

# 医院中子照射器 I 型堆堆芯热工水力分析

陈立新<sup>1</sup>, 江新标<sup>1</sup>, 赵柱民<sup>1</sup>, 朱磊<sup>1</sup>, 周永茂<sup>2</sup>

(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<sup>[1]</sup>。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<sup>[2]</sup> 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

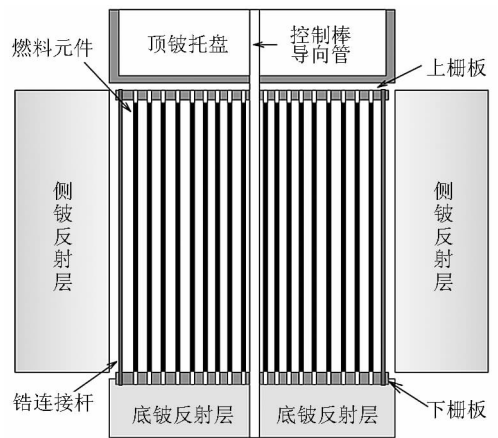


图 1 IHNI-1 反应堆堆芯结构

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。

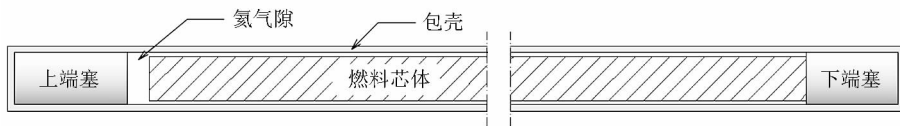


图2 IHNI-1 燃料元件剖面图  
Fig.2 Chart of IHNI-1 fuel rod

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,  $\rho$  为材料密度,  $\text{kg}/\text{m}^3$ ;  $c$  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,  $\text{K}$ ;  $q_v$  为体积功率密度,  $\text{W}/\text{m}^3$ 。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<sup>[3]</sup>:

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

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,  $\text{m}/\text{s}^2$ ;  $\alpha_v$  为体膨胀系数,  $\text{K}^{-1}$ ;  $l$  为特征长度,  $\text{m}$ ;  $\Delta t$  为加热面与冷却剂主流的温差,  $\text{K}$ ;  $\nu$  为运动粘度,  $\text{m}^2/\text{s}$ 。

## 2.3 临界热流密度

临界热流密度的计算采用 Bernath 公式<sup>[4]</sup>。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,  $q_{\text{CHF}}$  为临界热流密度,  $\text{W}/\text{m}^2$ ;  $h_{\text{clad}}$  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,  $\text{MPa}$ ;  $T_{\text{fluid}}$  为冷却剂主流温度,  $\text{K}$ ;  $T_{\text{wall}}$  为临界壁温,  $\text{K}$ ;  $D_e$  为水力直径,  $\text{m}$ ;  $D_h$  为热当量直径,  $\text{m}$ ;  $v$  为冷却剂流速,  $\text{m}/\text{s}$ 。

## 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<sup>[5]</sup>。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 <sup>-1</sup> )   | 0.35  | 0.35       | 0.33    |
| 平均表面热流密度/(kW·m <sup>-2</sup> ) | 22.3  | 26.8       | 24.5    |
| 最大表面热流密度/(kW·m <sup>-2</sup> ) | 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

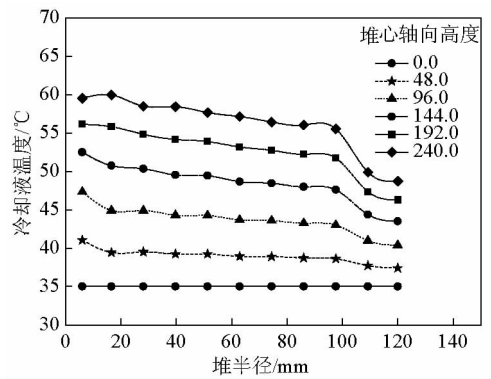


图 3 额定工况下堆芯冷却剂温度分布  
Fig. 3 Core coolant temperature distribution in rated power

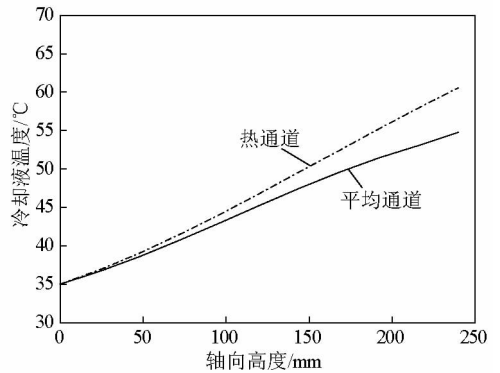


图 4 额定工况下冷却剂通道轴向温度分布  
Fig. 4 Core coolant axial temperature distribution in rated power

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

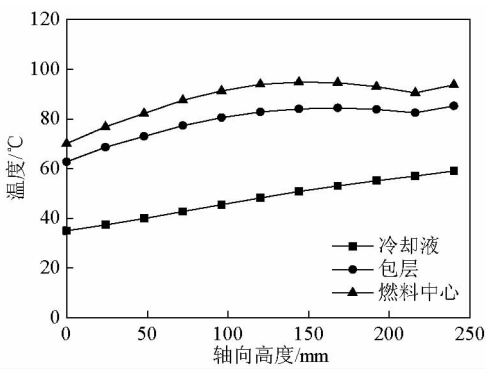


图 5 额定工况下热棒温度分布  
Fig. 5 Hot-rod temperature distribution in rated power

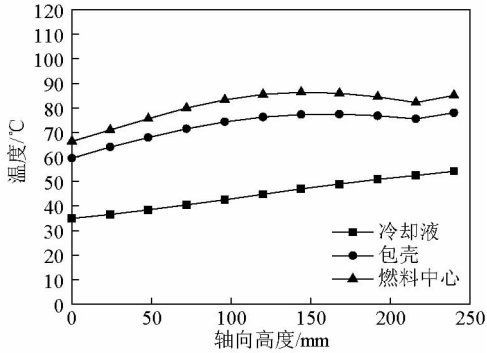


图 6 额定工况下平均棒温度分布  
Fig. 6 Average-rod temperature distribution in rated power

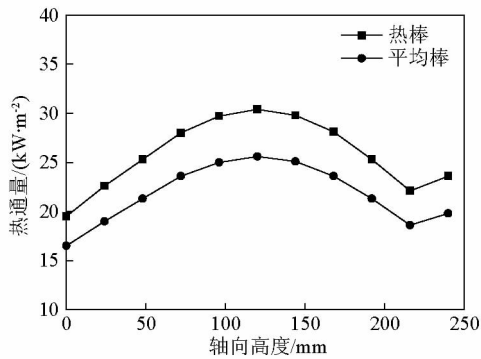


图 7 热流密度沿轴向高度的分布  
Fig. 7 Axial heat flux distribution

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℃)。

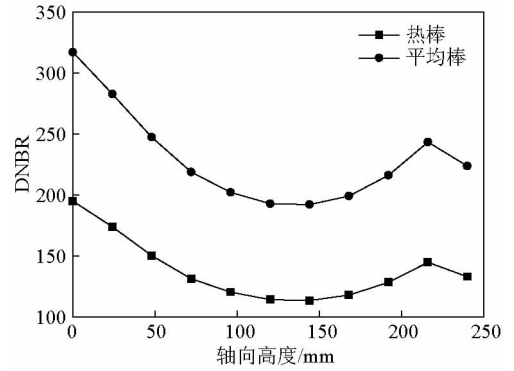


图 8 DNBR 沿燃料元件轴向的分布  
Fig. 8 Axial DNBR distribution

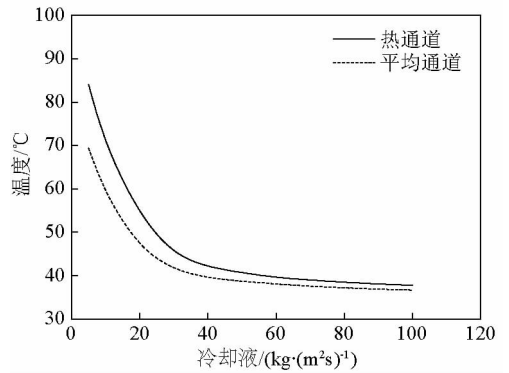


图 9 冷却剂出口温度随进口流量变化  
Fig. 9 Variations of coolant outlet temperature with inlet flux

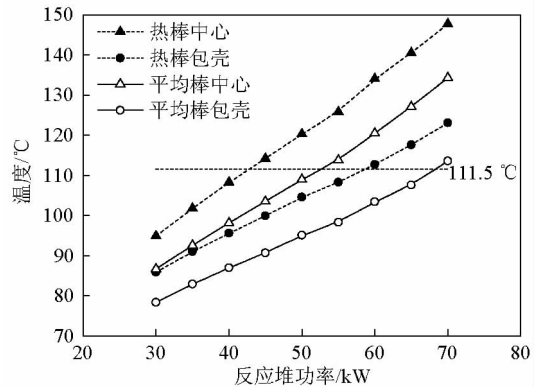


图 10 燃料棒温度随反应堆功率的变化  
Fig. 10 Variations of rod temperature with the core's power

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 Lixin<sup>1</sup>, Jiang Xinbiao<sup>1</sup>, Zhao Zhumin<sup>1</sup>,  
Zhu Lei<sup>1</sup>, Zhou Yongmao<sup>2</sup>

(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