

文章编号 : 0258-0926(2018)02-0137-05 ; doi:10.13832/j.jnpe.2018.02.0137

堆芯瞬态耦合模拟软件 CTSS 的开发与验证

潘俊杰, 安萍, 王玮, 赵文博, 邢硕, 芦韡, 柴晓明

中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都, 610213

摘要: 瞬态堆芯耦合模拟软件 CTSS V1.0 是以节块法堆芯中子学计算软件 NACK V1.0、热工水力子通道软件 CORTH V2.0、燃料元件性能分析软件 FUPAC V1.1 为模块的耦合软件, 用于模拟典型压水堆堆芯性能, 计算瞬态运行物理、热工、燃料等专业参数。堆芯三维时空中子动力学软件 NACK V1.0 采用粗网节块法进行堆芯扩散计算, 为子通道模块和燃料性能分析模块提供堆芯精细功率。CORTH V2.0 用于计算反应堆堆芯冷却剂的温度和密度。FUPAC V1.1 用于模拟燃料棒在堆内的热力学行为以及计算燃料棒有效温度。NEACRP-L-335 压水堆基准问题验证计算结果表明, CTSS V1.0 的计算结果与国际基准程序 PARCS 总体符合较好。

关键词: 瞬态堆芯耦合; CTSS; NEACRP-L-335; 压水堆基准问题

中图分类号: TL339 **文献标志码:** A

Development and Verification of Reactor Core Transient Coupling Simulation Software CTSS

Pan Junjie, An Ping, Wang Wei, Zhao Wenbo, Xing Suo, Lu Wei, Chai Xiaoming

Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institution of China, Chengdu, 610213, China

Abstract: Reactor Core Transient Simulation Software (CTSS V1.0), which is coupled by 3D space-time kinetic program NACK V1.0, CORE Thermal-Hydraulic analysis program (CORTH V2.0) and Fuel Rod Performance Analysis Code (FUPAC V1.1), is used to simulate the typical PWR core. NACK V1.0 calculates the core diffusion equations with coarse node method and provides core power distribution for sub-channel model and fuel analysis model. CORTH V2.0 describes the core as a series of connected or unconnected subchannel to calculate the coolant temperature. FUPAC V1.1 is used to simulate the thermodynamic behavior of fuel rod and calculate the fuel rod temperature. The calculation of PWR benchmark problem NEACRP-L-335 shows that CTSS is in good agreement with benchmark program PARCS.

Key words: Reactor core transient couple, CTSS, PWR benchmark problem, NEACRP-L-335

0 前言

反应堆堆芯物理现象复杂, 耦合作用强烈。反应堆的状态是物理、热工、燃料等专业的耦合效应的结果, 堆芯功率分布的变化影响燃料温度分布、冷却剂(慢化剂)温度分布和密度分布, 同时一回路的流体力学边界条件也相应改变, 而后者的改变又将反过来影响堆内材料的核特性, 进而影响堆芯内的中子注量率和功率分布。因此为

了进一步提高反应堆堆芯的经济性、安全性, 研究多尺度耦合技术、开发多尺度耦合程序和应用耦合分析方法已经成为当前安全分析的趋势。传统的耦合分析仅考虑堆芯物理与堆芯热工之间的耦合, 本研究在此之上, 进一步引入燃料棒的热/力学行为, 通过堆芯物理、热工、燃料模块的耦合, 形成瞬态堆芯耦合模拟软件 CTSS V1.0 (简称 CTSS)。

收稿日期: 2017-12-20; 修回日期: 2018-01-18

作者简介: 潘俊杰(1987—), 男, 高级工程师, 现从事核热耦合软件开发工作

1 CTSS 子程序简介

1.1 堆芯物理子程序

堆芯物理三维时空动力学子程序流程为：从稳态计算模块输出文件中读取初始状态参数，利用均匀化少群截面计算模块得到当前时刻的截面参数，求解三维瞬态扩散方程，得到节块的功率分布，为热工水力分析计算模块、燃料棒性能分析模块提供堆芯功率分布，同时具有时间步长自适应、瞬态反应性计算等功能。中子学物理堆芯子程序使用的中子时空动力学方程如下：

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g(\mathbf{r}, t)}{\partial t} - \nabla \cdot [D_g \nabla \phi_g(\mathbf{r}, t)] + \Sigma_{r,g} \phi_g(\mathbf{r}, t) = \sum_{g' \neq g} \Sigma_{s,g' \rightarrow g} \phi_{g'}(\mathbf{r}, t) + \chi_g (1 - \beta) \sum_{g'=1}^G \nu \Sigma_{f,g'} \phi_{g'}(\mathbf{r}, t) + \sum_{i=1}^{ND} \chi_{g,i} \lambda_i c_i(\mathbf{r}, t) \quad (1)$$

$$\frac{\partial c_i(\mathbf{r}, t)}{\partial t} = \beta_i \sum_{g'=1}^G \nu \Sigma_{f,g'} \phi_{g'}(\mathbf{r}, t) - \lambda_i c_i(\mathbf{r}, t) \quad (2)$$

式中，下标 g 为能群序数； G 为能群数；下标 i 为缓发先驱核组序数； ND 为组数； ϕ_g 为 g 群中子注量率； c_i 为第 i 组先驱核浓度； t 为时间； \mathbf{r} 为位置向量； v_g 为 g 群中子速度； D_g 为 g 群扩散系数； $\Sigma_{r,g}$ 和 $\Sigma_{f,g}$ 分别为 g 群移出截面和裂变截面， $\Sigma_{s,g' \rightarrow g}$ 为 g' 群到 g 群的散射截面； ν 为每次裂变释放的中子数； χ_g 为瞬发中子裂变谱； $\chi_{g,i}$ 为缓发中子谱份额； λ_i 为第 i 组先驱核衰变常数； β 为总的缓发中子份额； β_i 为第 i 组缓发中子份额。

1.2 堆芯热工子程序

热工水力子通道子程序流程为：根据燃料棒性能分析程序提供的燃料棒释热热流密度，以及由热工水力程序提供的水力学边界条件，基于热工水力子通道模型模拟分离通道内或相连通道内流体的瞬态流动，计算堆芯的流场、焓场分布，为燃料棒性能分析模块提供冷却剂温度、压力等参数，同时将冷却剂温度、密度反馈给均匀化少群截面计算模块更新截面。每个时间步计算最小偏离泡核沸腾比。

热工水力子通道子程序采用具有滑速比的四方方程均匀流模型^[1]。对于两相计算，采用了液相能量方程来确定沸腾工况下的情况。热工水力子通道子程序的守恒方程采用 1 阶迎风格式，先求

解混合能量方程、液相能量方程得到堆芯的焓场分布，然后求解动量、质量联立方程得到堆芯的流场和压力场分布，迭代直到收敛。

1.3 燃料性能分析子程序

燃料棒性能分析子程序流程为：根据中子学物理堆芯子程序得到的精细功率分布，以及热工水力子通道子程序提供的冷却剂温度、压力、质量流速等条件，计算燃料棒在堆内辐照期间热力学行为，精确计算热力学参数随辐照历史的变化，同时将燃料温度分布反馈给均匀化少群截面子程序更新截面。燃料棒性能分析子程序主要包括热学模型、力学模型、裂变气体释放模型等，热学模型基本公式为圆柱径向热传导方程^[2]。

2 CTSS 接口简介

CTSS 接口通过输出和读取数据，实现各模块间耦合数据的传递。接口数据采用文本形式进行输入和输出。

2.1 中子学物理子程序接口

输出接口函数为 POWEROUT.F 输出文件为 POWER.BIN，输出形式为依次输出每个节块的实际功率。输入接口函数为 READ_RHO_TF，从 MODD.BIN 文件中读入冷却剂密度和温度；从 FT.BIN 文件读取燃料温度。

2.2 热工水力子程序接口

输出接口函数为 outctss 输出文件为 ctss.out，输出形式为依次输出冷却剂温度、表面换热系数、冷却剂密度、壁面温度。稳态输入接口函数为 Int3DpowerC，从 POWER.BIN 文件中读入燃料棒功率；瞬态输入接口函数为 Int3DpowerC，从 fupac_qs.txt 文件读取燃料棒表面热流密度。

2.3 燃料性能子程序接口

输出接口函数为 Out_to_corthnack，输出文件为 fupac_to_corthnack.txt，输出形式为依次输出壁面温度、表面热流密度。输入接口函数为 CORTH_NACK_READ，从 POWER-TEMP.BIN 文件中读入燃料棒功率、冷却剂温度、表面换热系数。

2.4 不同尺度数据转换接口

堆芯与燃料棒结果转化接口将物理模块计算得到的堆芯功率分布以及热工模块计算得到的堆芯冷却剂温度分布处理成燃料性能分析模块需要的按燃料棒输出的功率和冷却剂温度；将燃料性

能分析模块输出的单根棒的表面热流密度、燃料温度组合成物理和热工计算所需的堆芯整体参数。

堆芯与燃料棒结果转化接口包括 CORE2ASS 和 ASS2CORE2 个函数,根据读取的关键字来确定调用哪个参数,当关键字为“C2A”时,调用 CORE2ASS 将堆芯功率、冷却剂温度分解成多个燃料棒的参数;当关键字为“A2C”时,调用 ASS2CORE 将多个燃料棒的表面热流密度、燃料温度组合成堆芯参数。

3 CTSS 性能验证

CTSS 考虑了物理、热工、燃料 3 个部分的耦合,特别是独立的燃料性能分析模块 FUPAC。而目前常见的耦合程序通常在热工程序中实现燃料导热计算,导热计算所需的热物性参数需要预先确定。同时已有的基准问题燃料热物性也是作为计算输入提供的。

由于缺乏实测数据,采用程序间对比的方式进行验证。对比程序为 PARCS^[3]、RNCC^[4],这些程序燃料热物性参数需要预先输入。本验证项包括临界硼浓度、堆芯功率分布、冷却剂密度分布、燃料有效温度分布等。

3.1 验证例题与程序设置

验证例题采用典型压水堆基准问题 NEACRP-L-335^[5]。该问题设:堆芯装载 157 盒燃料组件,组件边长为 21.606 cm,轴向活性区高 367.3 cm,额定满功率为 2775 MW,调硼临界。基准问题共有 2 类 6 个问题(A1、A2、B1、B2、C1、C2),其中,A1、B1、C1 为热态零功率,A2、B2 和 C2 为热态满功率,A、B、C 之间的差别在初始棒位不同。选择 A1~A2 问题对 CTSS 程序进行验证。

A1~A2 问题计算 1/4 堆芯,物理模块组件径向划分为 2×2,轴向网格划分为 28 个节块,从低至顶依次为 30.0、7.7、11.0、15.0(21 层)、12.8(2 层)、8.0、30.0 cm;堆芯子通道划分径向与物理模块一致,PARCS、CTSS 的热工模块轴向划分与物理模块一致,RNCC 的热工模块轴向均匀划分为 40 段。

为保证验证的一致性,3 个程序均采用基准问题提供的截面库,且采用统一的燃料密度、导

热率计算关系式。

3.2 稳态验证结果

通过验证结果对比(表 1)可得,对热态零功率问题,CTSS 的临界硼浓度计算结果与 PARCS 偏差为 1×10^{-6} ,与 RNCC 偏差在 3×10^{-6} 以内。

表 1 临界硼浓度比较 10^{-6}
Table 1 Comparison of Critical Boron Concentration 10^{-6}

程序	A1	A2
PARCS	561	1157
RNCC	559	1154
CTSS	562	1160

以 PARCS 作为基准参考程序,比较组件功率的最大相对偏差和均方根(RMS)可得,CTSS 得到的组件功率分布偏差与 RNCC 的相当,偏差较大的 A1 问题,部分原因是对应位置的功率值较小放大了相对误差。CTSS 得到的组件功率分布 RMS 除 A1 问题其余问题均小于 RNCC 程序或与 RNCC 程序相当。CTSS 得到的最大偏差为 1.1%,RNCC 在 0.5% 以内。对于轴向功率,CTSS 在计算热态零功率问题时符合得非常好,计算热态满功率问题时与其他 2 个程序存在一定的偏差。3 维节块功率分布的最大相对偏差大于 0.9。CTSS 得到的最大偏差 3.4%,RNCC 程序 2.0%。其中热态满功率计算偏差较大。

A2 时堆芯相对功率、冷却剂密度、燃料有效温度轴向分布见图 1~图 3。可以看出,CTSS 计算的相对功率和冷却剂密度与 PARCS 和 RNCC 基本一致,但燃料有效温度在功率峰值处偏低,这是由于采用燃料性能分析子程序导致的。

将 PARCS 作为基准参考程序,零功率工况热工参数的偏差本质上只和所用水物性等因素有

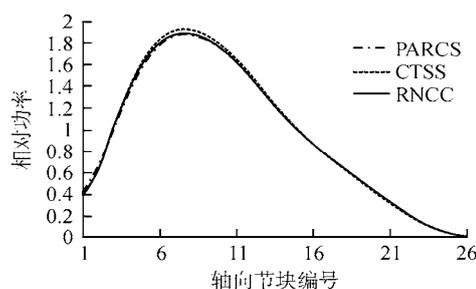


图 1 相对功率分布比较

Fig. 1 Comparison of Relative Power Distribution

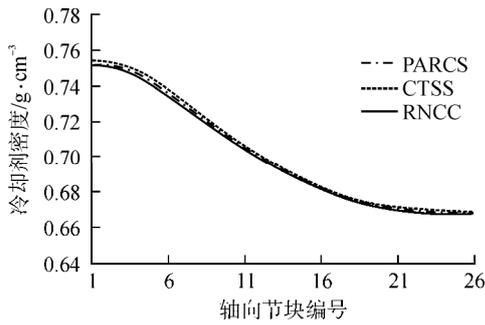


图2 冷却剂密度分布比较

Fig. 2 Comparison of Coolant Density

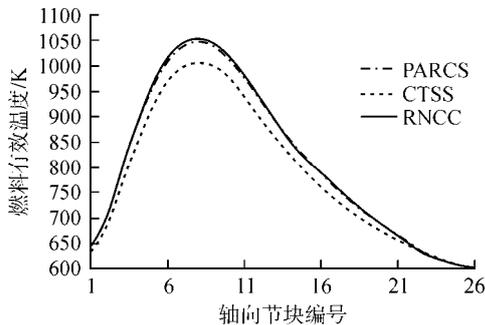


图3 燃料有效温度分布比较

Fig. 3 Comparison of Fuel Doppler Temperature

关,类似一个“本底”的偏差。CTSS 的满功率算例轴向结果偏差存在一个明显的增加, RNCC 的变化不大。CTSS 与 RNCC 的径向结果相当。由于 PARCS 无法输出三维的热工参数分布, 三维节块的比较未进行。如图 2 所示, 组件平均冷却剂密度分布 CTSS 和 RNCC 的最大偏差分别为 0.17%、0.14%。

相对于 PARCS 的结果, CTSS 和 RNCC 计算的平均燃料有效温度和轴向燃料有效温度最大偏差分别为 1.7%、0.65%。CTSS 计算的燃料有效温度比 PARCS 和 RNCC 偏小。

3.3 瞬态验证结果

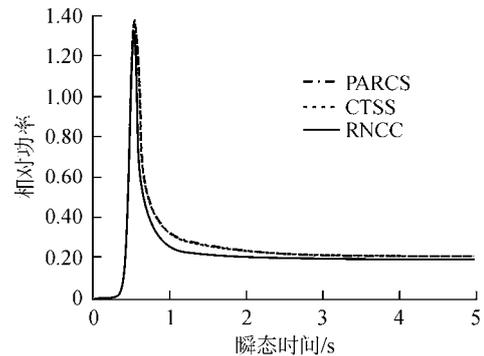
CTSS 瞬态计算的结果比较见表 2。P 为堆芯总功率, P* (P*=P/2775 MW) 为相对全堆功率, P_{max} 为 P* 的最大值, t_{max} 为 P 最大时的时间, P₅ 为瞬态第 5 s 时的 P*, T_D 为瞬态第 5 s 时的全堆平均 Doppler 温度, T_c 为瞬态第 5 s 时的最大节块中心温度。CTSS 的计算结果与参考值、PARCS、RNCC 的计算结果基本一致, 在计算 A1 问题时得到的功率峰值高于其他程序。

图 4 表明, CTSS 计算的瞬态功率变化与 RNCC、CTSS 计算的瞬态功率变化基本一致。在

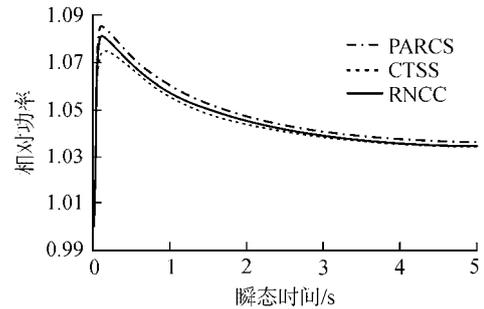
表 2 瞬态工况结果比较

Table 2 Comparison of Transient Results

工况	程序	P _{max}	t _{max} /s	P ₅	T _D /	T _c /
A1	参考值	1.2678	0.538	0.197	324.9	679.3
	RNCC	1.324	0.540	0.198	325.8	688.8
	PARCS	1.258	0.545	0.199	325.5	685.8
	CTSS	1.372	0.557	0.210	326.6	687.5
A2	参考值	1.08	0.100	1.035	554.6	1691.8
	RNCC	1.08	0.095	1.036	558.5	1741.1
	PARCS	1.09	0.095	1.036	555.7	1694.5
	CTSS	1.08	0.105	1.035	552.6	1677.9



a A1 问题



b A2 问题

图 4 功率时变曲线

Fig. 4 Power Transient Curve

发生弹棒事故后, 功率首先由预控制棒弹出引入的正反应性剧烈上升, 然后在慢化剂密度和多普勒温度的负反馈效应下下降, 最后趋于平稳。图 5 表明, CTSS 计算的燃料中心温度低于其他 2 个程序, 说明采用燃料性能模块替代简化的燃料模型是耦合分析的发展方向。图 6 表明, 不同程序计算的冷却剂密度相差不大。

4 结论

临界硼浓度与 PARCS 计算得到的偏差在 ±5 × 10⁻⁶ 以内, 组件功率 (大于 0.9) 最大相对偏差 1.1%, 轴向功率 (大于 0.9) 最大相对偏差 2.1%, 节块功率 (大于 0.9) 最大相对偏差 3.4%, 组件

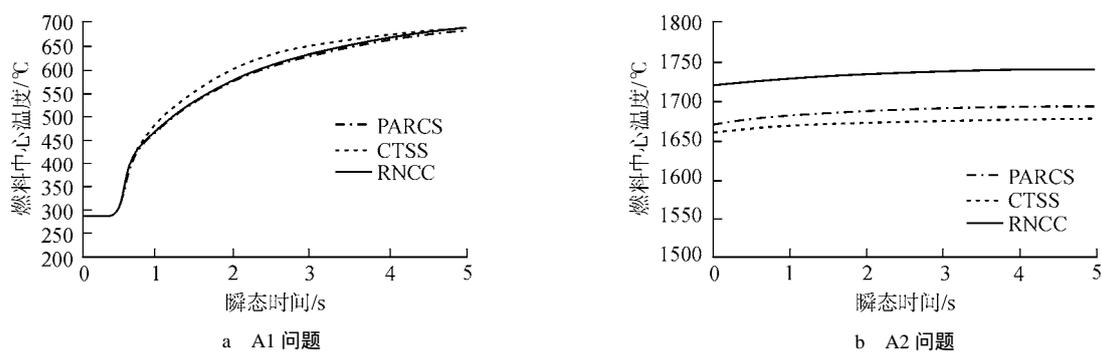


图 5 燃料中心温度时变曲线
Fig. 5 Fuel Center Temperature Transient Curve

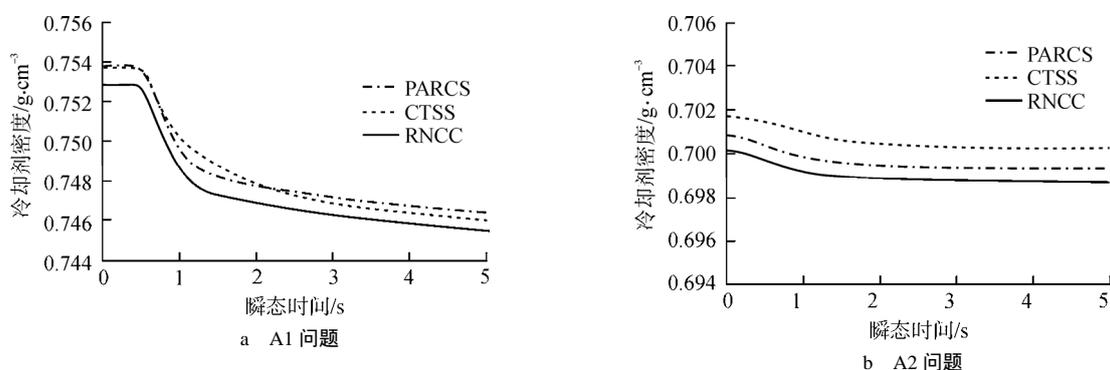


图 6 冷却剂平均密度时变曲线
Fig. 6 Coolant Average Density Transient Curve

平均冷却剂密度最大相对偏差 0.2%，组件平均燃料有效温度最大相对偏差 1.7%。总体符合较好，特别是零功率算例。CTSS 实现了堆芯物理、热工、燃料等专业的耦合，解决了不同模块计算尺度之间的对应问题。通过 NEACRP-L-335 压水堆基准问题验证计算，表明 CTSS 的计算结果与国际基准程序 PARCS 的计算结果总体符合较好。

参考文献：

[1] 刘伟. CORTH V2.0软件理论手册[R]. 中国核动力研究设计院, 2015.

- [2] 涂晓兰. 燃料性能分析软件FUPAC中燃料棒径向功率密度分布模型研发[J]. 核动力工程, 2014, 35(s2): 197-199.
- [3] PARCS Workshop. Nuclear power plant simulation with coupled neutronics/thermal-hydraulics codes//PHYSOR 2010[R]. Pittsburgh, Pennsylvania, USA: American Nuclear Society, 2010.
- [4] 赵文博. 瞬态节块格林函数方法及其与热工-水力耦合研究[D]. 北京: 清华大学, 博士学位论文, 2012.
- [5] Herbert Finnemann. NEACRP 3-D LWR transient benchmark [M]. Erlangen, Germany, 1991.

(责任编辑：王中强)