

基于 MCNP 和 ORIGEN2 耦合程序的 IHNI-1 型堆裂变产物中毒及燃耗分析

张信一¹, 赵柱民¹, 江新标¹, 郭和伟¹, 陈立新¹, 周永茂²

(1. 西北核技术研究所, 西安 710024; 2. 中国核工业集团中原对外工程有限公司, 北京 100191)

[摘要] 为了准确地计算反应堆的裂变产物中毒和燃耗问题, 开发了一套蒙特卡罗方法程序系统。利用通用的燃耗计算方法, 基于 MCNP 和 ORIGEN2, 编写了相关的数据转换、截面修正、数据接口程序, 实现了 MCNP 和 ORIGEN2 程序的耦合。采用堆芯精细结构划分, 对医院中子照射器 I 型堆裂变产物中毒和燃耗进行了计算分析。

[关键词] IHNI-1; MCNP; ORIGEN2; 燃耗

[中图分类号] TL329.2 **[文献标识码]** A **[文章编号]** 1009-1742(2012)08-0069-03

1 前言

由于裂变产物¹³⁵Xe 具有很大的吸收截面和短的半衰期($T_{1/2} = 9.083$ h), 在反应堆启动后, ¹³⁵Xe 浓度会很快增加并趋近饱和, 而停堆后又会很快地衰变, 这将使反应性在较短时内发生较大变化, 给反应堆运行带来很多问题; 堆芯燃耗对反应性、核燃料装载量和堆芯寿期有重要影响, 因此研究裂变产物中毒和燃耗对反应堆安全运行有重要的理论意义和应用价值。

MCNP 程序可求解任意三维复杂几何系统内的粒子输运问题, 具有真实模拟粒子轨迹的特点, 具有非常强大的几何处理能力, 但其不能直接进行燃耗计算。为此, 文章利用 MCNP 和 ORIGEN2 程序耦合, 实现燃耗计算。

2 MCNP-ORIGEN2 耦合算法

MCNP 通过模拟大量粒子行为并记录它们平均行为的某些特征来得到输运方程的解。在反应堆内, 中子通量密度沿燃料元件轴向按余弦分布。故沿轴向将燃料元件分为 10 层, 对每层分别记数, 以更精确地模拟堆芯中子通量密度分布。

ORIGEN2 程序包括较完整的衰变链、裂变产

额、各种核反应截面及其释放能等数据。广泛用于计算点燃耗及放射性衰变的计算机程序, 分别输入活化构件位置处的中子通量密度、构件材料成分、辐照时间, 程序就可输出各种放射性活化核素在每个构件中的活度。核素 i 的总量随时间变化率 (dX_i/dt) 可由如下的非齐次一阶常微分方程描述:

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N l_{ij} \lambda_j X_j + \phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi f \sigma_i + \gamma_i) X_i + F_i$$

同其他燃耗耦合程序类似, 利用 MCNP 计算堆芯中子通量密度分布, 修正 ORIGEN2 中相关核素的反应截面, ORIGEN2 使用计算出的中子通量密度进行燃耗计算, 输出各燃耗步长后的核素成分, 传递给 MCNP 进行下一步的计算。图 1 为耦合程序的简化流程图^[1]。

3 医院中子照射器 I 型堆裂变产物中毒和燃耗计算

3.1 概述

文章应用 MCNP-ORIGEN2 燃耗耦合程序, 计算了医院中子照射器 I 型堆^[2] 30 kW 功率运行, 不换料情况下连续运行 10 年 (运行模式: 8 h/d、5 d/周、52 周/年、堆芯功率 30 kW) 燃料的燃耗情

[收稿日期] 2012-04-10

[作者简介] 张信一(1987—), 男, 陕西汉中市中人, 研究实习员, 研究方向为核技术及应用; E-mail: hunter4o@163.com

况,10年等效运行866.7(等效天)。

3.2 裂变产物中毒计算

由于裂变产物中毒达到平衡的时间较短,一般为几十个小时,所以在计算裂变产物中毒时,不考虑燃料燃耗,裂变产物中只考虑¹³⁵Xe、¹⁴⁹Sm。采用上述方法计算IHNI-1堆运行60h时的氙毒(钐毒)效应引起的负反应性,以6h为一个时间步长,计算结果见表1。

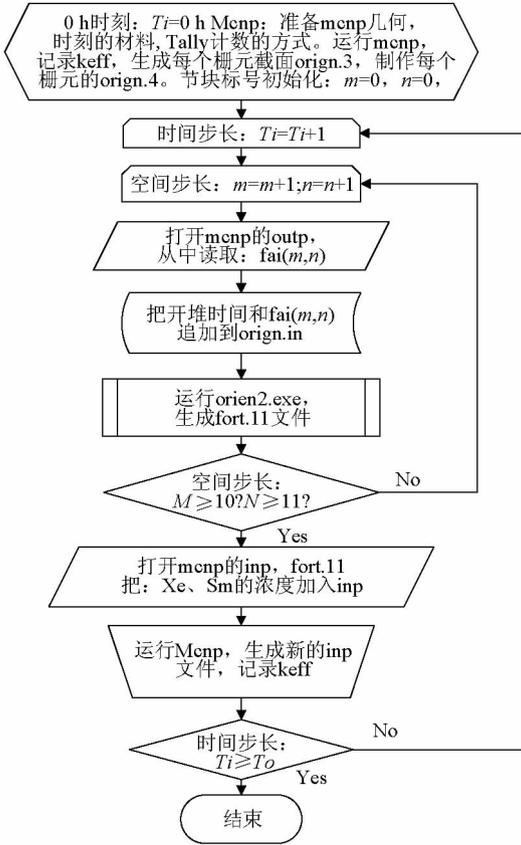


图1 MCNP-ORIGEN2 耦合计算流程图

Fig.1 The calculated flow coupled of MCNP - ORIGEN2

表1 堆芯氙毒(钐毒)负反应性积累随反应堆运行时间的变化趋势

Table 1 Varying trends of Xe(Sm) poisoning minus reactivity accumulate in the core versus time

运行时间/h	k_{eff}	Δk_{eff}	负反应性价值/mk
0	1.019 02 ± 0.000 28		
6	1.018 85 ± 0.000 28	-0.000 17	-0.17
12	1.017 64 ± 0.000 28	-0.001 38	-1.38
18	1.016 79 ± 0.000 29	-0.002 23	-2.23
24	1.016 47 ± 0.000 28	-0.002 55	-2.55
30	1.015 79 ± 0.000 28	-0.003 23	-3.23
36	1.015 97 ± 0.000 28	-0.003 05	-3.05

续表

运行时间/h	k_{eff}	Δk_{eff}	负反应性价值/mk
42	1.015 79 ± 0.000 28	-0.003 23	-3.23
48	1.015 39 ± 0.000 27	-0.003 63	-3.63
54	1.015 94 ± 0.000 28	-0.003 08	-3.08
60	1.015 02 ± 0.000 28	-0.00400	-4.00

由表1可知,随着运行时间增加,堆芯氙(钐)浓度增加,堆芯总负反应性增加,当反应堆运行50h左右,裂变产物中毒达到平衡,平衡裂变产物中毒为4mk左右。

3.3 计算结果

采用上述方法,模拟医院中子照射器I型堆满功率运行867d时的燃耗,考虑41种重要裂变产物核素,其他裂变核素用氧-16代替。部分计算结果见表2、表3。

表2 第2圈燃料元件燃耗计算结果

Table 2 Burnup result of 2nd circle fuel element

位置(节块)	MCNP-ORIGEN2 计算铀-235 浓度	MCNP 和 ORIGEN2 计算燃耗/%	MCNP 和 WIMS 计算燃耗/%	相对偏差/%
1	1.071 90E-01	2.706 1	2.620 9	-3.25
2	1.073 72E-01	2.540 9	2.979 4	14.72
3	1.071 10E-01	2.778 7	3.300 9	15.82
4	1.069 00E-01	2.969 3	3.634 4	18.30
5	1.067 82E-01	3.076 5	3.875 3	20.61
6	1.067 72E-01	3.085 5	3.885 3	20.59
7	1.068 30E-01	3.032 9	3.730 9	18.71
8	1.070 07E-01	2.872 2	3.468 6	17.19
9	1.072 28E-01	2.671 6	3.055 9	12.58
10	1.070 76E-01	2.809 6	2.599 1	-8.10

表3 第8圈燃料元件燃耗计算结果

Table 3 Burnup result of 8th circle fuel element

位置(节块)	MCNP-ORIGEN2 计算铀-235 浓度	MCNP 和 ORIGEN2 计算燃耗/%	MCNP 和 WIMS 计算燃耗/%	相对偏差/%
1	1.074 92E-01	2.432 0	2.063 1	-17.88
2	1.076 25E-01	2.311 3	2.347 5	1.54
3	1.073 83E-01	2.530 9	2.649 9	4.49
4	1.071 70E-01	2.724 3	2.927 3	6.93
5	1.070 41E-01	2.841 4	3.040 6	6.55
6	1.070 31E-01	2.850 4	3.050 9	6.57
7	1.071 07E-01	2.781 5	2.949 7	5.70
8	1.072 52E-01	2.649 8	2.738 5	3.24
9	1.074 61E-01	2.460 1	2.399 0	-2.55
10	1.073 52E-01	2.559 1	2.037 4	-25.61

由表2、表3可知,随着反应堆的运行,核燃料

会不断减少, 燃料的深浅与中子通量密度相关, 内圈燃料元件的燃耗深于外圈燃料元件。

3.4 误差分析

产生误差的因素主要有以下3个方面:a. MCNP材料截面数据有限, 不同温度点之间跨度较大, 其中存在近似;b. 计算中考虑的核素种类有限, 很多产额小、截面小的核素用氧代替;c. ORIGEN2在计算核素浓度过程中也会产生误差。

4 结语

文章建立了基于MCNP和ORIGEN2的裂变产物中毒和燃耗耦合计算方法, 应用此耦合程序计算

了医院中子照射器I型堆堆芯燃料的燃耗情况, 并与WIMS和MCNP耦合程序计算结果进行了对比分析, 其结果存在一定偏差, 但总体趋势是一致的, 可以作为燃耗分析的一种依据。

参考文献

- [1] 蒋校丰, 谢仲生. 蒙卡-燃耗程序系统及ADS基准题的计算[J]. 核科学与工程, 2003, 23(4): 325-331.
- [2] 江新标, 张文首, 周永茂, 等. 低浓化医院中子照射器(IHNI-1)堆芯的物理方案设计[J]. 中国工程科学, 2009, 11(11): 17-21.

The fission product poisoning and burnup calculation for IHNI-1 reactor based on coupled code of MCNP-ORIGEN2

Zhang Xinyi¹, Zhao Zhumin¹, Jiang Xinbiao¹,
Guo Hewei¹, Chen Lixin¹, Zhou Yongmao²

(1. Northwest Institute of Nuclear Technology, Xi'an 710024, China;

2. China Zhongyuan Engineering Corporation, China National Nuclear Corporation, Beijing 100191, China)

[**Abstract**] To calculate the fission product poisoning and burnup of the reactor accurately, the paper sets up the coupled calculation methods based on MCNP code and ORIGEN2 code and program data translation, cross section revision and date interface codes. Making use of elaborate reactor model to calculate the fission product poisoning and burnup for in-hospital neutron irradiator mark 1 reactor.

[**Key words**] IHNI-1; MCNP; ORIGEN2; burnup