

# 取消二次中子源后的源量程可用性分析

李 树<sup>1</sup>, 邓 力<sup>1</sup>, 徐慧波<sup>2</sup>, 李伟才<sup>2</sup>, 李 刚<sup>2</sup>, 孔 亮<sup>2</sup>

(1. 北京应用物理与计算数学研究所, 北京 100088; 2. 广东大亚湾核电合营有限公司, 广东 深圳 518124)

**摘要:** 本工作介绍了大亚湾核电站取消二次中子源的目的及理论计算分析源量程可用性的必要性。研究在缺乏一些重要数据情况下, 如何通过数值模拟方法较准确计算出源量程的中子计数率。理论计算方案表明, 可通过已有大修装料过程中实际测量所得的源量程中子计数数据, 并结合相应的组件燃耗及源强数据来获取近似度因子, 并以此校正蒙特卡罗理论计算出的中子通量和中子计数率。通过与实验值进行比较分析, 验证了本方法的可行性, 并给出与实验较相符的计算结果。

**关键词:** 大亚湾核电站; 二次中子源; 源量程; 数值模拟; 蒙特卡罗方法

**中图分类号:** TL329.2      **文献标志码:** A      **文章编号:** 1000-6931(2011)03-0314-05

## Usability Analyses of Source Range Detector After Secondary Neutron Source Canceled

LI Shu<sup>1</sup>, DENG Li<sup>1</sup>, XU Hui-bo<sup>2</sup>, LI Wei-cai<sup>2</sup>, LI Gang<sup>2</sup>, KONG Liang<sup>2</sup>

(1. *Institute of Applied Physics and Computational Mathematics, Beijing 100088, China;*

2. *Guangdong Nuclear Power Joint Venture Company, Limited, Shenzhen 518124, China*)

**Abstract:** The purpose of canceling the secondary neutron source for Daya Bay Nuclear Power Station was introduced. The necessity of the usability analyses for the source range detector was explained. On the condition of some important data absented, how to calculate the neutron count rates exactly by numerical method was a tough problem. Then, a method was proposed. By using this method, an approximate coefficient was introduced to amend the MCNP calculated results. Some neutron count rates of several fuel assemblies were calculated and compared with the experimental data. The analyses indicate that the method is effective and the calculated results match up to the experiment results.

**Key words:** Daya Bay Nuclear Power Station; secondary neutron source; source range detector; numerical method; Monte-Carlo method

大亚湾核电站反应堆堆芯首循环时装入了  
2个一次中子源组件和2个二次中子源组件,

由第2循环起不再使用一次中子源组件而只使用二次中子源组件。一次和二次中子源组件的

作用是避免源量程探测盲区,即在装料和卸料时提供足够的中子以使源量程能获得有效计数。

根据秦山核电站的经验反馈,二次中子源组件运行到一定年限后,二次中子源棒包壳有可能破裂。大亚湾核电站的二次中子源组件已入堆运行约 13 年。为了避免二次中子源棒在堆内运行过程中出现包壳破裂的风险,大亚湾核电站将在二号机第 13 次大修(简称 D213 大修)实施二次中子源超声涡流检查。鉴于二次中子源检查有可能操作损坏二次中子源组件,或检查发现二次中子源组件存在不能继续使用的缺陷,大亚湾核电站制定了 D213 大修无二次中子源装料和启动预案。方案的目标是:取消二次中子源组件,利用一定燃耗的乏燃料组件代替二次中子源组件,以减少氙排放、减少大修关键路径时间、避免寿期中更换二次中子源。

技术规范对二次中子源无具体要求,但对源量程有要求:在换料停堆模式(RCS)下,两列源量程中子测量通道必须可用。乏燃料组件中含有能产生大量中子的( $\alpha, n$ )中子源、自发裂变中子源和缓发中子源,但相比于二次中子源组件,其单位时间释放的中子数(源强)弱 2~3 个量级。因此,取消二次中子源后,使用乏燃料组件能否使源量程获得有效计数、避免源量程的探测盲区是取消二次中子源方案的关键。

为了论证无二次中子源装料和启动过程中源量程是否可用,即能否测量到有别于本地噪声的计数(临界计数监督技术规范要求  $2 \text{ s}^{-1}$  以上的有效计数率),本研究利用数值方法计算分析:在靠近源量程探测器的某堆芯位置装入具有一定燃耗的乏燃料组件,源量程是否能获得有效计数;在特定位置装入具有多少燃耗深度的乏燃料组件方能保证源量程有  $2 \text{ s}^{-1}$  以上的有效中子计数率。

## 1 源量程中子计数理论计算方法

源量程中子计数率 SRC、通量  $\Phi$  与探测器灵敏度(响应系数 res)有如下关系<sup>[1]</sup>:

$$\text{SRC} = \Phi \text{res} \quad (1)$$

式中:res =  $8 \text{ s}^{-1} \cdot \text{cm}^2 \cdot \text{s}$ 。

因此,为获得源量程理论计数,需利用数值模拟手段计算源量程处的中子通量  $\Phi$ 。本方法用 MCNP 程序<sup>[2]</sup>模拟中子在反应堆堆芯及仪

表系统中的输运过程,并记录中子在关心区域(源量程)的中子通量  $\Phi$ ,给出源量程的理论计数。

利用蒙特卡罗方法进行数值模拟时,制作的模型越接近模拟对象,计算精度越高。然而,由于技术原因,大亚湾核电站无法提供详细的探测器(源量程)结构尺寸,这很有可能导致数值模拟计算出的源量程中子通量  $\Phi$  偏离真实值,并导致利用式(1)直接求得的源量程中子计数并不可靠,故需对其进行必要的修正。本工作作用近似度因子  $K$  来表示数值模拟的源探测器与真实探测器的近似程度,则可将理论计算的源量程中子通量  $\Phi'$  通过  $K$  修正为实际的源量程中子通量  $\Phi$ ,即:

$$\Phi = \Phi'K \quad (2)$$

因此,本研究的重点就是  $K$  的获取。

利用已有大修装料(D112 大修)过程中实际测量所得的源量程中子计数数据,并结合组件燃耗及源强计算数据来间接获取大亚湾核电站源量程探测器近似度因子  $K$  的方法。

考虑源量程中子通量的修正后,中子计数率为:

$$\text{SRC} = \Phi'K \text{res} \quad (3)$$

为后面的推导书写简便,将  $\Phi'$  记为  $\Phi$ ,有:

$$\text{SRC} = \Phi K \text{res} \quad (4)$$

针对 D112 大修装料过程,可通过理论计算出第  $i$  步装料步的  $\phi_i$ ,结合实际装料过程所监测到的第  $i$  步源量程中子计数率 SRC <sub>$i$</sub> ,利用式(4)便可反算出对应的第  $i$  步近似度因子  $K_i$ 。综合若干步的计算结果,由此获得了较为合理的  $K$ 。两种情况下  $K$  的计算方法如下。

### 1.1 含二次中子源的装料步(第 1 步、第 2 步)

D112 大修堆芯装料第 1 步在 B5 位置装入二次中子源组件 YQ014Y(图 1)。根据式(4),有:

$$\text{SRC}_1 = \Phi_1 K_1 \text{res} \quad (5)$$

$\Phi_1$  由两部分组成:

$$\Phi_1 = \phi_1 + \Psi_1 \quad (6)$$

式中: $\phi_1$  为乏燃料释放的中子所引起的源量程通量; $\Psi_1$  为二次中子源(棒)释放的中子所引起的源量程通量。

由于燃料棒在堆芯轴向上的燃耗不均匀,因此,乏燃料释放的中子强度在轴向也有一定分布,故在实际计算中将其沿轴向划分为 16 节

分别计算燃耗、源强及通量,故有:

$$\begin{aligned} \phi_1 &= S_{1,1}\varphi_{1,1} + S_{1,2}\varphi_{1,2} + \dots + \\ & S_{1,16}\varphi_{1,16} = \sum_{j=1}^{16} S_{1,j}\varphi_{1,j} \end{aligned} \quad (7)$$

其中:  $S_{1,j}$  为第 1 步所装乏燃料第  $j$  节的源强;  $\varphi_{1,j}$  为该乏燃料第  $j$  节释放的单位中子所引起的源量程通量。

$\Psi_1$  同样沿轴向分为 16 节,且有:

$$\Psi_1 = \sum_{j=1}^{16} \hat{S}_{1,j}\hat{\varphi}_{1,j} \quad (8)$$

其中:  $\hat{S}_{1,j}$  为第 1 组二次中子源第  $j$  节源强;  $\hat{\varphi}$  为该二次中子源第  $j$  节释放的单位中子所引起的源量程通量。

综上各式,有中子计数、源强、通量及响应系数的关系式:

$$SRC_1 = \left( \sum_{j=1}^{16} S_{1,j}\varphi_{1,j} + \sum_{j=1}^{16} \hat{S}_{1,j}\hat{\varphi}_{1,j} \right) K_1 \text{res} \quad (9)$$

式中:  $SRC_1$  为装料时实际测到的中子计数率 (D112 大修装料时为每秒 93 次);  $S_{1,j}$ 、 $\hat{S}_{1,j}$  由大亚湾计算提供并作为 MCNP 计算时的中子源抽样依据,  $S_{1,j}$  和  $\hat{S}_{1,j}$  含中子能谱,方向取各向同性;  $\varphi_{1,j}$  与  $\hat{\varphi}_{1,j}$  由 MCNP 程序计算得到。

故由式(9)求得第 1 步的近似度因子  $K_1$ 。用同样方法可求得第 2 步(在 P5 位置装入二次中子源)的近似度因子  $K_2$ 。

## 1.2 不含二次中子源的装料步

D112 大修堆芯装料第 3 步在 B11 位置装入乏燃料组件 YQ01AA(图 2)。根据式(4)有:

$$SRC_3 = (\Phi_1^{(3)} + \Phi_2^{(3)} + \Phi_3) K_3 \text{res} \quad (10)$$

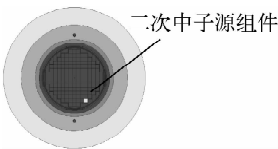


图 1 第 1 步装料示意图

Fig. 1 The first loading step

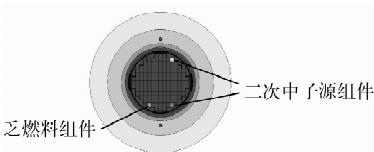


图 2 第 3 步装料示意图

Fig. 2 The third loading step

式中:  $\Phi_1^{(3)}$ 、 $\Phi_2^{(3)}$  分别为装入第 3 步的组件后,重新计算获得的第 1、2 步的组件在源量程处所引起的中子通量(重新计算的原因是后装入的组件对前面的组件通量有影响),且:

$$\Phi_1^{(3)} = \sum_{j=1}^{16} S_{1,j}\varphi_{1,j}^{(3)} + \sum_{j=1}^{16} \hat{S}_{1,j}\hat{\varphi}_{1,j}^{(3)} \quad (11)$$

$$\Phi_2^{(3)} = \sum_{j=1}^{16} S_{2,j}\varphi_{2,j}^{(3)} + \sum_{j=1}^{16} \hat{S}_{2,j}\hat{\varphi}_{2,j}^{(3)} \quad (12)$$

$\Phi_3$  为第 3 步的组件(在源量程处引起)的中子通量,且有:

$$\Phi_3 = \sum_{j=1}^{16} S_{3,j}\varphi_{3,j} \quad (13)$$

式中:  $S_{3,j}$  为第 3 步所装乏燃料的源强(由大亚湾计算提供);  $\varphi_{3,j}$  为该乏燃料第  $j$  节释放的单位中子所引起的源量程通量(计算获得)。故有:

$$\begin{aligned} SRC_3 &= (\Phi_1^{(3)} + \Phi_2^{(3)} + \Phi_3) K_3 \text{res} = \\ & \left( \sum_{j=1}^{16} S_{1,j}\varphi_{1,j}^{(3)} + \sum_{j=1}^{16} \hat{S}_{1,j}\hat{\varphi}_{1,j}^{(3)} + \sum_{j=1}^{16} S_{2,j}\varphi_{2,j}^{(3)} + \right. \\ & \left. \sum_{j=1}^{16} \hat{S}_{2,j}\hat{\varphi}_{2,j}^{(3)} + \sum_{j=1}^{16} S_{3,j}\varphi_{3,j} \right) K_3 \text{res} \end{aligned} \quad (14)$$

式中:  $SRC_3$  为实验已经测得的中子计数率;  $\varphi_{1,j}^{(3)}$ 、 $\hat{\varphi}_{1,j}^{(3)}$ 、 $\varphi_{2,j}^{(3)}$ 、 $\hat{\varphi}_{2,j}^{(3)}$ 、 $S_{3,j}$ 、 $\varphi_{3,j}$  由蒙特卡罗方法理论计算获得。式中只有  $K_3$  是未知量,由此求得近似度因子  $K_3$ 。

以此类推,求得若干装料步的有效近似度因子  $K_i$  后,将这些因子取统计平均值,有:

$$K = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n K_i \quad (15)$$

此即为所需的大亚湾核电站源量程探测器近似度因子。

图 3a 示出 D112 大修的前 20 步装料过程中源量程 1 的中子计数率。图 3b 示出理论计算得到的对应装料步的近似度因子  $K$ 。

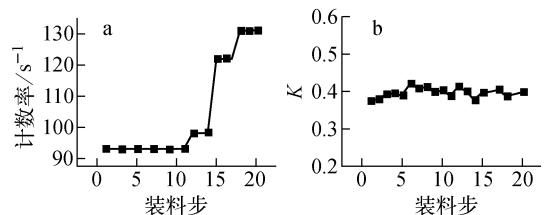


图 3 前 20 个装料步的中子计数率(a)和近似度因子(b)

Fig. 3 Neutron count rate (a) and correctional parameter (b) of each loading step

求得近似度因子  $K$  后,当在堆芯任一特定位置装入具有一定燃耗的乏燃料组件后,便可利用式(4)计算源量程的中子计数率。

### 2 实验与理论计算结果比较

在大亚湾核电站制定 D213 大修无二次中子源装料和启动预案时,本研究通过理论计算提供了在堆芯 B5 和 A9 位置放置乏燃料组件 YQ014K 的源量程中子计数供其参考。

为了验证无二次中子源装料和启动过程中,源量程是可用的,能测量到有别于本地噪声的计数,同时验证理论计算的正确性,大亚湾相关部门在 D213 大修卸料后实施了源量程可用性试验:在靠近源量程探测器的堆芯位置 A9 与 A8 先后装入燃耗范围为 19 000 ~ 46 000 MW · d/tU 的 4 组乏燃料组件,测试源量程 1 的中子计数率。表 1 列出源量程 1 中子计数率的理论计算与实验结果比较情况。

表 1 中子计数率的实验测量与理论计算结果比较

Table 1 Comparison of experiment measuring result and calculation result of neutron count rate

燃料组件号	燃耗/(MW · d · tU <sup>-1</sup> )	总源强/s <sup>-1</sup>	位置	计数率/s <sup>-1</sup>	
				实验结果	理论计算
YQ012N	45 802	5.24 × 10 <sup>8</sup>	A9	23.63	25.496 1
			A8	24.01	28.348 9
YQ017U	35 053	2.26 × 10 <sup>8</sup>	A9	12.94	11.390 7
			A8	13.18	12.511 4
YQ01CE	26 004	7.0 × 10 <sup>7</sup>	A9	6.21	3.713 2
			A8		4.050 4
YQ01AY	19 836	2.87 × 10 <sup>7</sup>	A9	3.88	1.555 9
			A8		1.742 8

图 4 示出 4 组燃料组件释放中子源强的轴向归一化分布。图 5 示出 A9 和 A8 位置 4 组燃料组件单位源中子所引起的源量程通量的轴向分布。

### 3 结果分析与讨论

1) 理论计算结果表明,3 组燃料组件在 A8/A9 位置均能取得大于 2 s<sup>-1</sup> 的计数率,与实验结果相符。YQ01AY 组件不能取得大于 2 s<sup>-1</sup> 的计数率。

2) YQ012N 与 YQ017U 2 组组件的计算结果与实验结果较吻合,YQ01CE 与 YQ01AY 2 组组件的计算结果较实验结果小,偏差较大,其原因可能是在燃耗较深情况下的中子源强计算偏高。

3) 从图 4 可看出,4 组燃料组件释放源中子的轴向归一化分布差异不大。

4) 从图 5 可看出,4 组燃料组件释放的单位源中子所引起的源量程通量的轴向分布几乎完全一致,这表明燃料组件在源量程中所引起的响应和中子计数率主要与组件释放中子的轴

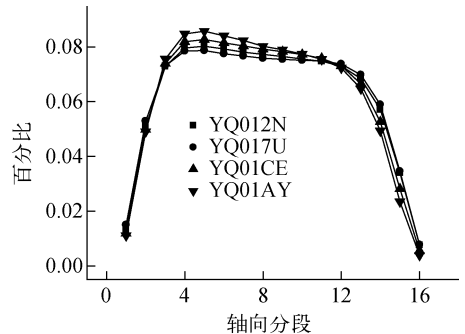


图 4 4 组燃料组件释放中子源强的轴向(16 节)归一化分布

Fig. 4 Axial normal distributions of neutron source density for 4 fuel assemblies

向空间分布及源强有关。

5) 结合 3)、4) 的分析,可得出:在同一位置,中子计数率基本上与组件的总源强呈线性关系,即  $SRC = aS + b$ 。理论计算的中子计数率与中子源强符合线性关系(图 6)。通过线性拟合可得到,在 A9 位置,中子计数率与燃料组件总源强满足关系式:

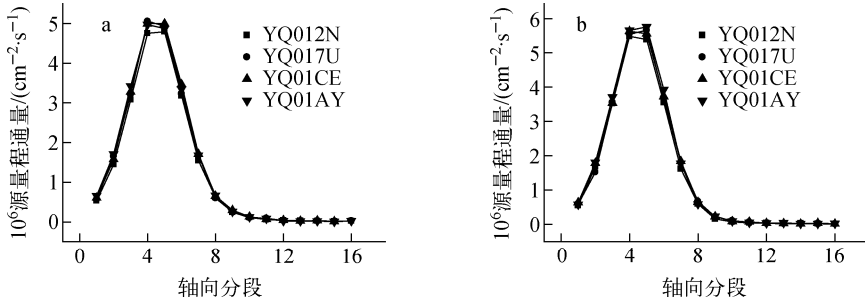


图5 A9(a)和A8(b)位置单位源中子引起的源量程通量轴向分布

Fig. 5 Radial fluence distributions of detector at A9 (a) and A8 (b)

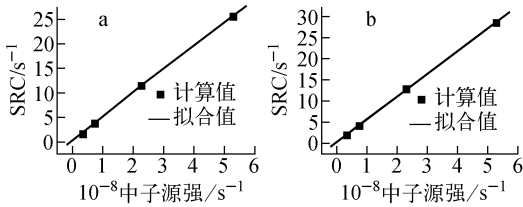


图6 A9(a)和A8(b)位置组件源强与计算的源量程中子计数率的关系

Fig. 6 Source density and neutron count rate at A9 (a) and A8 (b)

$$SRC = 4.821\ 07 \times 10^{-8} S + 0.309\ 98 \quad (16)$$

故若要取得大于  $2\ s^{-1}$  的中子计数率,需满足组件中子总源强大于  $3.5 \times 10^7\ s^{-1}$ 。

在A8位置,中子计数率与燃料组件总源强满足关系式:

$$SRC = 5.364\ 9 \times 10^{-8} S + 0.280\ 4 \quad (17)$$

故若要取得大于  $2\ s^{-1}$  的中子计数率,需满足组件中子总源强大于  $3.2 \times 10^7\ s^{-1}$ 。

## 4 结论

在缺乏一些重要数据的情况下,蒙特卡罗模拟难以准确计算出取消二次中子源后的源量程中子计数率。但通过已有大修装料过程中实际测量所得的源量程中子计数数据,并结合相应的组件燃耗及源强数据来获取近似度因子,以此校正MCNP数值计算出的中子通量和中子计数率。通过数值计算与实验结果比较,验证了该方法是可行的,且能够给出与实验较相符的计算结果。同时,得出以下主要结论。

1) 采用同一近似度因子情况下,理论计算的源量程1中子计数率与大亚湾实验所测的中子计数率多数吻合。

2) 数值计算的中子计数率与中子源强符合线性关系,与理论分析一致。

3) 取消二次中子源,利用乏燃料组件取代二次中子源组件,在燃耗足够深、中子源强足够强的条件下,源量程1能够探测到区别于本地噪声的有效计数。理论计算结果指出:在A9位置,若要取得大于  $2\ s^{-1}$  的中子计数率,需满足组件中子总源强大于  $3.5 \times 10^7\ s^{-1}$ ;在A8位置,若要取得大于  $2\ s^{-1}$  的中子计数率,需满足组件中子总源强大于  $3.2 \times 10^7\ s^{-1}$ 。

本研究成果在大亚湾核电站制定D213大修无二次中子源装料和启动预案中发挥了作用,同时,对后续岭澳核电站的相关工作也具有积极的参考价值。

本研究项目得到了大亚湾核电站技术支持处廉志坤、李志伟、梁薇等研究人员的大力协助与配合,在此表示衷心感谢。同时,感谢北京应用物理与计算数学研究所计算中心提供的大规模并行计算技术与硬件支持。

## 参考文献:

- [1] 濮继龙. 大亚湾核电站运行教程[M]. 北京:原子能出版社,1998.
- [2] BRIESMEISTER J F. MCNP—A general Monte-Carlo code for N-particle transport code. LA-12625-M[R]. USA: LANL, 1997.