

SPRR-300 反应堆大热柱内 中子注量率及能谱分布

窦海峰, 代君龙

(中国工程物理研究院 核物理与化学研究所, 四川 绵阳 621900)

摘要: 利用 MCNP 程序校核 ANISN 程序计算出的堆芯分布, 进行一维空间简化的修正; 同时采用延伸横向尺寸的方法近似替代无法在一维模型中建立的反射层, 以进行横向中子泄漏修正。经此修正后, 用一维 ANISN 程序计算了 SPRR-300 反应堆热柱内的中子注量率分布和中子能谱。热柱内镉比的程序计算值与实验测量结果基本一致, 两者间的偏差在 5% 以内, 个别位置处的偏差不大于 10%。这一结果表明, 对热柱内中子注量率分布及能谱等深穿透问题, 采用确定论一维离散程序 ANISN 可获得很好的计算结果。

关键词: 反应堆热柱; 中子注量率; 能谱

中图分类号: TL329.2 文献标识码: A 文章编号: 1000-6931(2006)05-0559-04

Neutron Fluence Rate and Energy Spectrum in SPRR-300 Reactor Thermal Column

DOU Hai-feng, DAI Jun-long

(*Institute of Nuclear Physics and Chemistry, China Academy of Engineering Physics,
Mianyang 621900, China*)

Abstract: In order to modify the simple one-dimension model, the neutron fluence rate distribution calculated with ANISN code was checked with that calculated with MCNP code. To modify the error caused by ignoring the neutron landscape orientation leaking, the reflector that can't be modeled in a simple one-dimension model was dealt by extending landscape orientation scale. On this condition the neutron fluence rate distribution and the energy spectrum in the thermal column of SPRR-300 reactor were calculated with one-dimensional code ANISN, and the results of Cd ratio are well accorded with the experimental results. The deviation between them is less than 5% and it isn't above 10% in one or two special positions. It indicates that neutron fluence rate distribution and energy spectrum in the thermal column can be well calculated with one-dimensional code ANISN.

Key words: reactor thermal column; neutron fluence rate; energy spectrum

反应堆热柱是位于反应堆内部或反应堆附近用以提供实验用热中子的结构组件。热柱内的中子注量率以及能谱分布对其应用实验极其重要。热柱内的中子注量率以及能谱计算可采用确定论程序 ANISN、CITATION 以及非确定论程序 MCNP^[1]等。

大热柱内中子注量率大约下降 10 个数量级,MCNP 程序抽样会有较大困难,而 MCNP 程序针对这类深穿透问题所设立的指数输运技术适用于高吸收介质,对于石墨这种高散射介质的计算效果差。所以,采用确定论程序对热柱内中子注量率和能谱分布进行计算,同时用 MCNP 程序对模型堆芯部分进行校核。

ANISN^[2]是一维多功能中子、光子耦合输运的离散纵坐标方法计算程序,可用于反应堆物理以及核辐射屏蔽计算,十分适合大热柱这样的一维深穿透计算。为此,采用程序 ANISN 对 SPRR-300 反应堆大热柱建立一维模型,采用 MCNP 程序对一维离散程序的计算模型作相应修正,且进行热柱内的中子注量率及能谱分布计算。

1 SPRR-300 反应堆堆芯及大热柱组件构造

SPRR-300 反应堆是轻水冷却慢化池式研究堆。采用棒状燃料元件,以 Mg 为基体, UO_2 弥散其中。堆芯由 90 盒正方形组件组成,栅距 7.15 cm(包括元件盒壁厚与元件盒之间的水隙),其中包括 33 个标准燃料组件和 16 个特殊燃料组件、12 个铍组件、9 个镉盒,此外,还有石墨砌体等。反应堆结构及热柱简图示于图 1,SPRR-300 反应堆的堆芯布置结构简图示于图 2。

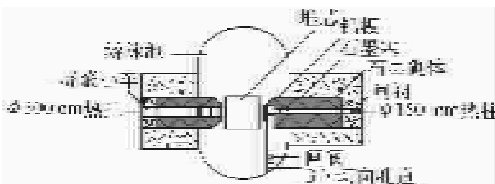


图 1 SPRR-300 反应堆以及热柱

Fig. 1 Scheme of SPRR-300 reactor and thermal column

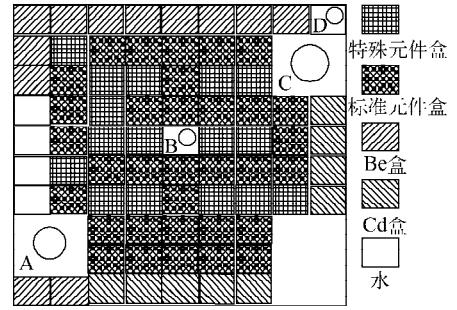


图 2 SPRR-300 反应堆堆芯横截面图

Fig. 2 Cross section diagram of SPRR-300 reactor core

A, C——中心为水腔,水腔外为石墨体;
B, D——中心为气腔,空气腔周围为水

2 计算模型

采用 ANISN 程序进行数值计算主要存在两个问题:1) 反应堆堆芯是 1 个十分复杂的三维分布结构,用 ANISN 程序进行计算时,须把堆芯结构简化成一维,在其他两个空间方向上则须均匀化处理,这样,将会带来计算结果的不准确性;2) 进行一维计算时,在其它空间方向上认为是无限大的,ANISN 程序对此进行了横向泄漏修正,修正认为,计算模型空间以外为真空。因此,采用 ANISN 程序进行计算时,用 MCNP 程序对这两个方面进行修正。

首先,对一维空间的简化进行修正。为此,建立 1 个简单的一维均匀化平板模型,以比较 ANISN 和 MCNP 程序计算出的中子注量率及能谱间的差异。一维均匀化基准模型(主视图)如下所示(各部分的材料均为均匀分布):

石墨	水	堆芯燃料	水	石墨
----	---	------	---	----

ANISN 与 MCNP 程序计算出的中子注量率分布及石墨层内的中子能谱间的比较示于图 3。由图 3 可看出,在计算模型完全一致的情况下,用 ANISN 与 MCNP 程序计算出的中子注量率分布几乎完全一致,两者间的差别在 2% 之内,且在燃料区外围经过充分慢化的中子能谱分布也是一致的。但在燃料区内,MCNP 计算所得中子能谱比 ANISN 所得中子能谱硬。这是因为,ANISN 程序只考虑对反应堆燃料裂变直接作用的那部分中子,而 MCNP 程序则在燃料区较 ANISN 多记录了刚刚裂变产生

尚未经过慢化的中子。因此,采用 MCNP 程序修正 ANISN 计算模型是合理的。

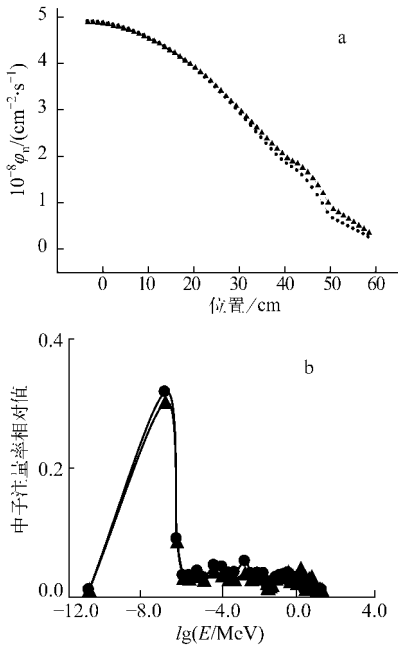


图3 中子注量率分布(a)及石墨层内中子能谱(b)比较

Fig. 3 Comparison of neutron fluence rate distribution(a) and neutron energy spectra(b) in graphite
●——MCNP;▲——ANISN

针对堆芯均匀化处理问题,分别采用 ANISN 与 MCNP 程序对堆芯进行建模计算。计算得到的中子注量率分布示于图 4。

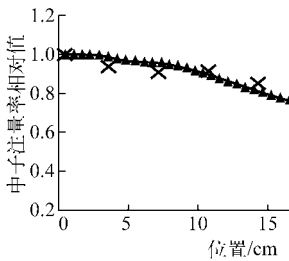


图4 堆芯中子注量率相对分布

Fig. 4 Distribution of neutron fluence rate in reactor core
▲——ANISN;×——MCNP

由图 4 可知,两者基本一致。MCNP 程序计算结果与活化法测量结果相吻合。这一结果

表明,可采用均匀化处理对堆芯进行一维空间简化处理。

针对横向泄漏修正,可采用人工延展横向尺寸的方法来近似反射层的作用。由扩散理论推导可知,一维无限大平板的反射层节省为:

$$\delta = \frac{1}{B_c} \left[\text{tg}^{-1} \left(\frac{B_c D_c L_r}{D_r} \right) \text{th} \left(\frac{T}{L_r} \right) \right]$$

式中: B_c 为堆芯材料曲率, $B_c^2 = \frac{k_\infty - 1}{L_c}$, k_∞ 为无限增值系数; L_c 与 L_r 分别为堆芯与反射层的中子扩散长度; D_c 与 D_r 分别为堆芯与反射层的扩散系数; T 为反射层厚度。

$T \geq 2L_r$ 时, $\text{th} \left(\frac{T}{L_r} \right)$ 近似于 1。所以,当 $T \approx 2L_r$ 后,其作用与无限厚反射层相差无几。实际上,堆芯周围反射层厚度远大于 $2L_r$,可视为无限厚反射层。反应堆 B_c 通常比 1 小很多, $\text{tg}(B_c \delta) \approx B_c \delta$,可简化为 $\delta \approx \frac{D_c}{D_r} L_r$,又因轻水堆内燃料所占份额不太大,可认为 $D_c \approx D_r$,进一步简化为 $\delta \approx L_r$ 。综上所述,在采用 ANISN 建模进行计算时,可人为增加横向尺寸约 L_r 。

基于以上结果,利用反应堆大热柱方向上近似对称的特点,以堆芯中心平面为起点,建立 ANISN 一维计算模型。分区及网格划分列于表 1。

表 1 热柱模型

Table 1 Thermal column model

区号	终点位置/cm	描述	网格数	备注
1	3.4	CORE1	8	第 5 列元件区,半列
2	10.2	CORE2	16	第 6 列元件区
3	17	CORE3	16	第 7 列元件区
4	23.8	CORE4	16	第 8 列元件区
5	30.6	Reflect	24	反射列
6	31.6	Boarding	1	围板
7	32.5	H ₂ O	13	围板与铅屏之间水隙
8	33	Al	1	铅屏包壳
9	38.5	Pb	9	铅屏
10	39.6	Al	1	铅屏及热柱头包壳
11	259.6	C	550	热柱头石墨

3 热柱内热中子注量率分布及中子能谱

按上述描述建立计算模型,利用 ANISN 程序计算得到 SPRR-300 反应堆大热柱内中子注量率分布(图 5)。

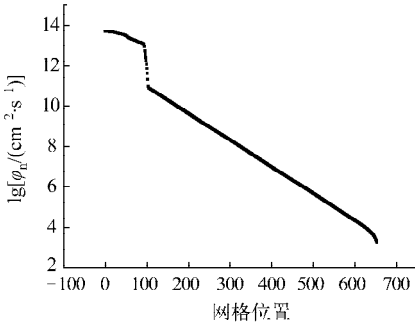


图 5 热柱内中子注量率分布

Fig. 5 Distribution of neutron fluence rate

由图 5 可看出:中子注量率由堆芯处的 10^{13} 量级下降到热柱外围的 10^3 量级,其中,铅屏蔽层的铅芯处的中子注量率明显降低。

用 ANISN 程序计算出的热柱内的镉比示于图 6。图 6 中同时示出了热柱内镉比的实验测量结果。计算结果与实验结果基本一致,两者间的偏差在 5% 以内,个别位置处的偏差不大于 10%。

4 结论

热柱内中子注量率及其能谱分布涉及深穿透问题。对于深穿透问题,可用 MCNP 校核一维离散程序 ANISN 计算的堆芯分布源,同时采用延伸横向尺寸的方法来近似代替无法在一

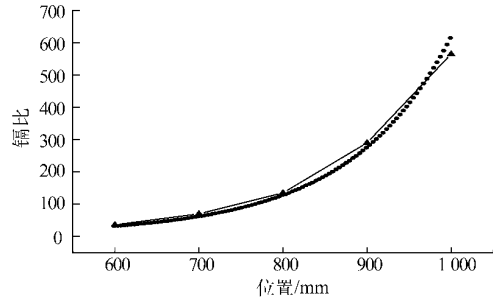


图 6 热柱内镉比分布

Fig. 6 Distribution of Cd ratio in thermal column

●——ANISN 计算;▲——测量

维模型中建立的反射层,这将大大改进一维离散程序 ANISN 计算结果的可靠性和真实性。

参考文献:

- [1] BRIESMEISTER J F. MCNP—A general Monte-Carlo N -particle transport code; LA-12625-M[R]. USA: LANL, 1997.
- [2] ENGLE W W, Jr. A user's manual for ANISN—A one dimensional discrete ordinates transport code with anisotropic scattering[R]. USA: Neutron Physics Division, ORNL, 1973.
- [3] SAWAN E. Results of the neutronics and shielding calculational benchmark[C]// IAEA Advisory Group. The IAEA Advisory Group Meeting on Completion of FENDL-1 and Start of FENDL-2. Vienna: IAEA, 1995.
- [4] van HUNG T, SAKAMOTO Y, YASUDA H. Calculation of neutron flux characteristics of dalat reactor using MCNP4A code; JAERI-Research-98-057[R]. Japan: JAERI, 1998.