

文章编号:1671-6833(2015)01-0045-04

900 MW 压水堆稳态热工水力特性数值研究

王为术¹, 郭会军¹, 梁诚胜^{1,2}, 徐维晖¹

(1. 华北水利水电大学 热能工程研究中心, 河南 郑州 450011; 2. 河北华热工程设计有限公司, 河北 石家庄 050000)

摘要: 针对 900 MW 压水堆, 建立了堆芯稳态热工分析模型. 采用 COBRA-IV 进行堆芯稳态热工水力计算分析, 获得堆芯燃料元件温度, 堆芯冷却剂流量分配及温度和堆芯各通道偏离泡核沸腾比(DNBR). 结果表明: 堆芯冷却剂出口最高温度达 338.2 °C; 堆芯燃料最高温度达 1 350 °C; 所有通道燃料包壳外表面温度和燃料芯块的最大值都出现在堆芯中心偏上的位置; 堆芯进口附近的偏离泡核沸腾比要远高于堆芯出口附近, 且最小 DNBR 值出现在堆芯中心附近.

关键词: 核反应堆; 子通道分析; 堆芯传热; 热工水力

中图分类号: TL331

文献标志码: A

doi:10.3969/j.issn.1671-6833.2015.01.011

0 引言

反应堆是单位体积释热率高的核热能量转换装置, 反应堆热工水力安全是核电站安全的最重要保障. 反应堆热工水力是以试验研究为基础, 建立模型, 开发程序实现热工水力分析, 通过热工水力特性确定反应堆传热和水力安全, 获得堆芯冷却剂流量、温度和压力分布, 获得棒、壳温度特性和堆芯偏离泡核沸腾比(DNBR), 从而为反应堆安全性和经济性评价提供基本数据.

反应堆热工水力分析一直是国内外学者研究热点, 基于理论研究和广泛的实验数据^[1-2], 相继建立了一系列的分析模型, 开发了热工水力分析程序. 国内外已针对具体堆型开发了多达几十种热工水力分析程序^[3-5], 其中美国 COBRA 系列^[6]和 RELAP5^[7]压水堆瞬态分析程序应用最为广泛. 王伟伟等^[8]针对 AP1000 主回路系统开发了 RETAC 热工水力瞬态分析程序. 陈选相等^[9]开发了 Na 冷快堆 ATHAS 热工分析程序. 笔者以 900 MW 压水堆为对象, 采用 COBRA-IV 子通道模型程序, 计算分析了压水堆稳态热工水力特性.

1 数学模型

不同的堆芯子通道模型的守恒方程是一致的, 不同点主要在于横向混流的处理以及经验公

式与数据的差异.

1.1 基本控制方程

采用 COBRA-IV 子通道模型程序计算稳态热工水力特性时, 将反应堆堆芯在轴向和横向分为若干个计算单元. 一个计算单元作为一个控制体, 对每个控制体考虑子通道之间的横向作用, 列质量守恒方程、能量守恒方程以及轴向和横向的动量守恒方程.

1.2 堆芯稳态传热及流动模型

1.2.1 冷却剂传热模型

单相流区^[10], 当堆芯冷却剂为大流量($Re > 3\ 000$)或小流量($Re < 2\ 000$)时, 对流传热分别采用 Dittus-Boelter 和 Collier 关系式

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^n; \quad (1)$$

$$Nu = 0.17 Re^{0.43} \left(\frac{Pr}{Pr_w} \right)^{0.25} Gr^{0.1}. \quad (2)$$

式中: Nu , Re , Pr , Gr 分别为努塞尔数、雷诺数、普朗特数和格拉晓夫数; 下标 w 表示壁面.

对过冷沸腾^[10], 在大流量区和小流量区分别用 Jens-Lottes 和 Rohsenow 关系式

$$t_w - t_s = 25 \left(\frac{q}{10^6} \right)^{0.26} \exp \left(\frac{-p}{6.2} \right); \quad (3)$$

$$h = \frac{\mu}{r^2 (T_w - T_f)} \left[\frac{C_p (t_w - t_s)}{0.0132 (C_p \mu / k)^{1.7}} \right]^3 \sqrt{\frac{g(\rho_f - \rho_g)}{\sigma}}. \quad (4)$$

收稿日期: 2014-10-15; 修订日期: 2014-10-15

基金项目: 国家自然科学基金资助项目(51406026); 河南省高校科技创新人才支持计划项目(2012HASTIT018)

作者简介: 王为术(1972-), 男, 重庆开县人, 华北水利水电大学教授, 博士, 主要从事多相流动与传热的研究, E-mail: wangweishu@ncwu.edu.cn.

式中: t_w 为壁面温度; t_s 为饱和温度; q 为热流密度; p 为压力; h 为换热系数; r 为汽化潜热; μ 为黏度; C_p 为定压比热容; k 为导热系数; ρ_l 、 ρ_g 分别为液相和相下的密度。

发生膜态沸腾传热时,其换热系数比核态沸腾要小得多,使用修正的 Dittus-Boelter 关系式^[10]

$$h_{MDB} = 0.023 \frac{k_g}{D_e} \left(\frac{GD_e}{\mu_g \alpha_{dfm}} \right)^{0.8} Pr_g^{0.4} \quad (5)$$

式中: G 为质量流量; D_e 为当量直径; α_{dfm} 为空泡份额。

当加热表面由泡核沸腾转变为膜态沸腾时,产生沸腾临界的热流密度称为临界热流密度。COBRA 程序中采用的临界热流密度公式为由上千个试验数据得到的 W-3 公式。

1.2.2 两相流压降模型

对于两相流区压降的分析计算领域,应用较广的模型有“均匀流模型”和“分离流模型”。在 COBRA-IV 采用均匀流模型:

$$-\left(\frac{dp}{dz}\right)_f = -\left(\frac{dp}{dz}\right)_{f0} \left[1 + x_e \left(\frac{\nu_{fg}}{\nu_{fs}} \right) \right] \left[1 + x_e \left(\frac{\mu_{fg}}{\mu_{gs}} \right) \right]^{-0.25} \quad (6)$$

式中: z 为高度; ν 为运动黏度。

其中: $\phi_{f0}^2 = \left[1 + x_e \left(\frac{\nu_{fg}}{\nu_{fs}} \right) \right] \left[1 + x_e \left(\frac{\mu_{fg}}{\mu_{gs}} \right) \right]^{-0.25}$ 称为两相摩擦倍增因子,其值是含汽量和压力的函数。

2 子通道划分与计算流程

由堆芯对称性,选取 1/8 堆芯为计算区域。图 1 为子通道划分模型。每一燃料组件为一子通道,共 26 个子通道。图 2 为稳态热工水力计算程序流程。

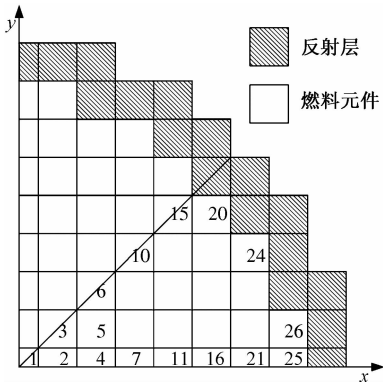
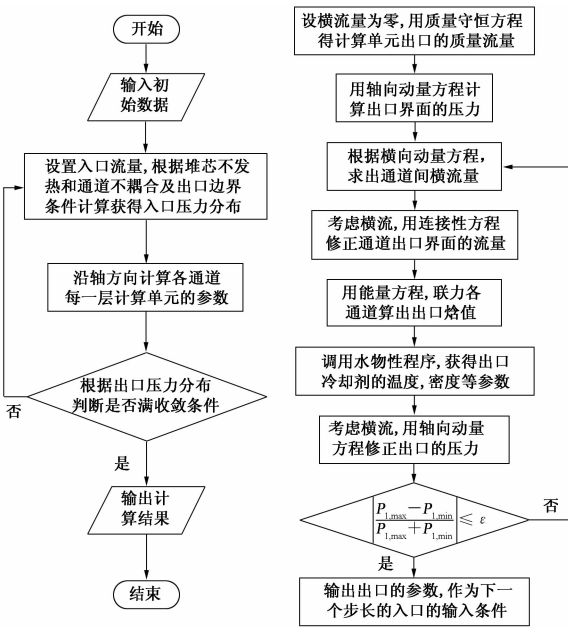


图 1 子通道划分

Fig.1 Subchannel division

三步求解过程为:①采用闭通道的轴向动量方程进行迭代计算,确定堆芯出入口流量和压力;



(a) 总计算流程图

(b) 一个计算单元的迭代计算

图 2 程序流程图

Fig.2 Program flow char

②利用横向能量守恒与动量守恒对单个计算单元层进行迭代求解,获得每个子通道单个单元层的进出口数据;③把上个计算单元层的出口数据作为下个单元层的入口数据继续进行轴向推导。若计算结果满足子通道出口压力判断准则,计算完成,反之对子通道入口初值进行修正后重新进行计算。

3 数据结果与分析

研究针对堆芯 100% 功率,计算获得了所有子通道各个节点处的冷却剂温度,焓值,燃料棒包壳外表面温度和燃料芯块中心温度以及 DNBR 值。

3.1 冷却剂流量分配和温度

各通道入口按平均质量流量 112.87 kg/s 分配,由于子通道面积不全相同,取各子通道冷却剂出口质量流速进行对比。研究发现:靠近堆芯内部的子通道出口流速较小,而靠近堆芯边缘的子通道出口流速较大。因此,冷却剂横流的方向为由温度、焓值等热工参数较高的子通道流向热工参数较低子通道,即由靠近中心的子通道流向靠近边缘的子通道。

图 3 为堆芯各子通道在堆芯出口(即 $z = 3.66$ m)处冷却剂温度的横向分布。分析表明:冷却剂温度随堆芯半径的增大而减小,所有子通道在堆芯进出口最小温升为 29.3 ℃。

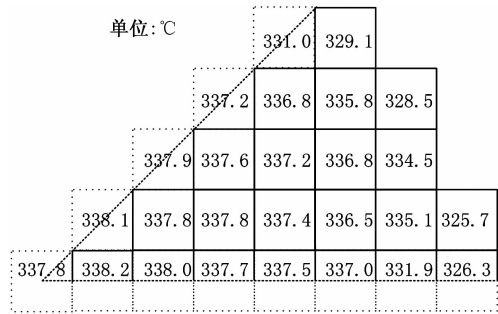


图 3 各子通道在 $z=3.66$ m 处冷却剂温度横向分布

Fig.3 Temperature distribution of coolant flowing in subchannels at $z=3.66$ m

选取 5 个具有典型意义的通道,如图 4 所示.图 4 为堆芯典型子通道冷却剂温度沿堆芯高度的变化,冷却剂温度沿高度逐渐升高,且上升幅度均为两端慢,中部快.其原因是燃料棒径功率的余弦分布特性,燃料棒中心处线功率密度最大,因此,温度上升快,而两端的线功率密度较小,温度上升慢.堆芯冷却剂最高温度发生在 2 号子通道出口,温度达 338.2℃,距当前压力下的对应饱和温度 344.79℃有 6.95℃温度富裕度,不会发生沸腾.

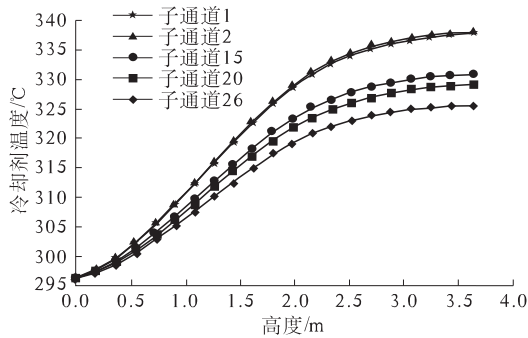


图 4 典型子通道冷却剂温度轴向分布

Fig.4 Axial distribution of coolant temperature for subchannels

3.2 包壳外表面温度与芯块中心温度

图 5 为堆芯典型子通道燃料棒包壳外表面温度沿堆芯高度的变化.分析表明,各子通道内燃料棒包壳外表面温度在堆芯轴向呈中间高、两端低的趋势,且峰值偏向堆芯出口方向(即 $z=2.379$ m).其主要原因有:一是通道内功率轴向为余弦分布;二是由于堆芯入口冷却剂温度低,与燃料棒包壳外表面温度差值大,而在堆芯出口附近冷却剂已经被加热,与包壳温度的差值减小,传热效果变差,因此燃料芯块中心温度的峰值偏向堆芯出口方向.

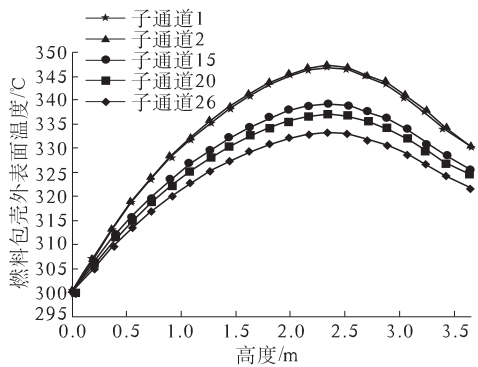


图 5 典型子通道包壳外表面温度轴向分布

Fig.5 Axial distribution of cladding surface temperature for subchannels

图 6 为燃料棒包壳外表面最高温度(即 $z=2.397$ m)处的横向分布,由图可知,燃料棒包壳外表面最高温度分布与冷却剂温度分布具有一致性:2 号子通道的包壳外表面温度最高,达 347.3℃;沿堆芯中心向堆芯边缘方向子通道的包壳外表面温度逐渐降低.

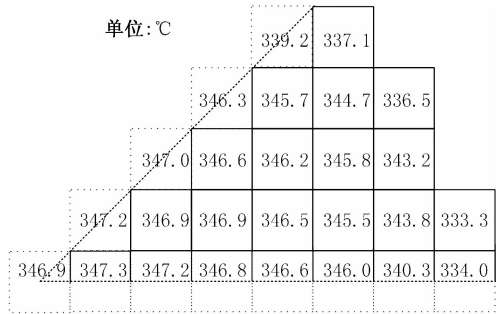


图 6 各子通道在 $z=2.379$ m 处包壳外表面温度横向分布

Fig.6 Temperature distribution of cladding surface for subchannels at $z=2.379$ m

图 7 为堆芯各子通道燃料芯块中心温度沿堆芯高度的变化.由图可知,各子通道内燃料芯块的中心温度同样呈中间高、两端低的趋势,且峰值发生在 $z=2.379$ m 的高度.

图 8 为堆芯各子通道燃料芯块中心最高温度(即 $z=2.397$ m)处的横向分布.可以看出整个堆芯内燃料芯块的最高温度仍为 2 号子通道的 1 350℃,距燃料芯块相应燃耗下的融化温度(不大于 2 650℃),有很大的安全裕量.

3.3 堆芯偏离泡核沸腾比 DNBR

图 9 为堆芯子通道中的 DNBR 沿堆芯高度的变化:子通道的进出口位置均有很高的偏离核态沸腾比,而中心位置 DNBR 都较小.所有通道的最小 DNBR 均出现在 $z=2.013$ m 处,与燃料芯块

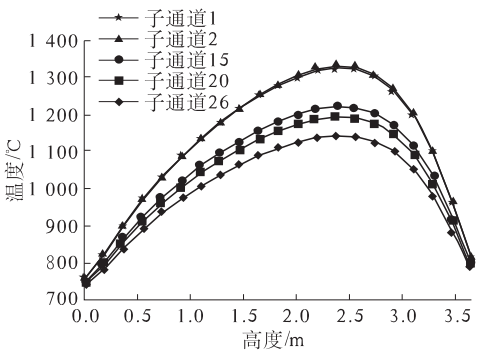


图 7 典型子通道燃料芯块中心温度轴向分布
Fig.7 Axial distribution of fuel pellet centerline temperature for subchannels

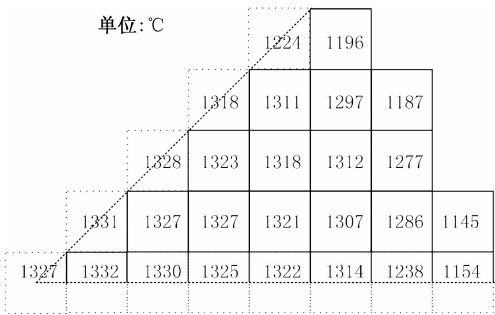


图 8 各子通道在 $z = 2.379$ m 处
燃料芯块中心温度横向分布
Fig.8 Temperature distribution of fuel pellet centerline for subchannels at $z = 2.379$ m

中心最高温度出现的节点位置以及燃料棒包壳外表面最高温度节点位置相比,有一定的偏移.这是由于 DNBR 的大小是冷却剂温度、燃料棒包壳外表面温度以及轴向功率分布综合作用的结果;在所有子通道中,2 号子通道的 DNBR 最小,为 2.37,大于反应堆设计准则所要求的 1.5;对每一个子通道,堆芯下半部分的 DNBR 要远高于其上半部分,表明堆芯下半部分的安全裕度要高于其上半部分.

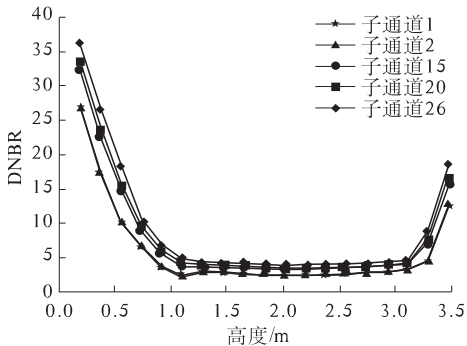


图 9 典型子通道偏离泡核沸腾比轴向分布

Fig.9 Axial distribution of DNBR for subchannels

3.4 对比运行数据

表 1 为堆芯出口冷却剂温度、压力计算值与实际运行数据的对比.

表 1 900 MW 压水堆计算结果与公布数据比较
Tab.1 Comparison of calculation results and published data of the 900 MW PWR core

项目	冷却剂压力(进/出口)/MPa	堆芯压降/MPa	冷却剂温度(进/出口)/℃	堆芯温升/℃
计算	15.5/15.398	0.12	296.4/335.0	38.6
运行	15.5/15.3	0.2	296.4/327.6	31.2

由表 1 可见,计算得到的数据与实际运行数据差距不大,总体堆芯压降偏小,而温升偏高.主要原因是在计算中对流量分配、传热模型等的简化和计算误差.

4 结论

(1) 整个堆芯的热通道为 2 号子通道,其冷却剂温度、进出口温升以及燃料棒包壳外表面和芯块中心温度均最高, DNBR 最低.冷却剂出口温度达 344.79℃.堆芯燃料最高温度达 1300℃,远低于燃料芯块融化温度.

(2) 各子通道冷却剂的温度在堆芯两端处上升相对缓慢,在堆芯中部附近上升较快,且各子通道燃料包壳外表面温度和燃料芯块中心的最大值都出现在堆芯中心偏上的位置.

(3) 每个子通道的最小 DNBR 值都出现在堆芯中心附近,堆芯下半部分的安全裕度要高于上半部分.

参考文献:

[1] 王新新.新时期我国核电发展现状及对策分析研究[J]. 节能技术,2010,28(1): 60-64.
[2] 刘志弢,秦本科,解衡,等.压水堆核电站热工水力系统程序的研发现状与趋势[J]. 原子能科学技术,2009,43(11):966-972.
[3] CHENG Xu,LIU Xiao-jing,YANG Yan-hua. A mixed core for supercritical water-cooled reactors[J]. Nuclear Engineering and Technology,2007,40(2):117-126.
[4] 傅晟威,许志红,杨燕华.基于 SCWR 堆芯结构的子通道程序开发与应用[J]. 原子能科学技术,2011,45(3):345-350.
[5] 靖剑平,张春明,陈妍,等.浅谈核电领域中的热工水力分析程序[J]. 核安全,2012(3): 70-74.
[6] STEWART C W,WHEELER C L,CENA R J,et al. COBRA IV:The mode and the method[M]. Washington:Pacific Northwest Laboratory,1997.

(下转第 53 页)