

医院中子照射器 I 型堆堆芯热工水力分析

陈立新¹, 江新标¹, 赵柱民¹, 朱磊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公司, 北京 100191)

[摘要] 针对医院中子照射器 I 型堆 (IHNI-1) 的堆芯特点和运行工况, 建立了适用于 IHNI-1 反应堆堆芯的热工分析模型, 并对模型进行了验证。利用所建模型, 计算了 IHNI-1 反应堆堆芯热工参数。最后分析了 IHNI-1 反应堆堆芯入口流量对堆芯出口温度的影响, 同时给出了堆芯发生过沸腾时的功率计算结果。

[关键词] IHNI-1 反应堆; 热工水力; 子通道; 安全分析

[中图分类号] TL364 **[文献标识码]** A **[文章编号]** 1009-1742(2012)08-0051-05

1 前言

医院中子照射器 I 型堆 (IHNI-1) 是一座低温、低压、依靠自然循环冷却的罐—池式反应堆。由于该反应堆功率低、固有安全性高, 因此可建在医院、科研院所等单位, 可为硼中子治癌 (BNCT) 提供中子束流。该反应堆燃料元件为细棒状, 堆芯燃料采用同心圆环的布置方式^[1]。堆芯中央位置被中心控制棒与控制棒导向管占据。围绕控制棒导向管由内往外排布了 10 圈燃料栅元, 各燃料圈采用非等直径排布, 每圈栅格孔在该圈内均匀排布。燃料元件、控制棒由上下栅板定位, 上下栅板与连接上下栅板的锆连接杆构成堆芯鸟笼架。在堆芯鸟笼架侧面布置有侧铍反射层, 堆芯下方布置有底铍反射层, 上方布置有上铍反射层托盘, 在堆芯寿期末, 可通过加装上铍反射层维持堆芯临界。图 1 给出了 IHNI-1 反应堆堆芯结构。

2 计算模型

鉴于子通道模型的优点, 采用子通道程序 PRTHA^[2] 对 IHNI-1 反应堆进行堆芯热工水力分析。由于该程序针对脉冲堆堆型开发, 因此笔者结合 IHNI-1 反应堆的堆芯结构与传热特性对程序中的相关模型进行了修改, 使其适用于 IHNI-1 反应

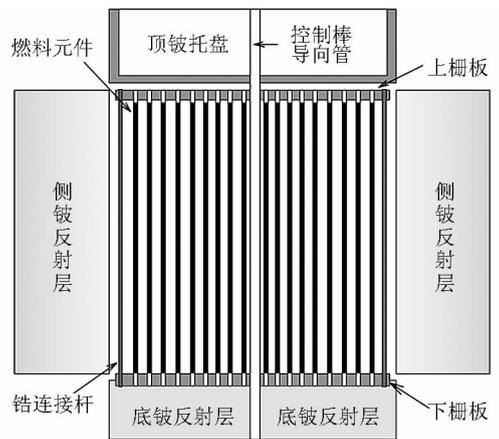


图 1 IHNI-1 反应堆堆芯结构

Fig. 1 Chart of IHNI-1 reactor core

堆的热工水力分析。

2.1 燃料元件导热模型

IHNI-1 堆采用细棒燃料元件, 燃料元件由锆包壳管、燃料芯体、锆上下端塞组装焊接而成, 其中上端塞与燃料芯体之间留有氦气隙。燃料元件的结构图如图 2 所示。

忽略燃料元件轴向上的导热, 其导热可看作一维圆柱体导热问题。对于一维非稳态导热问题, 其通用控制方程为:

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{F(x)} \frac{\partial}{\partial x} \left[kF(x) \frac{\partial T}{\partial x} \right] + S \quad (1)$$

[收稿日期] 2012-04-06

[作者简介] 陈立新(1976—), 男, 天津市人, 副研究员, 主要研究方向为核技术应用; E-mail: chelson@126.com

式(1)中, x 是与热量传递方向平行的坐标; $F(x)$ 是与导热面积有关的因子; S 为源项; k 为导热系数;

T 为温度; t 为时间。

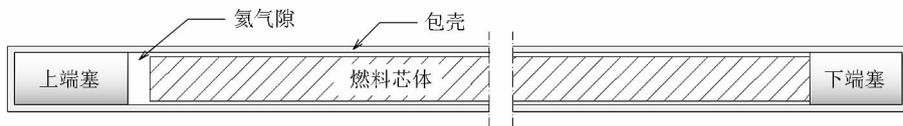


图2 IHNI-1 燃料元件剖面图
Fig.2 Chart of IHNI-1 fuel rod

根据 IHNI-1 反应堆燃料元件的几何结构,由式(1)可列出燃料元件内的导热方程如下:

燃料芯块导热方程:

$$\rho_{\text{fuel}} c_{\text{fuel}} \frac{dT_f}{dt} = \frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left[k_{\text{fuel}} r \frac{dT_{\text{fuel}}}{dr} \right] + q_v \quad (2)$$

气隙导热方程:

$$\rho_{\text{gas}} c_{\text{gas}} \frac{dT_{\text{gas}}}{dt} = \frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left[k_{\text{gas}} r \frac{dT_{\text{gas}}}{dr} \right] \quad (3)$$

包壳导热方程:

$$\rho_{\text{clad}} c_{\text{clad}} \frac{dT_{\text{clad}}}{dt} = \frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left[k_{\text{clad}} r \frac{dT_{\text{clad}}}{dr} \right] \quad (4)$$

式(2)~(4)中, ρ 为材料密度, kg/m^3 ; c 为比热, $\text{J}/(\text{kg} \cdot \text{K})$; k 为热导率, $\text{W}/(\text{m} \cdot \text{K})$; T 为温度, K ; q_v 为体积功率密度, W/m^3 。下标 fuel 代表燃料, gas 代表气隙, clad 代表包壳。

2.2 传热系数关系式

IHNI-1 反应堆堆芯依靠自然循环冷却,堆芯功率小、燃料温度低,额定工况下堆芯冷却剂不会发生相变。根据反应堆堆芯换热特性,选取大空间自然对流换热关系式^[3]:

$$Nu = c(Gr \cdot Pr)^n \quad (5)$$

式(5)中, Pr 为普朗特数; Gr 为格拉晓夫数,计算公式见式(6);经验常数 c 与 n 取值参见文献[3]。

$$Gr = \frac{g \alpha_v l^3 \Delta t}{\nu^2} \quad (6)$$

式(6)中, g 为重力加速度, m/s^2 ; α_v 为体膨胀系数, K^{-1} ; l 为特征长度, m ; Δt 为加热面与冷却剂主流的温差, K ; ν 为运动粘度, m^2/s 。

2.3 临界热流密度

临界热流密度的计算采用 Bernath 公式^[4]。Bernath 公式是国际上广泛通用的一个临界热流密度计算公式,并且也有许多应用实例。Bernath 关系式如下:

$$q_{\text{CHF}} = h_{\text{clad}} (T_{\text{wall}} - T_{\text{fluid}}) \quad (7)$$

$$h_{\text{clad}} = 6700 \frac{D_e}{D_e + D_h} + 4.012 \frac{v}{D_e^{0.6}} \quad (8)$$

$$T_{\text{wall}} = 57 \ln(145p) - 54 \frac{p}{p + 0.10345} - \frac{v}{122} \quad (9)$$

式(7)~(9)中, q_{CHF} 为临界热流密度, W/m^2 ; h_{clad} 为包壳表面传热系数, $\text{W} \cdot (\text{m}^{-2} \cdot \text{K}^{-1})$; p 为系统压力, MPa ; T_{fluid} 为冷却剂主流温度, K ; T_{wall} 为临界壁温, K ; D_e 为水力直径, m ; D_h 为热当量直径, m ; v 为冷却剂流速, m/s 。

3 模型验证

SLOWPOKE 反应堆是加拿大原子能公司(AECL)研制的一种低温、常压小型反应堆,与 IHNI-1 反应堆功率水平相当。为了验证笔者所建计算模型的正确性,计算了 SLOWPOKE 反应堆的部分热工参数,并与文献结果进行了对比^[5]。表1给出了计算结果与文献参考值对比的一组计算结果。通过数据比对,表明所建计算模型在计算该类型反应堆的热工参数时,计算偏差不超过 5%。

表1 燃料温度随堆芯功率变化的计算结果

Table 1 Calculation results of the fuel temperature with reactor power

功率/kW	温度/°C		燃料温度/°C		
	入口	出口	文献	文章	偏差/%
20.0	26.4	46.0	67.8	67.3	0.74
15.0	29.2	46.0	63.9	62.6	2.03
10.0	32.4	46.0	58.3	57.5	1.37
5.0	37.6	46.0	54.4	52.4	3.68
2.0	41.9	46.0	50.0	48.9	2.20
1.0	43.8	46.0	48.3	47.4	1.86

4 计算结果及分析

利用笔者所建的计算模型,分析了 IHNI-1 反

应堆在 30 kW 额定工况的热工参数。考虑到反应堆运行一段时间后,堆芯冷却剂进口温度的变化,在稳态计算时,进口温度取 35 °C。出于安全上的考虑,对 120 % 额定功率运行工况进行了分析。由于 IHNI - 1 反应堆的堆芯冷却剂流动复杂,对主参数偏差(反应堆功率 + 20 %,堆芯自然循环流量 - 5 %,堆芯冷却剂入口温度 + 5 °C)的工况进行了分析。详细计算结果见表 2。

表 2 额定功率时 IHNI - 1 热工水力计算主参数

Table 2 Main thermal hydraulic parameters of IHNI - 1 in rated power

名称	额定 工况	120 % 额定 功率	考虑主 参数偏差
反应堆热功率/kW	30.0	36.0	33.0
系统压力/MPa	0.15	0.15	0.15
反应堆入口水温度/°C	35.0	35.0	40.0
自然循环流量/(kg · s ⁻¹)	0.35	0.35	0.33
平均表面热流密度/(kW · m ⁻²)	22.3	26.8	24.5
最大表面热流密度/(kW · m ⁻²)	30.1	36.4	36.5
最小烧毁比	113.2	88.1	85.5
热通道出口水温度/°C	60.6	65.8	72.9
平均通道出口水温度/°C	54.8	58.3	64.1
热棒中心最高温度/°C	94.8	104.0	106.4
平均棒中心最高温度/°C	86.4	94.5	98.0
燃料元件包壳最高温度/°C	85.2	91.6	93.5

注:考虑主参数偏差计算条件为,反应堆功率 + 20 %,堆芯自然循环流量 - 5 %,堆芯冷却剂入口温度 + 5 °C

为了了解堆芯冷却剂温度场的实际分布情况,在图 3 中给出了不同轴向高度处的堆芯冷却剂温度沿堆芯半径的变化曲线。由图 3 分析可知,在堆芯中间位置,冷却剂温度最高,在堆芯边缘处,由于布置了部分功率较低的贫铀挤水棒与铝挤水棒,使得堆芯边缘的功率密度较小,冷却剂在该处的温度也较低。图 4 给出了热通道与平均通道沿轴向的温度分布,其中热通道进出口温度差约为 25 °C。计算表明,无论是热通道还是平均通道,均未出现过冷沸腾。

图 5 给出了堆芯功率最高的燃料元件温度分布,燃料中心最高温度为 94.8 °C,包壳最高温度为 85.2 °C。图 6 为平均棒温度分布情况,燃料中心最高温度为 86.4 °C,包壳最高温度为 77.3 °C。热棒与平均棒包壳温度均低于该处水的饱和温度(约 111.5 °C)。图 7 给出了热棒与平均棒沿轴向的热

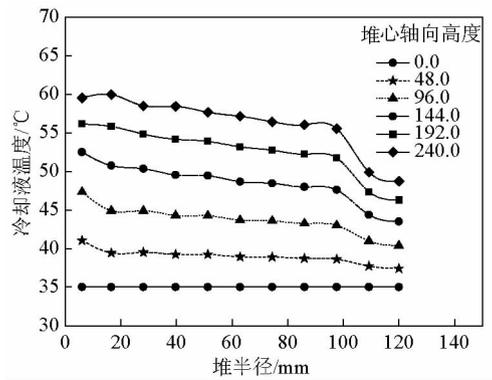


图 3 额定工况下堆芯冷却剂温度分布
Fig. 3 Core coolant temperature distribution in rated power

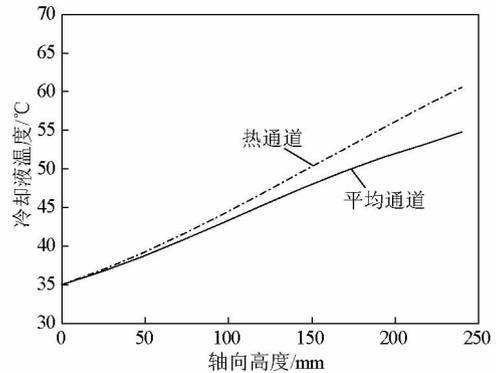


图 4 额定工况下冷却剂通道轴向温度分布
Fig. 4 Core coolant axial temperature distribution in rated power

流密度变化情况。图 8 为各燃料元件的偏离泡核沸腾比(departure from nucleate boiling, DNBR)值。由于包壳与冷却剂均处于单相对流换热工况,因此其 DNBR 值均较大,此时计算包壳的 DNBR 值意义不大。

由于 IHNI - 1 反应堆的堆芯结构复杂,自然循环流量及其分配难以精确计算,而自然循环流量对堆芯温度分布影响较大,为了分析这种影响,计算了堆芯入口流量变化时的堆芯冷却剂温度变化情况。计算结果见图 9。由图 9 可以看出,入口流量的变化对堆芯出口温度的影响较为显著,对于 IHNI - 1 反应堆,进出口的通流面积较小,因此堆芯总流量会受到进出口几何的影响,适当地加大进出口的通流面积,有利于堆芯温度的降低。图 10 给出了燃料棒温度随反应堆功率的变化曲线,在图中当堆芯功率达到约 58 kW 时,热棒包壳最高温度已达到该点水的饱和温度(111.5 °C),但平均棒的包壳最高温度仍

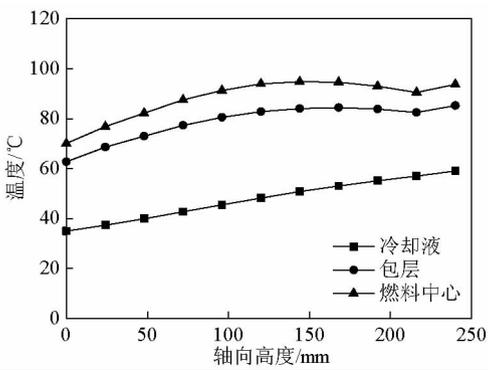


图 5 额定工况下热棒温度分布
Fig. 5 Hot-rod temperature distribution in rated power

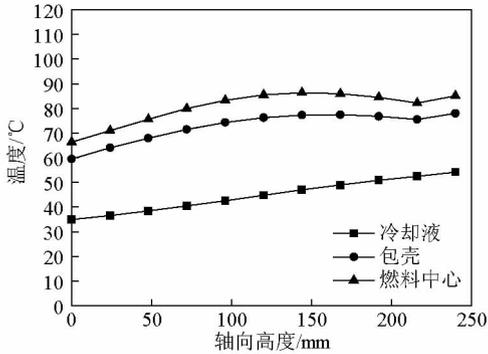


图 6 额定工况下平均棒温度分布
Fig. 6 Average-rod temperature distribution in rated power

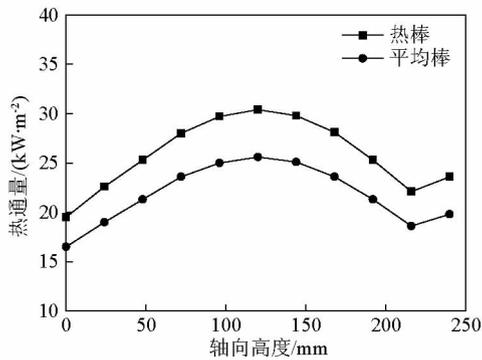


图 7 热流密度沿轴向高度的分布
Fig. 7 Axial heat flux distribution

包壳的表面已经开始出现过冷沸腾,燃料元件与冷却剂的传热进入过冷沸腾传热工况,已突破IHN1-1反应堆的设计工况,但此时燃料最高温度接近150℃,远低于其熔点(2849℃)。

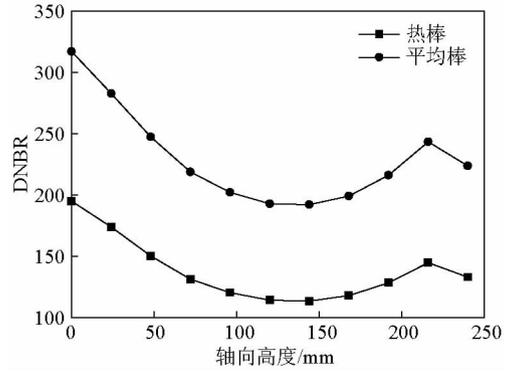


图 8 DNBR 沿燃料元件轴向的分布
Fig. 8 Axial DNBR distribution

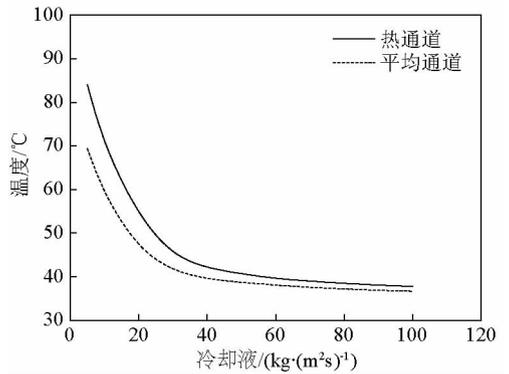


图 9 冷却剂出口温度随进口流量变化
Fig. 9 Variations of coolant outlet temperature with inlet flux

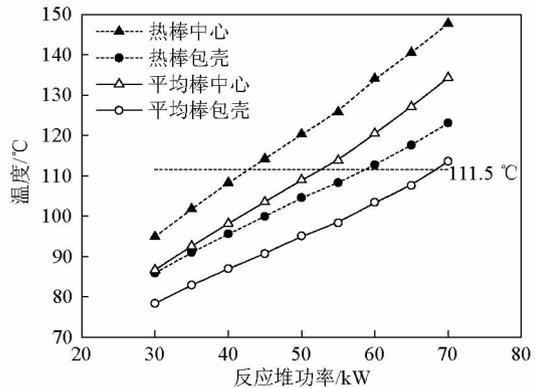


图 10 燃料棒温度随反应堆功率的变化
Fig. 10 Variations of rod temperature with the core's power

低于水的饱和温度,此时燃料元件的局部可能出现过冷沸腾现象,但此时的最小 DNBR 值仍很大(52.5),表明燃料元件包壳不会因过热而烧毁。当反应堆功率达到约 70 kW 时,平均棒包壳温度达到该点水的饱和温度,这表明堆芯中大部分燃料元件

5 结语

通过对 IHNI - 1 反应堆的分析,建立了适用于该反应堆堆型的子通道热工水力分析方法。通过计算分析可以看出,IHNI - 1 反应堆热工参数较低,具有较好的安全特性。在额定工况下,该反应堆堆芯以单相自然对流传热,堆芯冷却剂不会发生相变。即使在 120 % 额定功率及考虑主参数偏差的运行工况下,燃料包壳温度也低于堆芯冷却剂的饱和温度,堆芯不会发生过冷沸腾。对堆芯的 DNBR 计算表明,该反应堆 DNBR 值较大,正常运行时不会出现燃料元件包壳烧毁事故,更不会发生燃料熔毁事故。实际上,此时计算堆芯的最高燃料温度比计算 DNBR 值更具实际意义。

参考文献

- [1] 江新标,张文首,高集金,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.
- [2] 陈立新,张颖,陈伟,等. 子通道程序 PRTHA 在西安脉冲堆上的应用[J]. 核动力工程,2003,24(6增刊):56 - 59.
- [3] 杨世铭,陶文铨. 传热学(第四版)[M]. 北京:高等教育出版社,2006.
- [4] 陈淑林,冷贵君. 低压临界热流密度公式评述[J]. 核动力工程,1995,16(2):135 - 140.
- [5] Kennedy G J, St Pierre. Leu - fuelled slowpoke - 2 research reactors: operational experience and utilization [C]// 2002 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, San Carlos de Bariloche, Argentina, 2002: 1 - 3.

Analysis of the core thermal-hydraulic characteristics of in-hospital neutron irradiator-mark 1 reactor

Chen Lixin¹, Jiang Xinbiao¹, Zhao Zhumin¹,
Zhu Lei¹, 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] According to the characteristics and operation condition of IHNI-1 reactor, a subchannel model is developed in this paper. It also has been verified that the model is reasonable and effective in IHNI-1's thermal hydraulic analysis. Using the model, some thermal parameters of IHNI-1 reactor are calculated. The relation between the core's coolant inlet flux and outlet temperature is analyzed, and the variation of rod temperature with reactor power is also calculated.

[Key words] IHNI-1 reactor; thermal-hydraulic; subchannel; safety analysis