用房	144
净高、开间、进深的确定	145
布置	146
设计要点及建筑平面的基本形式	149
管线	155
设计中应注意的几个问题	165
实验室家具	166
室内装修	172
国内放射实验室实例	176
国外放射实验室实例	180

三废处理与处置

概述及工艺流程示意	237
放射性废水处理概况	238
放射性废水的分类	239
蒸发法处理废水	240
蒸发器房间布置实例	241
凝聚沉淀法处理废水	242
离子交换法处理废水	243
凝聚沉淀和离子交换柱房间布置实例	245
放射性废水处理车间实例	246
电渗析法处理废水	250
反渗透法处理废水	251
天然蒸发池	253
废水的贮存	256
废水贮存库实例	259
放射性废水的固化	260
固化厂房实例	264
放射性废气的净化处理	266
通风过滤器安装实例	267
放射性废物的埋藏与贮存	269
固体废物的埋藏与贮存	271
固体废物的分类	272
固体废物的焚烧	273
固体废物的埋藏实例	275
固体废物贮存库实例	278
固体废物贮存库设想	282

概述、设计依据及基本原则	184
辐照方式及辐照源的防护	185
辐照源的防护及 γ 辐照装置简介	186
γ 辐照室的选址及 γ 辐照室的组成	187
辐照工作室	188
操纵控制室、准备室、试验室和辅助房间、主要房间的装修标准	192
实例	193
γ 辐照源	199
γ 辐照装置	202
观察设备	220
安全措施及剂量监督	221
γ 辐照源的安装方式	222
几个 γ 辐照室的简介	227

洗衣房

洗衣房设计	228
实例	230

剂量环境监测实验室

概述、实例	232
-------	-----

特种汽车库

车库设计	234
实例	236

γ 辐照室设计

基本概念 [1] 放射性辐射的防护

放射性——某些核素具有自发地放出粒子，或 γ 射线，或在发生轨道电子俘获之后放出 X 射线，或发生自发裂变的性质，这种性质称为放射性。

核辐射——在各种核过程中，从原子核中释放出来的粒子辐射和电磁辐射统称为核辐射，包括 γ 射线、中子、 α 粒子和 β 粒子等。

电离辐射——能够通过初级过程或次级过程引起电离的带电粒子或不带电粒子，或它们二者混合组成的辐射称为电离辐射。

核素——用质量数、原子序数和核的能态（当处在该能态上的平均寿命长到可以观察时）来表征的一类原子核称为核素。

放射性核素——具有放射性的核素称为放射性核素。

人工放射性核素——应用核反应方法制造的放射性核素称为人工放射性核素。

放射性同位素——某种元素的具有放射性的同位素称为该元素的放射性同位素。

α 粒子——在核变化时放出的 ${}^4\text{He}$ 原子核称为 α 粒子。广义地说，任何 ${}^4\text{He}$ 原子核都称为 α 粒子。

α 射线——亦称“甲种射线”。放射性原子核所发出的 α 粒子流，它穿透物质的本领比 β 射线弱得多，可被薄层物质（如一张纸）所阻挡。

β 粒子——在核变化时由于原子核或中子或不稳定核粒子放出的正电子（ β^+ ）或负电子（ β^- ）称为 β 粒子。

β 射线——亦称“乙种射线”。放射性原子核发出的电子流（或正电子流），它穿透物质的本领比 α 射线强得多，防护 β 射线时要注意防护它所产生的韧致辐射。

γ 辐射——核跃迁过程中或粒子湮没过程中发出的电磁辐射称为 γ 辐射。

中子——中子是一种不带电的基本粒子，其静止质量为 1.67482×10^{-27} 千克，平均寿命为 1000 秒。

韧致辐射——带电粒子在通过核或其它带电粒子的电场被减速或加速时所伴生的电磁辐射称为韧致辐射。

核衰变（放射性衰变）——放射性衰变是一种自发的核变化，在这种变化过程中放出粒子，或在发生轨道电子俘获之后放出 X 射线，或发生自发裂变。

核衰变的类型——一般分五种类型，即 α 衰变、 β 衰变、 γ 辐射、内转换、电子俘获。

放射性半衰期——放射性半衰期 (T) 是某种特定的放射性核素由于放射性衰变过程使其活度衰减到一半时所经过的时间。

辐射源——发射或能够发射电离辐射的设备或物质称为辐射源。

照射，辐照——暴露于电离辐射之下称为照射或辐照，有时从被照射对象的角度称为受照射或受照。

表 1

射线种类	速度 (万公里/秒)			穿透能力			电离能力	共性
	α 射线	β 射线	γ 射线	空气	纸	玻璃		
α 射线	~2	~20	~30	不能穿过	不能穿过	不能穿过	不能穿过	都可引起生物和化学效应，使照相底片感光并产生荧光。
β 射线	~2	~20	~30	能穿过	能穿过	能穿过	能穿过	都可引起生物和化学效应，使照相底片感光并产生荧光。
γ 射线	~2	~20	~30	能穿过	能穿过	能穿过	能穿过	都可引起生物和化学效应，使照相底片感光并产生荧光。

放射性活度及其单位 [2] 放射性辐射的防护

放射性活度

处在特定能态的一定量放射性核素的放射性活度(A), 是dN除以dt而得的商。

$$A = dN/dt$$

其中, dN是在时间间隔dt内, 由该能态发生自发核跃迁数的期望值。

放射性活度的单位——居里

居里用C_i表示。1居里表示放射性核素在1秒钟内发生3.7×10¹⁰次核变化, 即1居里=3.7×10¹⁰蜕变/秒。

对于放射性活度比较低的放射源, 常用毫居里和微居里表示。

1居里=10³毫居里=10⁶微居里

在液体和气体中, 放射性物质的浓度, 一般用每升液体或气体中的居里数表示(称“比放射性”, 简称“比放”)

1居里/升=2.22×10¹²蜕变/分·升

对放射性活度单位, 目前国际制SI单位采用贝可勒尔(Bq)。

1贝可勒尔=1秒⁻¹(≈2.703×10⁻¹¹居里)

1居里=3.7×10¹⁰贝可勒尔

放射性物质的重量(克)与放射性活度(居里)的关系

$$S = \frac{1.128 \times 10^{13}}{T_{1/2} \cdot M} \quad (\text{居里/克}),$$

T_{1/2}以秒为单位。

$$S = \frac{1.880 \times 10^{11}}{T_{1/2} \cdot M} \quad (\text{居里/克}),$$

T_{1/2}以分为单位。

$$S = \frac{3.134 \times 10^9}{T_{1/2} \cdot M} \quad (\text{居里/克}),$$

T_{1/2}以小时为单位。

$$S = \frac{1.305 \times 10^8}{T_{1/2} \cdot M} \quad (\text{居里/克}),$$

T_{1/2}以天为单位。

$$S = \frac{3.574 \times 10^5}{T_{1/2} \cdot M} \quad (\text{居里/克}),$$

T_{1/2}以年为单位。

T_{1/2}——放射性核素的半衰期,

M——质量数,

S——一克的任何放射性同位素的放射性活度(居里)。

放射源的Y当量单位——克镭当量和放射性同位素的电离常数K_Y(也叫比Y常数Γ)

在实际工作中, γ放射源的放射性活度是将这个放射源的γ辐射作用与镭的γ辐射作用相比较而定出来的, 因而用一个所谓“γ当量”来描述放射源的γ放射性核素的放射性活度。

γ当量的单位是克镭当量。

1克镭当量表示任何这样的γ放射性核

素的放射性活度, 这个放射源的γ辐射作用在同样测量条件下和1克镭的γ辐射作用是相同的。

克镭当量是比较大的单位, 一般用毫克镭当量表示γ放射性核素的放射性活度。

1克镭当量=10³毫克镭当量

1毫克镭当量, 当与其蜕变产物处于平衡状态时, 并经过0.5毫米的铂片初滤后, 在空气中距离1厘米处产生的照射量为8.4伦/小时, 这就是镭的电离常数K_Y。

对于其它同位素的K_Y常数, 它的数值等于距源强为1毫居里的点源1厘米处的照射量率(伦/小时)。

K_Y的大小, 说明同位素发出γ射线在空气中产生电离的能力。

例如⁹⁰Sr(镭-90), 是纯β⁻放射体, 不放出γ射线, 虽然放射性活度有1毫居里, 但它的K_Y=0, 所以知道放射源有多少毫居里, 并不能直接反映该放射源对外界产生γ射线照射的本领。因而对γ放射性同位素常常引进克镭当量这个量。

Y放射性活度Q(毫居里)与Y当量M(毫克镭当量)的换算关系

$$Q \cdot K_Y = 8.4 \times M$$

8.4——经0.5毫米铂片初滤后的镭K_Y常数

[例] 求M=50毫克镭当量的²⁴Na的放射性活度为多少毫居里?

[解] 查19页附录表四, 知²⁴Na的K_Y常数为18.4 $\frac{\text{伦} \cdot \text{厘米}^2}{\text{小时} \cdot \text{毫居里}}$

$$\text{则 } Q = \frac{8.4 \times M}{K_Y} = \frac{8.4 \times 50}{18.4} = 2.28 \text{ 毫居里}$$

辐射量单位 [3] 放射性辐射的防护

吸收剂量的专用单位以拉德 (rad) 表示。1 拉德等于每克受照物质吸收 100 尔格的任何电离辐射的辐射能量。
单位时间内的吸收剂量为吸收剂量率，可用拉德/小时表示。

照射量

照射量(X)是 dQ 除以 dm 而得的商，即 $X = dQ/dm$

其中，dQ 为光子在质量为 dm 的空气中释放出来的全部电子 (负电子和正电子) 都被空气所阻止时，在空气中产生的任何一种符号的离子总电荷的绝对值。它的专用单位为伦琴 (R)，简称“伦”。

单位时间内的照射量为照射量率，用伦/小时、毫伦/小时，或微伦/小时表示。

伦琴的等值定义：

伦琴是这样大的 X 或 γ 射线的照射量，在它的照射下：

1. 在 0.001293 克空气中形成 1 静电单位电荷量的正 (或负) 离子。
2. 在 0.001293 克空气中形成 2.083×10^9 对离子。
3. 在 0.001293 克空气中交给次级电子 7.02×10^{10} 电子伏，也就是 0.112 尔格的辐射能量。
4. 在 1 克空气中交给次级电子 86.9 尔格的辐射能量 (在电子平衡条件下)。

吸收剂量

现已把“剂量”这个名词专门用来指“吸收剂量”，其定义为：电离辐射授予某一体积元中物质的平均能量 (de) 除以该体积元中物质的质量 (dm) 的商，即

$$D = \frac{de}{dm}$$

剂量当量

尽管单位质量的生物组织吸收射线的能量相同，但不同类型射线以及不同照射条件，对生物组织的作用效果是不一致的。为了防护的目的，便于将人体所受的各种电离辐射剂量统一衡量，采用以“雷姆” (rem) 表示的剂量当量单位。组织内某点的剂量当量 H 为

$$H = DQN$$

式中 D —— 组织内该点的吸收剂量 (拉德)
Q —— 线质系数 (对于 X、 γ 射线 Q = 1)
N —— 其它修正系数 (对于外照射 N = 1)

注：此量只限于在最大容许剂量当量范围内使用，不适用于大剂量及大剂量率的急性照射。

照射量和吸收剂量之间的关系

γ 射线的吸收剂量：在任何点上某物质的吸收剂量 (拉德)，取决于同一点上的照射量 (伦)，如果已经知道空气中某一点的照射量，就可算出放入该点的任一物质的吸收剂量。

1. 空气中某一点的吸收剂量 $D_{空气}$ 和同

一点上的照射量 X (伦) 有如下关系式：

$$D_{空气} = 0.869X \text{ (拉德)}$$

2. 任何一种物质中某一点的吸收剂量 $D_{物质}$ (拉德) 和同一点上的照射量 X (伦) 有如下关系：

$$D_{物质} = \left(\frac{\mu_{en}/\rho_{物质}}{\mu_{en}/\rho_{空气}} \right) D_{空气} = fX \text{ (拉德)}$$

式中 μ_{en}/ρ —— 质量能量吸收系数 (厘米²/克)；

f —— 是由伦换算成拉德的一个系数，可查得。

国际放射防护委员会 (ICRP) 在 1977 年的建议书中已采用国际制 (SI) 单位，逐渐取消这些专用单位。我国不久也将采用 (SI) 单位。

表 2

辐射量单位的对照表

辐射量	SI 单位	专用单位	SI 单位专名
照射量	库仑·千克 ⁻¹	伦 (R) 2.58 × 10 ⁻⁴ 库仑·千克 ⁻¹ = 1 伦	未定 (1 库仑·千克 ⁻¹ ≈ 3.877 × 10 ⁹ 伦琴)
吸收剂量	焦耳·千克 ⁻¹	拉德 (rad) 1 拉德 = 10 ⁻² 焦耳·千克 ⁻¹ (= 100 尔格克 ⁻¹)	戈瑞 (Gy) (gray) 1 戈瑞 = 1 焦耳·千克 ⁻¹ (= 100 拉德)
剂量当量	焦耳·千克 ⁻¹	雷姆 (rem) 1 雷姆 = 10 ⁻² 焦耳·千克 ⁻¹	西弗特 (Sv) (Sievert) 1 西弗特 = 1 焦耳·千克 ⁻¹ (= 100 雷姆)
放射性活度	秒 ⁻¹	居里 (Ci) 1 居里 = 3.7 × 10 ¹⁰ 秒 ⁻¹	贝可勒尔 (Bq) (Becquerel) 1 贝可勒尔 = 1 秒 ⁻¹ (≈ 2.703 × 10 ⁻¹¹ 居里)

放射防护标准和控制原则 [4] 放射性辐射的防护

电离辐射的最大容许剂量和限制剂量当量

所谓最大容许剂量当量,即人体受到最大的致电离辐射剂量,以现代的知识水平可以认为它在人的一生中不会引起对人体显著损伤。

最大容许剂量当量标准随着科学事业的发展不断地变化。目前我国采用的最大容许剂量当量标准如下:

表 3

受照射部位	职业性放射工作人员的最大容许剂量当量(雷姆)①		放射性工作场所附近居民的限制剂量当量(雷姆)	广大居民的限制剂量当量(雷姆)
	器官分类	称		
第一类	全身、红骨髓、性腺、眼晶体	5	0.5	0.05
第二类	皮肤、甲状腺、骨	30	3②	1.0
第三类	手、前臂、足、踝	75	7.5	2.5
第四类	其它器官	15	1.5	0.5

注:①表内所列数值均指内、外照射的总剂量当量,不包括天然本底照射和医疗照射;

②16岁以下人员甲状腺的限制剂量当量为1.5雷姆/年。

职业性放射工作人员,其全身照射的终身累积剂量当量不得超过250雷姆。

职业性照射的控制原则

在受照剂量较均匀的条件下,可按月剂量当量控制,如工作需要,连续三个月内一次或多次接受的总剂量当量可允许达到年最大容许剂量当量的一半,但一年内所接受的剂量当量不得超过表3中的规定。

在符合上述剂量当量控制的原则下,可允许一次或多次吸入空气中的放射性物质的浓度超过“放射性工作场所空气中的最大容许浓度”,在连续三个月内总的吸入时间如为t小时,吸入放射性物质的平均浓度不得超过最大容许浓度的1000/t倍。

应急照射:在十分必要时,经过事先周密地计划,由领导批准,健康合格的人员一次可接受10雷姆的全身照射。

从事放射性工作的孕妇,授乳妇(指内照射)及接触放射性的未滿18岁实习人员,每年受照应低于职业性放射性工作人员最大容许剂量的十分之三,并不得接受应急照射。有生育能力的妇女所接受的照射,应严格按照按月平均剂量当量控制。

放射性物质污染表面的控制水平

放射性工作场所相邻地区的有关实验室(车间或房间)内的设备与地面的污染水平,不应超过表4所列Ⅰ区数值的十分之一。放射性工作场所的设备、零件及工具,

经仔细清洗后,其污染水平在表4所列Ⅰ区数值的1/10以下时,经防护人员检查同意可送到相邻地区有关实验室(车间或房间)内进行检修。

放射性工作场所的某些设备与用品,经仔细清洗后,其污染水平不大于表4所列Ⅰ区数值的1/50时,经防护部门测量许可后,可在一般工作中使用。

表 4

污 染 表 面	控 制 水 平 (粒子数/100厘米 ² ·分·2π)	
	α 放射性	β 放射性
手、皮肤、内衣、工作鞋	100	1000
Ⅲ区工作服、手套、工作鞋	500	5000
Ⅳ区工具、设备、墙壁、地面	3000	30000
Ⅰ区工作服、手套、工作鞋	2500	25000
Ⅱ区工具、设备、墙壁、地面	15000	150000

注:1.手、皮肤、内衣污染时,应及时进行清洗,尽可能洗到本底水平。超过上表的数值时,应立即清洗。

2.Ⅱ、Ⅲ区设备、工具、地面、墙壁和Ⅰ区工作服,工作鞋,手套经仔细清洗后仍不能去污时,其局部固定污染,经剂量人员检查同意,控制水平可适当提高,但不得超过表4所列数值的5倍。

3.最大能量小于0.5兆电子伏特的β粒子,其表面污染的控制数值可为表4所列数值的3倍。

辐射防护[5]放射性辐射的防护

一点辐射通量(对于同样强度和照射量)的计算不起影响时,这样的源称为点源。反之,当源本身线度充分大,其形状和线度对辐射通量的计算有影响时,这样的源称为非点源。在实际工作中遇到的并非理想点源,而是等效点源(即在一定误差范围内,可以用点源减弱公式来计算照射量率时,就认为是等效点源)。一般,当从测定照射量的那个点到放射源几何中心的距离大于源本身最大线度的1.5倍时,可视为点源。

对于非点源,种类很多,如:有限长线源、无穷长线源、圆柱源、圆台源、无穷大体积源、半无穷大体积源、矩形源、面源等。如计算一根放射性管道附近的照射量时,这时就要把它看成是一根线源。若计算点对点源(管道)所张的半视角小于 45° 时,可视为有限长线源,大于 45° 时可视为无穷长线源。又如计算一个大的放射性设备或放射性废水池的外表面照射量时,需要考虑它的形状和体积,可看成一个圆柱状体源或一个大的体源。若计算点对点源(如设备或废水池)所张的半视角大于 45° 时,则可视为半无穷体源。

在辐射场的计算中,点源辐射场的计算是基本的,也是常常遇到的。限于篇幅和本资料的使用对象,这里只介绍点状 γ 辐射源和实验室中常用中子源的防护计算,其它辐射源的防护, γ 射线的散射计算和 γ 射线的缝隙泄漏计算等可参阅有关文献。

同。对人体的照射一般分内照射和外照射两大类。

在实际工作中,当两类照射同时存在时,可参照我国1974年颁布的《放射防护规定》第19条执行。

对于强放射源的操作,单靠时间和距离防护是不够的,需要采取屏蔽防护以达到防护的目的。这里仅就 γ 射线的屏蔽防护加以简要的介绍。

一、计算照射量率的确定

根据1974年国家颁布的《放射防护规定》,职业性放射性工作人员全身照射每年最大容许剂量当量为5雷姆,在受照射较均匀的条件下可按月剂量控制。在设计时,采用工作人员一周内所受的剂量当量小于0.1雷姆为标准。在 γ 射线屏蔽设计时,简化为在给定剂量点 γ 射线的照射量小于每周0.1伦。对于人员经常停留的区域,按每周40小时工作制并考虑2倍的安全系数,设计计算采用的照射量率为1毫伦/小时。对于人员不经常停留的地点、检修设备、转运容器等,其屏蔽设计计算采用的照射量率可酌情放宽到100倍。

二、 γ 射线的防护

放射源分点源和非点源两大类。当放射源本身线度很小,其形状和线度对外面任意

放射实验室的分类和分级 (见111页)

辐射防护

人接触放射性物质的方式不同,对其产生的危害程度也不同,相应的防护措施亦不

表5

放射性对人体的危害	照射方式	防护方法
内照射	处于体内 的放射源对 人体所产生 的照射。	放射性物质进入体内大致 有三种途径: 1. 从消化系统进入体内。 2. 从呼吸器官进入体内, 主要是吸入放射性气体 和放射性粉尘。 3. 通过皮肤上的创伤进入 体内。 内照射防护的办法就在于 提高警惕,防止或尽量减少 放射性物质通过上述三条渠 道进入体内。
外照射	处于体外 的放射源对 人体的照射。	1. 时间防护(即缩短接触 放射源的时间)。 2. 距离防护(即远离放射 源)。 3. 屏蔽防护(即在射线和人 体之间加上一层屏蔽物。

辐射防护 [6] 放射性辐射的防护

1. 无防护层时点状 γ 辐射源的照射量率

A. 当 γ 放射性活度以毫居里为单位时, 点源照射量率的计算公式:

$$\dot{X} = \frac{K_{\gamma} Q}{R^2} \times 10^3 \text{ (毫伦/小时)} \quad (1)$$

K_{γ} —— γ 放射性核素的比 γ 常数 (伦·厘米²/小时·毫居里);

Q —— γ 放射性活度 (毫居里);

R —— 计算点到点源的距离 (厘米);

\dot{X} —— 无防护照射量率 (毫伦/小时)。

B. 当 γ 放射性活度以毫克镭当量为单位时, 点源照射量率的计算公式:

$$\dot{X} = \frac{8.4 \times 10^3 M}{R^2} \text{ (毫伦/小时)} \quad (2)$$

M —— γ 放射性的活度 (毫克镭当量);
 8.4×10^3 —— 镭的 γ 常数 (8.4×10^3 毫伦·厘米²/小时·毫居里)。

其它符号意义同公式(1)。

2. 有防护层时点状 γ 辐射源的照射量率

A. 单能谱情况

$$X = \frac{KM}{R^2} \text{Be}^{-\mu t} \text{ (毫伦/小时)} \quad (3)$$

M —— γ 放射性活度 (毫克镭当量);

B —— 照射量累积因子;

K —— 镭的 γ 常数;

μ —— γ 射线在防护层中的线性减弱系数 (厘米⁻¹);

t —— 防护层厚度 (厘米);

R —— 计算点到源的几何中心距离 (厘米)。

B. 复合能谱情况

$$\dot{X} = \frac{K_{\gamma} M}{R^2} \sum P_i B_i e^{-\mu_i t} \quad (4)$$

P_i —— 复合能谱中第 i 种能谱所占的百分比, 其它符号意义与公式(1), (2), (3)的相同。

探测点处无屏蔽的照射量与有屏蔽的照射量之比称为减弱倍数 K 。根据 K 的数值及 γ 射线的能量 E (兆电子伏), 从附录表五——表十一中查出所需要的防护厚度。

在对复线谱进行防护时, 必须考虑同位素各谱线所要求的百分数, 分别计算各条谱线所要求的防护厚度, 取其最大值并适当地增加一个或两个半价层, 即得所需要的防护厚度。

[例一] 有一点状钴源, 它的 γ 当量为 400 克镭当量, 试计算距源 1 米处的照射量率是多少? 若将照射量率降为 1 毫伦/小时, 问用混凝土防护需多厚?

[解] 已知钴源的 γ 当量 $M = 400$ 克镭当量 $= 4 \times 10^5$ 毫克镭当量

$$\therefore 1 \text{ 米处的照射量率 } \dot{X} = \frac{8.4 \times 10^3 \times M}{R^2}$$

$$= \frac{8.4 \times 10^3 \times 4 \times 10^5}{100^2}$$

$$= 3.36 \times 10^5 \text{ 毫伦/小时}$$

将照射量率降为 1 毫伦/小时的减弱倍数 $K = \frac{3.36 \times 10^5 \text{ 毫伦/小时}}{1 \text{ 毫伦/小时}} = 3.36 \times 10^5$

已知 ^{60}Co 的 γ 射线平均能量 E_{γ} 为 1.25 兆电子伏, 查 21 页附录表六 $t_{\text{Fe}^{60}\text{Co}}$ ($\gamma = 2.2$) = 130 厘米

[例二] 一个放射性活度为 15 毫居里的 ^{24}Na 辐射源, 求离开 30 厘米远处的照射量率是多少?

[解] 已知 $Q = 15$ 毫居里
 ^{24}Na 的 $K_{\gamma} = 18.4$ 伦·厘米²/小时·毫居里

$$\dot{X} = \frac{K_{\gamma} Q}{R^2} \times 10^3 = \frac{18.4 \times 15}{(30)^2} \times 10^3 = 3 \times 10^2 \text{ 毫伦/小时}$$

3. 根据半价层(HVT)和十分之一价层(TVT)来计算防护厚度

所谓半价层(或十分之一价层)是指把照射量率减至原有照射量的一半(或十分之一)时的防护厚度。用此法来计算防护层的厚度, 但是很不精确, 一般用于约束的防护计算, 对射线所需的不需的减弱倍数 n 可写成 $n = 2^n$ (或 $K = 10^n$)。指数 n 就是所求出的(或十分之一)价层的数目。

则所需屏蔽层厚度为 $t = n \times \text{HVT}$ (或 $n \times \text{TVT}$) (5)

在附录表三中, 列出了约束的半价层(HVT)和十分之一价层(TVT)的数值, 可由公式 $\Delta_{1/2} = \frac{0.693}{\mu}$ 求出约束的半价层。

μ —— γ 射线在材料中的线性减弱系数 (厘米⁻¹)。如将钴源所产生的照射量率减少 $\frac{1}{2000}$, 求所需铅的防护厚度。

[解] 已知 ^{60}Co 源的 γ 射线的平均能量 $E_{\gamma} = 1.25$ 兆电子伏查附录表三得 ^{60}Co 源在铅中

$$\text{HVT} = 1.2 \text{ 厘米,} \\ \text{TVT} = 4 \text{ 厘米.}$$

$$\text{而 } K = 2000 \approx 2 \times 10^3 \\ \text{铅的厚度 } t = \text{HVT} + 3 \times \text{TVT}, \\ = 1.2 \text{ 厘米} + 3 \times 4 \text{ 厘米,} \\ = 13.2 \text{ 厘米.}$$

注: 半价层、半减弱厚度、半减弱层三者意义相同。

中子源的防护 [7] 放射性辐射的防护

$$= 3.83 \times 10^{22} \times (2 + 2 \times 2) \times 10^{-24}$$

$$= 0.23 \text{ 厘米}^{-1}$$

$$\therefore n_{\text{中子}} = \frac{10^6}{4\pi R^2} e^{-0.23R}$$

$R = 9.5$ 厘米, 故石蜡球半径为 9.5 厘米。

表6

不同强度中子源所需石蜡防护厚度

N(中子/秒)	1×10^6	5×10^6	1×10^7	5×10^7
R(厘米)	9.5	13.5	15.3	20

由于中子和原子核的作用复杂, 中子的防护计算不象 γ 射线的防护那样简单精确。中子的防护设计要做得好, 必须进行试验。对其它形式的防护层用计算公式(6)也可作大致地估计, 但一般不用公式计算, 可直接用在实践中总结出来的经验数据。一般来说, 对中子源的防护层用 $18-20$ 厘米的每公斤含 20 克硼的石蜡就够了。

在中子和 γ 射线都很强的情况下, 不能简单地用一层中子防护层和一层 γ 射线防护层来解决防护问题, 应当用相间的几层轻元素和重元素组成或由轻元素和重元素作成足够均匀的混合物来作防护屏。

$= 25$ 中子/秒·厘米²
(相当于 2.5 毫雷姆/小时的通量密度为 18 中子/秒·厘米²)

1 米远处 γ 射线的照射量率为:

$$\dot{X} = \frac{8.4 \times 10^3 M}{R^2} = \frac{8.4 \times 10^3 \times 250}{100^2}$$

$$= 2.1 \times 10^2 \text{ 毫伦/小时}$$

所以, 二者的防护, γ 射线是主要的。

[例二] 强度为 $N = 10^6$ 中子/秒的 ^{210}Po -Be 中子源, 置于石蜡球中, 为把石蜡球表面中子通量降低到 $n_{\text{中子}} = 100$ 中子/秒·厘米², 求所需石蜡厚度。

[解]

$$\text{应用公式 } n_{\text{中子}} = \frac{N}{4\pi R^2} e^{-\sum \sigma_i n_i R} \quad (6)$$

σ_i —— 中子的总截面 (靶);

n_i —— 原子数/厘米³ (石蜡)。

^{210}Po -Be 中子源的中子平均能量为 4 兆电子伏, 中子总截面 $\sigma_H = 2$ 靶, $\sigma_C = 2$ 靶, 石蜡的密度为 0.89 克/厘米³, 化学式为 CH_2 , 分子量为 14 , 所以 1 厘米³ 石蜡中 CH_2 基的数目为:

$$n_{\text{CH}_2} = \frac{0.89 \times 6.023 \times 10^{23}}{14}$$

$$= 3.83 \times 10^{22} \text{ CH}_2 \text{ 基/厘米}^3$$

$$\sum \sigma_i n_i = n_{\text{CH}_2} \cdot (\sigma_C + 2\sigma_H)$$

中子的穿透本领很强, 对人危害很大, 所以要特别注意防护。经常有中子防护的地方有反应堆、加速器及一般常用的中子源。这里着重介绍实验室常用中子源的屏蔽。

常用的中子源多半是 (α, n) 或 (γ, n) 类型的中子源, 即 α 粒子轰击低质量元素 (如铍、锂、氮、硼等) 而放出中子。此外, 还有一种是利用 γ 射线打到元素的核上来产生中子的叫光激中子源。

用轻元素作中子的慢化剂使中子与其碰撞时能量损失较大, 慢化较快, 其中最好的是氢, 所以一般用水、石蜡等含氢多的物质作为防护中子的慢化剂。对吸收剂的要求是在捕获中子时放出的粒子能量小, 而且容易被吸收, 如硼和锂。中子的防护一般是将慢化剂和吸收剂混在一起用, 例如硼酸水溶液和含有 20 克/公斤硼酸的石蜡。

对 ^{124}Sb -Be、 ^{226}Ra -Be 中子源要同时考虑 γ 射线和中子的防护, 其中防护 γ 射线是主要的。

对 ^{210}Po -Be、 ^{241}Am -Be 中子源, 只有很少的 γ 射线, 可以只考虑对中子的防护。

[例一] 250 毫克镭当量的 ^{226}Ra -Be 中子源, 中子强度 $N_{\text{中子}} = 3.2 \times 10^6$ 中子/秒, 试计算 1 米远处的中子通量和 γ 射线照射量率。

[解] 1 米远处的中子通量密度为:

$$n_{\text{中子}} = \frac{N_{\text{中子}}}{4\pi R^2} = \frac{3.2 \times 10^6}{4\pi (100)^2}$$

屏蔽材料[8]放射性辐射的防护

也含有很多的轻元素，故能很好地屏蔽 γ 射线，又能很好地减速中子。

铅玻璃由于密度高、透光，通常用来作防护视窗，但铅玻璃耐辐射性能差，故常在视窗的辐射源一侧加一层耐辐射玻璃。

混凝土是很多元素的混合物，便宜、易浇注、结构性能良好，是它的主要优点，适宜作为固定辐射源的屏蔽材料。

为了提高屏蔽 γ 射线的能力，加入适当的填料（铁矿石、磁铁矿、重晶石等）可以做成不同密度的混凝土。

除普通混凝土容重不低于2.2吨/米³外，其它均称为重混凝土（一般规定容重2.5吨/米³以上的混凝土），见表8。

用于屏蔽的材料是多种多样的，一般说来任何材料都能吸收和减弱射线。究竟选择何种材料，则要根据具体的屏蔽对象、屏蔽任务来确定，以便取得较优的防护效果。下面就常见的 γ 射线和中子的屏蔽材料介绍一下。

γ 射线的屏蔽材料

根据 γ 射线与物质的相互作用，从屏蔽性能上来说，凡是原子序数大的、密度高的材料都是好的 γ 射线屏蔽材料。常用的 γ 射线屏蔽材料是铅、铸铁、混凝土等。

表8

名称	比重 (吨/米 ³)	要求
赤铁矿混凝土	3.2—4.0	细集料中Fe ₂ O ₃ 含量不低于60%，粗集料中Fe ₂ O ₃ 含量不低于75%，含少量杂质，特别是粘土夹杂，比重大，坚硬石块含量多。
磁铁矿混凝土	4.3—5.1	同上
重晶石混凝土	4.3—4.7	BaSO ₄ 含量不低于80%，内含石膏或黄铁矿的硫化物及硫酸化合物不超过7%。
加褐铁矿砂的混凝土	3.2—4.0	Fe ₂ O ₃ 含量不低于70%，含少量杂质，特别是粘土夹杂。

当中子同时存在的情况下，混凝土是很好的屏蔽材料。它既含有很多的重元素，

表7

名称	比重 (吨/米 ³)	主要优缺点	主要用途
铸铁	7.2	比重大，抗X、 γ 辐射性能好，可用作承重结构，比其它金属材料便宜，导热性能好；易受侵蚀介质腐蚀。	结构厚度在客观上受到限制时用作辐射屏蔽结构、防护门等。
铅	11.34	比其它材料大，抗X、 γ 辐射性能好，比其它材料好，使用性能稳定；结构性能差（不耐高温、会蠕变），价格高，如处理不慎时有毒性。	小体积屏蔽，铅砂可用作防护门填充料。

表9

耐辐射玻璃K ₅₀₉ (比重2.52)、BaK ₅₀₁ (比重2.76)			
形状	直径或长 (毫米)	宽 (毫米)	厚 (毫米)
圆玻璃	ϕ 300—800		8—100
方玻璃	400—1000	300—500	8—20
	400—650	200—400	50—100

表10

防辐射玻璃 ZF ₁ (铅当量* = 0.33) ZF ₁ (铅当量 = 0.43) ZF ₆ (铅当量** = 3.86) ZF ₆ (铅当量 = 5.19) ZF ₆ (铅当量 = 0.41) ZF ₆ (铅当量 = 4.77)			
形状	直径或长 (毫米)	宽 (毫米)	厚 (毫米)
圆玻璃	ϕ 250—600		50—130
方玻璃	400—650	250—400	20—130

* 铅当量是以⁶⁰Co作 γ 射线源，用计数器测量和计算通过玻璃照射前后计数率的比值，并同铅片对 γ 射线的吸收比较，找出具有相同计数率比值的铅厚度。

$$\text{铅当量} = \frac{\text{铅厚度}}{\text{玻璃厚度}}$$

** 比重单位为：克/厘米³

注：表9、表10中列出的铅玻璃牌号不全，在此仅作参考例子。

屏蔽材料[9]放射性辐射的防护

式中 P ——材料比重 (克/厘米³);

t ——材料厚度 (厘米)。

2. 对于成分不相同的屏蔽材料

$$\mu_1 t_1 = \mu_2 t_2$$

式中 μ —— γ 射线在材料中的线性减弱系数 (厘米⁻¹);

t ——材料厚度 (厘米)。

许硼的方法来减少。

2. 含硼材料: 有几种很易溶解的普通硼化合物, 可以加在水中或其它材料中, 以增加对热中子的俘获率。这样可减少俘获辐射强度及材料的活化。常见的含硼物质有硼酸、硼砂、碳化硼、含硼石蜡、硼钢、硼石墨和其它硼化物。含硼材料一般会引起工艺上的一些困难或其它问题。例如: 钢中含硼会增加焊接的困难, 另外抗腐蚀性也变差了, 混凝土中含硼会增加搅拌和浇注的困难。

一般在必须减少热中子俘获 γ 辐射和作为反应堆的“热”屏蔽时才使用它。有时也将含硼物(如碳化硼)掺入砂浆内, 组成实验室内特殊墙面、天花板粉刷层, 用以吸收热中子, 减少实验室内的“本底”。

此外, 普通混凝土、石蜡、石墨也是常用的防护中子材料。

γ 屏蔽材料的厚度换算

1. 对成分相同的屏蔽材料

$$P_1 t_1 = P_2 t_2$$

中子的屏蔽材料

前面已经提出, 用原子量小的材料来防护中子最为有效, 最适宜使用含氢的材料。在高能中子存在时, 重元素的材料也是很有效的, 因为可借非弹性散射使快中子很快减速到阈能以下。使慢中子被吸收而不发生俘获辐射或者为了减少材料的活化, 含硼材料也经常使用。

常见的几种防护中子的材料

1. 水: 由于水的氢原子含量很高, 每立方厘米约有 6.7×10^{22} 个氢原子, 故常用来防护中子。水的最大优点是价格便宜, 容易得到, 没有毒性, 在很多情况下是稳定的。

在很强的辐射作用下(如在反应堆中、强 γ 源中)水会分解, 生成有害气体; 当水中含有溶解的盐类时, 更易分解。为此, 应使用蒸馏水来作防护层。用蒸馏水还有个好处, 就是减少了杂质的活化, 否则会增加放射性污水处理的困难。

在水中产生的俘获辐射可以在水中加少

土建设计常遇到的几个问题[10]放射性辐射的防护

穿孔和缝隙减弱的防护层厚度，视穿管和缝隙大小用铸铁或加大防护层材料比重加以补偿。

$$t_{Pb} = 3/5 t_{Fe} - 15$$

t_{Pb} ——为 $\rho = 11.34$ 的铅厚度 (毫米)。

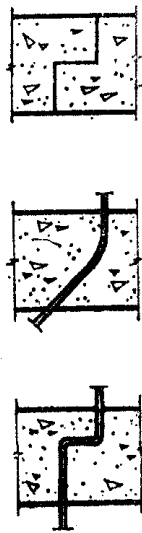
屏蔽层上的容许缝宽及穿孔 (管)

原则上不允许在屏蔽层的一面正对着辐射源，而另一面正对着人员经常停留的地点出现直通缝或穿孔(管)。如果有特殊要求，必须在屏蔽层上设直通圆柱孔和直通矩形缝时 (此时的泄漏照射量为 3 毫伦/小时)，以“129能谱”半无穷体源的一般计算结果为例，列于表11，供设计时参考。

表 11

混凝土屏蔽层厚度 L (毫米)	直通圆柱孔的容许直径 D (毫米)	直通矩形缝的容许宽度 T (毫米)
100	400	66
200	224	18
300	129	5
400	73	1.5
500	41	0.4
600	22	0.1
700	12	3×10^{-2}
800	8	
900	5	
1000	3	
1100	2	
1200	1	
1300	0.8	
1400	0.6	
1500	0.4	

一般各种管道穿过防护层时或防护层上必须出现缝隙时，按下例处理：

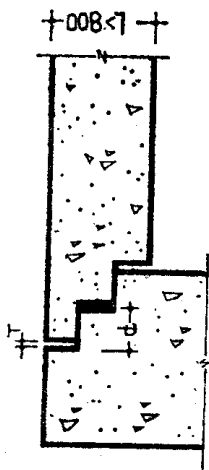


防护盖板分阶

对于设备室盖板厚度 (真正防护厚度) 小于或等于 800 毫米时，盖板分为二阶，当盖板防护厚度大于 800 毫米时分三阶。

对于管沟盖板防护厚度大于 900 毫米时分为三阶。

其分阶距应大于缝宽的 5 倍 ($d = 5T$)。在尺寸受到限制时，可放宽到 3 倍 (即 $d = 3T$)，混凝土盖板的缝宽要求不应大于 15 毫米。



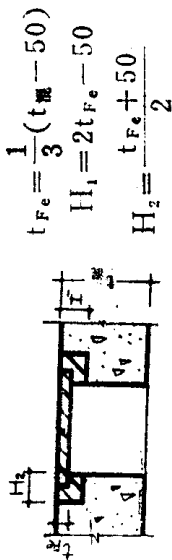
以“129能谱”算出的屏蔽层混凝土厚度等效的铸铁厚度近似公式

$$t_{Fe} = 1/3(t_{混} - 50)$$

t_{Fe} ——为 $\rho = 7.2$ 的铸铁厚度 (毫米)；
 $t_{混}$ ——为 $\rho = 2.2$ 的混凝土厚度 (毫米)。

以“129能谱”算出的铸铁等效的铅厚度近似公式

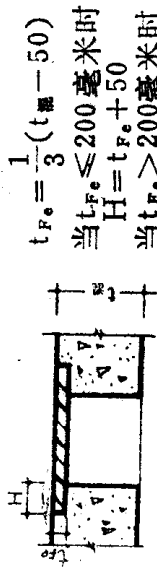
混凝土屏蔽层补偿铸铁嵌入件的尺寸关系



$$t_{Fe} = \frac{1}{3}(t_{混} - 50)$$

$$H_1 = 2t_{Fe} - 50$$

$$H_2 = \frac{t_{Fe} + 50}{2}$$

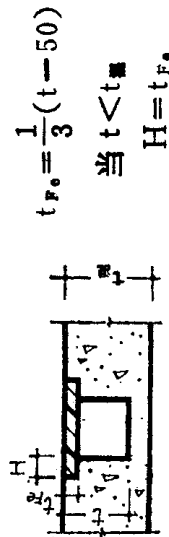


$$t_{Fe} = \frac{1}{3}(t_{混} - 50)$$

当 $t_{Fe} \leq 200$ 毫米时
 $H = t_{Fe} + 50$

当 $t_{Fe} > 200$ 毫米时
 $H = t_{Fe} + 100$

局部屏蔽补偿铸铁嵌入件尺寸关系

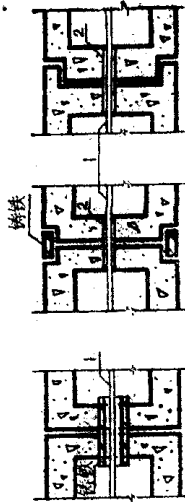


$$t_{Fe} = \frac{1}{3}(t_{混} - 50)$$

当 $t < t_{混}$
 $H = t_{Fe}$

放射性管道穿过伸缩缝处的做法

1——放射性管道； 2——导管



注：“129能谱”见25页附录表二。

辐射监测[11]放射性辐射的防护

放射实验室在设计和使用过程中尽管采取了多种安全措施，防止超过容许的外照射剂量标准和空气中的容许浓度，但在使用过程中还会有一些设计时估计不到的情况或事故发生，这就需要经常进行辐射监测（个人剂量监测、环境监测、现场检查放射性实验室的安全状况和三废治理是否符合国家规定，以确保工作人员和附近居民的安全。

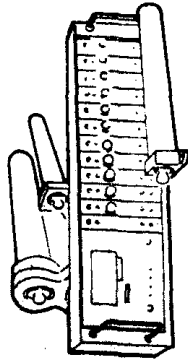
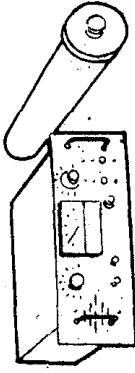
辐射监测的内容

1. 周围环境的监测，包括排入环境的放射性废水、废气的总量、组成和比放。防护监测区及附近居民区内空气、水、土壤、大气沉降灰、有代表性的动植物样品中放射性核素的量和组分、地面的 β 、 γ 辐射强度等。
2. 工作场所的监测，包括 β 、 γ 及中子辐射强度，空气中放射性的浓度和组成及放射性气体的浓度、表面污染水平及污染范围、配合检修及处理事故时的监测等。
3. 工作人员所受的内外照射剂量当量的监测。
4. 其它工种要求的监测。

各类放射性实验室、厂房均应对 γ 辐射水平进行监测

1. 凡经常有人活动， γ 辐射照射量率有可能升高并超过最大容许水平的工作场所可用固定式仪表远距离定点监测。固定式仪表的探头通常布置在人员经常活动，对可能出现的异常照射最为敏感的地方，安装高度以距地1—1.5米为宜。二次仪表放在控制间，中间用电缆连接，以实现远距离控制和测量。根据需要，可接入报警信号系统（如信号灯、铃）和自动记录装置。常用 γ 固定式仪表见表12。

表12

名称和型号	仪器外型	用途	探测原理及器件	使用条件	主要技术性能
FJ-321CG, 型多道报警器 FJ-321CG, 型多道报警器 FJ-321CG, 型多道报警器		用于远距离测量 γ 照射量率，当照射量率超过规定水平时，自动发出音响及灯光信号。	采用不同类型盖革计数管为探测元件组成不同量程的多道报警系列。	温度 0—45℃ (操作台) —10—50℃ (探头) 相对湿度 $\leq 95\% \pm 3\%$ (30℃ ± 2 ℃) 供电 交流50周/秒 220伏 $\pm 10\%$ 消耗功率 <40瓦	系列代号 FJ-321G ₁ , FJ-321G ₂ , FJ-321G ₃ , FJ-321G ₄ , FJ-321G ₅ 报警数值 11 8 4 探头编号 I II III IV 测量范围 1×10^{-2} —1, 0.1—10, 1—1000 (微伦/秒) 0.1—200 测量距离 最大200米 (电缆STYVP-4)
FJ-334G ₃ 型 固定式 γ 微伦计		供放射实验室、同位素工厂连续监测 γ 照射量率用，具有报警装置。	探测器系空气电离室，体积为一升，静电计管为DC=2，线路晶体管化。	温度 0—40℃ (操作台) —10—50℃ (探头) 相对湿度 $80 \pm 3\%$ (操作台) 95 $\pm 3\%$ (探头) 供电 交流50周/秒，220伏 $\pm 10\%$ 消耗功率 <50瓦	测量范围 0—1, 3, 10, 1×10^2 , 3×10^3 , (微伦/秒) 1×10^3 , 3×10^3 , 1×10^4 , 3×10^4 , 1×10^5 测量距离 最大250米 (电缆SBHP-500-10 $\times 1$)