

一种高灵敏度环境中子剂量当量仪的能量响应 计算与实验验证

魏迎光¹ 刘森林² 孙莉峰³ 王彦锋¹

1 (96411 部队 宝鸡 721006)

2 (中国原子能科学研究院 北京 102413)

3 (陕西师范大学 西安 710062)

摘要 利用 MCNP4C 程序计算了一种高灵敏度环境中子剂量当量仪的响应曲线。计算结果在感兴趣能量区间与 ICRP 建议书中的 H*(10)曲线符合较好,通过实验验证,计算结果与实验数据相对偏差在-21.6%以内(对子要求偏差在±50%以内),实验表明,用 MCNP 程序优化设计探测器可提高设计效率,并可同时为实验验证提供参考数据。

关键词 环境中子,高灵敏度,剂量当量仪,响应曲线,实验验证

中图分类号 TL816

中子剂量当量仪是用于测量中子剂量的仪器,也称雷姆计。理想情况下的单位中子注量的灵敏度正比于国际放射防护委员会(ICRP)给出的中子有效剂量-注量转换系数。在实际感兴趣的能量范围内,即从热能到 10 MeV,无论中子能谱如何,这类仪器的读数均正比于人体内的最大剂量,并在相当宽的能谱范围内,不管中子能谱如何,它均可给出近似的剂量当量值。

剂量当量仪最早出现在 20 世纪 50 年代末期^[1],对 Bonner 球的研究导致了雷姆仪的产生。Bramblett 等计算了不同尺寸的 Bonner 球对中子的响应曲线,从此,人们一直致力于改善探头的结构来达到更好的雷姆响应。其中,Andersson 和 Braun 无疑是最成功的研究小组之一。他们研究的慢化体结构从 20 世纪 60 年代一直使用到现在,这种被称为“标准 A-B 雷姆仪”的仪器在 5 keV 能区的响应曲线比以前的雷姆仪的响应曲线与剂量当量曲线接近了 1.7 倍^[2]。

虽然标准 A-B 雷姆仪对低能区(15 MeV)中子具有雷姆响应,然而对 15 MeV 以上能量的中子,这类仪器低估了中子的剂量当量。这类仪器灵敏度低,最小探测限如果按 97.5%的置信度,对于累积型,剂量临界水平约为 100 μSv;对于剂量率型,大约在 1 μSv/h 水平^[3];对环境级水平的中子,约

为几 nSv/h^[4-6]。现有中子剂量当量仪尚不能满足低水平环境的中子监测要求,即对中子监测,目前仅限于较强辐射场的监测。而核电的发展以及核设施数量的急剧增加对环境的影响评价对核设施周围低水平中子的监测有日益增长的需求,需要一种高灵敏度的中子剂量当量仪。

本文通过 MCNP 程序优化设计一种高灵敏度环境中子剂量当量仪,灵敏度可望达到 42.8 s⁻¹/(μSv·h⁻¹),能量响应范围为从热中子到 20 MeV,以满足 nSv/h 水平的中子辐射场监测。该仪器对较强辐射场同样也适用。

1 计算方法

1.1 蒙特卡罗程序和能量响应

蒙特卡罗计算采用 MCNP-4C 版本,该版本使用 Fortran 77 语言编写,在 Dos 操作系统下运行。MCNP 程序对核素截面的处理是根据原始数据进行线性插值,插值后的截面在大多数情况下误差小于 0.5%。中子能量在 1×10⁻⁵—2×10⁷ MeV 范围内对所有核反应类型的截面是连续的。在多种中子截面库中选择了 ENDF/B-VI.0,该库可提供计算过程中需要的所有核素截面^[7]。

几何处理可按三维直角坐标系进行描述,几何

中核预研基金(4160205030309)资助

第一作者:魏迎光,男,1976 年出生,2006 年于中国原子能科学研究院获工学硕士学位,环境保护与辐射防护专业,现在岗位辐射防护,工程师

收稿日期:2007-01-12,修回日期:2007-01-29

空间被特征曲面划分成单元，每个单元的边界按特征曲面用交、与和或方法来定义。对于每个体积单元，还需定义它的密度、体积、材料的元素和组分等。

输入文件的主要内容包括单元（cell）卡、曲面卡、模式（mode）卡、单元参数卡、源特征卡、记录（tally）卡和材料卡等。

1.2 计算模型

图 1 示出了计算模型。本装置由 5 个同轴圆柱组成，由内到外分别为：³He 计数管、聚乙烯、打孔的镉片、聚乙烯、包装材料(不锈钢)。表 1 列出了各层尺寸、密度和元素含量。探头结构及照射方

法示于图 2。

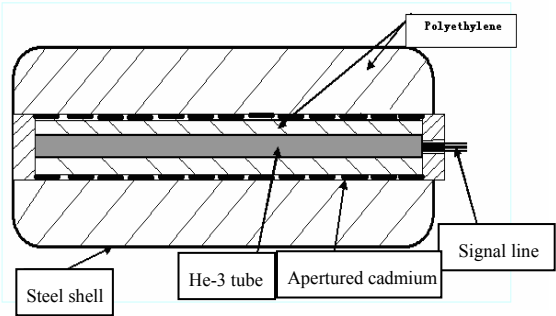


图 1 计算模型
Fig.1 Calculation model

表 1 各层的尺寸及密度、元素含量
Table 1 Component's size, density and content of element

层次 Layer	直径 Diameter /mm	厚度 Thickness /mm	长度 Length /mm	密度 Density /g·cm ⁻³	组成元素或原子比 Constituent element or atomic ratio	
³ He 计数管 He-3 tube	50		1000	6.653×10 ⁻⁴	He	1
聚乙烯 Polyethylene	86.5	16.75	1016.75	0.92	H:C	2:1
打孔镉片 Apertured Cd	88.5	1	1000	8.64	Cd	1
聚乙烯 Polyethylene	237	73.25	1240	0.92	H:C	2:1
包装材料 Stainless steel shell	238.6	0.8	1241.6	7.86	Fe	1

注：镉片为均匀打孔，每个孔面积为 1 cm²，孔面积占整个镉片面积的 32%。
Notes: The hole area is 1 cm² on a thin cadmium shell which is uniformly perforated. The holes' total area is 32% of the surface area of the cadmium absorber.

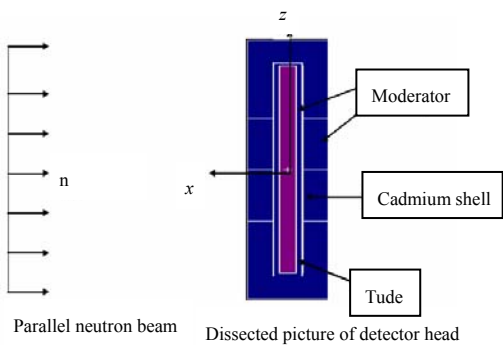


图 2 探头结构及照射方法示意图
Fig.2 Structure of the detector and the irradiation fashion

为了得到中子能注量响应 $R_{\Phi}(E_n)$ ，首先需得知所关心的计数器灵敏体积元内产生的核反应数。为此选择了与 F4 相配合的倍增记录卡 FM4。记录卡的格式为 FM4 (C m 103)，C 为倍增系数，m 为材料号码，103 是特指 m 材料的 (n, p) 类型核反应。给出的输出结果是单位注量照射时关心体积内产生的 (n, p) 核反应类型，即单位中子注量能量

响应或称能注量响应，简称为响应。

1.3 归一化因子^[8]

对于该中子剂量当量仪，如果入射中子能量为 E_n ，其响应则表示为 $R_{\Phi}(E_n)=M/\Phi(E_n)$ 。其中： M 为仪器的读数， $\Phi(E_n)$ 为入射到仪器中的单能中子注量。假设在正比管灵敏体积 V_{cl} 中的 ³He (n, p) ³H 反应个数正比于 M ，通过输入文件的设置，则可

得到一几何块上的中子注量 $\Phi_j \propto \frac{1}{KV} \sum_j l_k(\tilde{E}_j)$ ， $\tilde{E}_j \in (E_{j-1}, E_j)$ ，式中， K 表示经过的径迹的个数， l_k 为每个径迹的长度， Φ_j 即为经过聚乙烯慢化后进入 ³He 正比计数管的能量从 E_{j-1} 到 E_j 的中子数面积密度。经过推算，有：

$$R_{\Phi}(E_n) = \sum_j \Phi_j a_s n_{He} V_{cl} \sigma_{n,p}(\tilde{E}_j) \tag{1}$$

其中： a_s 为中子源面积 (cm²)， n_{He} 为氦的气体原

子密度(cm^{-3}), V_{cl} 为所关心的计数器的体积(cm^3), $\sigma_{\text{n,p}}(E_j)$ 为慢化后能量为 $\tilde{E}_j \in (E_{j-1}, E_j)$ 的中子的 ${}^3\text{He}(\text{n}, \text{p}){}^3\text{H}$ 反应截面 (10^{-24}cm^2), 归一化因子为 $C = a_s \cdot n_{\text{He}} \cdot V_{\text{cl}}$ 。

需要说明的是, 实际上, Φ_j 与 n_{He} 间的关系较复杂, 但 MCNP 计算能够很好地处理这种关系, 因而, 在实际计算中, $C = -a_s \cdot V_{\text{cl}}$, 即 $C = -a_s \cdot V_{\text{cl}}$ 等价于 $C = a_s \cdot n_{\text{He}} \cdot V_{\text{cl}}$ 。

1.4 响应函数计算的不确定度

输出结果给出了仅从统计学意义上的响应相对不确定度, 即:

$$U(R) = \frac{S(R)}{R} = \frac{S(R_{\Phi}(E_n))}{R_{\Phi}(E_n)} \quad (2)$$

其中: $S(R_{\Phi}(E_n))$ 为 $R_{\Phi}(E_n)$ 的计算误差, 即响应函数的均方差。计算过程中要求相对不确定度均小于 5%。对于给定的慢化柱体和能量, 大多数情况下, 需要改变 MCNP 的起始随机粒子数目, 以确保满足不确定度要求。

2 计算结果及讨论

2.1 能量响应曲线与 $H^*(10)$ 曲线

图 3 示出了高灵敏度环境中子剂量当量仪的能量响应曲线, 同时也示出了 ICRP74 号出版物中的 $H^*(10)^{[9]}$ 曲线。从图 3 可以看出, 此仪器的能量响应曲线与 $H^*(10)$ 曲线符合较好, 说明中子能量在 0—20 MeV 范围内, 此探测器的响应值近似正比于不同中子能量产生的剂量当量值。为了便于直观比较, 图 4 示出了其相对响应(即计算值相对于 $H^*(10)$ 以 8 归一的相对值)。

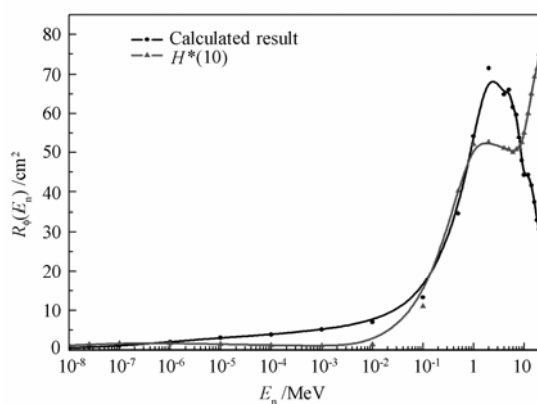


图 3 计算的响应曲线与 $H^*(10)$ 曲线
■——本文计算曲线; ▲—— $H^*(10)$ 曲线
Fig.3 Calculated response function curve and $H^*(10)$ curve

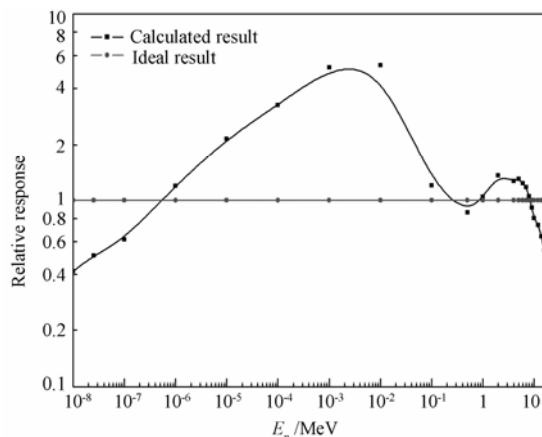


图 4 相对响应曲线
注: 计算值相对于 $H^*(10)$ 以 8 归一的相对值
■——相对响应曲线; ●——理想值
Fig.4 Relative response curve

从上图响应曲线及相对响应曲线可以看出, 此探测器在低能段和高能段中子响应与理想值较接近, 在热中子附近偏差 $\pm 50\%$, 在快中子 100 KeV—12 MeV 之间, 能量响应偏差 $\pm 30\%$ 。

2.2 MCNP 程序计算结果合理性验证

为了验证 MCNP 程序计算的合理性, 根据文献 [10] 提供的探头结构和选用的材料及照射方法, 用 MCNP4C 程序进行编写和计算。表 2 列出了计算值与文献 [10] 提供的结果。

表 2 本文计算值与文献结果比对
Table 2 Comparison between calculated result and literature result

E_n /MeV	$R_{\Phi}(E_n) / \text{cm}^2$		相对偏差 Relative deviation /%*
	文献结果 Literature result	本文计算结果 Calculated result	
1×10^{-7}	0.802 ± 0.009	0.820823 ± 0.0092	2.3
1×10^{-6}	1.633 ± 0.023	1.55479 ± 0.0069	-4.7
1×10^{-5}	2.045 ± 0.031	2.04889 ± 0.0061	-0.19
1×10^{-4}	2.285 ± 0.028	2.28063 ± 0.0059	0.44
1×10^{-3}	2.389 ± 0.036	2.35663 ± 0.0059	1.4
1×10^{-2}	2.371 ± 0.030	2.36545 ± 0.0060	0.23
1×10^{-1}	2.418 ± 0.031	2.43258 ± 0.0059	-0.6
0.3	2.534 ± 0.054	2.46421 ± 0.0059	2.8
2	1.556 ± 0.035	1.52404 ± 0.0076	2.1
20	0.197 ± 0.009	0.196143 ± 0.0148	0.44

*: (文献值—本文计算值)/文献值

(literature result—calculation result)/ literature result

从表 2 中数据可知, 本文计算值与文献结果之间的相对偏差在 $\pm 4.7\%$ 以内。

3 实验验证

3.1 计算结果与实验结果的比较

为了验证本文设计的探测器的有关响应值，用标准源铀源参数对本文设计的探测器进行了灵敏度计算，计算的剂量当量灵敏度为 $42.8\text{ s}^{-1}/(\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1})$ ，同时用铀中子源对本文设计的仪器进行了灵敏度实验验证。

为了减少散射等对实验的影响，故本实验选择空旷的室外进行。在本实验中，为了获得近似的平行中子束，探测器距源 4 m 以外（即 $L\geq 4\text{ m}$ ），使用影锥时，使其与源小于 10 cm（即 $L_1\leq 10\text{ cm}$ ）^[11]，源和探测器距离地面高度为 1.6 m，源距周围障碍物大于 10 m。示意图如图 5 所示。

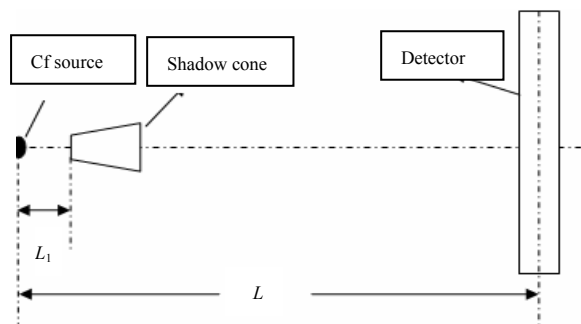


图 5 中子实验示意图
Fig.5 Schematic view of the experiment for neutron

灵敏度计算值及实验结果列于表 3。

表 3 计算值及实验结果比较
Table 3 Comparison between calculated result and experimental result

名称 Title	计算值 Calculated result	实验值 Experiment- al result	相对偏差 Relative deviation /%*
剂量当量灵敏度 Sensitivity of neutron dose equivalent $/(\text{s}^{-1}/\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1})$	42.8	54.6	-21.6

*: (计算值－实验值)/实验值
(Calculated result－experimental result)/experimental result

从表 3 可看出，本文计算的剂量当量灵敏度与实验结果相对偏差为-21.6%（对中子要求偏差在±50%以内），说明计算结果可信。

3.2 不确定度分析

通过比较，本文计算结果与实验结果有一定偏

差，偏差主要来源为：a) 在能量响应计算过程中，蒙卡软件截面数据本身存在的误差，还有计算中抽样技巧和粒子数的多少也会造成结果的不确定度；b) 蒙卡建模与实际测量装置之间存在一定的差距，其次计算和测量中材料参数的误差会造成计算和测量结果的不确定性；c) 实验过程中，由于源、空气散射、计数等原因也会造成一定的不确定度。

4 结论

本文用 MCNP 程序对一种新设计的高灵敏度环境中子剂量当量仪的响应进行了理论计算及实验验证，计算结果与实验结果相对偏差为-21.6%，从而验证了计算结果的正确性。总之，MCNP 程序计算为本文高灵敏度环境中子剂量当量仪的设计提供理论支持，同时也为实验结果提供参考和指导。

参考文献:

- Stephens L D, Smith A R. Lawrence Radiation Laboratory Report UCRL-8418[R]. USA:LRL, 1958
- 苏有武, 朱小龙, 李武元. 原子核物理评论, 2005, 22(2): 198—211
SU Youwu, ZHU Xiaolong, LI Wuyuan. Nucl Phys Rev, 2005, 22(2): 198—211
- 李桃生. 辐射防护通讯, 2003, 23(2): 15—20
LI Taosheng. Radiat Prot Bull, 2003, 23(2): 15—20
- Komura K, Ahmed N K, El-Kamel A H, et al. Nucl Sci Tech, 2004, 15(4): 248—256
- Florek M, Masarik J, Szarka I, et al. Radi Prot Dose, 1996, 87(3): 187—192
- 李建平, 常威克, 解延风, 等. 高能物理与核物理, 1982, 6(6): 666—670
LI Jianping, CHANG Weike, XIE Yanfeng, et al. High Energy Phys Nucl Phys, 1982, 6(6): 666—670
- 李桃生, 杨连珍, 李冬馥. 核电子学与探测技术, 2004, 24(2): 132—135
LI Taosheng, YANG Lianzhen, LI Dongyu. Nucl Electron Detect Technol, 2004, 24(2): 132—135
- 陈军. 原子能科学技术, 2004, 38(2): 131—136
CHEN Jun. At Energy Sci Technol, 2004, 38(2): 131—136
- ICRP. ICRP Publication 74[R]. [s.l]: ICRP, 1996
- Perks C A, Thomas D J, Siebert B R L, et al. Radi Prot Dosi, 1992, 44(1—4): 85—88
- ISO. Neutron Reference Radiation—Part 1 Characteristics and methods of production. ISO8529-1(1989)[S]. [s.l]: ISO, 1989

Calculation and experimental validation of neutron response for a high sensitivity environmental neutron dose equivalent meter

WEI Yingguang¹ LIU Senlin² SUN Lifeng³ WANG Yanfeng¹

1(96411 Unit of PLA, Baoji 721006, China)

2(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

3(Shaanxi Normal University, Xi'an 710062, China)

Abstract The energy response of a high sensitivity environmental neutron dose equivalent meter is calculated by MCNP4c code. The calculated response curve agrees with $H^*(10)$ curve in ICRP 74 report in interesting neutron energy regions. By comparison between the experimental results and the calculated values, the relative deviation is -21.6%. Experiments show that MCNP4C code can be applied to calculate neutron response for the high sensitivity environmental neutron dose equivalent meter, and it can also raise the work efficiency and help to analyze the experimental results.

Key words Environmental neutron, High sensitivity, Dose equivalent meter, Response curve, Experimental validation

CLC TL816