

超临界水堆系统分析程序的改进

胡 珀, 杨燕华

(上海交通大学 核科学与工程学院, 上海 200240)

摘要: 针对超临界水堆特殊的水物性参数和独立的慢化剂通道设计, 对堆芯计算程序 PARCS 和热工水力程序 RELAP5 进行了适应性改造。使用改造后的耦合程序 PARCS/RELAP5 分析了美国超临界水冷参考堆, 发现了慢化剂逆向流动和最高功率组件不同于最高外表面包层温度组件的现象, 根据这些经验, 对中国的超临界水堆分析程序的改进和研发提出了相关意见。

关键词: 超临界水堆; 程序改进; RELAP5 程序; PARCS 程序

中图分类号: TL333

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2009)06-0548-04

Development of System Analysis Codes for Supercritical Water Reactor

HU Po, YANG Yan-hua

(School of Nuclear Science and Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China)

Abstract: This paper introduces the software extension in the reactor core analysis code PARCS and thermodynamics code RELAP5 to accommodate the special water thermal physical properties and separated moderator channel design in supercritical water reactor (SCWR). The two major results from analysis of the U. S. reference design with the coupled PARCS/RELAP5 were the moderator flow reversal, and the separation of maximum power assembly and maximum cladding surface temperature assembly were given. Based on these results, discussions and suggestions were made on the development of SCWR analysis codes in China.

Key words: supercritical water reactor; code development; RELAP5 code; PARCS code

超临界水堆(SCWR)是第四代核反应堆的重点堆型之一, 它以简洁的系统设计和较高的热效率而著称。对超临界水堆系统进行设计分析, 离不开合适的中子学和热工水力分析程序, 而基于压水堆和沸水堆设计的现有系统分析程序有如下问题: 1) 不具备或不能准确描述超

临界水的物性参数; 2) 不能准确描述主流超临界水堆设计中独立的慢化剂和冷却剂流动。因此, 必须进行程序改进或为超临界水堆编制新的程序。鉴于超临界水堆与现有压水堆和沸水堆具有一定的相似性, 因此, 对现有程序的改造更为合理。

1 堆芯计算程序 PARCS 的改进

PARCS 是美国普渡大学开发的三维堆芯计算程序,它通过求解稳态或含有时间变量的多群中子扩散方程和 SP3 输运方程来预测堆芯对反应性扰动的动力学反应^[1]。PARCS 可用于分析压水堆和沸水堆,也可直接耦合热工水力学系统分析程序 RELAP5 或使用其内部简化的热工计算模块。这些热工水力学计算结果以反馈的形式在 PARCS 中使用,如核反应截面即是依据这些反馈进行更新的。

因为超临界水堆的高压高温和独立的冷却剂和慢化剂流道设计,对 PARCS 中的水物性参数表、核反应截面更新模块和用于耦合 PARCS 与 RELAP5 的变量匹配模块均需进行相应的改进。

因水物性在临界点附近发生突变,更加精密的表述水物性的方法设计如下:在 PARCS 源程序中编制一基于 NBS/NRC 水蒸气表的 25 MPa 压力下的水物性表^[2],PARCS 可直接用线性插值法快速查取特定水物性。

核反应截面更新模块的改进如下:在 PARCS 输入文件中,热工水力输入卡内“CDC_OP”输入条增加了一新选项“5”,该选项使 PARCS 能够根据燃料温度和冷却剂密度,以及新加入的慢化剂密度自动更新宏观反应截面。

超临界水堆中慢化剂和冷却剂分离的流道设计,表明了 PARCS 计算模型中 1 个中子学计算节块将对应 RELAP5 中 2 个水动力学体积:1 个水动力学体积代表冷却剂流,另 1 个则代表了慢化剂流。对于耦合 PARCS/RELAP5 计算,原有的变量匹配文件默认水在同一流道中同时充当慢化剂和冷却剂,因此,1 个变量表定义 PARCS 节块到 RELAP5 中冷却剂/慢化剂流水动力学体积的对应关系。在改进后,新增了 1 个变量对应表,以专门定义 PARCS 节块到 RELAP5 中慢化剂流水动力学体积的对应关系;原有的变量表则专门定义节块到冷却剂流水动力学体积的对应关系。

2 RELAP5 程序的改进

RELAP5 程序是美国爱达荷国家实验室为美国核管会开发的轻水堆瞬态热工水力分析程序^[3],它能够模拟事故和瞬态状态下的耦合

的冷却系统和堆芯。本工作讨论的程序版本为 MOD3。

分析超临界水堆,该版本 RELAP5 有两个缺陷:1) 在压力高于 25.9 MPa 时不稳定,而此压力在超临界系统瞬态时可能会出现,此时所计算的系统压力会异常跳变而报错;2) 有 1 个负责与中子学程序耦合的数据匹配模块 RDMR,其中的纠错子程序将水的密度低于 305 kg/m³ 判断为错误,而在超临界堆中水温超过临界点后水的密度会降低到 100 kg/m³ 以下。

系统压力高于 25.9 MPa 出现程序不稳定是由于 RELAP5 的水物性表在此区间使用了较稀疏独立变量网格所导致的。这些物性表以预先输入的温度和压强为独立变量来定义,原有的物性表中,共 157 个温度点中有 10 个覆盖了临界温度以上的区域,而共 116 个压力点中有 6 个覆盖了临界压强以上的区域。

改进后的 RELAP5 物性表加大了覆盖以上区域变量点的密度,使用了共 187 个温度点,其中,37 个点覆盖了临界温度以上的区域;使用 578 个点中的 468 个点覆盖了临界压强以上及附近的区域。改进后的物性表均更加精确,避免了因过大压强误差引起的程序报错。

对于数据匹配程序 RDMR 中的纠错子程序,改进后将允许的密度从 1 050~305 kg/m³ 扩展到 1 050~5 kg/m³,以适应水密度跨过超临界点时的密度变化。

经上述改造,耦合计算程序包 PARCS/RELAP5 的计算功能已扩展到了超临界水堆。以下将以该耦合程序对超临界水堆的分析结果为依据,探讨超临界水堆分析中建立计算模型和分析中需注意的问题。

3 分析结果

使用改进后的耦合程序 PARCS/RELAP5, Hu^[4] 对美国超临界水堆参考设计在稳态、燃耗和瞬态条件下进行了分析。其中,较为重要的结果是慢化剂的逆向流动现象和含有最高包壳表面温度的组件不同于含有最大功率的组件的现象。

慢化剂在超临界水堆中特有的独立流动通道中向下流动时,由于吸热升温水密度沿流动方向下降,而在该设计中通道内沿程压降由提

升压降主导,水在慢化剂通道内向下流动是一升压过程,但在较热管道内,水的密度较低,其提升压降也较低,导致其通道内流量减小来平衡慢化剂通道两端的压差,这个慢化剂通道压降平衡关系为:

$$\int_{\text{bottom}}^{\text{top}} \rho g dl - \frac{K \dot{m}^2}{2A_m} \left(\frac{1}{\rho_{\text{in}}} + \frac{1}{\rho_{\text{out}}} \right) = \Delta p_m \quad (1)$$

式中: A 为截面积, m^2 ; K 为摩擦损失系数; g 为重力加速度, m/s^2 ; ρ 为密度, kg/m^3 ; \dot{m} 为质量流速, kg/s ; m 为慢化剂; in 为入口; out 为出口。

较小的慢化剂流量会进一步降低该通道的水密度,从而引发一正反馈效应,直到该通道的水密度下降到接近临界点时,逆向流动就可能会发生。图 1 示出了在部分组件内出现逆向流动的情况。逆向流动所带来的后果,主要是在堆芯下部产生 1 个轴向功率峰系数可能高达 1.8 的功率峰,同时,由于原来功率较高的管道内出现慢化剂逆流,且其流量有较大降低,慢化性能的丧失导致反应性损失。逆向流动可使用根据组件功率大小设计的孔板来克服,但由于各组件在运行,瞬态和事故态的功率会出现相对变化,逆流现象仍是一值得关心的问题。

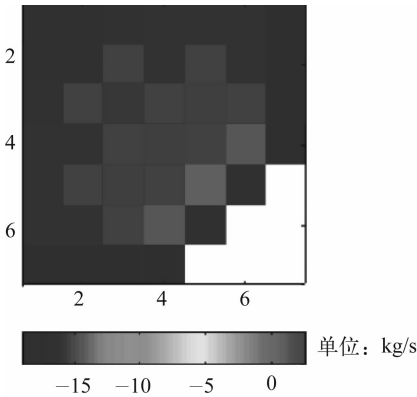


图 1 有逆向流动的 1/4 堆芯中的慢化剂质量流速分布
Fig. 1 Moderator mass flow rate distribution in a quarter core with reversed flow

在瞬态分析结果中,由于采用的中子学和热工水力学计算模型均是三维的,所以,最高包壳表面温度(maximum cladding surface temperature, MCST)出现的组件与最高功率组件

不同(图 2)。因而,基于这个三维耦合模型计算的 MCST 低于同等条件的使用热管模型计算的值。而通常所使用的方法,即给定一最大功率的流道,假设其他限值,如 MCST 也出现在这个流道中的方法,则显得偏于保守了。

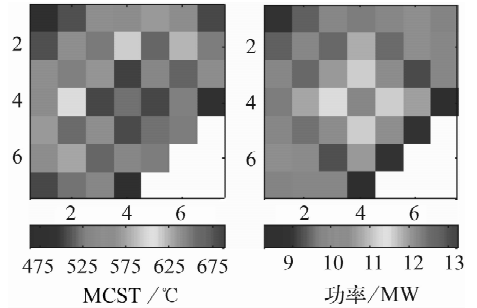


图 2 给水丧失瞬态中出现 MCST 时 1/4 堆芯中径向 MCST 和功率分布
Fig. 2 Distributions of assembly MCST and assembly power in a quarter core at peak MCST appearing during loss of feedwater transient

4 讨论

4.1 中子学分析软件

对超临界水冷热堆,如前所述,中子学软件面临的主要问题是超临界条件下的物性参数和超临界水冷热堆主流设计中独立的慢化剂管道。如果采用传统的“组件分析软件+堆芯分析软件”的中子学程序包模式,在组件分析软件能够正确计算超临界水堆组件的前提下(包括能够准确描述超临界堆的几何结构和组件运行温度,以及能在超临界水堆能谱上准确进行中子学计算),堆芯分析程序只需改进 1 个根据热工计算结果更新核截面数据的功能,即能根据独立的冷却剂和慢化剂密度/温度,还有燃料温度来更新核截面数据。

在后面将要提到的,我们推荐使用中子学/热工水力学的耦合计算来分析超临界水堆,因此,可将超临界条件下的物性参数问题完全放到热工水力程序中来解决。唯一需注意的是,在某些中子学程序计算过程中,有一些简单的热工参数的计算要求,需考虑是否能够避免这一计算要求,还是要在该中子学程序中编制超临界条件下的物性参数表。

4.2 热工水力学分析程序

热工程序分析超临界水堆可能面临的问题主要有:1) 缺乏能够描述超临界状态的物性参数表;2) 需要适用于超临界状态的传热经验关系式。

对于物性参数表,首先要确定现有的参数表在超临界态下适用性。建议可在热工程序中构建一简单模型,测定各目标热工参数在超临界堆所有分析范围内的准确性,其中应包括稳态和瞬态以及事故状态可能出现的热工参数。若现有程序不能满足需要,则必须进行改进,需根据该程序的热工参数表的编制情况,制定1个完善的改进计划。例如,若如前所述是因为热工参数表的独立变量网格过于稀疏所致,则只需适当加密网格,便可满足要求;但若因为该热工参数表的函数表达式不能准确描述超临界态下的参数变化,则需改换合适的函数表达式。

对于超临界状态下的传热公式,尚无公认的结论,这也是许多正在进行和计划中的超临界传热实验存在的原因。在现阶段,根据 Licht 的超临界水传热实验^[5], Jackson's Nusselt correlation 是一可考虑的经验公式。

4.3 耦合计算和计算模型

超临界水堆作为一新型堆,在无运行经验和实验数据支持的情况下,计算模型越接近于现实,而不是简单沿用现有堆型的分析模式,将越可能给出接近实际情况的答案。所以,当前中子学和热工水力学的耦合计算是一趋势。在耦合计算中,主流程序均能使用三维模型对超临界水堆进行模拟,以捕捉到超临界水堆的一些与现有堆型不同的特性,为进一步分析和细化超临界水堆设计打下坚实的基础。

在现有程序基础上开发中子学/热工水力学耦合计算程序包已在各国发展开来,且在最近几年已有专门针对这一类耦合计算的案例校

核出现^[6],为发展这一技术提供一很好的参考样本。

5 小结

本工作介绍并分析了超临界水堆,针对其特殊的热物性和独立的慢化剂通道设计,对现有的堆芯计算程序 PARCS 和热工水力程序 RELAP5 进行了相应改进。使用改造后的耦合程序,采用三维模型分析美国超临界水冷参考堆,发现了慢化剂通道的逆向流动现象和最高功率组件不同于最高包壳外表面温度发生组件,表明传统的热管分析方式可能不适用于超临界水堆。据此,对中国的超临界堆分析程序的改进和研发提出了建议。

参考文献:

- [1] DOWNAR T, LEE D, XU Y, et al. PARCS v2.6 U. S. NRC core neutronics simulator user manual draft (11/10/04) [M]. USA: Purdue University/NRC, 2004.
- [2] HAAR L, GALLAGHER J S, KELL G S. NBS/NRC steam tables [M]. McGraw-Hill, New York, USA; Hemisphere Publishing Co., 1984.
- [3] Nuclear Safety Division. RELAP5/MOD3.3 code manual[M]. USA: Information System Laboratories, 2003.
- [4] HU P. Coupled neutronics/thermal-hydraulics analyses of supercritical water reactor [D]. USA: University of Wisconsin-Madison, 2008.
- [5] LICHT J. Heat transfer and fluid flow characteristics in supercritical water[D]. USA: University of Wisconsin-Madison, 2008.
- [6] AKDENIZ B, IVANOV K, OLSON A. Boiling water reactor turbine trip (TT) benchmark [R]. USA: NEA/NSC/DOC, 2006.