

某高校放射源库辐射场的 MCNP 模拟及分析

闫学文 薛向明 杨雪 马跃峰

(中国辐射防护研究院 太原 030006)

摘要 采用非现场检测方法, 给出某高校放射源库的辐射场分布, 并计算出该放射源库的最大存储量, 提出防护优化建议。利用 MCNP (Monte Carlo N particle transport code) 程序模拟计算放射源库辐射场分布, 并与实测值对比, 验证模拟值的可靠性。结果表明, MCNP 程序模拟结果与现场实测值的误差基本保持在 10%, 能给出较精确的辐射场分布及源库最大存储量。结果提示: 利用 MCNP 程序模拟放射源库及其周围辐射场, 能在不进入辐射场的情况下, 有效获取任意点处的剂量率; 该高校放射源库采取的防护措施能保证在任意关注点处剂量率均小于国家标准限值; 对于 ^{137}Cs 的最大存储能力为 $4.88 \times 10^{13} \text{ Bq}$, 对于 ^{60}Co 的最大存储能力为 $9.99 \times 10^{10} \text{ Bq}$ 。

关键词 放射源库, 辐射场, 源库最大存储量, MCNP 程序

中图分类号 TL77

DOI: 10.11889/j.1000-3436.2018.rj.36.020601

MCNP simulation and analysis of radiation fields in radioactive source storehouses in a certain university

YAN Xuewen XUE Xiangming YANG Xue MA Yuefeng

(China Institute for Radiation Protection, Taiyuan 030006, China)

ABSTRACT This study was to estimate the radiation field distribution and maximum storage capacity of a certain university's storehouse of radioactive sources without on-site detection, to provide optimized suggestions for radiation protection. The radiation field of the university's storehouse was simulated using Monte Carlo N particle transport code (MCNP) simulations, and compared with experimental values to verify the reliability of the simulation. The results revealed a difference of approximately 10% between the MCNP-simulated and experimentally measured values. Thus, our simulations were observed to provide relatively accurate estimations of the radiation field distribution and maximum storage capacities. The advantage of using MCNP simulations to estimate the radiation field in storehouses of radioactive sources and their surroundings lies in the fact that they enable one to effectively obtain the dose distribution at any point without entering the radiation field. The protective measures taken by our university ensure that the dose rate is less than the standard permissible limit at any point of concern. The maximum storage capacities for ^{137}Cs and ^{60}Co are estimated to be $4.88 \times 10^{13} \text{ Bq}$ and $9.99 \times 10^{10} \text{ Bq}$, respectively.

KEYWORDS Radioactive sources storehouse, Radiation field, Maximum storage capacity of the radioactive sources storehouse, MCNP

CLC TL77

第一作者: 闫学文, 男, 1990 年 12 月出生, 2017 年于兰州大学获工学硕士学位, 核技术及应用专业, 目前从事放射卫生学研究, 研究实习员, E-mail: 540150481@qq.com

收稿日期: 初稿 2017-12-18; 修回 2018-02-28

First author: YAN Xuewen (male) was born in December 1990, and received his master's degree of engineering in Lanzhou University in 2017, majoring in nuclear technology and application. Now he engages in the research work of radiation hygiene as a research intern, E-mail: 540150481@qq.com

Received 18 December 2017; accepted 28 February 2018

随着放射性同位素和射线装置的广泛应用,放射防护工作越来越受到人们的重视,放射防护不到位将造成重大风险^[1]。某高校放射源库存放供教学、科研所用的各类放射源 20 余枚,包括 $^{226}\text{Ra}(\gamma)$ 、 $^{137}\text{Cs}(\gamma)$ 、 $^{60}\text{Co}(\beta-\gamma)$ 、 ^{226}Ra -Be 中子源和 ^{241}Am -Be 中子源,若防护不到位,将对师生健康产生威胁,因此,对该高校放射源库进行辐射场重建并给出分析结果,必要时给出优化建议具有重要意义。

本研究根据该高校放射源库施工图以及现场调查进行源库建模,模拟该放射源库及周围环境辐射场,计算放射源库内及源库上方楼层辐射场分布,与关注点处实地测量值对比,并依据国家标准 GB18871-2002^[2]和 GBZ114-2006^[3]给出分析结果。为避免放射源库超负荷存储给相关工作人员造成健康影响,本研究还给出该放射源库的最大存储量,以保证源库及源库周围辐射剂量率处于正常水平。

1 源库及周围环境空间建模

该高校的放射源库建在地下一层,平面布置如图 1 所示。图 1 中编号 1~22 为 γ 射线源坑,编号 29~36 为中子源库。各储源位中放射源的种类及活度见表 1。

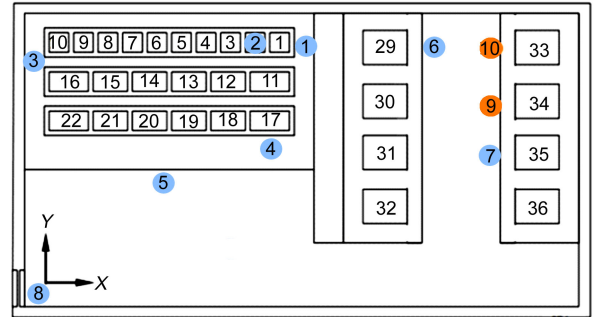


图 1 放射源库平面示意图
Fig.1 Plane sketch of radioactive sources storehouse

表 1 各储源位放射源具体参数
Table 1 Parameters of radioactive source in each pit

存放地 Places	放射源 Radioactive sources	射线类型 Types	总活度 Activity / Bq	总发射率 ^[4-5] Emissivity / s ⁻¹	屏蔽情况 Shield	半衰期 Half-time / a	检定日期 Appraisal date
1#	镭源 ^{226}Ra	γ	7.71×10^8	7.48×10^8	$\Phi 9$ cm 铅罐 Lead tank with a diameter of 9 cm	5.85×10^5	1959.06
2#	镭源 ^{226}Ra	γ	1.26×10^{10}	1.23×10^{10}	$\Phi 9$ cm 铅罐 Lead tank with a diameter of 9 cm	5.85×10^5	1959.11
3#	镭源 ^{226}Ra	γ	3.40×10^8	3.32×10^8	$\Phi 9$ cm 铅罐 Lead tank with a Diameter of 9 cm	5.85×10^5	1959.11
8#	铯源 ^{137}Cs	γ	3.15×10^8	1.39×10^8	$\Phi 9$ cm 铅罐	1.10×10^4	1979.12
	钴源 ^{60}Co	$\beta-\gamma$	7.40×10^7		Lead tank with a diameter of 9 cm	1.93×10^3	1979.07
	镭源 ^{226}Ra	γ	1.11×10^8			5.85×10^5	1960.01
9#	铯源 ^{137}Cs	γ	1.85×10^9	8.25×10^8	$\Phi 9$ cm 铅罐 Lead tank with a diameter of 9 cm	1.10×10^4	1960.01
10#	铯源 ^{137}Cs	γ	1.85×10^9	8.25×10^8	$\Phi 9$ cm 铅罐 Lead tank with a diameter of 9 cm	1.10×10^4	1960.01
15#	铯源 ^{137}Cs	γ	5.00×10^8	3.19×10^8	$\Phi 9$ cm 铅罐 Lead tank with a diameter of 9 cm	1.10×10^4	1979.12
16#	铯源 ^{137}Cs	γ	4.44×10^9	2.93×10^9	$\Phi 9$ cm 铅罐 Lead tank with a diameter of 9 cm	1.10×10^4	1997
17#	镭源 ^{226}Ra	γ	3.70×10^7	2.30×10^7	$\Phi 9$ cm 铅罐 Lead tank with a diameter of 9 cm	5.85×10^5	1960

存放地 Places	放射源 Radioactive sources	射线类型 Types	总活度 Activity / Bq	总发射率 ^[4-5] Emissivity / s ⁻¹	屏蔽情况 Shield	半衰期 Half-time / a	检定日期 Appraisal date
29#	Ra-Be 中子源 Neutron source	中子 Neutron	1.85×10^9	6.35×10^5	Φ 76 cm 石蜡桶 Paraffin barrel with a diameter of 76 cm	—	1960
33#	Ra-Be 中子源 Neutron source	中子 Neutron	3.70×10^9	1.27×10^6	Φ 76 cm 石蜡桶 Paraffin barrel with a diameter of 76 cm	—	1960
34#	Am-Be 中子源 Neutron source	中子 Neutron	1.85×10^{10}	1.06×10^6	Φ 76 cm 石蜡桶 Paraffin barrel with a diameter of 76 cm	—	1997
35#	Ra-Be 中子源 Neutron source	中子 Neutron	9.25×10^8	3.17×10^5	Φ 76 cm 石蜡桶 Paraffin barrel with a diameter of 76 cm	—	1960

根据给定的放射源库施工图、放射源位置和活度等信息编写程序，建立空间模型，构建源库立体图（见图 2）。为了便于建模和剂量计算，做适当简化：(1)人体简化为Φ 30 cm×170 cm 的圆柱型等效组织水体模型^[6-7]；(2)γ 射线源坑的若干钢盖简化为 3 条并排的长方体钢，厚度 10 mm；(3)放射源库防护门简化为一个长方体，材料为 10 cm 厚钢+3 mm 厚铅；(4)中子源库防护门简化为 10 cm 厚混凝土；(5)放射源库四周防护墙与上方楼层各墙壁简化为 30 cm 厚混凝土。

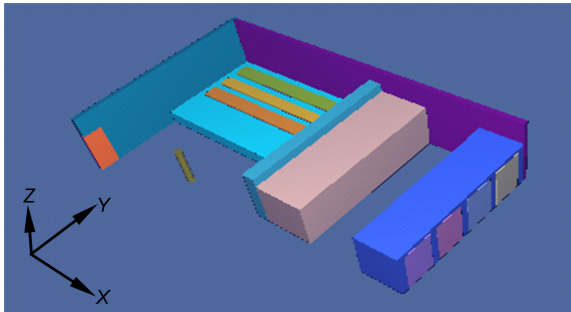


图 2 源库空间立体示意图
Fig.2 Stereo sketch of radioactive sources storehouse

2 源库及周围环境辐射场重建

利用 MCNP 程序^[8-9]对该高校放射源库及周围环境辐射场进行模拟，主要使用 MCNP 程序中 F6 计数卡，此卡为栅元能量沉积计数卡，能给出统计时间内所有能量范围的粒子在所定义栅元内的粒子平均能量沉积，其结果在程序数据输出文件中被归一成单位源粒子所对应的相对平均沉积能量。

为得到当量剂量率，引进一种换算方法^[10]：对于 γ 射线，当量剂量率 ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)=F6 计数× 1.60×10^{-10} ×源总活度×3 600×辐射权重因子（光子为 1）× 1.00×10^{-6} ；对于中子，当量剂量率 ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)=F6 计数× 1.60×10^{-10} ×中子总产额×3 600×辐射权重因子（能量在 2~20 MeV 的中子为 10）× 1.00×10^{-6} 。将人体等效模型摆放在源库及源库上方楼层内任意位置，经程序计算得到任意位置处模拟数值，再利用上述公式将其转化为当量剂量率，绘制出整个空间辐射场分布。图 3 为放射源库内γ射线辐射场分布图，图 4 为放射源库上方楼层γ射线辐射场分布图。

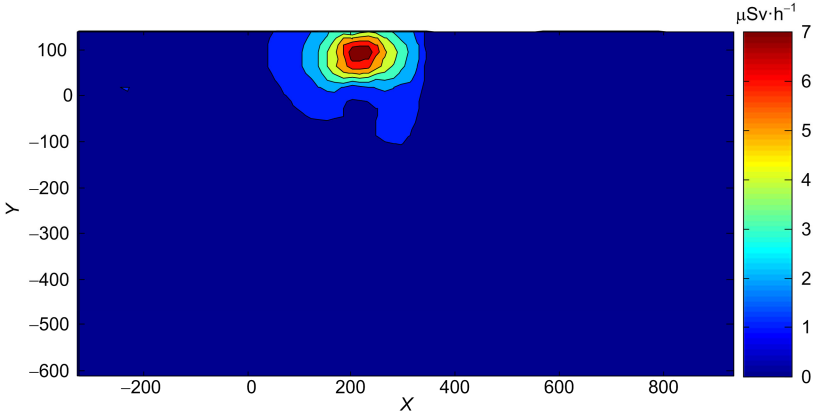


图 3 放射源库内γ射线辐射场分布
Fig.3 γ-ray radiation field of radioactive sources storehouse

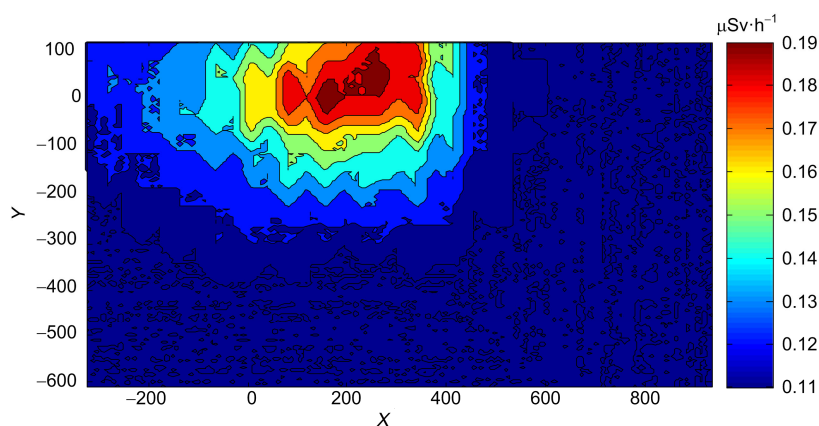


图4 放射源库上方楼层γ射线辐射场分布
Fig.4 γ-ray radiation field of the upper floor of radioactive sources storehouse

观察图3、图4,结合图1放射源存放位置可看出:在2号储源位置处剂量率较高,放射源库内此处最高剂量率可达 $6\sim 7\ \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$,满足时当量剂量率限值 $10\ \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$;放射源库上方楼层相对位置处最高可达 $0.40\ \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$,满足时当量剂量率限值 $2.5\ \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$;放射源库内其他非最强辐射区域,剂量率

$<0.50\ \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$;放射源库上方楼层剂量率除最强区域外均 $<0.30\ \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$,接近γ射线剂量率本底值 $0.29\ \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。

图5为放射源库内中子辐射场分布图,图6放射源库上方楼层中子辐射场分布图。

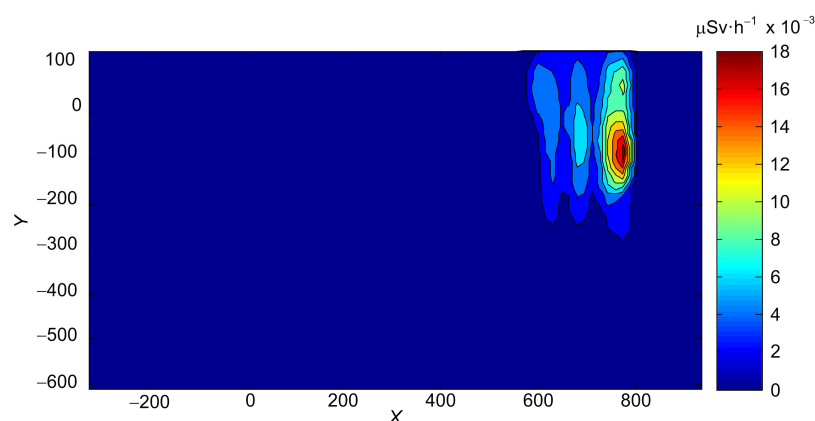


图5 放射源库内中子辐射场分布
Fig.5 Neutron radiation field of the radioactive sources storehouse

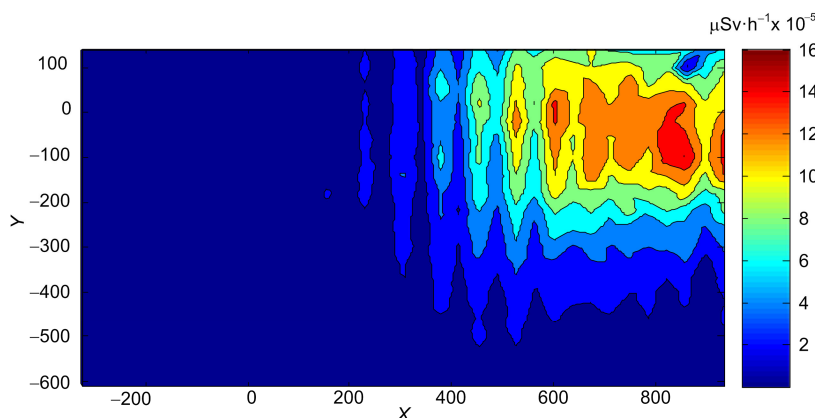


图6 放射源库上方楼层中子辐射场分布
Fig.6 Neutron radiation field of the upper floor of radioactive sources storehouse

由图 5、图 6 可知，放射源库内中子剂量率最高约 $0.02 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ，放射源库上方楼层内中子剂量率均几乎为零，表明放射源库内和源库周围中子辐射很小。

为验证以上仿真结果的可靠性，选取若干关注点进行辐射场剂量率实测，测量仪器为山西中辐科技有限公司生产的“环境级 χ 、 γ 射线辐射测量仪

(FJ1200)”和“MULTI-FUNCTION SURVEY METER (ADM-300)+Neutron Probe(NP-100)”。关注点选取如图 1 所示：1~8 为 γ 射线剂量率实测点；9~10 为中子剂量率实测点；2'和 8'为放射源库上方楼层实测点，竖向位置对应放射源库内 2 和 8 实测点。

各关注点剂量率实测值与模拟值对比结果如表 2 所示。

表 2 关注点剂量率的模拟值与实测值
Table 2 Measured and simulated values of the dose rate of concerned points

	关注点序号 Concerned points	实测值 / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ Measured valves	模拟值 / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ Simulated values	误差 / % Deviations
放射源库内 Inside of sources storehouse	1	3.00	2.39	20.33
	2	7.59	7.81	2.90
	3	0.51	0.57	11.76
	4	1.02	0.98	3.92
	5	0.31	0.31	0
	6	0.53	0.50	5.66
	7	0.47	0.55	17.02
	8	0.29	0.30	3.44
	9	0.01	0.01	0
	10	0.01	0.01	0
放射源库上方楼层 Upper floor of sources storehouse	2'	0.37	0.37	0
	8'	0.29	0.29	0

在对应于中子源库位置上方楼层的实测值均低于仪器探测下限，接近于天然本底，模拟值也基本为 $0.0001 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。

由表 2 可知，用 MCNP 对放射源库辐射场进行建模，在建模过程中采取了一些合理简化，基本能还原放射源库真实情况，模拟值与实测值保持较好的一致性。通过对放射源库以及源库周围环境辐射场重建，得知目前放射源库对 γ 射线源和中子源的屏蔽措施能够满足防护要求。

3 源库内最大存储量估算

高等院校常用放射源为 ^{137}Cs 和 ^{60}Co ，了解源库对这两种常用源的存储能力十分必要。根据国家标准 GBZ114-2006，屏蔽体表面当量剂量率应小于 $25 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。假设 γ 射线源屏蔽体均为 $\Phi=9 \text{ cm}$ 的铅罐，通过模拟可知，此铅罐可封装活度为 $1.85\times10^{11} \text{ Bq}$ 的 ^{137}Cs 源或 $3.33\times10^8 \text{ Bq}$ 的 ^{60}Co 源。

按照上述活度将源封装在每一个屏蔽罐中，然后放置在各源坑中，模拟放射源库内剂量率分布。由模拟结果可知，当各源坑只放置一枚封装好的 ^{137}Cs 源时，放射源库内剂量率最大处达到 0.80

$\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。按照源坑容积和铅屏蔽罐体积计算，对于 1~10 号源坑，每个源坑中最多可放置 12 枚封装好的 ^{137}Cs 源；对于 11~22 号源坑，每个最多可放置 15 枚 ^{137}Cs 源。如果均以单个源产生的最大剂量率为 $0.80 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 来计算，当每个源坑中均放置 12 枚源时，工作人员在任意位置接受的剂量率均约为 $9.60 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ，满足时当量剂量率限值 $10 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。因此，该放射源库共可存放 264 枚 ^{137}Cs 源，总存储量约为 $4.88\times10^{13} \text{ Bq}$ 。

当各源坑只放置一枚封装好的 ^{60}Co 源时，放射源库内剂量率最大处达到 $0.60 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。当源坑中放置 15 枚源时，工作者在某一处接受的总剂量率达到 $9.00 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ，满足时当量剂量率限值 $10 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。因此，放射源库内共可存放 300 枚封装好的 ^{60}Co 源，总存储量约为 $9.99\times10^{10} \text{ Bq}$ 。

4 结论

针对某高校放射源库及源库周围环境进行了辐射场模拟，给出了具体的 γ 射线和中子辐射场分布。通过与国家标准比较，目前放射源库内以及源库周围的剂量率均在剂量限值内，做到了对 γ 射线源和

中子源的有效防护。放射源库对于 ^{137}Cs 源的最大存储能力为 $4.88 \times 10^{13} \text{ Bq}$, 对于 ^{60}Co 源的最大存储能力为 $9.99 \times 10^{10} \text{ Bq}$ 。

参考文献

- 徐希杰, 吕坤祥, 邹新农, 等. 含金属聚合材料屏蔽 γ 射线效果的测定[J]. 中国辐射卫生, 2001, **10**(1): 23-24. DOI: 1004-714X(2001)01-0023-02.
XU Xijie, LYU Kunxiang, ZOU Xinnong, *et al.* Determination of the effect of shielding γ -ray for polymer materials containing metal[J]. China Radio Health, 2001, **10**(1): 23-24. DOI: 1004-714X(2001)01-0023-02.
- 中华人民共和国卫生部. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准: GB18871-2002[S]. 北京: 中国标准出版社. 2002.
Ministry of Health of the People's Republic of China. Basic standards for the safety of radiation protection and radiation source: GB18871-2002[S]. Beijing: Standards Press of China. 2002.
- 中华人民共和国卫生部. 密封放射源及密封 γ 放射源容器的放射卫生防护标准: GBZ114-2006[S]. 北京: 人民卫生出版社. 2006.
Ministry of Health of the People's Republic of China. Radiation protection standards for sealed radioactive sources and sealed Container of γ source: GBZ114-2006[S]. Beijing: People's medical publishing house. 2006.
- 潘自强. 辐射安全手册[M]. 北京: 科学出版社. 2011.
PAN Ziqing. Radiation safety manual[M]. Beijing: Science Press. 2011.
- 刘玉国, 刘永民. 核测井用密封放射源辐射防护方法和安全性分析[J]. 石油仪器, 2007, **21**(3): 91-96. DOI: 1004-9134(2007)03-0091-03.
- LIU Yuguo, LIU Yongmin. Radiation protection method and safety analysis of sealed radioactive sources in nuclear logging[J]. Petroleum Instruments, 2007, **21**(3): 91-96. DOI: 1004-9134(2007)03-0091-03.
- Valentin J. Basic anatomical and physiological data for use in radiological protection reference values[J]. Annals of the ICRP, 2002, **32**(3/4): 1-277.
- 耿长冉, 汤晓斌, 谢芹, 等. 空间辐射环境及人体剂量蒙特卡罗模拟[J]. 强激光与粒子束, 2012, **24**(30): 28-32. DOI: 10.3.3788/HPLPB20122412.3028.
GENG Changran, TANG Xiaobin, XIE qin, *et al.* Space radiation environment and human dose calculation based on Monte Carlo method[J]. High Power Laser and Particle Beams, 2012, **24**(30): 28-32. DOI: 10.3.3788/HPLPB20122412.3028.
- Briesmeister J F. MCNP-a general Monte Carlo N-particle transport code: Version 4C[M]. Los Alamos: Los Alamos National Laboratory. 2000.
- 高彦锋, 王瑞宏, 张孝泽, 等. MCNP 程序在核技术中的应用研究[J]. 计算物理, 1995, **12**(2): 234-240. DOI: 10.19596/j.cnki.1001-246x.1995.02.016.
GAO Yanfeng, WANG Ruihong, ZHANG Xiaoze, *et al.* Research on the application of MCNP program in nuclear technology[J]. Chinese Journal of Computational, 1995, **12**(2): 234-240. DOI: 10.19596/j.cnki.1001-246x.1995.02.016.
- 张胜生. UF6 储存运输容器的辐射剂量模拟研究[D]. 甘肃: 兰州大学. 2013: 31-36.
ZHANG Shengsheng. Simulation study on the radiation dose from the UF6 package[D]. Gansu: Lanzhou University. 2013: 31-36.