

The Research of Method for Core On-Line Monitoring

Xin Zhang

Heilongjiang Electric Power Research Institute, Harbin Heilongjiang
Email: heprizhangxin@163.com

Received: Aug. 28th, 2017; accepted: Sep. 11th, 2017; published: Sep. 18th, 2017

Abstract

Because of the lack of detectors placed in the reactor core, the reactor operators cannot monitor some important core operation parameters on line, such as the maximum cladding surface temperature, the maximum fuel pellet center and MDNBR. On-line monitoring those parameters can help the operator to know the status of reactor core better and improve the operate safety. In this paper, the reactor physics real-time simulation program REMARK and the thermal hydraulic real-time simulation program THEATRe are coupled on the GSE simulation platform to simulate the Qinshan Phase I reactor. The operation data of simulator are used as boundary conditions of coupling codes. The results show that the values are in good agreement with the actual situation and can fully meet the requirements of real-time computing.

Keywords

Real-Time Simulation, On-Line Monitoring, Codes Coupling

核反应堆堆芯在线监测方法研究

张欣

黑龙江省电力科学研究院, 黑龙江 哈尔滨
Email: heprizhangxin@163.com

收稿日期: 2017年8月28日; 录用日期: 2017年9月11日; 发布日期: 2017年9月18日

摘要

堆芯内布置的探测器数量通常非常有限, 因此堆芯内很多运行参数无法在线监测, 比如燃料包壳表面温

度, 燃料芯块中心温度, DNBR等, 对这些安全性指标进行在线监测及分析可以辅助操作员更好的了解整个堆芯运行状态, 提高反应堆运行安全性。本论文以秦山一期反应堆为研究对象, 利用THEATRe程序对反应堆热工水力部分进行仿真, 通过REMARK程序对反应堆堆芯物理部分进行仿真, 然后在GSE仿真平台上对两个程序进行耦合, 实现对反应堆堆芯物理、热工的反馈计算, 并在此基础上以秦山一期核电站仿真机数据作为边界和输入条件对秦山一期核电站进行实时计算, 以实现耦合仿真程序实现对堆芯安全性参数的在线监测。

关键词

实时仿真, 在线监测, 程序耦合

Copyright © 2017 by author and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

随着 2011 年日本福岛核事故的发生, 核安全问题受到了人们越来越多的关注, 确保核电站的安全运行成为核电发展的关键。在机组运行中反应堆堆芯内部功率分布、温度场分布以及 MDNBR 的大小及位置是反应堆安全运行的重要参数, 燃料元件超温是核反应堆运行安全的重大威胁之一, 不大的超温, 尽管不会发生严重的核安全事故, 但对燃料元件包壳材料产生热损伤, 多次累积有可能造成寿命损耗[1]。但是由于受到测点安装条件的限制, 堆芯中相关测点数量非常有限, 只能监测到为数不多的重要位置点的数据, 不能全局观测堆芯温度分布, 存在很大的监测盲区。随着计算机水平和堆芯计算模型的发展, 许多的堆芯计算程序被开发出来用于计算反应堆堆芯运行参数, 使反应堆操纵员能够在运行过程中实时监测反应堆堆芯各关键运行参数的分布以及变化趋势, 便于其更好的了解堆芯运行状态, 具有代表性的便是西屋公司开发的 BEACON 系统, 其能够根据堆芯内探测器数据重构堆芯功率分布, 实时计算停堆裕度, 但其完成单次计算需要数秒时间, 难以在瞬态过程中实时跟踪反应堆的实际运行过程[2] [3] [4]。

为了能在反应堆瞬态过程中及时跟踪其运行状态, 并在线计算堆芯运行参数, 本文利用实时仿真程序 REMARK 和 THEATRe 分别对秦山一期核电站的反应堆堆芯物理部分及反应堆热工水力部分进行仿真计算, 然后在 GSE 仿真平台上对两个程序进行耦合, 实现对反应堆堆芯物理、热工的反馈计算。之后在此基础上使用秦山一期核电站仿真机在不同运行工况下的数据对反应堆内部的功率分布、燃料及包壳温度场分布、MDNBR 等参数进行在线计算, 结果表明耦合程序能够在稳态及瞬态工况下快速、实时、准确地计算堆芯安全性参数, 能够用于堆芯参数在线计算、监测的目的。

2. 耦合仿真模型简介

因为实际电站数据较难获取, 本文以秦山核电站全范围仿真机代替实际电站为耦合程序提供运行数据作为边界条件, 耦合程序在线计算流程如图 1 所示, REMARK 程序根据仿真机提供的控制棒棒位及硼酸溶液浓度计算堆芯三维功率分布, 然后将功率分布数据传递给 THEATRe 程序, THEATRe 程序结合仿真机提供的堆芯进口流量、温度及堆芯出口压力数据计算堆芯热工水力参数, 之后再 THEATRe 程序计算出的冷却剂温度以及燃料的平均温度数据传递给 REMARK 程序对应的节点计算功率分布, 从而完成堆芯物理-热工耦合计算。具体流程图如图 1 所示。

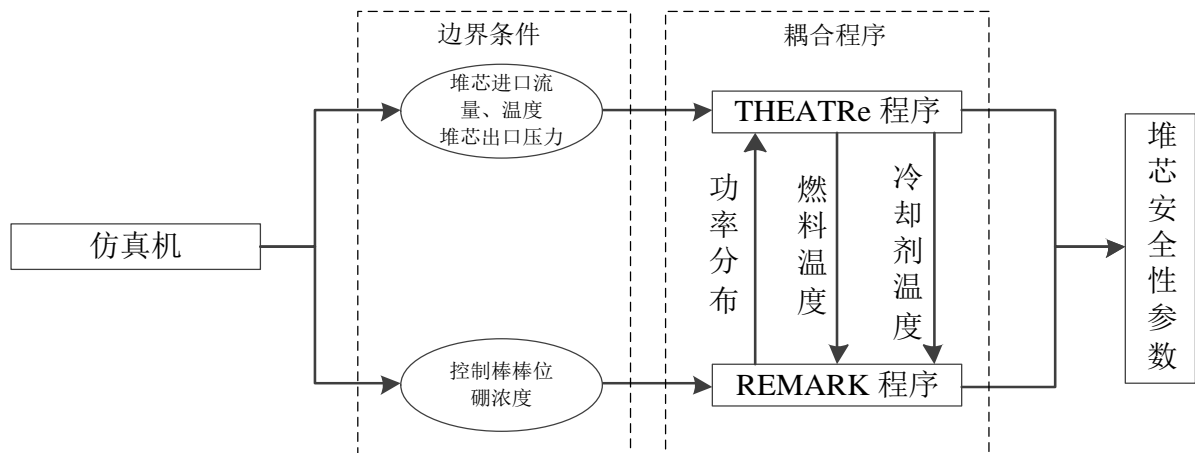


Figure 1. Flow chart of coupling codes

图 1. 耦合程序计算流程图

3. 堆芯物理仿真

REMARK 是美国 GSE 公司开发的堆芯物理仿真程序, REMARK 程序将中子划分为快群和热群两个能群, 将缓发中子分为 6 组, 将 U-235、U-238、Pu-239 的衰变热量分成 23 组, 能够对中子的通量和功率分布进行精确仿真[5]。

REMARK 仿真程序中的使用的两群中子扩散模型可由式(2-1)~(2-3)表示:

$$\begin{aligned} \frac{1}{v_1} \frac{\partial \Phi_1(r,t)}{\partial t} = & \nabla D_1(r,t) \nabla \Phi_1(r,t) - \Sigma_{a1}(r,t) \Phi_1(r,t) - \Sigma_{12}(r,t) \Phi_1(r,t) \\ & + (1-\beta) v_1 \Sigma_{f1}(r,t) \Phi_1(r,t) + (1-\beta) v_2 \Sigma_{f2}(r,t) \Phi_2(r,t) \\ & + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(r,t) + S(r,t) \end{aligned} \quad (2-1)$$

$$\frac{1}{v_2} \frac{\partial \Phi_2(r,t)}{\partial t} = \nabla D_2(r,t) \nabla \Phi_2(r,t) - \Sigma_{a2}(r,t) \Phi_2(r,t) + \Sigma_{12}(r,t) \Phi_1(r,t) \quad (2-2)$$

$$\frac{\partial C_i(r,t)}{\partial t} = -\lambda_i C_i(r,t) + \beta_i [v_1 \Sigma_{f1}(r,t) \Phi_1(r,t) + v_2 \Sigma_{f2}(r,t) \Phi_2(r,t)] \quad (2-3)$$

式中, ϕ_1, ϕ_2 : 快中子、热中子通量密度, $1/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$;

D_1, D_2 : 快中子、热中子扩散系数, cm;

Σ_{a1}, Σ_{a2} : 快中子、热中子吸收截面, cm^{-1} ;

Σ_{f1}, Σ_{f2} : 快中子、热中子裂变截面, cm^{-1} ;

Σ_{12} : 快中子转移截面, cm^{-1} ;

C_i : 缓发中子先驱核浓度, $i=1,2,\dots,6$, cm^{-3} ;

λ_i : 缓发中子先驱核衰变系数, s^{-1} ;

β_i : 有效缓发中子份额, $i=1,2,\dots,6$;

S : 外加中子源, $1/(\text{cm}^3 \cdot \text{s})$;

ν_1, ν_2 : 快中子、热中子引起裂变时释放的平均中子数

v_1, v_2 : 快中子、热中子速度, cm/s。

考虑到计算精度及速度，本文中 REMARK 程序在堆芯径向上以每一个燃料组件为一个节点，在轴向上均匀划分 10 个节点，共划分出 1210 个节块。堆芯节块划分示意图如图 2 所示。为了计算方便，在计算过程中认为每个节块中的各个参数都是均匀的、相等的，且泄漏项只向每个节块周围相邻的 6 个节块中泄漏。

4. 热工水力仿真

THEATRe 程序是美国 GSE 公司开发的冷却剂系统热工水力仿真程序，其仿真模型采用含有 5 个基本场方程和 1 个漂移通量关系式的“漂移通量”模型[6]。并在吸收同类程序优点的基础上进行改进，从而提高了运算速度，可以对仿真对象进行实时仿真。其基本场方程和漂移通量方程如下所示。

1) 不可凝气体质量守恒:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha_g \rho_g X_g) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_g \rho_g v_g X_n A) = \frac{\delta S_n}{A} \quad (2-4)$$

2) 蒸汽质量守恒:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha_g \rho_g) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_g \rho_g v_g A) = \Gamma + \frac{\delta S_n}{A} \quad (2-5)$$

3) 液体质量守恒:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha_f \rho_f) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_f \rho_f v_f A) = -\Gamma + \frac{\delta S_n}{A} \quad (2-6)$$

4) 蒸汽能量守恒:

$$\begin{aligned} & \frac{\partial}{\partial t}(\alpha_g \rho_g u_g) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_g \rho_g u_g v_g A) + P \frac{\partial \alpha_g}{\partial t} + \frac{P}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_g v_g A) \\ & = q_{wg} + q_{ig} + (\Gamma - \Gamma_w) h_g^* + \Gamma_w h_w^* + DISS_g + \frac{\delta S_{gQ}}{A} \end{aligned} \quad (2-7)$$

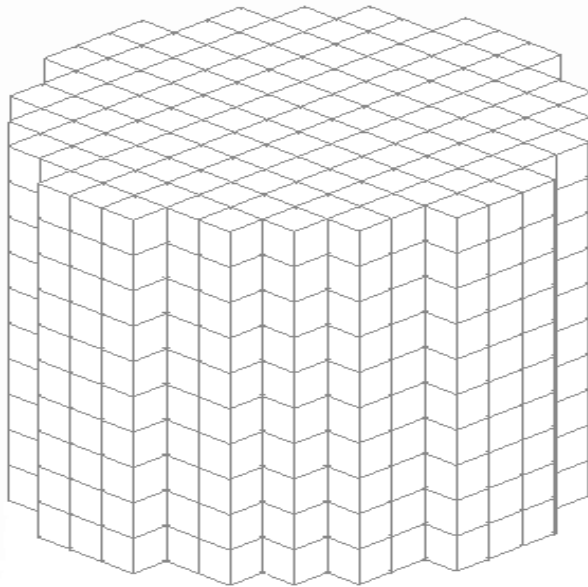


Figure 2. Core nodes division diagram
图 2. 堆芯节块划分示意图

5) 液体能量守恒:

$$\begin{aligned} & \frac{\partial}{\partial t}(\alpha_f \rho_f u_f) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_f \rho_f u_f v_f A) + P \frac{\partial \alpha_f}{\partial t} + \frac{P}{A} \frac{\partial}{\partial x}(\alpha_f v_f A) \\ & = q_{wf} + q_{if} + (\Gamma - \Gamma_w) h_f^* + \Gamma_w h_f^s + DISS_f + \frac{\delta S_{f0}}{A} \end{aligned} \quad (2-8)$$

6) 混合物(和形式)动量守恒方程:

$$\begin{aligned} & \alpha_g \rho_g \frac{\partial v_g}{\partial t} - \alpha_f \rho_f \frac{\partial v_f}{\partial t} + 1/2 \alpha_g \rho_g \frac{\partial v_g^2}{\partial x} + 1/2 \alpha_f \rho_f \frac{\partial v_f^2}{\partial x} \\ & = \frac{\partial P}{\partial x} + \rho B_x - \alpha_g \rho_g v_g F_{WG} - \alpha_f \rho_f v_f F_{WF} - \Gamma(v_g - v_f) + \delta \Delta P_p + \delta S_v \end{aligned} \quad (2-9)$$

7) 漂移通量方程:

$$(1 - \alpha_g C_0) v_g - \alpha_f C_0 v_f = v_{gi} (1 - \alpha) \quad (2-10)$$

以上 7 个方程中含有 7 个独立变量: 压力(P)、气体和液体的内能(u_f 和 u_g)、空泡份额(α_g)、气相和液相的速度(v_g 和 v_f)、不可凝气体质量分数(X_n)。求解以上 7 个方程需要各种封闭关系式, 以计算相界面上热量和质量的交换(h_{if} 和 Γ)、各相与流道壁之间的热交换(q_{ig} 和 Γ_w)、壁面摩擦(F_w)、壁面能量耗散($DISS_f$)、分布参数(C_0)以及漂移速度(v_{gi})。

应用 THEATRe 程序进行热工水力仿真首先需要仿真对象的结构进行适当的简化、近似并划分节点, 为了保证计算的实时性与准确性, 本文将整个反应堆划分为 150 个节点, 如图 2 所示。其中堆芯 140 个节点, (因为空间所限, 并未将堆芯所有节点列出)。考虑到堆芯进口冷却剂流量的分布, 本文中堆芯径向划分了 14 个节点, 组件径向划分区域示意图如图 3 所示, 将堆芯轴向均匀划分了 10 个节点, 堆芯径向节点划分示意图如图 4 所示。

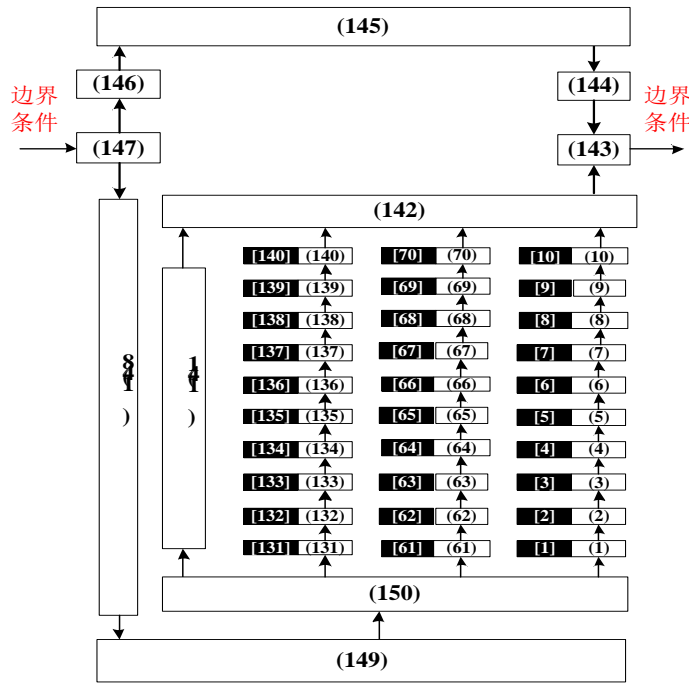


Figure 3. THEATRe core node division diagram
图3. 堆芯节点划分示意图

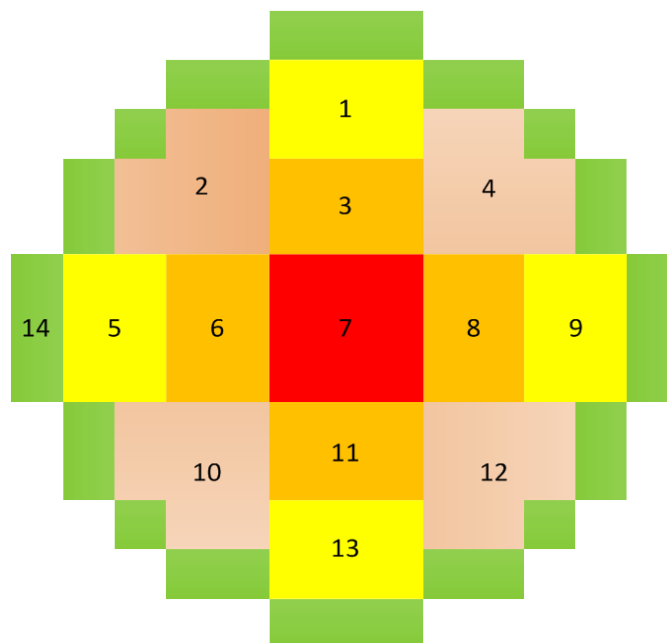


Figure 4. Core radial node division diagram
图4. 堆芯分区

THEATRe 程序的进口边界条件为进口流量及比焓, 出口边界条件为压力, 两个边界条件在稳态和瞬态的工况的数据均由仿真机提供。

5. 计算结果及验证

为了验证本文耦合程序能够在反应堆运行过程中对堆芯重要运行参数进行实时在线计算, 两程序分别都使用 0.0325s 时间步长对仿真对象进行计算, 并使用稳态运行工况和瞬态运行工况计算结果进行验证。

5.1. 稳态工况验证

本文选择核电厂第一循环寿期末满功率运行工况作为稳态工况对程序进行验证。考虑到堆芯功率分布的对称性, 本文取 1/8 堆芯进行对比。堆芯径向及轴向归一化功率分布对比如图 5 和图 6 所示。

耦合程序的堆芯热工水力参数计算值与文献[7]中提供的参考值对比情况如表 1 所示。

从以上的图表中可以看出, 耦合程序能够较为精确地计算反应堆堆芯功率分布以及重要的热工水力参数, 而主要参数的计算误差均小于 2%, 说明在 0.03215 秒的时间步长下, 该耦合程序的计算结果能够符合对堆芯进行在线监测的要求。

5.2. 瞬态工况

本文选择核电厂第一循环寿期末反应堆由满功率降低到 80% 功率的运行工况作为瞬态工况对耦合程序进行验证。堆芯功率变化至 80% 功率后堆芯径向及轴向功率分布与参考值的对比如图 7 和图 8 所示。堆芯燃料中心最高温度, 燃料包壳表面最高温度, MDNBR 变化趋势如图 9 所示。

由图 6 可看出在反应堆寿期末, 由于除控制棒组外, 大部分控制棒都已经提出堆芯外, 而且功率控制棒组棒位较高, 因此在堆芯底部将形成一个中子通量密度的峰值, 这使得堆芯下半部的功率比堆芯上半部的功率高。当汽轮机组降负荷时, 控制棒逐渐下插, 这一现象会更加明显, 伴随功率下降, 燃料中心最高温度由 1236℃ 下降至 1031℃, 包壳表面最高温度由 347.8℃ 下降至 336.2℃, MDNBR 由 2.91

0.986	参考值			
0.978	计算值			
0.801%	相对偏差			
1.125	1.070			
1.112	1.059			
1.205%	1.112%			
1.085	1.206	1.028		
1.077	1.192	1.019		
0.783%	1.136%	0.885%		
1.226	1.105	1.177	1.045	
1.227	1.099	1.166	1.046	
0.946%	0.534%	0.960%	0.086%	
1.103	1.177	1.027	1.020	0.674
1.101	1.172	1.028	1.033	0.684
0.254%	0.408%	0.175%	1.304%	1.513%
1.091	1.046	0.866	0.633	
1.098	1.055	0.847	0.643	
0.696%	0.918%	2.228%	1.611%	
0.795	0.630			
0.803	0.642			
1.069%	1.936%			

Figure 5. Comparison of core radial power distribution
图 5. 稳态工况下堆芯径向功率分布对比图

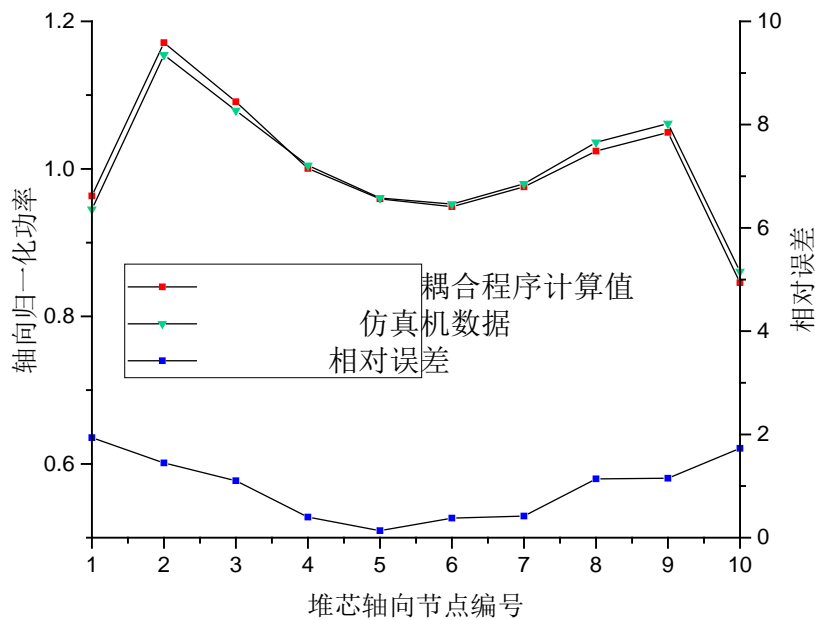


Figure 6. Comparison of core axial power distribution
图 6. 稳态工况下堆芯轴向功率分布对比图

0.876	参考值			
0.869	计算值			
0.762%	相对偏差			
1.078	1.033			
1.081	1.037			
0.315%	0.426%			
1.061	1.167	0.921		
1.063	1.169	0.915		
0.170%	0.206%	0.662%		
1.223	1.099	1.155	1.048	
1.229	1.102	1.160	1.047	
0.507%	0.246%	0.467%	0.057%	
1.120	1.192	1.039	1.044	0.691
1.124	1.197	1.040	1.038	0.686
0.339%	0.344%	0.115%	0.565%	0.781%
1.125	1.079	0.878	0.647	
1.122	1.074	0.884	0.646	
0.248%	0.408%	0.638%	0.293%	
0.822	0.653			
0.821	0.650			
0.109%	0.612%			

Figure 7. Comparison of core radial power distribution at 80% full power
图 7. 80%功率工况堆芯径向功率分布

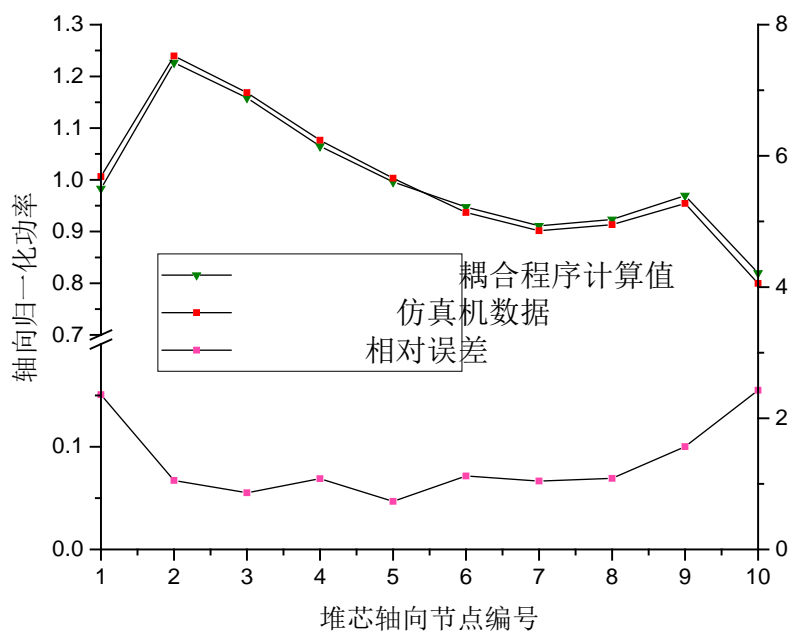


Figure 8. Comparison of core axial power distribution at 80% full power
图 8. 80%功率工况下堆芯轴向功率分布

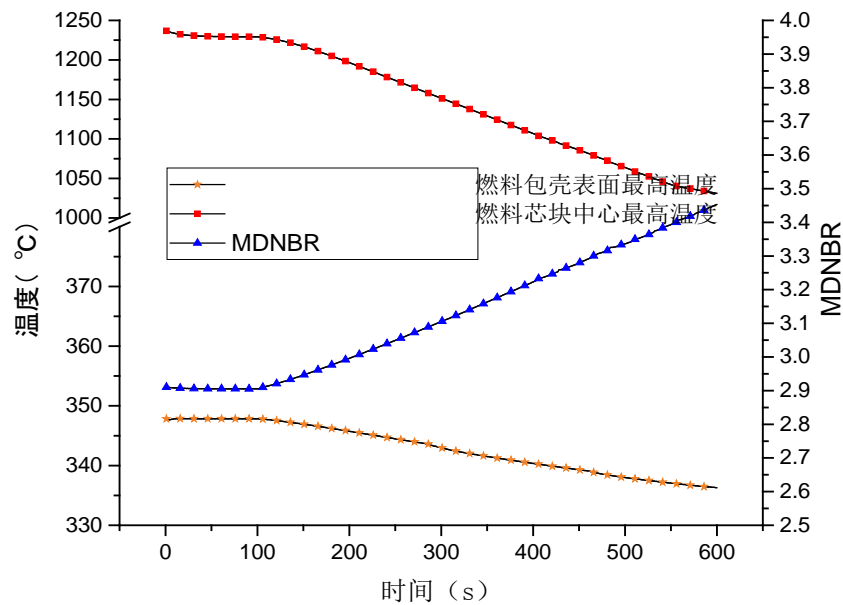


Figure 9. Variation trend of thermal hydraulic parameters

图 9. 堆芯热工水力参数变化趋势图

Table 1. The comparison of the hydrodynamic parameters and the reference value in the steady state condition

表 1. 稳态工况热工水力参数计算值与参考值对比

项目	耦合程序计算值	参考值	相对误差/%
燃料中心最高温度/°C	1540.65	1504.00	2.43
燃料包壳最高温度/°C	350.08	347.54	0.73
冷却剂最高温度/°C	317.54	316.46	1.08
核功率/MW	966.12	966	0.12
MDNBR	2.19	2.16	1.38

增大至 3.45。整个降功率过程，各冷却剂参数变化始终满足热工安全准则，由此可知，在堆芯变工况运行时，耦合程序的计算结果符合实际。

根据以上计算结果可以得出，耦合程序能够根据堆芯进、出口的边界条件准确的计算堆芯在运行过程中的燃料、包壳最高温度以及 MDNBR 重要监测参数的数值大小，并且能够通过耦合程序的实时计算跟踪堆芯的瞬态运行过程，在线准确计算堆芯监测参数的变化趋势。通过将这与反应堆安全运行息息相关的堆芯参数实时计算并反馈给操纵员，能够使操纵员更加全面、直观的了解反应堆当前的运行状态，还可以根据监测参数的数值大小及其变化趋势对反应堆运行进行适当调整，使运行参数在偏离正常范围的最初阶段便得到调整，从而提高反应堆的运行安全性。

6. 结论

本文以秦山一期核电工程作为仿真对象，应用 REMARK 程序和 THEATRe 程序对反应堆堆芯物理及热工水力部分进行仿真，并使用仿真机数据作为边界条件在线计算堆芯安全系参数，通过稳态工况和降

功率工况瞬态工况进行验证, 该耦合程序能够在实时计算的基础上稳定、准确的计算堆芯安全性参数及其瞬态变化趋势, 能够实现堆芯安全性在线监测的基本功能。该程序可以与核电厂现有的操纵员运行支持系统相结合, 帮助操纵员更好的了解堆芯的运行状态, 减轻操纵员的运行操纵压力, 提高运行安全性。

参考文献 (References)

- [1] 李富, 周旭华, 王登营, 郭炯, 罗征培. 采用堆芯外探测器监测堆内功率分布[J]. 核动力工程, 2010, 31(2): 92.
- [2] Beard, C.L., Morita, T., *et al.* (1988) Core Power Distribution Methodology in the BEACON PWR Core Monitoring System. *Proceedings of the 1988 ANS International Reactor. Physics Conference*, Jackson Hole, September 1988, IV.175-IV.183.
- [3] Banda, L.A. and Bollacasa, D. (1991) Evolution of Core Power Monitoring Systems at ABB Combustion Engineering Nuclear Power. *Proceedings of a Specialists' Meeting on In-Core Instrumentation and Reactor Core Assessment*. OECD NEA, USA.
- [4] Vegh, J., Pos, I., Horvath, C., Kalya, Z. and Parko, T. (2015) An Enhanced Reactor Analysis Tool Applied for Continuous Core Parameter Monitoring at Paks NPPJ. *Nuclear Engineering and Design*, **292**, 262-264.
- [5] 周琴. 堆芯安全性在线分析[D]: [硕士学位论文]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2014.
- [6] GSE (2003) GSE.THEATRe TM User Guide.2003:2P.
- [7] 欧阳予. 秦山核电工程[M]. 北京: 原子能出版社, 2000: 60-68.

知网检索的两种方式:

1. 打开知网页面 <http://kns.cnki.net/kns/brief/result.aspx?dbPrefix=WWJD>
下拉列表框选择: [ISSN], 输入期刊 ISSN: 2332-7111, 即可查询
2. 打开知网首页 <http://cnki.net/>
左侧“国际文献总库”进入, 输入文章标题, 即可查询

投稿请点击: <http://www.hanspub.org/Submission.aspx>

期刊邮箱: nst@hanspub.org