

西安脉冲堆放射性实验物品暂存库剂量场计算

全 林 朱广宁 郝金林 屠 荆 张 颖 江新标 陈 伟 袁建新 赵柱民

(西北核技术研究所 西安 710024)

摘要 利用 γ 射线屏蔽计算公式和蒙特卡罗程序分别对暂存库屏蔽厚度和库内剂量情况进行了计算, 结合 Matlab 软件对计算结果进行了分析和处理, 得到了放射性实验物品暂存库内剂量场分布和剂量等势线, 为废物暂存库的使用提供了参考。

关键词 γ 射线, 蒙特卡罗方法, 屏蔽, 剂量等势线
中图分类号 TL77

目前, 西安脉冲反应堆对大厅内辐照实验后的活化样品、使用频率较高的入堆辐照辅助装置以及弱放射性杂物等非高剂量的实验物品管理欠缺必要的屏蔽措施(均裸放在大厅东北角落), 从剂量管理角度而言, 对大厅的非限制区(定义: 在其中连续工作的人员, 一年内辐射一般不超过年限制(20mSv/a)的十分之一)环境造成了一定的影响^[1]。为了为样品辐照后快速出堆冷却提供合适的环境, 规范对放射源的管理, 需在该区建立放射性实验物品暂存库, 并对库内的剂量场进行研究, 明确入库物品的存放位置, 为放射性实验物品暂存库的安全使用提供一些参考, 以确保反应堆周边环境的剂量安全。

为此, 我们在暂存库的设计过程中, 建立了理论计算模型, 利用相应的经验公式估算了暂存库所需的屏蔽厚度, 结合蒙特卡罗程序和 Matlab 数据处理分析软件对拟建的暂存库剂量场进行了研究。

1 设计指标及限值

西安脉冲堆废物暂存库的设计必须满足以下准则: (1) GB18871-2002 电离辐射防护和辐射源安全的基本安全标准^[2]; (2) 938S-1300-C 西安脉冲堆辐射屏蔽设计准则^[3]; (3) ICRP 第 75 号出版物《工作人员辐射防护的一般原则》^[4]。

西安脉冲反应堆对厂房进行分区管理和监控, 其中堆大厅(所有水平孔道门关闭时)和大厅走廊属于非限制区。由此推知: 按每人每周工作 40 h 计算, 在该区的工作人员吸收的剂量当量率限值应不超过 1 μ Sv/h。因此设计的暂存库表面剂量不能超过该限值。

为保证实验人员和环境的剂量安全, 对入库的实验物品表面剂量当量率不能超过 4 mSv/h, 凡是大于该值的实验物品需增设其它的屏蔽措施, 达到剂量限值要求后方可入库暂存。

2 结构简介

拟建的放射性实验物品暂存库位于反应堆大厅东北角落, 屏蔽墙用钢板做成活动屏蔽块, 整个库由钢屏蔽块(A、B、C、D)、门和墙隔离柱围成, 其长度分别为 530、470、210、210、150、150 cm。屏蔽块 A 和 B 外靠堆大厅走廊墙, 这两处的屏蔽材料为钢板和素混凝土墙(厚 24 cm); 屏蔽块 C 和 D 外靠堆大厅反应堆, 这两处的屏蔽材料为钢板; 在 D 块与墙隔离柱(材料为厚素混凝土)间设置宽 150cm 的运输通道, 通道处设计厚 2cm 的两扇木门, 放射性废物暂存库不设置顶盖, 详细结构见图 1。

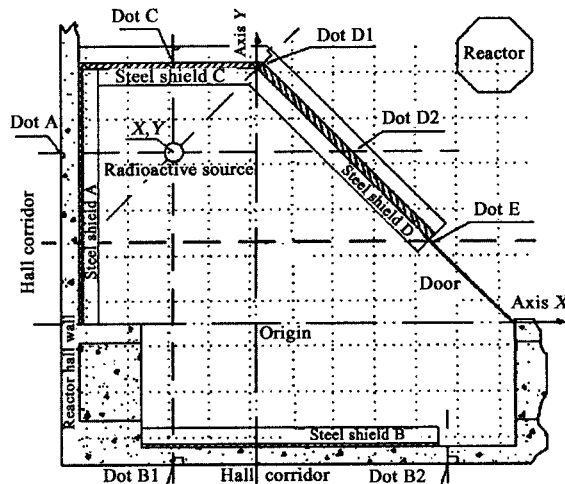


图 1 放射性实验物品暂存库平面图

Fig. 1 The plan of radioactive samples' depository

第一作者: 全 林, 男, 1975 年出生, 1999 年毕业于中国地质大学, 现为西北核技术研究所硕士研究生, 从事反应堆物理和核技术应用研究工作, 助理研究员

收稿日期: 2004-11-10, 修回日期: 2005-01-07

3 计算模型及程序

3.1 计算程序

放射性实验物品暂存库的计算分 3 部分：首先根据模型采用经典的 γ 射线屏蔽计算公式进行材料厚度估算；再根据源的参数和几何模型，采用蒙特卡罗程序计算库内某些网格点的剂量当量率；然后利用 Matlab 数据处理软件对计算结果进行处理和分析得到剂量场分布和场内剂量等势线。

3.2 源参数确定

由于入库的放射性实验物品种类繁多，其放出

的射线多为入堆活化后放出的低能 γ 射线，但各放射源的特性各有不同，其参数很难给出一个确定数字，而源参数确定是屏蔽厚度计算和剂量场分布计算的基础之一。为了解决以上难题，我们在对入库放射性源（见表 1）比较和分析的基础上，确定出具有代表性的放射性源参数：模型中将单个放射性实验物品简化为点源或半径为 4cm 的各向同性的球源，能量为 1.5 MeV，放射性活度约为 3.86×10^7 Bq，源表面 1cm 处剂量当量率约为 4 mSv/h（已远大于常规入库放射性实验物品的表面剂量当量率）。

表 1 常规入库放射性核素的特征 γ 射线性质比较

Table 1 The γ -ray characteristic parameters of some radioactive nuclides stored in the depository

核素 Nuclide	能量 Energy/MeV	分支比 Branching ratio / %	半衰期 $T_{1/2}$	含量 Content
Al-28	1.78	100	138.6 s	主要 Majority
Fe-59	1.29	43.2	45 d	主要 Majority
	1.1	56.5		
Ni-65	1.48	32	2.5 h	极少 Minority
	1.1	14		
Na-24	2.754	99	15 h	极少 Minority

4 计算方法及结果

本节内容分为屏蔽厚度计算、库内剂量场分布计算和库内剂量场分布的等势线三部分。

4.1 屏蔽厚度

4.1.1 靠反应堆的屏蔽块厚度

该位置的屏蔽厚度等效于将活度为 3.86×10^7 Bq 的点源置于外径为 1m 的钢制容器中，在满足容器外表面的剂量当量率小于 1 μ Sv/h 情况下钢的厚度。 γ 射线的减弱倍数公式为^[5]：

$$K = \frac{1.4 \times 10^5 A \Gamma q}{H_{L,h} \cdot r^2} \quad (1)$$

其中， A 为 γ 点源的活度，单位是 Bq； Γ 为照射量率常数，单位是 $C \cdot kg^{-1} \cdot m^2 \cdot Bq^{-1} \cdot s^{-1}$ ； q 是居留因子； r 是参考点到源的距离，单位是 m； $H_{L,h}$ 为参考点上的剂量当量率控制水平，单位是 $Sv \cdot h^{-1}$ 。由式 (1) 可得 γ 射线的减弱倍数 $K=6.5$ ；再查表（各向同性点源的 γ 射线减弱 K 倍所需的铁屏蔽层厚度表）可计算出屏蔽块 C 的厚度约为 8 cm。块 D 可被灵活吊装，为满足其它临时屏蔽之用，设计时留有一定的余量，厚度定为 10 cm。

4.1.2 靠墙的屏蔽块厚度计算

在进行屏蔽设计的过程中应充分考虑素混凝土和距离对屏蔽的影响，同时还要兼顾考虑混凝土的质量和结构缺陷对屏蔽的影响，因此靠墙的屏蔽块的厚度应作相应的调整。结合 γ 射线在物质中的减弱规律，等效屏蔽厚度可按公式 (2) 进行估算。

$$\frac{d_1}{d_2} = \frac{\rho_2}{\rho_1} \quad (2)$$

其中， d 为物质的屏蔽厚度； ρ 为物质的密度。

由 (2) 式可以估算出 24 cm 厚的素混凝土（密度 $2.35 g/cm^3$ ）等效钢的厚度约为 7 cm。靠墙的屏蔽钢板厚度理论值应为 1cm，考虑走廊为人员活动频繁区域，故设计中对屏蔽厚度留有一定的余量，将靠墙的钢板设计成 4 cm 厚。

4.2 剂量场

4.2.1 分点计算

根据理论模型及屏蔽设计计算结果，采用蒙特卡罗随机模拟计算方法来计算暂存库内部的剂量分布场，计算程序采用 MCNP/4B^[6]。

计算中把二维平面划分成二维网格，假定源在二维平面网格某点，跟踪暂存库外表面相关点的剂量（见图 1），采用限制屏蔽最不利点的剂量来确定

源强；再利用通量密度-剂量当量率转换因子（Kerma 因子）^[7]调整源强，得到该放射性源在该位置的剂量当量率限值（均以球表面 1cm 处为准）。按此方法，依次计算每个网格点的放射性源强度，从而得到不同点的剂量当量率，结果见表 2。

屏蔽最不利点的选取与材料、距离、结构对射线的作用情况有关。本方法以源为参考点，作屏蔽块 A、B、C、D 的平行线或垂线，来确定随放射源

变化的监控点 A、B1、B2、C、D1、D2、E 的位置，见图 1。图 1 中给出监控点适合于放射源在库内的大部分位置，但对某些特殊位置还应进行灵活分析。

按照在同一源下监测点剂量最大的原则进行监控，用乘子卡进行适当的调整，保证剂量最大点表面剂量当量不超过 1 μSv/h 的情况下，得到的二维网格点上源的剂量当量率分布见表 3。

表 2 部分监测点的剂量当量率值

Table 2 Some detected dots' dose rates

								mSv/h
X	Y	A	B1	B2	C	D1	D2	E
-220	324	1.20E-02	0.00E+00	0.00E+00	2.41E-01	1.64E-04	3.71E-05	6.30E-05
-8	265	3.06E-04	1.11E-04	1.90E-04	9.47E-03	1.30E-03	7.61E-03	6.91E-05
-167	206	2.29E-03	3.87E-06	3.77E-05	2.97E-03	8.38E-05	0.00E+00	1.01E-04
-8	147	2.66E-04	2.56E-04	1.89E-04	1.42E-03	2.40E-04	1.47E-03	4.73E-03
151	88	9.34E-05	3.81E-04	8.41E-04	0.00E+00	3.31E-02	5.34E-03	3.70E-02
-114	29	9.19E-04	0.00E+00	2.65E-05	5.54E-04	2.40E-03	4.33E-04	2.44E-03
257	29	6.88E-05	1.69E-03	1.74E-03	0.00E+00	1.05E-01	2.01E-01	5.12E-02
151	-30	2.35E-06	1.11E-03	1.40E-03	0.00E+00	0.00E+00	1.52E-02	1.31E-02
-114	-89	2.25E-06	2.93E-03	1.32E-06	2.69E-04	0.00E+00	2.35E-04	1.98E-03
45	-148	0.00E+00	2.31E-02	1.50E-06	0.00E+00	0.00E+00	4.35E-03	3.16E-03

注：①本表 FM 卡中归一化因子为 1.57E+08，放射源的表面剂量当量率均为 15mSv/h；②由于实验数据较多，文中仅仅列出了极少部分数据，表中剂量为 0.00E+00 的项表示微剂量可忽略。Note: ①The constant of FM card equals 1.57E+08, the surface dose rate of the radioactive source is 15mSv/h; ②The listed data are only small part of numerous data obtained, and 0.00E+00 means a negligible dose rate.

表 3 放射性废物暂存库内二维网格点上的剂量当量率

Table 3 Dose rates at two-dimensional gridding dots in the radioactive samples depositary

Y axis /cm	X axis /cm												mSv/h
	-273	-220	-167	-114	-61	-8	45	98	151	204	257	310	
148	0.001	0.001	0.001	0.675	0.675	0.675	0.675	0.674	0.674	0.674	0.247	0.247	
-89	0.001	0.001	0.001	5.334	3.982	4.241	2.822	2.209	1.554	0.674	0.543	0.342	
-30	0.001	0.001	0.001	3.841	4.283	3.042	1.664	1.473	1.024	0.606	0.291	0.271	
029	0.001	1.219	6.837	3.742	3.982	2.743	1.962	1.162	0.642	0.265	0.078	0.001	
088	0.001	1.228	6.812	4.521	3.701	2.591	1.902	1.021	0.326	0.085	0.001	0.001	
147	0.001	1.231	6.809	5.661	4.243	2.344	1.964	1.171	0.582	0.001	0.001	0.001	
206	0.001	1.230	5.243	5.274	4.543	5.372	2.320	0.443	0.001	0.001	0.001	0.001	
265	0.001	1.247	1.634	1.622	1.631	1.654	0.324	0.001	0.001	0.001	0.001	0.001	
324	0.001	0.065	0.065	0.065	0.065	0.065	0.001	0.001	0.001	0.001	0.001	0.001	

注：表内标注为 0.001 的点表示库外非计算点。

Note: “0.001” means a value for non-counting dots outside the depositary.

4.2.2 剂量场分布

由于剂量当量率在暂存库内的分布是连续的，利用已经获得的剂量当量率和源相关位置处的坐标，通过 Matlab 进行数据处理^[8]，可生成反映库内剂量分布的等势图(见图 2)。为提高计算和模拟精度，本方法中采用二次内插值法在补点插值后进行平滑拟合，可绘制出比较精细的三维剂量当量率图

形，用平面中任何一点的垂直高度来直观反映出剂量场分布情况。

图 2 下层为原始网格点上剂量拟合得到的立体图，上层为对原始数据进行高精度的内插值处理后得到的立体图。由图 2 可知：原始图的网格间距较稀疏，图形表面太粗糙，过渡不平滑，仅仅反映出剂量场内的分布轮廓图，难以满足最终要求，有必

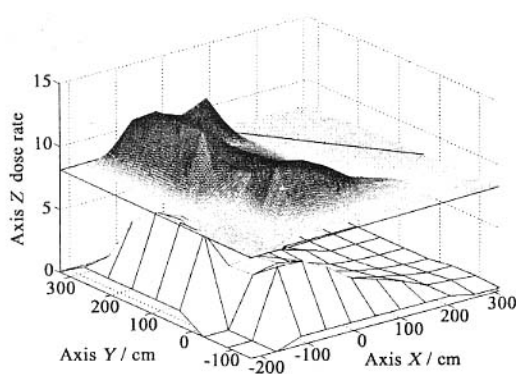


图 2 暂存库内可容纳放射性物品表面剂量分布立体图

Fig. 2 The stereogram of dose rate distribution in the radioactive samples depository

要对数据进行进一步处理。进一步处理有两种方法供选择：一种是减小网点间距用蒙卡补充计算；另一种是在现有数据的基础上用 Matlab 进行数据处理补点插值。

现有矩阵网点间距约为 60 cm，若减小网格点的间距，会大大增加计算量。现有分布场的轮廓已经明了，可充分利用库内实际剂量场分布连续的特点，采用第二种方法的二次内插值补点法，对图像进行计算处理。从图 2 中上下图形进行对比可以看出，对数据进行插值后细化了立体图的轮廓，提高了计算的准确性，达到了模拟的目的。

4.2.3 剂量等势线

为了确定不同剂量放射性实验物品的存放位置，需要对三维剂量分布场进行处理，使库内剂量分布情况在二维平面内进行量化，即划分暂存库内剂量场分布的剂量等势线。该方法中对生成的三维图形用不同高度平行于 XY 平面的 Z 平面所截，截得的轮廓线在 XY 平面进行投影，可得到库内剂量当量率的分布场的剂量等势线，见图 3（粗线为暂存库内可使用区域的边缘线）。

由图 3 可知，本废物暂存库内部可容纳实验物品表面剂量已经达到 6 mSv/h，理论模型中对钢板的屏蔽计算与蒙特卡罗屏蔽计算基本一致（以 C 屏蔽块为准），8 cm 的钢板屏蔽满足实际需求。

等势线在各屏蔽块附近的疏密由大到小的顺序为：屏蔽块 B、A、D、C，然后是门，这与实际的屏蔽效果相吻合，其中屏蔽块 A、B 附近剂量等势线的差异主要由屏蔽薄弱的门造成的；从剂量等势线的形状可见，废物库内大部分的区域剂量限制都由剂量检测点 E 决定，可见对门加强适当的屏蔽，可以提高废物暂存库内的大部分区域的剂量限值，

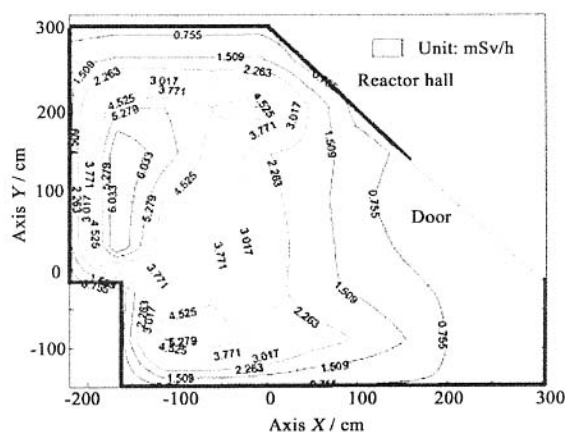


图 3 暂存库内剂量分布场剂量等势线

Fig. 3 The contour of dose rate distribution in the radioactive samples depository

但这样会对实验人员操作带来不便，并提高经费。从入库的放射性实验物品表面剂量限制可知，无需加强门的屏蔽措施，目前暂存库的设计已经满足实际需求。

5 结束语

计算模拟结果表明，暂存库理论设计的计算达到预定目标，暂存库的设计在理论上满足实际需求。本文探索的将屏蔽估算、蒙特卡罗计算程序和 Matlab 数据处理软件相结合，在屏蔽设计方面具有较强的直观性和实用性。对剂量场剂量等势线的计算和模拟，明确了库内剂量场分布，优化了暂存库的使用。今后我们将对建好的暂存库进行实测，以验证设计的合理性和计算模拟的精度。

参考文献

- 1 西北核技术研究所反应堆应用技术研究室编. 西安脉冲堆运行人员培训教材. 西安: 西北核技术研究所出版社, 2000. 12 10.4—10.5
Department of Reactor Application Technology in NINT (Northwest Institute of Nuclear Technology). Training booklet for operators in Xi'an pulsed reactor. Xi'an: NINT Press, 2000.12 10.4—10.5
- 2 中国标准化管理委员会, 中国标准出版社编. 中国强制性国家标准汇编 (能源卷). 第 3 版. 北京: 中国标准出版社, 2003. 517—716
Chinese Standardization Managing Council, Chinese Standard Press. Compilation of China National Compulsive Standard (Energy Source Volume). 3rd. ed. Beijing: Chinese Standard Press, 2003. 517—716

- 3 许立涛. 西安脉冲堆辐射屏蔽设计准则. 成都: 中国核动力研究设计院, 1996. 1—8
XU Litao. Design code of radiation shielding in Xi'an pulsed reactor. Chengdu: China Design Institute of Nuclear Power, 1996. 1—8
- 4 ICRP. General Principles for the Radiation Protection of Workers. ICRP Publication 75. 1997, 27, Pergamon, 35—42
- 5 清华大学工程物理系编. 辐射防护概论. 北京: 清华大学出版社, 1997. 20—40
Engineering Physics Department of Tsinghua University. Introduction to Radiation Protection. Beijing: Tsinghua University Press, 1997. 20—40
- 6 Briesmeister J F. MCNP-A General Monte Carlo N-Partical Transport Code[R]. Ver.4B, LA-12625-M. New Mexico: Los Alamos Scientific Laboratory, 1997. 1.1—4.58
- 7 Hubbell J. Photon Mass Attenuation and Energy-absorption Coefficients from 1 keV to 20 MeV. International Journal of Applied Radiation and Isotopes, 1982, 33 (11): 1269—1290
- 8 程卫国, 冯峰. MATLAB 5.3 应用指南. 北京: 人民邮电出版社, 1999. 175—255
CHENG Weiguo, FENG Feng. Application guide to MATLAB 5.3. Beijing: People Posts and Telecommunication Press, 1999. 175—255

Calculation of dose field of radioactive samples depository in Xi'an pulsed reactor

QUAN Lin ZHU Guangning HAO Jinlin TU Jing ZHANG Ying
JIANG Xinbiao CHEN Wei YUAN Jianxin Zhao Zhumin

(Northwest Institute of Nuclear Technology, Xi'an 710024, China)

Abstract The Monte Carlo code MCNP/4B and Matlab software were used to calculate the dose field of a radioactive samples depository and to determine the shield thickness for security. The calculated dose contour is available for real samples depository.

Key words γ -ray, Monte Carlo method, Shielding, Dose contour

CLC TL77