

CNIC-01638/02

CNNC-0003

IAEA 加速器驱动系统 (ADS) 中子学基准问题的计算

杨永伟 古玉祥 经荣清

清华大学核能技术设计研究院, 北京, 100084

摘要: 为了验证加速器驱动洁净核能系统研究拟采用的程序系统, 对 IAEA 加速器驱动系统 (ADS) 中子学第一阶段基准问题进行了校算。其中, 散裂中子源的计算采用 LAHET 程序; 中子输运计算采用 MCNP 程序, 核素的燃耗计算采用 ORIGEN2。计算结果与 IAEA 的 ADS 研究协调项目组 (ADSCRIP) 成员俄罗斯和瑞典的结果吻合较好。

关键词: ADS 基准问题 中子学计算

引言

加速器驱动的次临界系统 (ADS) 在生产能量、增殖核燃料和嬗变高放废物等方面具有良好的应用前景, 在国际上受到广泛的重视。为此, IAEA 建立了 ADS 研究的协调组 (ADSCRIP), 对 ADS 系统的关键问题进行研究。参加的国家有瑞典、俄罗斯、意大利、法国、德国、瑞士等。在 ADSCRIP 研究的第一阶段, 主要进行了中子学基准问题的计算。加速器驱动洁净核能系统研究已被列入“国家重点基础研究发展规划项目”(“973”计划), 对具有代表性的基准问题进行校算, 以检验程序系统的可靠性和适用性, 对我国 ADS 系统的研究具有重要意义。

1 IAEA 中子学基准问题的描述

参考文献[1]中对 IAEA 中子学基准问题的输入数据和计算要求进行了详细的描述, 这里只作简单介绍。

1.1 ADS 的几何模型

ADS 的外形为直径和高度均为 640 cm 的圆柱体，各区材料的布置关于 Z 轴和 R 轴对称，图 1 给出了靶区、堆芯及反射层的尺寸和材料。

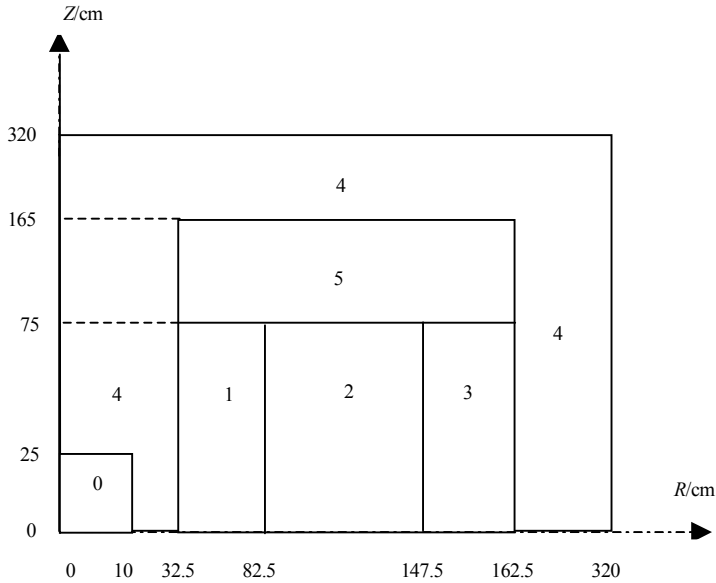


图 1 ADS 中子学基准问题几何模型

图中，0 为靶区；1 和 2 区为堆芯，装载裂变材料的氧化物、冷却剂铅和结构材料不锈钢；3 区为增殖区，装载可转化材料的氧化物、铅和不锈钢；4 区为铅反射层，5 区为冷却剂铅和结构材料不锈钢。

1.2 基本输入参数及计算要求

基本输入参数描述如下：

(1) 靶区

材料为铅，核密度为 $3.05 \times 10^{22}/\text{cm}^3$ 。质子能量为 1.0 GeV，加速器电流根据系统的 k_{eff} 进行调节以保证 ADS 的热功率为 1500 MW。散裂中子的能量上限为 20 MeV。

(2) 各区材料核子密度

表 1 给出了 ADS 运行初期 (BOL) 冷态 (20 °C) 1~5 区有关核素的核子密度。

表 1 各区在 BOL 冷态 (20 °C) 有关核素的核子密度 10^{24} cm^{-3}

核素	1 区	2 区	3 区	4 区	5 区
^{232}Th			7.45E-3		
$^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}^{1)}$	6.35E-3	7.45E-3			
O	1.27E-2	1.49E-2	1.49E-2		
Fe	8.10E-3	8.87E-3	8.87E-3		6.63E-3
Cr	1.12E-3	1.06E-3	1.06E-3		8.00E-4
Mn	4.60E-5	5.10E-5	5.10E-5		3.80E-5
W	4.60E-5	5.10E-5	5.10E-5		3.80E-5
Pb	1.77E-2	1.56E-2	1.56E-2	3.05E-2	2.41E-2

注: 1) 该栏给出的为 $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ 的核子密度, ^{233}U 的富集度需要根据 k_{eff} 的要求进行调节。

根据基准问题的要求, 需要进行如下方面的计算:

(1) 对堆芯区的 ^{233}U 富集度进行调节, 使初始 k_{eff} (BOL) 分别为 0.98, 0.96 和 0.94。

(2) 失去冷却剂反应性效应, 包括: 第 1 区的铅密度为 0 及第 1 和 2 两区的铅密度同时为 0 两种情况。

(3) 分别计算三种不同的 k_{eff} (BOL)。燃耗过程中的 $k_{\text{eff}}(t)$, $t=0\sim 2250$ d, 在燃耗过程中, 热功率保持 1500 MW 不变, 要求加速器的电流作相应的调整, 给出其变化曲线。

(4) 计算 ADS 运行 2250 天后, 乏燃料在存储期间的总活度 (Bq/g), 冷却时间分别为 10^2 , 10^4 , 10^5 和 10^6 年。

2 计算与分析

2.1 计算过程简介

2.1.1 散裂中子源计算

采用 LAHET 程序^[2]模拟质子与靶核相互作用, 即中子散裂的过程。提供能量为 20 MeV 以下的散裂中子分布, 为 MCNP^[3]计算提供中子源。

2.1.2 中子输运计算

k_{eff} 的计算有两种方法:

(1) 用 MCNP 中的 KCODE 模式进行计算, 该方法计算速度快, 精度高, 但除了 k_{eff} 以外, 其它物理量如通量、功率分布等是没有意义的。

(2) 对问题进行 MCNP 有源计算, 根据输出的增殖因子可以近似计算出 k_{eff} , 采用该模式, 耗时多, 但能较真实地模拟有源系统的中子物理过程,

可同时得到其它物理量如通量、功率分布等。

2.1.3 燃耗和放射性活度计算

利用 MCNP 计算出有关核素的中子单群等效截面, 提供给 ORIGEN2 程序进行燃耗计算^[4]。中子输运和燃耗计算可以耦合进行。

2.1.4 利用 ORIGEN2 程序对衰变过程中放射性活度进行计算。

2.2 计算结果分析

分别对基准问题中所要求的各项进行了计算。表 2 列出了有关单位使用的计算程序和数据库。

我们将清华大学核能技术设计研究院简称“清华 INET”, 下同。

表 2 计算程序和数据库

单位	程序	数据库
清华 INET	MCNP	ENDF/B-V, 点截面
俄罗斯 ^[5]	MMFK	ABBN, 26 群
瑞典 ^[6]	MCNP	ENDF/B-VI, 点截面

结果如下:

(1) ADS 在 BOL 状态下, ^{233}U 富集度的确定

利用 MCNP 程序, 对 BOL 状态下的 ADS 进行 KCODE 模式下的 k_{eff} 计算, 通过调整 ^{233}U 的富集度, 使 k_{eff} 分别为: 0.98, 0.96 和 0.94。表 3 给出了我们计算的 ^{233}U 富集度和有关国家计算结果的比较。

表 3 ^{233}U 富集度计算值与有关国家结果比较 %

k_{eff} (BOL)	^{233}U 富集度
0.98	10.020 (清华 INET)
	10.260 (俄罗斯)
	10.419 (瑞典)
0.96	9.750 (清华 INET)
	9.925 (俄罗斯)
	10.095 (瑞典)
0.94	9.390 (清华 INET)
	9.610 (俄罗斯)
	9.771 (瑞典)

(2) 失去冷却剂反应性效应的计算结果

对两种情况下失去冷却剂反应性效应进行计算，结果如表 4 所示。

表 4 失去冷却剂状态下的反应性效应

k_{eff} (BOL)	1 区失去冷却剂	1 和 2 区同时失去冷却剂
0.98	0.008 26 (清华 INET)	-0.009 46 (清华 INET)
	0.011 0 (俄罗斯)	0.002 60 (俄罗斯)
	0.010 81 (瑞典)	-0.002 81 (瑞典)
0.96	0.014 97 (清华 INET)	-0.010 96 (清华 INET)
	0.012 10 (俄罗斯)	0.003 00 (俄罗斯)
	0.010 11 (瑞典)	-0.002 11 (瑞典)
0.94	0.008 98 (清华 INET)	-0.012 59 (清华 INET)
	0.012 40 (俄罗斯)	0.003 500 (俄罗斯)
	0.009 38 (瑞典)	-0.001 38 (瑞典)

冷却剂的失去，对反应性的影响有两个方面：第一，将会使中子吸收减少、慢化能力减弱，导致 k_{eff} 上升；第二，中子泄漏增强，导致 k_{eff} 下降。所以，冷却剂失去引起的反应性效应，是两方面综合的结果。由表 4 可见，当 1 区冷却剂失去时， k_{eff} 上升，表明中子吸收的减少和慢化能力减弱占了主导地位。当 1 和 2 区同时失去冷却剂，我们和瑞典的计算结果表明， k_{eff} 下降，这时，泄漏能力的增强占主导地位；而俄罗斯的计算结果表明，1 和 2 区同时失去冷却剂时，引入正反应性。

可见，我们的计算结果与瑞典的比较接近。这是因为两家所用程序相同，数据库相近。

(3) 燃耗计算结果

计算燃耗时，应采用功率状态（热态）下的数据库。但由于目前我们尚缺热态下用于 MCNP 计算的数据库，暂时以常温下的数据代替，所得的结果只能作为参考。

对三种情况下进行燃耗计算，得到 k_{eff} 随燃耗的变化，如图 2 所示。

在燃耗过程中，为了保证总热功率不变，需要加速器电流随时间变化，参照文献[7]，当系统的热功率为 1500 MW 时，加速器电流 I_p 与 k_{eff} 满足下式：

$$I_p = \frac{551.4 \times (1 - k_{\text{eff}})}{k_{\text{eff}}} \quad (1)$$

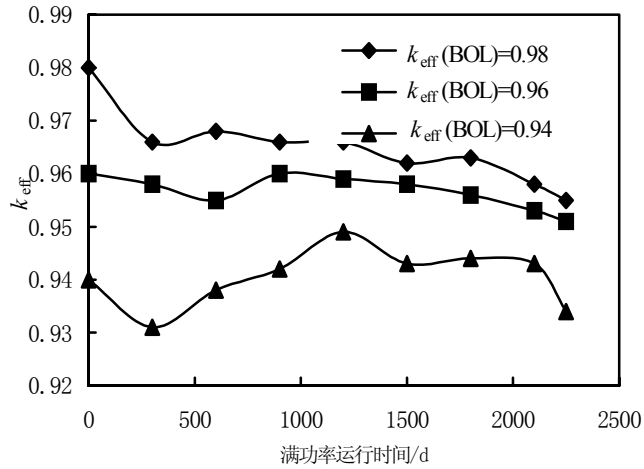
图2 k_{eff} 随运行时间的变化

图3 示出了 I_p 随运行时间变化的过程。

(4) 放射性活度计算结果

表5 给出了三种情况下, ADS 运行 2250 (EOL)天后, 乏燃料衰变 10^2 , 10^4 , 10^5 和 10^6 年的放射性活度。

表5 ADS 乏燃料在不同衰变时刻放射性活度

 $\text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}$

$k_{\text{eff}}(\text{BOL})$	衰变时间/a				
	0 (EOL)	10^2	10^4	10^5	10^6
0.98	9.76E+12	9.56E+12	4.96E+09	1.70E+08	1.78E+08
0.96	9.84E+12	9.64E+12	4.96E+09	1.69E+08	1.77E+08
0.94	9.77E+12	9.56E+12	4.92E+09	1.65E+08	1.73E+08

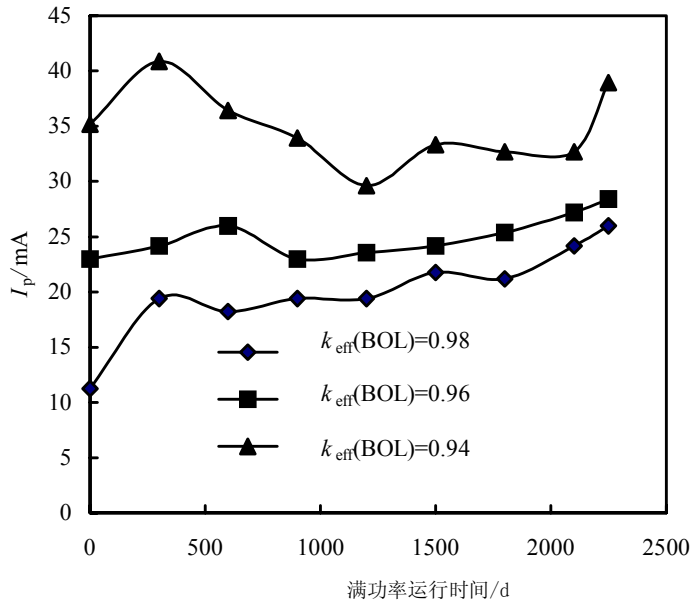


图 3 加速器电流随运行时间的变化

3 结论

可以看出，静态计算（包括 ^{233}U 的确定和失去冷却剂铅的计算）的结果与瑞典和俄罗斯计算的差别不大。

随着工作的深入，损耗的计算显得很重要。如采用 MNCP-ORIGEN2 程序系统计算，需要采用功率状态下的数据库。

参考文献

- 1 ADS-Neutronic benchmark IAEA (Co-ordinated Research Programme on ADS) (stage1), Proceedings of the International Atomic Energy Agency Technical Committee Meeting, Madrid, Spain, 17~19 September, 1997. 521~528
- 2 Prael R E, Lichtenstain H. Group X-6. Los Alamos National Laboratory, User guide to LCS: The LAHET code system, 1989

- 3 MCNP 4A. Monte Carlo N-Particle Transport Code System. Contributed by Los Alamos National Laboratory. RSIC Computer Code Collection, CCC-200
- 4 Croff A G. A user's manual for the ORIGEN2 computer code, ORNL/TM-7175
- 5 Alexander Chebeskov, Victor Dekoussar, Valerii Korobeinikov. IPPE Results of Accelerator Driven System Neutronic Benchmark. Proceedings of the International Atomic Energy Agency Technical Committee Meeting, Madrid, Spain, 17~19 September, 547~556
- 6 Kamil Tucek, Jan Wallenius, Waclaw Gudowski, et al. IAEA Accelerator Driven System Neutronic Benchmark. Proceedings of the International Atomic Energy Agency Technical Committee Meeting, Madrid, Spain, 17~19 September, 1997, 529~545
- 7 杨永伟, Takahashi H. 加速器驱动的次临界快增殖堆中子学研究. 高技术通讯, 1999, 9(8): 49~53

Neutronics Calculation of IAEA Benchmark Problem of Accelerator Driven System (ADS)

YANG Yongwei GU Yuxiang JING Xingqing
Institute of Nuclear Energy Technology, Tsinghua University,
Beijing, 100084

Abstract: In order to verify the program system used for the study of Accelerator-Driven Radioactivity Clean Nuclear System (ADRCNS), neutronics calculation is done for the IAEA benchmark problem of Accelerator Driven System (ADS) (Stage 1). The calculation of the spallation neutron source was done using the code LAHET. The transport of the neutrons with energies lower than 20 MeV is simulated using code MCNP. The code ORIGEN2 is used for burnup calculation. The results showed good agreement with those calculated by Russia and Sweden who are the members of Accelerator Driven System Coordinated Program.

Key words: ADS, Benchmark, Neutronics calculation