

密封中子源的辐射剂量监测与评价

张瑞菊, 庄振明, 宋永忠

中图分类号: R144 文献标识码: B 文章编号: 1004-714X(2008)03-0300-01

【摘要】目的 对中子源周围环境的辐射剂量进行监测, 为密封中子源的剂量评价提供参考和依据。方法 采用俄罗斯原子科学公司生产的 AT1117M型多功能辐射检测仪, 对 30 台含 <sup>241</sup>Am—Be 中子源料位计源容器周围环境的辐射剂量进行了监测。结果 源容器表面 5 cm 处的  $\gamma$  辐射空气吸收剂量率在 (308~433) nGy/h 之间, 距源容器周围 1 m 处的  $\gamma$  辐射空气吸收剂量率在 (97~156) nGy/h 之间; 源容器表面 5 cm 处的中子辐射通量密度在 (5.03~47.93) s<sup>-1</sup> · cm<sup>-2</sup> 之间, 距源容器周围 1 m 处的中子辐射通量密度在 (0.83~16.70) s<sup>-1</sup> · cm<sup>-2</sup> 之间。结论 对密封中子源的剂量监测既要监测其所产生的中子的强度, 又要监测其所产生的  $\gamma$  射线的强度, 只有把两者结合起来才能对中子源的辐射危害做出合理的评价; 《含密封源仪表的卫生防护标准》(GBZ125-2002) 同样适用于中子源。

【关键词】 中子源; 辐射剂量; 评价

中子源的辐射危害早就已经被人们所认识, 随着中子源在工业生产中的广泛应用, 必须做好中子的监测和评价工作。笔者结合对南京市一家单位 30 台含 <sup>241</sup>Am—Be 中子源料位计源容器周围环境的辐射剂量的监测结果, 就中子源的剂量评价作一探讨, 以期给大家今后的工作提供参考和帮助。

1 材料与方法

1.1 中子源 放射性中子源有两类。一类是 ( $\alpha$ , n) 型中子源, 这类中子源可产生能量直到十几 MeV 的快中子, 属于这一类的有 Po—Be, Pu—Be, Am—Be 和 Ra—Be 中子源。另一类是 ( $\gamma$ , n) 型中子源, 这类中子源  $\gamma$  辐射一般都很强, 而且产生的中子能量均在 1 MeV 以下。最重要的 ( $\gamma$ , n) 型中子源是 <sup>124</sup>Sb—Be。一些常见的放射性中子源的特性见表 1。

表 1 常见放射性中子源的物理特性						
源	反应	半衰期	中子平均能量 (MeV)	中子产额 ( $\times 10^{-6}$ s <sup>-1</sup> · Bq <sup>-1</sup> )	1 m 处每 3.7 $\times 10^{10}$ Bq 的 $\gamma$ 照射量率 (C · kg <sup>-1</sup> · h <sup>-1</sup> )	中子的剂量当量因子值 ( $\times 10^{-9}$ Sv · cm <sup>2</sup> )
<sup>210</sup> Po—Be		138.4 d	4.2	67.6	$7.74 \times 10^{-3}$	0.355
<sup>226</sup> Ra—Be		1604.0 a	4.0	351	212.9	0.352
<sup>238</sup> Pu—Be	$\alpha$ , n	87.74 a	4.5	62.2	$\sim 7.74 \times 10^{-3}$	0.352
<sup>239</sup> Pu—Be		$2.41 \times 10^4$ a	4.1	59.5	$\sim 7.74 \times 10^{-3}$	0.352
<sup>241</sup> Am—Be		432 a	4.5	59.5	$\sim 7.74 \times 10^{-3}$	0.349
<sup>124</sup> Sb—Be	$\gamma$ , n	60.2 d	0.024	35.1	252.8	0.019

该单位目前使用的 30 枚中子源均为 <sup>241</sup>Am—Be 中子源, 半衰期 432 a, 衰变类型为 ( $\alpha$ , n), 2001.03~2007.06 生产, 出厂活度在 (1.85  $\times 10^9$  ~ 1.48  $\times 10^{10}$ ) Bq 之间, 用作焦炭塔装置的料位计使用。

1.2 监测方法

1.2.1 监测仪器 监测仪器为俄罗斯原子科学公司生产的 AT1117M 型多功能辐射检测仪。探头型号: BDKN-04; 量程范围: 0.1~10<sup>4</sup> /m · h · cm<sup>2</sup>; 等效中子剂量率测量范围 (Pu—Be 源): 0.05  $\mu$  Sv/h~10 mSv/h; 监测的量: 中子辐射通量密度 (neutron radiation flux density) s<sup>-1</sup> · cm<sup>-2</sup>。探测器: BDKG-04 带 0.025~3 MeV 平衡帽; 量程范围 0.05  $\mu$  Sv/h~3 Sv/h; 监测的量:

X— $\gamma$  辐射空气吸收剂量率 nGy/h

1.2.2 监测布点<sup>[1,2]</sup> 根据《辐射环境监测技术规范》(HJ/T61-2001) 和参照《含密封源仪表的卫生防护标准》(GBZ125-2002), 分别对源容器四周表面 5 cm 处、距离源容器周围 1 m 处以及周围敏感点的中子辐射通量密度和 X— $\gamma$  辐射空气吸收剂量率进行了监测。

2 监测结果

中子源周围的中子辐射通量密度和  $\gamma$  辐射空气吸收剂量率的监测结果见表 2。

表 2 中子源周围的剂量监测结果						
监测项目	源容器表面 5 cm			距源容器 1 m		
	点数	范围	均值	点数	范围	均值
中子辐射通量密度 (s <sup>-1</sup> · cm <sup>-2</sup> )	10	5.03~47.93	22.04	18	0.83~16.70	4.60
$\gamma$ 辐射空气吸收剂量率 (nGy/h)	18	308~433	350	54	97~156	117

2.1 结果评价 在料位计正常工作情况下, 源容器表面 5 cm 处的中子辐射通量密度在 (5.03~47.93) s<sup>-1</sup> · cm<sup>-2</sup> 之间, 距源容器周围 1 m 处的中子辐射通量密度在 (0.83~16.70) s<sup>-1</sup> · cm<sup>-2</sup> 之间, 则源容器表面 5 cm 处和距源容器周围 1 m 处的中子剂量当量率分别为 (211~2.01  $\times 10^3$ ) nSv/h 和 (34.8~699) nSv/h (<sup>241</sup>Am—Be 中子剂量当量因子值为 0.349  $\times 10^{-9}$  Sv · cm<sup>2</sup>); 在料位计正常工作情况下, 源容器表面 5 cm 处的  $\gamma$  辐射空气吸收剂量率在 (308~433) nGy/h 之间, 距源容器周围 1 m 处的  $\gamma$  辐射空气吸收剂量率在 (97~156) nGy/h 之间; 符合《含密封源仪表的卫生防护标准》(GBZ125-2002) 中对人员的活动范围不限定的辐射限制要求 (见表 3)。

检测仪器的使用场所	距边界外下列距离处的剂量当量率 H 控制值, $\mu$ Sv/h	
	5 cm	100 cm
	对人员的活动范围不限制	H < 2.5      H < 0.25
在距源容器的 1 m 区域内很少有人停留	2.5 $\leq$ H < 25	0.25 $\leq$ H < 2.5
在距源容器外表面 3 m 的区域内不可能有人进入, 或放射工作场所划出了监督区和非限制区	25 $\leq$ H < 250	2.5 $\leq$ H < 25
只能在特定的放射工作场所使用, 并按控制区、监督区、非限制区分区管理	250 $\leq$ H < 1 000	25 $\leq$ H < 100

2.2 剂量估算 在料位计正常工作情况下, 源容器表面 5 cm 处的  $\gamma$  辐射空气吸收剂量率和中子剂量当量率的最大值分别

作者单位: 南京市环境监测中心站, 江苏 南京 210013  
作者简介: 张瑞菊 (1974~) 女, 甘肃白银人, 工程师, 硕士, 从事核与辐射安全监督、监测工作。

# 粘土砖在屏蔽防护中的应用

张冰洁<sup>1</sup>, 王建伟<sup>1</sup>, 贾天合<sup>1</sup>, 刘桐桢<sup>1</sup>, 丁为民<sup>1</sup>, 张丹枫<sup>2</sup>

中图分类号: R143 文献标识码: B 文章编号: 1004—714X(2008)03—0301—02

**【摘要】** 目的 探讨普通及传统建筑材料作为屏蔽防护时最佳应用。方法 依据砖和砂浆等建筑材料的理化性质, X射线的屏蔽厚度要求, 及以往工作经验。结果 推算并列出了普通建筑材料屏蔽不用强度 X射线相应铅当量的换算关系, 指出了施工中的操作要求及注意事项。结论 合理应用普通建筑材料是构建防护设施时必然要求。  
**【关键词】** 铅; 射线; 防护

砖被广泛应用于对医用诊断 X射线和工业探伤 X射线的防护, 但在实际应用中有些易被忽略的问题, 例如砌砖时所用砂浆的类型、砖缝砂浆的饱满度等均会影响砖墙的屏蔽效果, 笔者旨在介绍一些有关利用砖墙作屏蔽防护的实践经验, 供同道参考。

## 1 砖的理化性质<sup>[1]</sup>

粘土砖的密度  $\rho$  为  $1.6\text{ g cm}^{-3}$ , 标准尺寸为  $240\text{ mm}\times 115\text{ mm}\times 53\text{ mm}$ , 砌体每立方米为 512块, 24 cm厚的 1砖眠墙, 每平方米需用 128块红砖。砖的吸水率为  $16\% \sim 18\%$ , 砖的吸水性能与砖的质量优劣有关, 因此砖的吸水率过大会影响其强度, 普通粘土砖一般为红色, 也有青色者, 但青砖价格较红砖贵 1/4左右。砖的大面 ( $240\text{ mm}\times 115\text{ mm}$ ) 的强度等级为 MU20, 抗压强度单块最小值不小于  $13.73\text{ MPa}$ , 抗折强度单块最小值不小于  $2.55\text{ MPa}$ , 泛霜试验, 每块砖不应出现起砖粉掉屑和脱皮现象, 抗冻性: 每块砖样均需符合下列要求: ①干重损失不大于  $2\%$ ; ②被冻裂砖样的裂纹长度不大于 110 (大面宽度方向延伸到条面的长度)  $\sim 150\text{ mm}$  (大面上长度方向延伸到顶面上的长度)。

## 2 砌砖墙用的砂浆

砌砖墙用的砂浆有 3种标号, 每平方米墙面的耗料列于表 1。

## 3 砖的铅当量

粘土砖的铅当量与射线的能量和砖的厚度有关, 表 2列出了对不同管电压 (kV) 和不同砖厚度条件下 1mm厚砖的铅当量 (比铅当量) 近似值。表 2中的数据显示, 对同一种能量 (kV) 的 X射线, 砖的比铅当量随砖的厚度而略有增加, 据此,

在实际应用时, 从安全考虑, 对 24 cm厚的砖墙, 可按 200mm厚砖墙的比铅当量来计算其铅当量; 对 37 cm的砖墙, 可按 300mm砖墙的比铅当量来计算其铅当量。

表 1 两种 24 cm厚的砖墙每平方米墙面的耗料<sup>[1]</sup>

名称	厚度 (cm)	砂浆 标号	每平方米墙面耗料			
			红砖 (块)	水泥 (kg)	沙 (m³)	石灰 (kg)
1 砖一眠一斗墙	24	4	103	0.5	0.031	6.87
		10	103	3.03	0.031	3.99
		25	103	4.51	0.031	3.39
1 砖眠墙	24	4	128	0.5	0.0554	12.95
		10	128	5.31	0.0554	7.14
		25	128	7.68	0.0554	6.15

注: 由于水泥和沙的密度高于石灰, 为提高砖缝所用砂浆的密度, 增强其屏蔽效果, 故应选择水泥和沙用量大而石灰用量小的高标号砂浆, 即 25 号砂浆。

表 2 粘土砖的比铅当量

管电压 (kV)	比 铅 当 量 (mmPb/1mm砖)		
	200mm厚的砖	300mm厚的砖	400mm厚的砖
50	$7\times 10^{-3}$	$7.3\times 10^{-3}$	—
75	$8.5\times 10^{-3}$	$9.0\times 10^{-3}$	$9.5\times 10^{-3}$
100	$9.5\times 10^{-3}$	$1.0\times 10^{-2}$	$1.13\times 10^{-2}$
150	$8.5\times 10^{-3}$	$8.7\times 10^{-3}$	$9.25\times 10^{-3}$
200	$8.5\times 10^{-3}$	$8.7\times 10^{-3}$	$9.25\times 10^{-3}$
250	$1.2\times 10^{-2}$	$1.3\times 10^{-2}$	$1.5\times 10^{-2}$
300	$1.5\times 10^{-2}$	$1.8\times 10^{-2}$	$2.1\times 10^{-2}$
400	$2.3\times 10^{-2}$	$2.8\times 10^{-2}$	$3.2\times 10^{-2}$

注: 本表取自 郑均正等译 ICRP第 33号出版物 80页表 5 经换算而得。

作者单位: 1 新乡市职业病防治所, 河南 新乡 453003;  
2 山东省医学科学院放射医学研究所  
作者简介: 张冰洁 (1966—), 女, 河南新乡市人, 副主任医师, 从事放射卫生防护与管理工作的。

为  $433\text{ rGy/h}$  和  $2.01\times 10^{-3}\text{ rSv/h}$  则工作人员作为受照人员, 可能受到的最大年有效剂量为  $4.86\text{ mSv}$  (按受照时间取  $2\text{ }000\text{ h/a}$ , 居留因子取 1估算), 符合《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871—2002) 中工作人员为  $20\text{ mSv/a}$  的年有效剂量限制。

## 3 讨论

中子源除了产生中子外, 还发射一定能量的  $\gamma$  射线, 对人体造成混合射线外照射。从上面的监测结果可以看出, 即使衰变类型为  $\alpha$ 、 $\beta$  型的中子源, 其所产生的  $\gamma$  射线在空气中的剂量当量率也是不容忽视的, 也就是说不管哪种类型的中子源, 在考虑它的外照射辐射危害时, 其所产生的这两种射线对人体的辐射危害都不能忽略。所以在日常工作中, 对密封中子源的剂量监测既要监测其所产生的中子的强度, 又要监测其所产生的

$\gamma$  射线的强度, 只有把两者结合起来才能对中子源的辐射危害做出合理的评价。另外, 不管是中子还是  $\gamma$  射线, 在相同的条件下, 如果剂量当量相同, 在组织权重因子相同的情况下, 其对人体所造成的有效剂量就相同, 故认为《含密封源仪表的卫生防护标准》(GBZ125—2002) 同样适用于中子源, 结果评价时将距每个中子源源容器表面 5 cm和周围 1 m处的中子和  $\gamma$  射线剂量当量率相结合, 然后和表 3 进行对照, 以判断该源周围应该采取何种防护措施。

## 参考文献:

- [1] HJ/T61—2001 辐射环境监测技术规范 [S].
  - [2] GBZ125—2002 含密封源仪表的卫生防护标准 [S].
- (收稿日期: 2008—01—04)