

新建高放射性水平核设施的辐射屏蔽验证实践

Radiation Shielding Verification Practice of Newly-built Nuclear Facilities with High Level of Radioactivity

邱孟琦 姜彪

Mengqi Qiu Biao Jiang

中核四川环保工程有限责任公司 中国·四川 广元 628000

China Nuclear Sichuan Environmental Protection Engineering Co., Ltd., Guangyuan, Sichuan, 628000, China

摘要: γ 辐射剂量计算是为辐射防护提供设计输入数据, 判定屏蔽材料选择是否满足人员和公众辐射防护要求。论文介绍了某新建高放射性水平核设施的辐射防护屏蔽设计计算, 为了确保某设施内的辐射剂量率处于设计要求的范围内, 采用体积较小的密封放射源代替高放射性水平源项及开展验证工作, 有效确定了防护屏蔽的状态, 同时避免操作真实源项造成可能存在的放射性污染扩散; 有效验证了某新建核设施的施工、设备安装过程中是否存在的缺陷、泄露或者散射等屏蔽缺陷。

Abstract: γ radiation dose calculation is to provide design input data for radiation protection, and to determine whether the selection of shielding materials meets the requirements of radiation protection for personnel and the public. This paper introduces the calculation of radiation protection shielding design for a newly built nuclear facility with high level of radioactivity. In order to ensure that the radiation dose rate in a facility is within the range of design requirements, a small sealed radioactive source is used to replace the high level of radioactivity source item and verification the work effectively determined the state of protection and shielding, and at the same time avoided the spread of possible radioactive pollution caused by the operation of the true source item; effectively verified whether there were any defects, leakage or scattering shielding defects in the construction of a new nuclear facility and equipment installation.

关键词: 典型; 辐射屏蔽计算; 验证

Keywords: typical; radiation shielding calculation; verification

DOI: 10.12346/etr.v4i5.5675

1 引言

在中国和其他国家核技术应用和核设施中, 存在大量 γ 放射性核素, γ 放射性核素会发出一定能量的 γ 射线。人员接触后, 会产生受照剂量, 在不采取辐射防护措施的情况下, 一旦超过限值, 可能对人员产生辐射损伤。

在已建成的核技术应用设施和核设施, 通常设置有固定式或者便携式 γ 剂量测量设备, 用于监测工作现场 γ 剂量率, 根据监测数据确定工作人员辐射防护措施, 确保工作人员辐射安全。但新建的核技术应用设施和核设施, 需要通过新建设施内的源项进行 γ 剂量理论计算, 计算结果作为设计输入, 进行辐射防护屏蔽设计, 确保设施运行过程中工作人员辐射

安全^[1]。

目前, 中国和其他国家 γ 辐射剂量计算多数采用蒙卡计算, 某新建高放射性水平核设施, 根据源项数据, 采用 QAD-CGA 程序进行了 γ 射线屏蔽计算, 并采用计算机软件模拟的方式开展了某设施的屏蔽设计。

为了确保某设施内的辐射剂量率处于设计要求的范围内, 保证运行人员安全。在热投料(投入放射性源项)前, 对某设施周围的人员活动房间进行测量, 验证是否符合辐射防护屏蔽设计是有必要的。

通过屏蔽性能测试, 厂房的施工、设备安装过程中是否存在的缺陷、泄露或者散射等屏蔽热点。通过测试如发现存

【作者简介】邱孟琦(1986-), 男, 中国四川内江人, 本科, 高级工程师, 从事辐射安全管理研究。

在缺陷, 针对问题及时整改, 满足辐射防护要求, 保障热试验与生产的工作人员的辐射安全与健康, 保护环境及公众安全。

按照屏蔽设计原理, 相应验证工作是测量出屏蔽后的剂量率。因为设施后续操作辐射源项复杂, 如果采用真实辐射源直接开展辐射源验证, 一旦出现问题, 不但事故难以处理, 补救难以开展, 事故辐射污染还会扩散并污染设施及外围, 造成难以估计的问题。为此采用体积较小的密封放射源代替高放射性水平源项开展验证工作, 可以有效确定防护屏蔽的状态, 同时避免操作实际操作可能存在的放射性物质潜在扩散风险。

2 某设施 γ 外照射辐射防护计算

2.1 γ 剂量率计算原理

某设施的屏蔽设计采用理想化的体源模型, 屏蔽体均采用理想均匀的材料, 根据物理几何尺寸、辐射源项等参数, 通过屏蔽与剂量计算分析软件, 得出屏蔽厚度及剂量率情况。

理想化模型后, 该设施的热室源项 γ 剂量率按照各向同性点源 γ 剂量率计算, 假设某一点状源活度为 Q , 距离点状源 R 处的 γ 剂量率计算:

$$P_{\gamma} = \frac{Q\Gamma}{R^2}$$

式中, P_{γ} ——距离源 R 处 γ 剂量率, 单位 Sv/h;

Q ——点状源活度, 单位 Bq;

R ——距离点状源的距离, 单位 m;

Γ ——源相应放射性核素的 Γ 常数^[2]; 单位 Sv.m²/(h.Bq)。

γ 射线与物质的相互作用, 主要是光电效应、电子对效应和康普顿散射^[3]。究竟哪种效应是主要的, 决定于射线的能量和屏蔽材料的原子序数, 三种效应均随屏蔽材料原子序数的增加而不同程度的增加。

γ 射线屏蔽计算主要利用 γ 射线的吸收公式, 该公式体现 γ 射线通过某一厚度屏蔽材料后减弱的程度, 可得:

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

式中, I_0 是 γ 射线减弱前的强度 (可用剂量率表示, Sv/h);

I 是 γ 射线减弱后的强度 (可用剂量率表示, Sv/h);

μ 是 γ 射线的线吸收系数;

x 是屏蔽材料的厚度 (通常用 cm 表示)。

2.2 设计源项

验证目标是确定设计与建造主屏蔽合理性, 人员活动区域的剂量率是否符合实际要求, 在本工程的辐射防护设计中采用的剂量率水平分区标准见表 1, 计算结果分析均依据该表。

表 1 剂量率水平分区标准

剂量率控制值 (μ Sv/h)	屏蔽设计控制值 (μ Sv/h)	辐射分区	备注
2.5	1	白区	无污染区
5	2	绿区	常规工作区
100	5	橙区	维修或临时工作区
无	100	红区	限制进入区*

本工程热室的设计光子源项见表 2 所示。

表 2 热室辐射屏蔽设计所用辐射源光子源项

Energy (MeV)	Activity (Photons/s)	Energy (MeV)	Activity (Photons/s)
0.015	3.38E+12	0.2	1.19E+11
0.03	1.78E+13	0.4	1.24E+10
0.04	4.63E+12	0.5	3.77E+09
0.05	1.12E+11	0.6	2.73E+14
0.06	6.84E+10	0.8	6.79E+11
0.08	1.18E+11	1	5.35E+11
0.1	7.83E+11	1.5	6.79E+11
0.15	6.71E+06		

3 辐射屏蔽验证

3.1 验证方案的选择

因为设施处理源项复杂, 如果采用真实的辐射源项直接开展验证, 一旦出现问题, 不但事故难以处理, 事故辐射污染还极有可能扩散并污染设施及外围环境。为此采用体积较小的密封放射源代替真实源项, 可以有效确定防护屏蔽的状态, 同时避免放射性污染向外扩散的情况。

利用密封放射源代替实际的高放射性水平源项, 开展屏蔽性能验证, 但仍旧存在一定的事故风险。为尽可能降低风险, 在屏蔽性能测试过程中, 优先考虑如下方案: 尽可能降低放射源在某一工艺用房中的移动次数, 增加主屏蔽 (墙) 测量点位, 本次测试采取有限的测试, 以部分点作为代表说明。

从辐射源项考虑, 选择 Cs-137 辐射源应该是最佳选择, 考虑到意外情况下 Cs-137 极易形成强毒性辐射污染的问题。从实施工作的最优化, 废物与风险的最小化方面考虑, 使用 Co-60 密封放射源是较合理的选择。在进行热室辐射屏蔽验证试验时所用源为 Co-60 点源, 活度为 1.85E+14Bq (5000Ci), 光子源项可见表 3。

表 3 辐射屏蔽验证试验所用辐射源光子源项

能量 (MeV)	光子源项 (Photons/sec)
0.6938	3.02E+10
1.1732	1.85E+14
1.3325	1.85E+14

3.2 计算结果比对

分别使用设计源项和 Co-60 放射源处于热室内的设计工位时, 使用设计源进行计算所得剂量率结果见表 4 所示。

表4 热室设计源处于设计工位时热室屏蔽门外剂量率计算结果

剂量点与门 相对位置	剂量点编 号	剂量率 (μSv/h)	
		设计源项	Co-60
南门缝处	A	2.51E+00	4.56E+02
北门缝处	B	1.14E-03	3.65E-01
门南部 0.1m 处	C	5.53E+00	1.52E+03
门外墙上	D	1.42E+00	4.20E+02
门外墙上	E	3.58E-01	1.01E+02
门外墙上	F	1.21E-01	3.25E+01

3.3 实际测量比对

提前确定拟测量的热室屏蔽墙体外侧剂量率测量点位布置,为满足误差等控制,每个测量点位测量时间在1分钟以上,取最大值记录测量结果。现场测量所得剂量率结果见表5。

表5 Co-60 放射源处于设计工位时热室屏蔽门外剂量率测量结果

剂量点距门距离 (m)	剂量点与门 相对位置	剂量点编号	剂量率 (μSv/h)
0	南门缝处	A	1.23E+02
0	门南部 0.1m 处	C	2.50E+02
0	门外墙上	D	1.40E+02

4 结论

屏蔽是核设施特别是高活度、高辐射安全风险核设施运

行辐射防护的重要组成部分,设计不合理、施工不合理,或存在缺陷、孔道等问题将严重威胁工作人员的生命与安全,在热投料前,对放射性厂房热室周围的人员活动房间进行测量验证是有必要的。

热室辐射屏蔽验证试验采用的辐射源为 Co-60 点源,与实际源项中对 γ 贡献最大的 Cs-137 相比较,其穿透性较强(Γ 常数约为 Cs-137 的 4 倍),所以虽然试验源活度低于设计源活度,在相同条件下,采用试验源计算所得的剂量率是高于使用设计源计算所得剂量率的。

本次对屏蔽验证试验所用源进行计算的剂量率结果与现场实际测量值的 123~250μSv/h 基本一致。使用热室辐射屏蔽设计源计算的剂量率结果均不超过橙区剂量率控制值。设施工程通过屏蔽性能测试,验证了热室墙体和屏蔽窗口不存在缺陷、泄露或者散射等屏蔽热点,满足辐射防护要求。

参考文献

- [1] 甘业福.典型γ辐射剂量计算方法[J].科技创新与应用,2017(21):2.
- [2] 马崇智.放射性同位素手册[M].石家庄:科学出版社,1979.
- [3] 张文仲.电离辐射粒子在人体组织中能量沉积的微量量学研究[D].北京:中国人民解放军军事医学科学院解放军军事医学科学院,2003.