

# 高灵敏度环境中子剂量当量仪的 能量响应计算

魏迎光<sup>1</sup>, 刘森林<sup>2</sup>, 袁观俊<sup>2</sup>, 陈凌<sup>2</sup>

(1. 中国人民解放军 96411 部队, 陕西 宝鸡 721006;

2. 中国原子能科学研究院 保健物理部, 北京 102413)

**摘要:**利用 MCNP4C 程序计算 1 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。对 MCNP 程序计算结果的合理性进行了计算验证。计算结果表明, 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; 响应曲线

中图分类号: TL818.1

文献标识码: A

文章编号: 1000-6931(2006)S0-0134-05

## Calculation of Neutron Response for High Sensitivity Environmental Neutron Dose Equivalent Meter

WEI Ying-guang<sup>1</sup>, LIU Sen-lin<sup>2</sup>, YUAN Guan-jun<sup>2</sup>, CHEN Ling<sup>2</sup>

(1. 96411 Unit of PLA, Baoji 721006, China;

2. China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275-24, Beijing 102413, China)

**Abstract:** The energy responses of high sensitivity environmental neutron dose equivalent meter was calculated by MCNP4C code. The calculated results are satisfied in interesting neutron energy fields, and the shape of the response curve agrees with  $H^*(10)$  curve in ICRP 74 report. It is seen that MCNP4C code can be applied to calculate neutron response for high sensitivity environmental neutron dose equivalent meter, and it can raise work efficiency and help to analyze the experimental results.

**Key words:** environmental neutron; high sensitivity; dose equivalent meter; response curve

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<sup>[1]</sup>, 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 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更为接近<sup>[2]</sup>。

标准 A-B 雷姆仪对低能区(15 MeV)中子虽具有雷姆响应,但对 15 MeV 以上能量的中子,这类仪器低估了中子的剂量当量。这类仪器的灵敏度低,最小探测限若按 97.5% 的置信度,对于累积型,剂量临界水平约为 100  $\mu\text{Sv}$ ;对于剂量率型,约在 1  $\mu\text{Sv/h}$  水平<sup>[3]</sup>,对环境级水平的中子,约为几  $\text{nSv/h}$ <sup>[4-6]</sup>。现有中子剂量当量仪尚不能满足对低水平环境中子的监测要求,而对中子监测,目前仅限于较强辐射场。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 1 种高灵敏度的中子剂量当量仪。

本文通过 MCNP 程序优化设计 1 种高灵敏度环境中子剂量当量仪,灵敏度可望达到 42.8  $\text{s}^{-1}/(\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1})$ ,能量响应范围为从热中子到 20 MeV,以满足  $\text{nSv/h}$  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 MCNP4C 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的误差小于 0.5%。中子能量在  $1 \times 10^{-5} \sim 2 \times 10^7$  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,该库数据可满足计算过程中需要的所有核素截面<sup>[7]</sup>。

几何处理可按三维直角坐标系进行描述,几何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  $^3\text{He}$  计数管、聚乙烯、打孔的镅片、聚乙烯、包装材料。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。

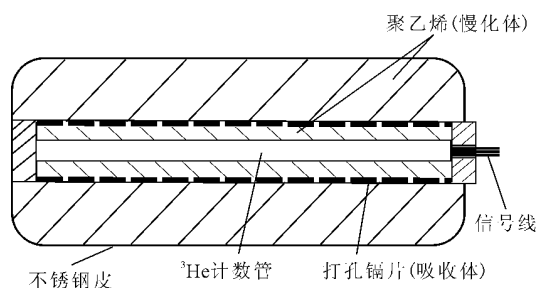


图 1 计算模型

Fig. 1 Calculation model

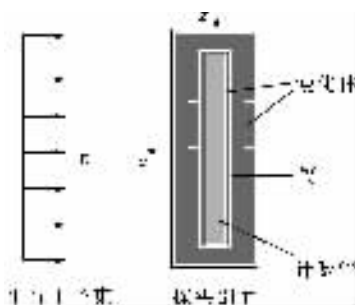


图 2 探头结构及照射方法示意图

Fig. 2 Structure of detector and irradiation way

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,即单位中子注量能量响应或称作能注量响应,简称为响应。

### 1.3 归一化因子<sup>[8]</sup>

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

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	直径/mm	厚度/mm	长度/mm	密度/(g·cm <sup>-3</sup> )	元素及其原子比
<sup>3</sup> He 计数管	50		1 000	6.653×10 <sup>-4</sup>	<sup>3</sup> He 1
聚乙烯	86.5	16.75	1 016.75	0.92	H : C 2 : 1
打孔铜片	88.5	1	1 000	8.64	Cd 1
聚乙烯	237	73.25	1 240	0.92	H : C 2 : 1
包装材料	238.6	0.8	1 241.6	7.86	Fe 1

注:铜片均匀打孔,孔面积为 1 cm<sup>2</sup>,孔面积为整个铜片面积的 32%

的单能中子注量。

假设在正比管灵敏体积  $V_{cl}$  中的  $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$  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  $\Phi_j \propto \frac{1}{KV} \cdot \sum_j l_k(\tilde{E}_j), \tilde{E}_j \in (E_{j-1}, E_j)$ , 式中,  $K$  表示经过的径迹个数;  $l_k$  为第  $k$  个径迹的长度;  $\Phi_j$  即为经过聚乙烯慢化后进入  $^3\text{He}$  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:

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

其中:  $a_s$  为中子源面积 (cm<sup>2</sup>);  $n_{\text{He}}$  为氦的气体原子密度 (cm<sup>-3</sup>);  $V_{cl}$  为所关心的计数器的体积 (cm<sup>3</sup>);  $\sigma_{n,p}(\tilde{E}_j)$  为慢化后能量为  $\tilde{E}_j \in (E_{j-1}, E_j)$  的中子  $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$  反应截面 (10<sup>-24</sup> cm<sup>2</sup>); 归一化因子  $C = a_s n_{\text{He}} V_{cl}$ 。

实际上,  $\Phi_j$  与  $n_{\text{He}}$  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,  $C = -a_s V_{cl}$ , 即  $C = -a_s V_{cl}$  等价于  $C = a_s n_{\text{He}} V_{cl}$ 。

#### 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:

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

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。图 3 中同时示出了 ICRP74 号出版物中的  $H^*(10)$ <sup>[9]</sup> 曲线。从图 3 可以看出, 计算出的此仪器的能量响应曲线与  $H^*(10)$  曲线符合较好, 不但在低能端中子响应较高, 而且对 20 MeV 中子响应也相对较高, 其相对响应(即计算值相对于  $H^*(10)$  以 8 归一的相对值)曲线示于图 4。

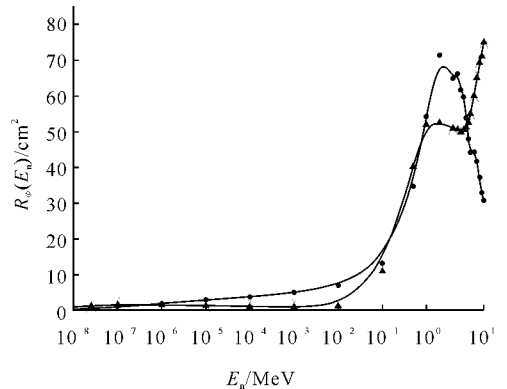


图 3 计算的响应曲线与  $H^*(10)$  曲线

Fig. 3 Calculated response function curve and

$H^*(10)$  curve

●——本文计算值; ▲—— $H^*(10)$  值

从响应曲线及相对响应曲线可以看出, 此装置在热中子附近的偏差为  $\pm 50\%$ ; 在快中子 100 keV ~ 12 MeV 之间, 能量响应偏差为  $\pm 30\%$ 。

### 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 列出了计算结果,图 5 示出了计算的响应曲线与文献[10]给出的结果的比较。

表 2  $R_{\Phi}(E_n)$  本文计算值与文献值比较

Table 2 Comparison between calculated and literature  $R_{\Phi}(E_n)$

$E_n/\text{MeV}$	$R_{\Phi}(E_n)/\text{cm}^2$		相对偏差 <sup>1)</sup> /%
	文献值 <sup>[10]</sup>	本文计算值	
$1 \times 10^{-7}$	$0.802 \pm 0.009$	$0.82082 \pm 0.0092$	2.3
$1 \times 10^{-6}$	$1.633 \pm 0.023$	$1.55479 \pm 0.0069$	-4.7
$1 \times 10^{-5}$	$2.045 \pm 0.031$	$2.04889 \pm 0.0061$	-0.2
$1 \times 10^{-4}$	$2.285 \pm 0.028$	$2.28063 \pm 0.0059$	0.4
$1 \times 10^{-3}$	$2.389 \pm 0.036$	$2.35663 \pm 0.0059$	1.4
$1 \times 10^{-2}$	$2.371 \pm 0.030$	$2.36545 \pm 0.0060$	0.2
$1 \times 10^{-1}$	$2.418 \pm 0.031$	$2.43258 \pm 0.0059$	-0.6
0.3	$2.534 \pm 0.054$	$2.46421 \pm 0.0059$	2.8
2	$1.556 \pm 0.035$	$1.52404 \pm 0.0076$	2.1
20	$0.197 \pm 0.009$	$0.19614 \pm 0.0148$	0.4

注:1) 相对偏差=(文献值-本文计算值)/文献值

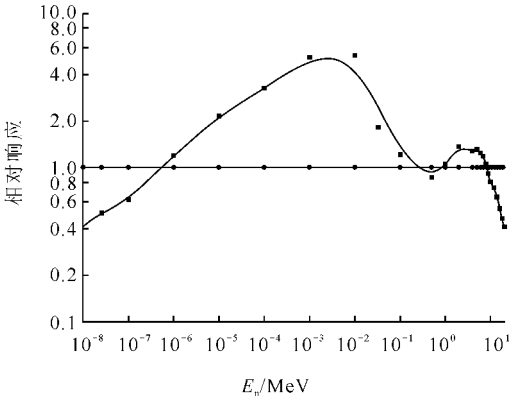


图 4 相对响应曲线

Fig. 4 Relative response curve

■——相对响应值;●——理想值

从表 2 中数据可知,本文计算值与文献值之间的相对偏差在  $\pm 4.7\%$  以内。从图 5 可以看到,两条能注量响应曲线吻合很好。

用标准源对本仪器进行灵敏度计算,灵敏度计算值列于表 3。

从表 3 可看出,本文计算的单位注量换算为剂量当量的转换系数与文献值<sup>[11]</sup>间的最大偏差为  $-1.5\%$ ,说明计算结果可信。

### 3 结论

用 MCNP 程序对 1 种新设计的高灵敏度环境中子剂量当量仪进行了理论计算及计算验证。MCNP 程序计算结果为高灵敏度环境中子剂量当量仪的设计提供了理论支持,同时为下一步的实验验证提供了参考。

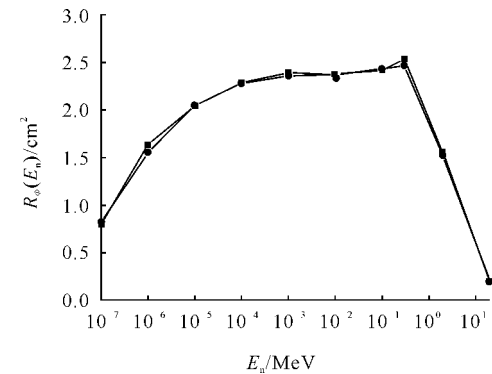


图 5 响应曲线本文计算值与文献值<sup>[10]</sup>的比较

Fig. 5 Comparison between calculated response curve and literature<sup>[10]</sup>

■——文献值;●——本文计算值

表 3 仪器有关参数计算<sup>[11]</sup>

Table 3 Calculation of parameters<sup>[11]</sup>

标准源	注量灵敏度/ $\text{cm}^2$	剂量灵敏度/ $(\text{s}^{-1}/(\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}))$	单位注量-剂量当量转换系数/ $(\text{pSv} \cdot \text{cm}^2)$	单位注量-剂量当量转换系数文献值/ $(\text{pSv} \cdot \text{cm}^2)$	相对偏差 <sup>1)</sup> /%
$^{241}\text{Am-Be}$	59.2	42.8	385	391	-1.5
$^{252}\text{Cf}$	58.8	42.8	382	385	-0.8

注:1) 相对偏差=(本文计算值-文献值)/文献值

## 参考文献:

- [1] STEPHENS L D, SMITH A R. Fast neutron surveys using indium foil activation; UCRL-8418 [R]. USA; LRL, 1958.
- [2] 苏有武, 朱小龙, 李武元. 用 MCNPX 程序计算宽能谱中子雷姆仪的响应曲线[J]. 原子核物理评论, 2005, 22(2): 198-211.
- SU Youwu, ZHU Xiaolong, LI Wuyuan. MCNPX calculation of neutron response for an extended range neutron rem meter [J]. Nuclear Physics Review, 2005, 22(2): 198-211 (in Chinese).
- [3] 李桃生. 中子辐射防护监测仪表的发展状况[J]. 辐射防护通讯, 2003, 23(2): 15-20.
- LI Taosheng. Status of neutron monitoring meters for radiation protection purpose [J]. Radiation Protection Bulletin, 2003, 23(2): 15-20 (in Chinese).
- [4] KOMURA K, AHMED N K, el-KAMEL A H, et al. Variation of environmental neutron flux with altitude and depth of both water and soil [J]. Nuclear Science and Techniques, 2004, 15(4): 248-256.
- [5] FLOREK M, MASARIK J, SZARKA I, et al. Natural neutron fluence rate and the equivalent dose in localities with different elevation and latitude [J]. Radi Prot Dose, 1996, 87(3): 187-192.
- [6] 李建平, 常崑克, 解延风, 等. 天然中子本底剂量水平的测定[J]. 高能物理与核物理, 1982, 6(6): 666-670.
- LI Jianping, CHANG Weike, XIE Yanfeng, et al. Measurement of natural background neutron [J]. High Energy Physics and Nuclear Physics, 1982, 6(6): 666-670 (in Chinese).
- [7] 李桃生, 杨连珍, 李冬馥. 单球多计数器的中子能量响应计算[J]. 核电子学与探测技术, 2004, 24(2): 132-135.
- LI Taosheng, YANG Lianzhen, LI Dongyu. The calculated neutron response of a sphere with the multi-counters [J]. Nuclear Electronics & Detection Technology, 2004, 24(2): 132-135 (in Chinese).
- [8] 陈军. 核动力堆安全壳内外中子能谱和剂量测量[J]. 原子能科学技术, 2004, 38(2): 131-136.
- CHEN Jun. Measurements of neutron spectra and doses inside and outside the containment of a power reactor [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2004, 38(2): 131-136 (in Chinese).
- [9] ICRP. Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation; ICRP Publication 74 [R]. [S. l.]: ICRP, 1996.
- [10] PERKS C A, THOMAS D J, SIEBERT B R L, et al. Comparison of response function calculations for multispheres [J]. Radi Prot Dosi, 1992, 44(1-4): 85-88.
- [11] ISO. Neutron reference radiation—Part 1, characteristics and methods of production ISO8529-1 (1989) [S]. [S. l.]: ISO, 1989.