

## 辐射防护的方法

辐射对人体的照射方式有外照射和内照射两种。体外辐射源对人体的照射称为外照射，进入人体的放射性同位素对人体的照射，称为内照射。

外照射的基本防护原则是，缩短照射时间、加大人员与辐射源的距离和进行适当的屏蔽。内照射防护最根本的方法是尽量减少放射性物质进入体内的机会。例如制定合理的卫生管理制度，通风，密闭存放和操作，个人防护等等。

### 第一节 X 或 $\gamma$ 射线的外照射防护

与 X、 $\gamma$ 射线相关的辐射源有：X 射线机、加速器 X 射线源和放射性核素。X 射线机的工作电压通常低于 400kV，电子加速器产生的高能 X 射线一般为 2~30MeV。放射性核素产生的 X 或 $\gamma$ 射线一般在几 keV 到几 MeV 之间。

#### 1. 1 X 或 $\gamma$ 辐射源的剂量计算

##### 1、X 射线机

X 射线机的发射率常数 $\delta_x$ 定义为：当管电流为 1mA 时，距离阳极靶 1m 处，由初级射线束产生的空气比释动能率，其单位是  $\text{mGy}\cdot\text{m}^2\cdot\text{mA}^{-1}\cdot\text{min}^{-1}$ 。

发射率常数 $\delta_x$ 与 X 射线管类型、管电压及其电压波形、靶的材料和形状、以及过滤片的材料和厚度等因素有关。准确的发射率常数应通过实验测量得出。准确度要求不高时，也可查手册中的发射率常数曲线来近似估计。

空气比释动能率  $\dot{K}_a$  可近似按下式计算：

$$\dot{K}_a = I\delta_x(r_0/r)^2 \quad (2.1)$$

式中， $r_0=1\text{m}$ ；I 是管电流，单位是 mA； $\dot{K}_a$  的单位是  $\text{mGy}\cdot\text{min}^{-1}$ 。

例 1：为某患者做 X 射线拍片，设 X 射线管钨靶离患者 0.75m，曝光时间 0.6s。已知管电压为 90kV、管电流 50mA，出口处过滤片为 2mm 铝。试估算患者表面所在处的吸收剂量（忽略人身的散射影响）。

解：查得该条件下，发射率常数 $\delta_x$ 为  $7.8 \text{ mGy}\cdot\text{m}^2\cdot\text{mA}^{-1}\cdot\text{min}^{-1}$ ，由公式（2.1）计算  $\dot{K}_a$  为  $693 \text{ mGy}\cdot\text{min}^{-1}$ ，空气比释动能为  $6.93 \text{ mGy}$ 。吸收剂量值近似等于空气比释动能值，为  $6.93 \text{ mGy}$ 。

##### 2、加速器 X 射线源

由加速器输出的电子束产生的 X 射线源的发射率，同电子能量、束流强度、靶物质的原子序数以及靶的厚度等因素有关，并随出射角度而异。

一般，当电子能量低于 1MeV 时，最大发射率方向倾向于与电子束入射方向垂直；随着电子能量增高，最大发射率方向越来越偏向入射电子束方向。

加速器 X 射线的发射率常数 $\delta_a$ 定义为，将 X 射线源看成点源，单位束流（1mA）在标准距离 1m 处所形成的吸收剂量指数率，其单位是  $\text{Gy}\cdot\text{m}^2\cdot\text{mA}^{-1}\cdot\text{min}^{-1}$ 。当电子束入射到低 Z 厚靶材料上时，向垂直方向和向前方向出射的 X 射线的发射率常数 $\delta_a'$ ，可以利用对于高 Z

厚靶的 $\delta_a$ 值乘以表 2.1 中给出的修正因子给予粗略地估计。

表 2.1 近似估计低 Z 靶或结构材料的 X 射线发射率所用的修正因子

靶或结构材料	原子序数 Z	向前方向 (0°方向)	垂直方向 (90°方向)
铜或铁	26 或 29	0.7	0.5
铝和混凝土	13	0.5	0.3

根据加速器 X 射线的发射率常数 $\delta_a$ 定义, 可以用下列公式计算距离靶 r 处的吸收剂量指数率 $D_1$ :

$$D_1 = I \delta_a / r^2 \quad (2.2)$$

例 2: 假定能量为 3MeV、流强为 2mA、直径为 1cm 的电子束轰击高 Z (钨) 厚靶。计算与靶距离 0°方向, 5m; 90°方向, 4m 处的吸收剂量指数率。若该靶换成铁靶, 上述两点处的吸收剂量指数率又为多少?

解: 由图 2.1 查得, 能量为 3MeV 的电子束在 0°方向和 90°方向上的发射率常数分别为  $\delta_{a, 0} = 11 \text{ Gy} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{mA}^{-1} \cdot \text{min}^{-1}$  和  $\delta_{a, 90} = 3.0 \text{ Gy} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{mA}^{-1} \cdot \text{min}^{-1}$ 。于是, 由公式 (2.2), 分别得 0°方向和 90°方向上的吸收剂量指数率为  $0.88 \text{ Gy} \cdot \text{min}^{-1}$  和  $0.38 \text{ Gy} \cdot \text{min}^{-1}$ 。

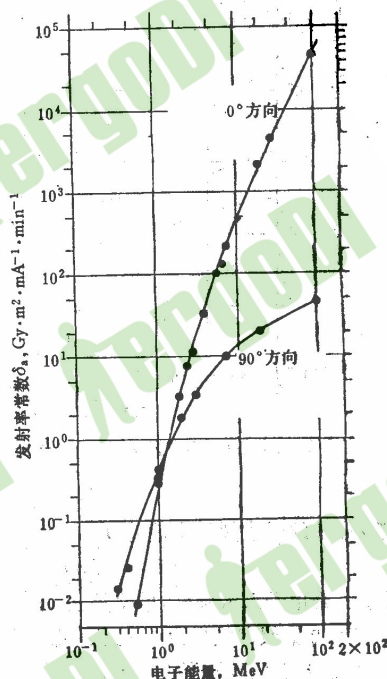


图 2.1 电子束垂直投射高 Z (>73) 厚靶上产生的 X 射线发射率常数

查表 2.1, 对铁靶在 0°方向和 90°方向上的修正因子分别为 0.7 和 0.5, 因此, 相应的 0°方向和 90°方向上的吸收剂量指数率为  $0.62 \text{ Gy} \cdot \text{min}^{-1}$  和  $0.19 \text{ Gy} \cdot \text{min}^{-1}$ 。

### 3、 $\gamma$ 放射性同位素源

$\gamma$ 放射性同位素源在空气中某点的空气比释动能率, 取决于光子能量、源的活度、源的形状以及与源的距离。当参考点与源的距离远大于源的大小时, 辐射源可近似为点源处理。

空气比释动能率常数 $\Gamma_K$ 定义为, 单位活度 (1Bq) 的放射性同位素源在标准距离 1m 处所形成的空气比释动能率, 其单位是  $\text{Gy} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ 。

根据定义, 活度为 A (Bq) 的 $\gamma$ 点源, 距离为 r (m) 的位置的空气比释动能率  $K_a$ 为

$$\dot{K}_a = A \Gamma_K / r^2 \quad (2.3)$$

例 3: 求距离 100Ci 的  $^{60}\text{Co}$  点源 2 米处的空气比释动能率?

解: 查表得  $^{60}\text{Co}$  源的空气比释动能率常数 $\Gamma_K$  为  $8.67 \times 10^{-17} \text{ Gy} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ , 代入公式 (2.3)

得,  $K_a = 3.7 \times 10^{12} \times 8.67 \times 10^{-17} / 2^2 \text{ Gy} \cdot \text{s}^{-1} = 0.289 \text{ Gy/h}$ 。

### 1.2 X、 $\gamma$ 射线在物质中的减弱规律

X 或 $\gamma$ 辐射在穿过物质时，其束流强度将遵循指数规律逐渐减弱。

对于窄束辐射，存在以下关系式：

$$I(d) = I_0 e^{-\mu d} \quad (2.4)$$

其中  $I(d)$  为穿过厚度为  $d$  的物质后的辐射强度， $I_0$  为辐射进入物质前的强度， $\mu$  为吸收体的线性吸收系数。 $\mu$  的单位是  $\text{cm}^{-1}$ ， $d$  的单位是  $\text{cm}$ 。

在宽束辐射情况下，光子和吸收物体间的多次康普顿散射可以导致观测点的辐射强度增加，需引入累积因子  $B$  对多次散射的影响作简单的倍数修正。此时，公式 (2.4) 应更换为：

$$I(d) = BI_0 e^{-\mu d} \quad (2.5)$$

式中累积因子  $B$  的大小取决于入射光子能量、吸收体、准直条件等因素。

屏蔽计算中使用半减弱厚度 $\Delta_{1/2}$ 和十倍减弱厚度 $\Delta_{1/10}$ 来定义将入射 $\gamma$ 光子数（注量率或照射量率等）减弱一半或十分之一所需的屏蔽层厚度。但是，给定辐射在屏蔽介质中的 $\Delta_{1/2}$ 和 $\Delta_{1/10}$ 值并不是一个常数，而是随着减弱倍数的增加而略有变化。当辐射穿过一定厚度的物质层后，存在一个平衡的 $\Delta_{1/2}$ 和 $\Delta_{1/10}$ 值。该值可用于对已经有一定程度衰减的辐射束的屏蔽能力和屏蔽厚度的近似估算。表 2.2 列出  $^{60}\text{Co}$  源  $\gamma$  辐射的宽束的平衡 $\Delta_{1/2}$ 和 $\Delta_{1/10}$ 值，

表 2.2  $^{60}\text{Co}$  源  $\gamma$  辐射的宽束平衡  $\Delta_{1/2}$  和  $\Delta_{1/10}$  值

屏蔽材料	铀	铅	钢	混凝土
$\Delta_{1/2}(\text{cm})$	0.7	1.2	2.0	6.1
$\Delta_{1/10}(\text{cm})$	2.2	4.0	6.7	20.3

用以屏蔽 X 或  $\gamma$  射线的材料种类很多。常用的屏蔽材料有铅、铁、混凝土、水等。砖、砂石、泥土由于在建筑上的广泛使用，客观上也起到屏蔽一部分射线的作用。另外，为了减少总重量和减小体积，可以选择一些高密度材料如钨、铀等作局部屏蔽。

### 1.3 屏蔽计算

屏蔽防护的目的在于：设置足够的厚度的屏蔽层，使所关心的一点（以下称参考点）处由于各种辐射源造成的当量剂量指数率的总和，不超过事先规定的控制水平。

#### 1、X 射线机

例 4：一台 X 射线机，管电压 250kV，管电流 30mA，每周工作 5 天，每天工作 4 小时，参考点位于 X 射线前方（居留因子  $q=1$ ），它与靶之间的距离为 2 米。试计算初级混凝土屏蔽墙为多少？假设束定向因子  $u=1/4$ ， $\dot{H}_{L,W}=3 \times 10^{-1} \text{mSv} \cdot \text{周}^{-1}$ 。

解：因  $W=30 \times 5 \times 4 \times 60=36000 \text{mA} \cdot \text{min} \cdot \text{周}^{-1}$ ，故有效工作负荷， $Wuq=9 \times 10^3 \text{mA} \cdot \text{min} \cdot \text{周}^{-1}$ 。由此得透射系数 $\zeta$ ，

$$\zeta = \frac{\dot{H}_{L,W} \cdot r_p^2}{Wuq} = \frac{3 \times 10^{-1} \times 2^2}{9 \times 10^3} = 1.33 \times 10^{-4} \text{mSv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{mA}^{-1} \cdot \text{min}^{-1}$$

查宽束 X 射线对混凝土的透射系数图，与透射系数  $1.33 \times 10^{-4} \text{mSv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{mA}^{-1} \cdot \text{min}^{-1}$  对应的混凝土厚度为 44cm。

上述在 X 射线机前方，与初级 X 射线正对的屏蔽层称为初级屏蔽层（或主屏蔽层）。由计算可知。本题的初级屏蔽层厚度为 44cm。对医用 X 射线机，除考虑初级 X 射线外，从 X 射线机机头防护外壳泄漏的辐射和初级 X 射线在病人身上产生的散射辐射，对 X 射线机两侧的人体也可产生照射。对这种次级照射的防护分别对应于泄漏射线和散射线，相应的屏蔽层称为次级屏蔽层。对于例 6，经计算，某典型情况下防护泄漏射线需 24cm 混凝土墙，防护病人身体的散射线需 30cm 混凝土墙。两者一起，在 X 射线侧面次级屏蔽层的最终厚度为 32.8cm。增加的 2.8cm 是 250kV X 射线在混凝土中的半减弱厚度。

## 2、加速器 X 射线源的屏蔽计算

在加速器装置中，电子束射到靶上产生的 X 射线，称为初级 X 射线。下面分两种情况讨论有关的屏蔽计算方法。

(1) 沿入射电子方向发射的初级 X 射线的屏蔽计算

设  $\eta_x$  是  $0^\circ$  方向上的 X 射线在屏蔽层中的透射比。则屏蔽要求可以写成下列形式：

$$\dot{H}_{I,r}(d) = \frac{I \cdot \delta_a \cdot \eta_x \cdot q}{r^2} \leq \dot{H}_{L,h} \quad (2.6)$$

式中， $\dot{H}_{I,r}(d)$  是经过厚度为  $d$  的屏蔽层后，在参考点上初级 X 射线束的当量剂量指数率；

$\dot{H}_{L,h}$  是在参考点上的当量剂量指数率的控制水平； $\delta_a$  是加速器 X 射线的发射率常数； $I$  是电子束流强； $q$  是参考点所在区域的居留因子。

例 5：一台电子直线加速器，被加速的电子能量为 10MeV，平均束流强度为 0.2mA。计算防护  $0^\circ$  方向 X 射线所需的混凝土屏蔽层厚度。设靶与位于屏蔽层后的参考点距离  $r$  为 7 米，且屏蔽层外是属非控制区 ( $q=1/4$ )，又设参考点上的当量剂量率的控制水平  $\dot{H}_{L,h}$  为 7.5  $\mu\text{Gy/h}$ 。

解：查得 10MeV  $0^\circ$  方向上 X 射线发射率常数  $\delta_a(0^\circ)$  为 450  $\text{Gy}\cdot\text{m}^2\cdot\text{mA}^{-1}\cdot\text{min}^{-1}$ 。则计算透射比  $\eta_x$  为，

$$\eta_x(0^\circ) \leq \frac{7.5 \times 10^{-6} \times 7^2}{60 \times 0.2 \times 450 \times \frac{1}{4}} = 2.7 \times 10^{-7}$$

设  $K$  为相应的减弱倍数， $K=1/\eta$ ，该题中计算  $K=3.7 \times 10^6$ 。可以用三种方法得到相应的混凝土厚度。

A. 由透射比  $\eta_x$  查有关附图，得 10MeV 时与透射比为  $2.7 \times 10^{-7}$  相应的混凝土厚度为 2.55m。

B. 由  $E=10\text{MeV}$ ， $K=3.7 \times 10^6$  查有关附表，得 2.58m。

C. 由十倍减弱厚度  $\Delta_{1/10}$ ，对于 10MeV X 射线，查图得  $\Delta_{1/10, 1}=0.41\text{m}$ ， $\Delta_{1/10, e}=0.39\text{m}$ 。

计算  $n=\lg(1/\eta)=6.57$ ，则  $d=0.41+0.39 \times 5.57=2.58\text{m}$ 。

上面  $\Delta_{1/10, 1}$  是靠近辐射源的第一个十倍减弱厚度， $\Delta_{1/10, e}$  是第一个十倍减弱厚度之后的十倍减弱厚度，其值近似为常数，即所谓平衡十倍减弱厚度。

(2) 沿与电子束入射方向为  $90^\circ$  的初级 X 射线的屏蔽计算

屏蔽  $90^\circ$  方向上的初级 X 射线束屏蔽层厚度可以采用与  $0^\circ$  方向上类似的计算方法，但需注意两点：

① 取  $90^\circ$  方向上 X 射线发射率常数  $\delta_a(90^\circ)$



② 计算出透射比 $\eta$ 后, 由于加速器产生的 X 射线在  $90^\circ$  方向上的能量与  $0^\circ$  方向上的不同, 需查相应方向上的等效入射电子能量  $E'$ , 然后, 再根据  $E'$  得到有关的屏蔽厚度。

如例 5 情况下,  $\delta_a(90^\circ)$  为  $30 \text{ Gy}\cdot\text{m}^2 \text{ mA}^{-1}\cdot\text{min}^{-1}$ 。与原入射电子能量  $10\text{MeV}$  相对应的等效入射电子能量为  $6\text{MeV}$ 。设居留因子为 1, 7 米处控制水平  $\dot{H}_{L,h}$  为  $7.5 \mu\text{Gy/h}$ , 则  $\eta=1.02\times 10^{-6}$ ,  $K=0.98\times 10^6$ 。由  $E'=6\text{MeV}$ ,  $K=0.98\times 10^6$  查有关附表, 得  $d=2.05\text{m}$ 。

### 3、 $\gamma$ 射线的屏蔽防护

例 6: 欲将放射性活度为  $3.7\times 10^{12}\text{Bq}$  的  $^{60}\text{Co}$  源置于一个铅容器中, 要求容器表面的当量剂量率小于  $2\text{mGy/h}$ , 且距离容器表面 1 米处的当量剂量率应小于  $50 \mu\text{Gy/h}$ 。设容器表面到源的距离  $r=25\text{cm}$ , 求铅容器的屏蔽厚度。

解: 查表得  $^{60}\text{Co}$  源的空气比释动能率常数  $\Gamma_K$  为  $8.67\times 10^{-17} \text{ Gy}\cdot\text{m}^2 \cdot \text{Bq}^{-1}\cdot\text{s}^{-1}$ 。如果不加屏蔽, 分别代入公式 (2.3) 得  $r=25\text{cm}$  和  $r'=125\text{cm}$  处的空气比释动能率分别为  $18.5\text{Gy/h}$  和  $0.74\text{Gy/h}$ 。对  $^{60}\text{Co}$  源可以认为当量剂量与比释动能数值相等, 然后分别计算达到条件 1 和条件 2 时的减弱倍数  $K=9.25\times 10^3$  和  $K'=1.48\times 10^4$ , 取较大的减弱倍数  $K'=1.48\times 10^4$ , 查得铅的屏蔽厚度为  $16.9\text{cm}$ , 实际可取  $17.0\text{cm}$ 。

## 第二节 电子外照射的防护

带电粒子穿过物质时, 主要通过激发、电离过程损失能量。带电粒子在物质中沿其入射方向所穿过的最大直线距离, 称为带电粒子在该物质中的射程。只要物质层的厚度大于等于带电粒子在其中的射程, 那么, 所有入射的带电粒子都将被吸收。

### 2. 1 $\beta$ 粒子和单能电子束的屏蔽计算

能量为  $E$  ( $\text{MeV}$ ) 的单能电子束, 在低  $Z$  物质中的射程, 可以由下列经验公式计算, 即

$$R=0.412E^{(1.265-0.0954\ln E)} \quad 0.01<E<2.5\text{MeV} \quad (2.7)$$

$$R=0.53E-0.106 \quad 2.5\leq E<20\text{MeV} \quad (2.8)$$

式中,  $R$  是电子在低  $Z$  物质中的射程,  $\text{g}/\text{cm}^2$ 。

$\beta$ 粒子的能谱是连续谱, 但是,  $\beta$ 粒子的射程, 与能量等于 $\beta$ 粒子最大能量的单能电子的射程是一样的。

带电粒子的射程常用质量厚度 ( $\text{g}/\text{cm}^2$ ) 表示, 其优点是因为屏蔽电子、 $\beta$ 粒子的常用材料, 如铝、塑料、普通玻璃等, 尽管它们的密度相差很大, 但以  $\text{g}/\text{cm}^2$  为单位的质量射程, 数值上都很接近。因此, 计算出质量射程后, 分别除以有关材料的密度  $\rho$  ( $\text{g}/\text{cm}^3$ ), 就得到相应材料所对应的单能电子或 $\beta$ 粒子的屏蔽厚度  $d$  ( $\text{cm}$ )。

### 2. 2 $\beta$ 粒子所致韧致辐射的屏蔽计算

$\beta$ 粒子被自身源物质及源周围的其它物质阻止时分别产生的内、外韧致辐射, 在某些情况下是不能忽视的。在估算外照射剂量和确定屏蔽厚度时, 必须考虑 $\beta$ 粒子的外韧致辐射。

#### 1、 $\beta$ 粒子所致韧致辐射的剂量计算

设,  $\dot{D}$  是屏蔽层中由 $\beta$ 粒子产生的韧致辐射在  $r$  ( $\text{m}$ ) 处空气中的吸收剂量率,  $\text{Gy/h}$ ;  $\mu_{\text{en}}/\rho$  是平均能量为  $E_b=\bar{E}_\beta$  的韧致辐射在空气中的质量能量吸收系数,  $\text{m}^2/\text{kg}$ ;  $A$  是源活度,  $\text{Bq}$ ;

$Z_e$ 是吸收 $\beta$ 粒子的屏蔽材料（或靶核）的有效原子序数。则计算可得：

$$\dot{D} = 4.58 \times 10^{-14} AZ_e \left( \frac{E_b}{r} \right)^2 (\mu_{en} / \rho) \quad (2.9)$$

上式中， $E_b$ 的单位取 MeV。

例 7：设活度为  $3.7 \times 10^{11} \text{Bq}$  的点状  $^{32}\text{P}$  固体源，问用铝屏蔽  $\beta$  粒子被铝完全屏蔽时，由此产生的韧致辐射在 0.2m 处空气中产生的剂量率有多大？若用铅屏蔽韧致辐射，那么铅屏蔽层为多厚？假设当量剂量率的控制水平  $\dot{H}_{L,h}$  为  $25 \mu\text{Gy/h}$ 。

解： $^{32}\text{P}$  粒子的最大能量  $E_{\max}$  为 1.711MeV，平均能量  $\bar{E}_\beta$  为 0.695MeV。铝的密度为  $2.754 \text{g/cm}^3$ ，铝的有效原子序数为它本身的原子序数 13。计算 $\beta$ 粒子在铝中的射程为：

$$R = 0.412 E^{(1.265 - 0.0954 \ln E)} = 0.412 (1.711)^{(1.265 - 0.0954 \ln 1.711)} = 0.790 \text{g/cm}^2$$

与此相应铝的厚度为  $d = R/\rho = 0.790/2.754 = 0.29 \text{cm}$

查得，与韧致辐射光子平均能量  $E_b$  为 0.695MeV 相应的空气质量能量吸收系数  $\mu_{en}/\rho$  为  $2.918 \times 10^{-3} \text{m}^2/\text{kg}$ 。计算  $\dot{D}$  为  $7.8 \times 10^{-3} \text{Gy/h}$ 。因 $\beta$ 粒子的品质因数为 1，故  $\dot{H}$  为  $7.8 \times 10^{-3} \text{Sv/h}$ 。

要达到控制水平，相应的减弱倍数为：

$$K = 7.8 \times 10^{-3} / 25 \times 10^{-6} = 310$$

查得所需的铅屏蔽层厚度为 5.5cm。

### 第三节 中子的外照射防护

按中子的产生方式，中子源可分为放射性核素中子源，加速器中子源，反应堆中子源和等离子体中子源。按能谱中子源可分为单能中子源和多能中子源。按能量区间可分为相对论中子、快中子、中能中子、热中子、冷中子等。

中子源最重要的参数是：中子产额（或中子发射率）、中子能谱以及中子发射的角分布。中子源还往往伴有 $\gamma$ 辐射。

#### 3.1 中子剂量的计算

从已知数据表中可以查得不同能量中子对应的平均品质因数和与单位中子注量相应的中子当量剂量指数（即当量剂量指数因子），由此，中子的当量剂量指数  $H_I$  可以由下列公式算出：

$$H_I = \Phi_n f_{H_I,n} \quad (2.10)$$

例 8：活度为  $3.7 \times 10^{11} \text{Bq}$  的点状  $^{210}\text{Po}$ -Be 中子源，求距源 1m 处的中子当量剂量指数率为多少？

解： $^{210}\text{Po}$ -Be 中子源的中子产额  $y$  为  $67.6 \times 10^{-6} \text{s}^{-1} \text{Bq}^{-1}$ 。则其中子发射率为

$$\delta = Ay = 3.7 \times 10^{11} \times 67.6 \times 10^{-6} = 2.5 \times 10^7 \text{s}^{-1}$$

$^{210}\text{Po}$ -Be 中子源  $f_{H_I,n} = 35.5 \times 10^{-15} \text{Sv} \cdot \text{m}^2$ ，求得中子当量剂量指数率

$$\dot{H}_I = 2.5 \times 10^7 \times 35.5 \times 10^{-15} / (4\pi \times 1^2) = 7.07 \times 10^{-8} \text{Sv/s} = 254 \mu\text{Sv/h}$$

#### 3.2 中子与物质作用规律

### 1、中子与机体组织

对辐射剂量学而言，重要的是考虑中子与组成人体组织的元素间的相互作用。在机体组织中，按重量百分比计算，氢、碳、氮、氧四种元素占整个人体重量的 95%以上；按原子数计，氢原子数占人体原子总数的 60%以上。

快中子通过与人体组织中的 H、C、N、O 等原子核的弹性和非弹性散射，不断地将能量传递给组织而被慢化，慢化后的热中子又通过  ${}^1\text{H}(n, \gamma){}^2\text{H}$  和  ${}^{14}\text{N}(n, p){}^{14}\text{C}$  反应被组织吸收。核反应中放出的反冲质子 (0.6MeV)、 $\gamma$ 射线 (2.2MeV) 的能量最终也将被机体所吸收。

### 2、中子与屏蔽材料

从中子屏蔽角度看，中子在物质中的减弱可分成两个过程：首先是快中子通过与物质的非弹性散射与弹性散射，使中子慢化变成热中子；第二步是热中子被物质俘获吸收。

非弹性散射时，中子的一部分能量用于激发原子核，而后离开相互作用点；被激发的原子核放出 $\gamma$ 射线后又回到基态。所以，发生非弹性散射核反应的中子部分能量变成了 $\gamma$ 辐射能。

非弹性散射过程的发生具有阈能，中子能量只有大于阈能时才有可能发生非弹性散射。不同原子核的第一激发态的能级位置是不一样的。一般原子核越重，第一激发态能级越低，并且对于中等质量数（例如 100~150）的原子核，靠近基态附近的那些能级分布较密，其能级间距约为 0.1MeV。而对于轻核，相应的能级间距则在 1MeV 左右。所以几 MeV 以上的快中子更容易与具有中等质量数以上的原子核发生非弹性散射而损失能量。

研究结果还表明，中子能量在 25MeV 以下时，所有元素的非弹性散射截面都将随中子能量增大而增加。因此，中子一旦与原子核发生非弹性散射反应，由于其能量大幅度下降，从而再次发生非弹性散射的几率显著减小，当其能量降低到小于引起非弹性散射的阈能时，中子就只能靠弹性散射来降低能量。

在弹性散射中，与中子相碰撞的原子核越轻，中子转移给反冲核的能量就越多。中子与氢核发生弹性散射作用时，反冲质子得到的能量最多。

热中子可以被各种物质吸收，但是许多物质吸收热中子后，常伴有高能的 $\gamma$ 俘获射线。所以，热中子吸收材料时应选择对热中子吸收截面大、且俘获 $\gamma$ 射线能量低的那些材料。锂 ( ${}^6\text{Li}$ ) 和硼 ( ${}^{10}\text{B}$ ) 的热中子吸收截面分别为 940b 和 3837b 左右，而且产生的是 (n,  $\alpha$ ) 反应，锂俘获中子后放出的 $\gamma$ 辐射很少，可以忽略不计；硼虽在 95% 的俘获事件中放出 0.47MeV 的 $\gamma$ 辐射，但能量较低也较易屏蔽。

在快中子的非弹性散射和热中子被吸收过程中，都会产生次级 $\gamma$ 辐射，因为为慢化快中子已使用了不少中等重量以上的材料，这些材料对次级 $\gamma$ 辐射往往也足以减弱和屏蔽。

### 3.3 中子屏蔽计算

对于不同种类的中子源，相应可以采用不同的方法进行屏蔽计算。如透射比法、分出截面法、透射系数法。各种方法所用的参数可以由专门的图或表查出。

例 9：活度为  $3.7 \times 10^{11}\text{Bq}$  的  ${}^{241}\text{Am-Be}$  中子源，装入壁厚为 40cm 的聚乙烯方形屏蔽箱中，求容器表面处的当量剂量指数率。

解： ${}^{241}\text{Am-Be}$  中子源的中子产额  $y$  为  $54.1 \times 10^{-6}\text{s}^{-1}\text{Bq}^{-1}$ 。则其中子发射率为

$$\delta = Ay = 2.0 \times 10^7 \text{ s}^{-1}$$

查  ${}^{241}\text{Am-Be}$  中子源穿过 40cm 板状聚乙烯屏蔽层后，当量剂量透射比  $\eta_n = 7.2 \times 10^{-3}$ ；

${}^{241}\text{Am-Be}$  中子源  $f_{H_1, n} = 39.5 \times 10^{-15}\text{Sv}\cdot\text{m}^2$ ，所以得：

$$\dot{H}_1 = 7.2 \times 10^{-3} \times 2.0 \times 10^7 \times 39.5 \times 10^{-15} \times 3600 / (4\pi \times 0.4^2) = 10.2 \mu\text{Sv/h}$$



## 第四节、外照射防护中几个特殊问题

辐射源装置的防护设计还有屋顶的屏蔽和墙壁的反散射计算；迷道和防护门的设计；贯穿孔洞和工艺管道的屏蔽处理；通风和安全连锁等问题都需要考虑。

### 1、屋顶的散射辐射屏蔽

贯穿辐射穿过屋顶，由于大气对辐射的散射作用，使辐射源所在的建筑物周围出现较强的辐射场，这种现象称为“天空反散射”。因此，在设计这种辐射源装置时，屋顶必须有足够的厚度，以使由于大气反散射照成的当量剂量指数率控制在有关的剂量限值以下。

活度为  $1.85 \times 10^{15} \text{Bq}$  的钴-60 辐射源，位于辐照室中央，源室内径为 7 米，源离屋顶表面中心的距离为 4.7 米。计算屋顶对源所张的立体角为 1.46sr。大气对射线的反散射取屋顶上方 2 米处，即  $r_1$  为 6.7 米。假设参考点在室外，距离辐射源的水平距离  $r_s$  为 20 米，若无屋顶屏蔽时，计算该处的当量剂量率为 1.43mSv/h，如果取当量剂量率的控制水平  $H_{L,h}$  为 0.75  $\mu\text{Gy/h}$ 。计算减弱倍数  $K=1.9 \times 10^3$ ，取  $K=2 \times 10^3$ ，查得该辐照室屋顶的混凝土屏蔽厚度为 0.85 米。

### 2、迷道、防护门问题

在工作场所的进出口处采用与屏蔽墙等效的防护门，或采用迷道，或采用迷道和防护门一起设置。利用迷道对射线的多次散射减弱辐射水平，在不影响使用和防护效果的条件下，应尽量缩短迷道的长度，宽度和高度。在迷道的拐角处还可以设置为凹形面。一般使辐射在迷道中至少经过三次以上散射才能到达出口处。对于中子辐照室，由于热中子在普通混凝土的总反照率可以达到 0.7~0.85。因此大量的热中子将通过迷道逸出，并引起热中子及次级  $\gamma$  剂量率的增大。所以，通常在混凝土墙面上抹上 0.1~1cm 厚的含硼砂浆。

辐射室墙上设置防护门应避开主射线束直射的方向，且防护门的屏蔽效果必须与屏蔽墙等效。另外，防护门与墙间要有一定长的搭接宽度，至少为两者空隙的十倍以上。同时也要注意门的底部与地面之间的缝隙，同样需要采用相应的措施。

### 3、管道泄漏问题

屏蔽块的装配，屏蔽墙上安装铅玻璃窗，屏蔽物内有管道等情况下，辐射比较容易从这些管缝造成的薄弱处泄漏。对于屏蔽块通常可以采用台阶形状的构件，犬牙交错的装配。合理地安排管道的位置，并且将管道做成 S 形或者避开射线束的方向与墙面成一定的角度。在电缆沟的出口处应盖有足够厚的屏蔽盖板，等等。

### 4、通风问题

空气在强辐射照射下，会发生辐照分解现象，其主要产物是臭氧  $\text{O}_3$  和氮氧化物  $\text{NO}$ 、 $\text{NO}_2$  等。小型的核技术应用场合臭氧和氮氧化物造成的影响很小，一般可以不予考虑。但反应堆大厅、大型加速器大厅及靶室、辐照室中其生成量较高，相应的通风设计是一个重要的工程问题。实际设计中需选择合适的通风机及相应的管道系统。一般是从迷道进风，由烟囱排出。

### 5、安全连锁系统

$^{60}\text{Co}$  辐照室或加速器大厅、靶室、一些大型辐射成像系统都应采用安全连锁系统，以防止运行时人员的误入。以辐照室为例，既要考虑正常工作条件下的安全保证，也要考虑异常情况下的安全措施。在正常情况下，对开门、关门、升源和降源动作，控制系统应设置多



重保护措施，包括严格的开门安全连锁，对人员存在、经过进行检测的红外微波光电控制，场所以及个人剂量的监测和报警指示。在醒目位置应设置足够的声音、灯光和状态指示，有条件时还可以安装电视监视系统和广播通话系统等等。

设计需考虑若干可能的异常情况的发生，对停电，误操作，辐射源散射到辐射室地面，源未回到正常的贮存位置，供电故障等都要采取相应的措施，或者避免、或者及早发现、或者及时处理。

## 第五节 内照射防护

### 1、概述

没有包壳、并有可能向周围环境扩散的放射性物质，称为开放型或非密封放射性物质。进行开放型放射工作时，除了考虑缩短操作时间、增大与源距离和设置防护屏障，防止放射性射线对人体过量外照射外，还应考虑防止放射性物质进入人体所造成的内照射危害。

放射性物质可以经吸入、食入或皮肤（完好的或伤口）进入体内。与外照射不同，在内照射情况下，人员即使脱离了造成内照射的环境，已经进入体内的放射性物质所发出的辐射依然会造成对人体的照射。与内照射对人体健康危害有关的因素包括，放射性核素的半衰期、发射的辐射类型和能量，以及进入人体的放射性物质的数量、理化状态、在体内蓄积的部位和滞留的时间。

内照射防护的基本方法是制定各种规章制度，采取各种有效措施，尽可能的隔断放射性物质进入体内的各种途径，使摄入量减少到尽可能低的水平。

内照射防护的一般措施是“包容、隔离”和“净化、稀释”。

包容是指在操作过程中，将放射性物质密闭起来，如采用通风橱、手套箱等。对工作人员可以用防护服将操作人员围封起来，以防止放射性物质进入体内。

隔离就是分隔，根据放射性核素的毒性大小，操作量多少和操作方式等，将工作场所进行分级、分区管理。

净化就是采用吸附、过滤、除尘、凝聚沉淀、离子交换、蒸发、贮存衰变、去污等方法，尽量降低空气、水中放射性物质浓度、降低物体表面放射性污染水平。

稀释就是在合理控制下利用干净的空气或水使空气或水中的放射性浓度降低到控制水平以下。

### 2、开放型放射工作场所的分级、分区以及主要防护要求

开放型放射工作潜在危险的大小与操作放射性物质的活度、相对毒性、操作方式等因素有关。根据这些因素，可以把放射工作场所进行分级和分区。

按照国标 GB18871 的规定，对非密封源工作场所，标准规定的分级方式见下表：

表 2.3 非密封源工作场所的分级

级别	日等效最大操作剂量/Bq
甲	$>4 \times 10^9$
乙	$2 \times 10^7 \sim 4 \times 10^9$
丙	豁免活度值以上 $\sim 2 \times 10^7$

放射性核素的日等效操作量等于放射性核素的实际日操作量与该核素毒性组别修正因子的积除以与操作方式有关的修正因子所得的商。按标准规定，放射性核素的毒性分为四组：

极毒组、高毒组、中毒组和低毒组。其毒性组别修正因子分别为 10、1、0.1、0.01。操作方式与放射源状态修正因子见下表：

表 2.4 操作方式与放射源状态修正因子

操作方式	放射源状态			
	表面污染水平较 低的固体	液体，溶液，悬 浮物	表面有污染的固 体	气体，蒸汽，粉 末，压力很高的 液体，固体
源的贮存	1000	100	10	1
很简单的操作	100	10	1	0.1
简单操作	10	1	0.1	0.01
特别危险的操作	1	0.1	0.01	0.001

为了便于控制污染，通常需要对开放型放射工作场所按污染危险程度的大小实行分区布置和管理的原则。

根据国际标准化组织（ISO）的建议，在设计建造开放型放射性物质操作设施时将开放型放射工作场所划分为四个区。一区包括：办公室、会议室、休息室、非放射性实验室和低活度实验室；二区包括：屏蔽室或密封容器操作区、中活度或高活度实验室，其中装有手套箱；三区包括：可在其中打开屏蔽室或密封容器进行检修、装卸和去污的场所；四区包括：屏蔽室、装源的密封容器、辐照室等。为了方便辨认，各区采用不同的颜色代号，一区为无色或白色，二区为绿色，三区为橙色，四区为红色。

按照国标 GB18871 的规定，对于辐射工作场所，应把需要和可能需要专门防护手段或安全措施的区域定为控制区，以便控制正常工作条件下的正常照射或防止污染扩散，并预防潜在照射或限制潜在照射的范围。对未被定为控制区，在其中通常不需要专门的防护手段或安全措施，但需要经常对职业照射条件进行监督和评价的区域定为监督区。