

The Stable Single Channel Thermal Calculation for Pressurized Water Reactor Core

Xiaobo Li¹, Zheng Zhang¹, Haifeng Liu^{1,2}

¹The Engineering and Technical College of Chengdu University of Technology, Leshan

²Southwestern Institute of Physics, Chengdu

Email: 919761966@qq.com

Received: Nov. 7th, 2013; revised: Dec. 6th, 2013; accepted: Dec. 14th, 2013

Copyright © 2014 Xiaobo Li *et al.* This is an open access article distributed under the Creative Commons Attribution License, which permits unrestricted use, distribution, and reproduction in any medium, provided the original work is properly cited. In accordance of the Creative Commons Attribution License all Copyrights © 2014 are reserved for Hans and the owner of the intellectual property Xiaobo Li *et al.* All Copyright © 2014 are guarded by law and by Hans as a guardian.

Abstract: The heat transfer in the pressurized water reactor (PWR) core, which is divided into six control volumes, is investigated by stable single channel calculation and simulation. It is concluded that: 1) Temperature peak of fuel cladding arises in the fourth control volume; 2) The maximum temperatures of the outer and center fuel pellets appear in the fourth control volume; 3) The minimum departure from nucleate boiling ratio (DNBR) also appears in the fourth control volume. These results suggest that the key of temperature monitoring should be in the fourth control volume in the PWR operation. This phenomenon may provide a reference for the thermal design of reactor and the check of core temperature.

Keywords: Pressurized Water Reactor Core; Single Channel; Thermal Calculation

压水堆堆芯稳态单通道热工计算

李小波¹, 张 峰¹, 刘海峰^{1,2}

¹成都理工大学工程技术学院, 乐山

²核工业西南物理研究院, 成都

Email: 919761966@qq.com

收稿日期: 2013年11月7日; 修回日期: 2013年12月6日; 录用日期: 2013年12月14日

摘 要: 本文通过对六控制体压水堆堆芯单通道热工计算及模拟, 发现: 1) 燃料棒包壳温度在第四控制体出现峰值; 2) 燃料芯块外壁及中心温度最大值出现在第四控制体; 3) 最小烧毁比在第四控制体。这些结果显示在压水堆运行安全监控中, 对温度的监测重点应放在第四控制体。本文计算及模拟结果可为反应堆热工设计及堆芯温度校核提供一个参考。

关键词: 压水堆堆芯; 单通道; 热工计算

1. 引言

压水堆堆芯单通道热工计算, 是最为普遍采用的热工计算方法。单通道热工计算即把所要计算的热管^[1]看作是孤立的、封闭的, 它在整个堆芯高度上与相邻通道之间没有冷却剂的动量、质量和热量的交换。

这种分析模型最适合于计算闭式通道。对于开式通道, 由于相邻通道间的流体发生横向的质量、动量和热量的交换, 应用这种模型进行分析就显得粗糙了; 不过, 为了简化计算, 也有用此模型进行计算的, 只要再用一个流体横向交混工程热管因子来修正焓升就可以

了。这样就可以通过单通道模型对压水堆堆芯进行热工的计算及分析。并且可以得到一个比较满意的结果。对堆芯的热工分析通常是检查堆芯的热工计算及分析主要是检验其运行的参数是否满足反应堆热工设计准则。通常有以下准则^[2]。

- 1) 燃料芯块完整性准则(芯块中心温度低于其熔点, 通常情况下取 2200°C)。
- 2) 包壳完整性准则(大破口事故下, 温度小于 1024°C)。
- 3) 燃料表面热流准则(在 112% 功率下烧毁比不小于 1.3)。
- 4) 流动性温度准则。

2. 单通道分析的控制方程

本文所进行单通道热工计算的压水堆, 其材料及元件都满足国际通用规则。其冷却剂及慢化剂都是水, 用二氧化铀作燃料, 用锆-4 作包壳材料。燃料组件无盒壁, 燃料元件为棒状, 正方形排列。已知参数如表 1。

若将堆芯自上而下轴向划分为 6 个控制体, 则其轴向归一化功率分布如表 2。

3. 压水堆堆芯单通道热工计算方法

压水堆工作原理如图 1。为了对压水堆堆芯进行单通道热工计算, 首先需要知道堆芯燃料棒表面的热

流密度。

3.1. 燃料棒表面热流密度计算公式^[2]

$$q = \frac{P * fa}{S} \quad (1)$$

式中 P 为堆芯热功率, fa 为燃料元件发热占堆芯总发热的份额(因为堆芯中的热量还有一部分来自冷却剂流动时摩擦产生的等, 所以该处需要的堆芯热功率做这样的修正), S 为总的燃料棒传热面积。

3.2. 单通道下控制体出口冷却剂温度计算

我们通过下式计算出每一个控体出口冷却剂温度^[4]

$$T_{out,i} = T_{in,i-1} + \frac{2q_{l,i}L}{\pi * c_i * W_u} \quad (2)$$

式中 $T_{in,i-1}$ 为第 i 个控制体入口的冷却剂温度(即上一个控制体出口的冷却剂温度, 若计算第一个控制体则为堆芯入口冷却剂温度), $q_{l,i}$ 为(3)中计算出的线热流密度, c_i 为定压比热容, W_u 为单元通道流量。

$$q_{l,i} = 2 * \pi * R_c * q_i \quad (3)$$

式中 R_c 为燃料棒半径(即包壳半径), q_i 为(4)中的该控制体的料棒表面热流密度。

第 i 个控制体燃料棒表面热流密度

$$q_i = q * F_{N,r} * F_{n,h} * F_{n,j} * x_i \quad (4)$$

Table 1. The design parameters of pressurized water reactor core
表 1. 压水堆堆芯设计参数

项目	堆芯输出功率	冷却剂总流量	反应堆进口温度	堆芯高度	燃料组件数	燃料组件形式
数值	1840 MW	32,600 t/h	288°C	3.8 m	121	17 × 17
每个组件燃料棒数	燃料包壳直径	燃料包壳内径	燃料包壳厚度	燃料芯块直径	燃料棒间距(栅距)	组件水隙
265	9.6 mm	8.5 mm	0.55 mm	8.35 mm	12.5 mm	0.8 mm
芯块密度	燃料元件发热占总发热的份额	旁流系数	径向核热管因子	轴向核热管因子	局部峰核热管因子	交混因子
95%理论密度	97.40%	5%	1.35	1.53	1.12	0.95
热流量工程热点因子	焓升工程热管因子	堆芯入口局部阻力系数	堆芯出口局部阻力系数	堆芯定位隔架局部阻力系数	燃料元件中心最高温度不超过	系统压力
1.08	1.08	0.75	1	1.05	2200°C	16 Mpa

Table 2. Normalization of core power distribution (divide into six control body along the axial)
表 2. 堆芯归一化功率分布(轴向等分 6 个控制体)

自上而下控制体号	1	2	3	4	5	6
归一化功率分布	0.48	1.02	1.5	1.56	0.96	0.48

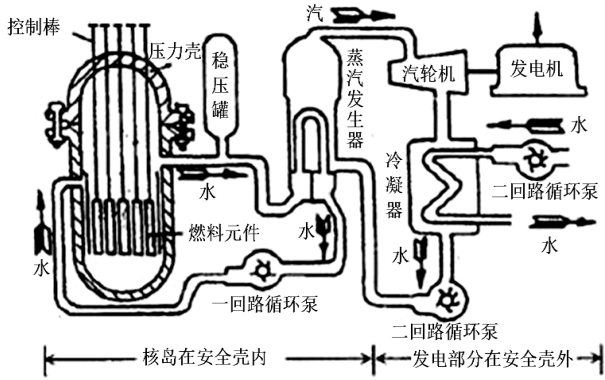


Figure 1. The principle diagram of pressurized water reactor core^[3]
图1. 压水堆堆芯工作原理图^[3]

式中, q 为(1)中求出来的平均热流密度, $F_{N,r}$ 径向热管因子, $F_{N,h}$ 为焓升工程热管因子, $F_{N,j}$ 为交混因子, x_i 为归一化功率分布因子。

$$W_u = q_m * \left(\frac{(1-pa)}{A_f} \right) * A_b \quad (5)$$

式中, q_m 为堆芯内冷却剂流量, pa 为旁流系数, A_b 为单元流道面积, A_f 为堆芯中总的通流面积。

3.3. 包壳外壁温度计算

强迫对流计算公式^[5]为

$$T_{co,i} = q * F_{N,r} * F_{N,g} * x_i / h_i + T_{out,i} \quad (6)$$

式中, q 为包壳表面热流密度, $F_{N,r}$ 为径向热管因子, $F_{N,g}$ 为热流量工程热管因子, x_i 归一化堆芯功率分布因子, h_i 为第 i 个控制体包壳热导率。其计算如下:

$$h_i = \frac{Nu_i * k_i}{D_e} \quad (7)$$

上式中, k_i 为该控制体冷却剂的热率, Nu_i 为第 i 个控制体对应的努塞尔数根

据 Dittus-Boelter 关系式为

$$Nu_i = 0.023 * Re_i^{0.8} * pr_i^{0.4} \quad (8)$$

上式中, Re_i 为该控制体对应的雷诺数。 pr 为此控制体对应的普朗特数。

仅通过上面步骤计算出了强迫对流下的该控制体出口冷却剂温度还不够, 通常还需要判断是否在通道内发生过冷沸腾, 首先假设发生过冷沸腾, 就可以根据下式得到一个在发生过冷沸腾时的一个该控制

体冷却剂出口温度。比较强迫对流和过冷沸腾两种情况下计算出来的温度, 然后取较小的一个, 以保证反应堆的安全运行。

过冷沸腾计算, 由 Jens-Lottes 关系式^[6]

$$q_i = \left(\frac{t_{co,o} - t_{sat}}{25} \right)^4 \exp \left(\frac{4 * P}{6.2} \right) \quad (9)$$

P 为堆芯冷却剂的压力, t_{sat} 为该压强下的饱和温度, q_i 为(4)中该控制体的包壳表面热流密度。

$$q_i = q * F_{N,r} * F_{N,g} * x_i \quad (10)$$

q 包壳表面平均热流密度, $F_{N,r}$ 为径向热管因子, $F_{N,g}$ 为热流量工程热管因子 x_i 归一化堆芯功率分布因子。

通过强迫对流情况与过冷沸腾情况下的出口冷却剂温度计算, 最终计算出该控制体的出口冷却剂温度。

包壳内壁温度计算

计算第 i 个控制体包壳内壁温度^[5]

$$T_{ci,i} = q_{l,i} \left(\frac{1}{2\pi k_{c,i}} \right) \ln \left(\frac{R_{co}}{R_{ci}} \right) + T_{co,i} \quad (11)$$

式中, R_{ci}, R_{co} 为包壳内外半径, $T_{co,i}$ 为第 i 个控制体包壳外壁的温度。 $q_{l,i}$ 该控制体燃料棒线热流密度。 $k_{c,i}$ 为第 i 个控制体的包壳的热导率, 可由如下经验公式

$$k_{c,i} = 0.0547 * (1.8 * \bar{T} + 32) + 13.8 \quad (12)$$

\bar{T} 为第 i 个控制体的包壳内外平均温度。

3.4. 燃料芯块外壁温度计算

燃料棒内 UO_2 燃料热阻最大, 其次是气隙。燃料芯块不仅因温度升高而膨胀, 而且还会因辐射产生肿胀和变形, 这样就有可能与包壳接触, 从而增大了传热系数。工程上通常引入一个等效传热系数来计算, 再初步设计的时候, 通常可以去等效传热系数为一常数^[7]即:

$$h_g = 5678W / (m^2 * K)$$

燃料芯块外壁温度

$$T_{uo,i} = q_{l,i} \left(\frac{1}{2\pi R_u h_g} \right) + T_{ci,i} \quad (13)$$

$T_{ci,i}$ 为第 i 个控制体包壳内壁温度 R_u 为燃料芯块半径, $q_{l,i}$ 由(3)给出。

热导率^[4]

$$I_{U0} = I_{U,i} + \frac{q_{l,i}}{4\pi} \quad (14)$$

3.5. 燃料芯块中心温度计算

对于燃料芯块中心温度我们采用积分热导率法^[1]计算。

首先, 经过前面的计算知道了燃料芯块表面的温度, 这样就可以在积分热导率表中查到一个与之对应的积分热导率 $I_{U,i}$ 。

然后就可以根据下式得到燃料芯块中心的积分

$$\begin{aligned} q_{DNB,EU} = & 3.154 \times 10^6 \left\{ (2.022 - 6.238 \times 10^{-8} p) + (0.1722 - 1.427 \times 10^{-8} p) \times \exp\left[(18.177 - 5.987 \times 10^{-7} p) x \right] \right\} \\ & \times [1.157 - 0.869x] \times \left[(0.1484 - 1.596x + 0.1729x|x|) \left(\frac{G}{10^6} \right) \times 0.2048 + 1.037 \right] \\ & \times [0.2664 + 0.8357 \exp(-124D_e)] \times [0.8258 + 0.341 \times 10^{-6} (H_{sat} - H_{in})] F_s \end{aligned} \quad (15)$$

式中 P ——冷却剂压力, Pa;

x ——质量含汽率, $\pm 15\%$ 之间, 本设计中取 0;

G ——冷却剂质量流速, $\text{kg}/(\text{m}^2 \cdot \text{h})$, 这里先假定一个冷却剂质量流速做试计算, 后由计算出来的平均管冷却剂的质量流速迭代出合理的结果;

H_{sat} ——饱和水焓, J/Kg;

D_e 为水力直径, 对于非圆形通道为:

$$D_e = \left(\frac{4A_f}{p_w} \right) \quad (16)$$

式中, A_f, p_w 分别为流道的流通面积和湿周。

定位格架修正因子 F_S 是考虑定位格架搅混因素对临界热流密度影响的修正系数。对于目前通常使用的蜂窝状定位格架, 该修正因子用下式计算:

$$F_S = 1.0 + 0.03 \left(\frac{G}{4.882 \times 10^6} \right) \left(\frac{a}{0.019} \right)^{0.35} \quad (17)$$

式中 a ——定位格架混流扩散系数, 温度在 260°C 至 340°C 时, a 取值在 $0.019 \sim 0.060$, 本设计中选取 0.040 。

对于非均匀加热时的临界热流密度:

$$q_{DNB,n} = \left(\frac{q_{DNB,EU}}{F_c} \right) \quad (18)$$

式中 F_c ——热流密度不均匀修正因子, 在这里取 $F_c = 1.05$ 。

得到了 I_{U0} 就可以在积分热导率表中找到一个该控制体对应的燃料芯块中心的温度。

3.6. 临界热流密度及烧毁比计算

由美国西屋公司 Tong 等人提出的 W-3 公式^[8,9], 得到均匀情况下的 W-3 公式为

如此, 就可以得到该控制体的临界热流密度。

3.7. 烧毁比计算

$$DNBR = q_{DNB,n} / q_i \quad (19)$$

式中 q_i 由(4)给出。

4. 模拟过程与结果

本文所有的计算及模拟都是通过 MATLAB^[10]完成的。

首先, 对于控制体出口温度我们采用迭代的方法完成的, 先对每一个控制体假设一个出口温度, 然后通过该温度用插值^[11]的办法找出其对应的定压比热容, 然后通过上一节给出的公式计算算出一个出口温度, 当假设温度与计算得到的出口温度的差值在 0.001 以上, 把计算得到的出口温度作为第二次迭代的假设出口温度, 再用它计算出一个出口温度, 直到假设温度与计算温度的差值在 0.001 以下时, 这时取计算得到的温度为出口温度。

其次, 对于包壳表面温度的计算, 我们需要按照前面给出的公式计算出强迫对流情况下的包壳温度和过冷沸腾时的包壳表面温度, 然后通过比较我们取这两种不同情况下计算得到的值中的较小一个, 这样就得到了包壳表面温度。

再次, 包壳内壁及燃料芯块外壁的温度按照前面的公式, 我们既可以直接得到这两个地方的温度。

接下来,对于燃料芯块中心的温度,通过前面的计算知道了燃料芯块外壁的温度,就可以通过插值的办法得到该温度对应的积分热导率,根据公式就可以得到燃料芯块中心的积分热导率,使用该积分热导率就可以再通过插值的方法得到燃料芯块中心的温度。

最后,至于烧毁比的计算,可以直接在每一个控制体处代入烧毁比的计算公式就可以得到每一个控制体对应的烧毁比。计算流程如图2。

运用第3节中给出的单通道热工计算方法,对本文所给出的反应堆进行计算。得到结果如表3。并通过下表的数据做出图3~5。

图3描述了压水堆堆芯热管在不同控制体下的温度分布,横坐标表示控制体区域,纵坐标表示温度,间隔为 200°C ,因为事先对各控制体进行了功率归一化,所以在各控制体内温度沿堆芯高度为线性变化。从图3分析可得:

1) 冷却剂温度由第一控制体到第六控制体温度逐步升高(但出口温度仍低于 340°C)。

2) 包壳内外壁温度、燃料块外壁及中心温度都先上升再下降。

3) 包壳内外壁温度在第四控制体处取得最大值。

4) 燃料块外壁及中心温度在第四控制体处取得最大值,此处燃料芯块的中心温度最容易到达熔点(本文未达到,考虑安全裕度仍低于 2200°C)。

图4描述了压水堆堆芯热管在不同控制体下的临界热流密度分布,横坐标表示控制体区域,纵坐标表示临界热流密度,间隔为 10^6 W/m^2 ,因为事先对各控制体进行了功率归一化,所以在各控制体内临界热流密度沿堆芯高度为线性变化。从图3分析可得:临界热流密度由控制体1到控制体6呈逐渐下降趋势,最

小临界热流密度在堆芯出口处取得,最大在堆芯进口处取得,但满足安全限值。

图5描述了压水堆堆芯热管在不同控制体下的烧毁比分布,从图4分析可得:烧毁比先下降后上升,最小烧毁比出现在第四控制体(但大于1.3,满足安全设计准则),表明此处燃料棒表面的热流密度与临界热流密度接近程度最大,最有可能发生临界沸腾,影响传热,进而导致燃料包壳破损。

5.结论

从上面的分析结果可知,反应堆在运行时,并没有超出反应堆稳态时热工设计准则的范围。从上面的参数变化告诉我们一个重要的信息,反应堆在运行时,

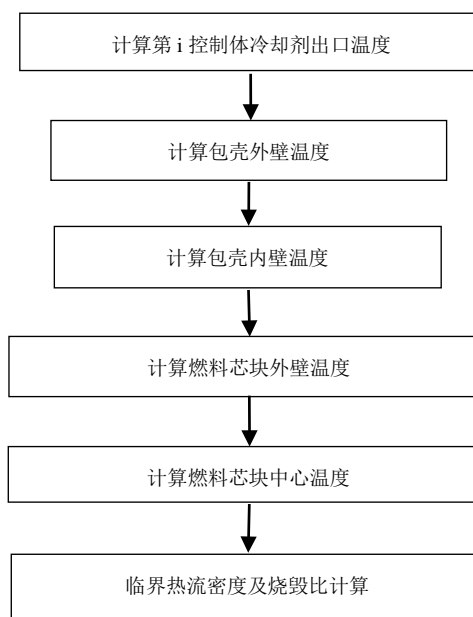


Figure 2. The flow chart of calculating process
图2. 计算过程流程图

Table 3. The results of the stable single channel thermal calculation for pressurized water reactor core

表3. 压水堆堆芯稳态单通道热工计算得到的结果

	冷却剂温度 $^{\circ}\text{C}$	包壳外壁温度 $^{\circ}\text{C}$	包壳内壁温度 $^{\circ}\text{C}$	芯块外壁温度 $^{\circ}\text{C}$	芯块中心温度 $^{\circ}\text{C}$	临界热流密度 10^6 W/m^2	烧毁比
第一控制体	291.5045	302.1452	306.5258	375.6339	560.3612	2.1131	6.1914
第二控制体	298.9516	320.8666	329.7714	476.6261	973.3654	2.0793	2.8669
第三控制体	309.2045	341.7869	354.2908	570.2536	1432.2	2.0793	1.9495
第四控制体	319.8675	349.6528	362.3455	586.9468	1480	1.9758	1.7812
第五控制体	325.9318	346.3423	354.2231	492.4393	962.7236	1.9431	2.8466
第六控制体	328.9099	338.9937	343.0518	412.1599	605.1542	1.9251	5.6405

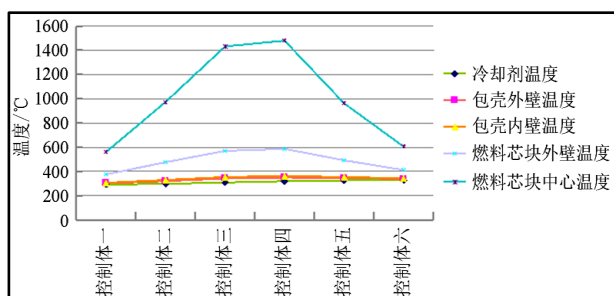


Figure 3. Temperatures of the each part in the pressurized water reactor core

图 3. 压水堆堆芯各部分温度

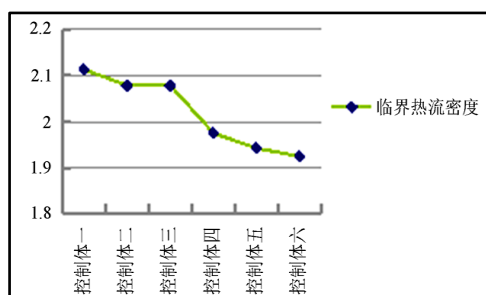


Figure 4. The distribution of the critical heat flux density

图 4. 临界热流密度分布

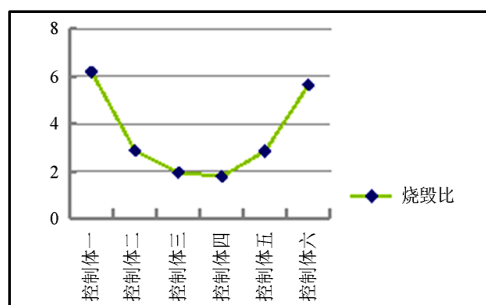


Figure 5. The distribution of DNBR

图 5. 烧毁比分布

最有可能发生危险的地方在归一化功率分布最大的地方—第四控制体。所以我们在反应堆运行时需要对

第四控制体重点监测。出现这种结果可能由于第四控制体的功率分布因子最大，在反应堆运行过程中，当控制体功率分布因子发生变化时，温度的检测重点也应发生变化，但重点始终应放在功率分布因子最大处。此结果与于俊崇先生在《核动力工程》中的《金山核电站反应堆热工水力设计》结果相吻合。

致谢

本文得到成都理工大学工程技术学院《核工程与核技术专业综合改革》项目的资助。研究工作至始至终得到了科研处及核工程与核技术实验中心的各位老师的大力帮助，尤其是酃文忠主任、殷明老师和栾锋老师的悉心指导。为此表示衷心的感谢。

参考文献 (References)

- [1] 俞冀阳, 贾宝山. 编著 (2011) 反应堆热工水力学. 清华大学出版社, 北京.
- [2] Todreas, N.E. and Kazimi, M. (1990) Nuclear system. Hemisphere Publishing Corporation, New York.
- [3] 臧希年. 编著 (2001) 核电厂系统及设备. 清华大学出版社, 北京.
- [4] 核工程教研室. 著 (2013) 核反应堆初步设计指导书. 成都理工大学工程技术学院, 成都.
- [5] 于平安, 等. 编著 (1983) 核反应堆热工分析. 原子能出版社, 北京.
- [6] Jens, W.H. and Lottes, P.A. (1951) Analysis of heat transfer, burnout, pressure drop and density data for high pressure water. ANL-4627.
- [7] Horn, G.R. and Panisko, F.E. (1979) HTDL-TME72-128.
- [8] Tong, L.S. (1967) Heat transfer in water cooled nuclear reactors. *Nuclear Engineering and Design*, **6**, 301.
- [9] Tong, L.S. (1972) Boiling crisis and critical heat flux. USAEC Critical Review Series. Report TID-25887.
- [10] 刘卫国 (2006) MATLAB 程序设计与应用. 高等教育出版社, 北京.
- [11] 孙志忠, 等. 编著 (2011) 计算方法与实习. 东南大学出版社, 南京.