

压水堆核电厂负荷跟踪建模与控制方法研究

陈登科¹, 张大发¹, 张耀¹, 江玮²

(1. 海军工程大学 船舶与动力学院, 湖北 武汉 430033; 2. 海军海洋水文气象中心, 北京 100161)

摘要: 压水堆核电厂负荷跟踪模式能够有效协调机组产能与电网需求, 延长燃料的循环寿期, 提高机组运行的经济性能。反应堆系统具有高度复杂、非线性、时变等特点。通过合理简化, 建立了反应堆系统集总参数模型, 设计了负荷跟踪控制策略。引入负荷阶跃变化扰动和线性变化扰动, 对反应堆负荷跟踪控制系统特性进行仿真。结果表明, 控制特性与实际基本一致, 控制系统能够满足负荷跟踪性能要求。

关键词: 压水堆; 核电厂; 负荷跟踪; 建模; 控制

中图分类号: TL36 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931 (2010) S0-0321-04

Study on Modeling and Control Method of Load-Following for PWR Nuclear Power Plant

CHEN Deng-ke¹, ZHANG Da-fa¹, ZHANG Yao¹, JIANG Wei²

(1. College of Naval Architecture and Power, Naval University of Engineering, Wuhan 430033, China;
2. Navy Marine Hydrometeorological Center of Chinese People's Liberation Army, Beijing 100161, China)

Abstract: Load-following model of PWR nuclear power plant (NPP) can correspond with unit product and electric network demand, prolong circle life of fuel and enhance economical performance of unit operation. The characteristic of nuclear reactor is high complex, nonlinearity and time-vary. The nuclear reactor system model of lumped parameter was built based on reasonable reduction, and control strategy of load-following was designed. Under phase step and linearly varying load disturbance, the characteristic of nuclear reactor load-following control system was analyzed. The results show that characteristic of control is consistent with practice, and control system is satisfied with the performance demand of load-following.

Key words: PWR; nuclear power plant; load-following; modeling; control

为贯彻我国“积极推进核电建设”的电力发展基本方针, 到 2020 年, 核电运行装机容量可达到 4 000 万 kW, 在建核电容量保持约 1 800 万 kW^[1]。随着核电事业的发展, 核发电量在我国总发电量中的比例逐渐提高。从核电运行的经济性出发, 需要调节机组的电力生产与电力消耗之间的平衡, 以延长核燃料循环寿期。因而, 各国都在核电厂负荷跟踪方面展开

了大量的研究工作。文献[2-3]介绍了美国 20 世纪 70 年代在负荷跟踪方面所进行的工作。伊朗的 Mehrdad 等^[4]将人工神经网络方法运用到负荷跟踪控制, 取得了很好的效果。我国学者也进行了卓有成效的研究, 赵福宇等^[5-7]对负荷跟踪优化控制、智能控制进行了系统研究, 文献[8]将三维功率分布控制方法运用到 200 MW 供热堆的负荷跟踪控制, 该方法对总功率水平以及

收稿日期: 2010-04-29; 修回日期: 2010-08-10

基金项目: 中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术国家级重点实验室基金资助项目 (ZDSY-ZSYX-08-12-01)

作者简介: 陈登科 (1982—), 男, 湖北公安人, 博士研究生, 核能科学与工程专业

功率分布都有很好的控制效果。

反应堆系统在负荷跟踪过程中是一复杂的、非线性时变对象。数学模型考虑的环节多、阶数较高,难以对其仿真研究。本着简单、便于仿真计算又能反映系统特性的原则,建立了反应堆负荷跟踪控制系统集总参数模型,并对压水堆负荷跟踪控制方法进行仿真研究。

1 压水堆模型

1.1 堆芯模型

1) 堆芯中子动力学模型

堆芯中子动力学模型用1组等效缓发中子组^[9]近似表示:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{l} n(t) + \lambda c(t) \quad (1)$$

$$\frac{dc(t)}{dt} = \frac{\beta}{l} n(t) - \lambda c(t) \quad (2)$$

其中: $n(t)$ 为反应堆功率, W; $c(t)$ 为缓发中子先驱核可能贡献的相对潜在功率, W; ρ 为反应性; β 为缓发中子份额; λ 为缓发中子先驱核衰变常量, s^{-1} ; l 为瞬发中子一代中子寿命, s。

2) 堆芯燃料及冷却剂温度模型

燃料温度模型^[9-10]为:

$$\mu_f \frac{dT_f(t)}{dt} = n(t) - \Omega_{fc} [T_f(t) - T_c(t)] \quad (3)$$

冷却剂温度模型^[9-10]为:

$$\mu_c \frac{dT_c(t)}{dt} = \Omega_{fc} [T_f(t) - T_c(t)] - \dot{m}_c c_p (T_{co} - T_{ci}) \quad (4)$$

其中: T_f 为燃料平均温度, $^{\circ}\text{C}$; T_{ci} 为冷却剂入口温度, $^{\circ}\text{C}$; T_{co} 为冷却剂出口温度, $^{\circ}\text{C}$; $T_c = (T_{co} + T_{ci}) / 2$ 为冷却剂平均温度, $^{\circ}\text{C}$; $\mu_f = M_f c_f$ 为燃料结构总热容量, $\text{W}\cdot\text{s}/^{\circ}\text{C}$; M_f 为燃料质量, kg; c_f 为燃料比热, $\text{J}/(\text{kg}\cdot^{\circ}\text{C})$; $\mu_c = M_c c_c$ 为冷却剂总热容量, $\text{W}\cdot\text{s}/^{\circ}\text{C}$; M_c 为堆芯冷却剂质量, kg; c_p 为冷却剂比热, $\text{J}/(\text{kg}\cdot^{\circ}\text{C})$; Ω_{fc} 为燃料和冷却剂间的传热系数, $\text{W}/^{\circ}\text{C}$; \dot{m}_c 为冷却剂质量流量, kg/s 。

3) 反应性模型

反应性模型^[9-10]为:

$$\rho(t) = \rho_r(t) + \alpha_r (T_f(t) - T_{r0}) + \alpha_c (T_c(t) - T_{c0}) \quad (5)$$

其中: $\rho_r(t)$ 为控制棒移动引入的反应性; α_r 为燃料反应性温度系数, $^{\circ}\text{C}^{-1}$; α_c 为冷却剂反应性温度系数, $^{\circ}\text{C}^{-1}$; T_{r0} 为初始燃料平均温度,

$^{\circ}\text{C}$; T_{c0} 为初始冷却剂平均温度, $^{\circ}\text{C}$ 。

1.2 蒸汽发生器模型

1) 蒸汽发生器一次侧模型

为简化计算,忽略主管道的散热,一回路中总的热容量仅是一回路内冷却剂和蒸发器传热管两者热容量之和;蒸发器传热管壁的平均温度等于一回路中冷却剂的平均温度。应用集总参数法建立能量平衡方程,可导出一回路冷却剂模型^[10]:

$$(M_{c1} c_p + M_m c_m) \frac{dT_c(t)}{dt} = \dot{m}_c(t) c_p (T_{co}(t) - T_{ci}(t)) - \Omega_{cs} (T_c(t) - T_s(t)) \quad (6)$$

其中: M_{c1} 为回路冷却剂质量, kg; M_m 为蒸汽发生器传热管质量, kg; c_m 为传热管比热, $\text{J}/(\text{kg}\cdot^{\circ}\text{C})$; T_s 为蒸汽发生器二次侧饱和温度, $^{\circ}\text{C}$; Ω_{cs} 为蒸汽发生器一、二次侧的传热系数, $\text{W}/^{\circ}\text{C}$ 。

2) 蒸汽发生器二次侧模型^[10]

$$M_s c_s \frac{dT_s(t)}{dt} = \Omega_{cs} (T_c(t) - T_s(t)) - N(t) \quad (7)$$

其中: M_s 为蒸汽发生器二次侧工质质量, kg; c_s 为蒸汽发生器二次侧工质比热, $\text{J}/(\text{kg}\cdot^{\circ}\text{C})$; N 为机组总负荷, W。

2 反应堆负荷跟踪系统及其控制策略

2.1 反应堆负荷跟踪系统

反应堆负荷跟踪系统,对于电站反应堆系统是指核电机组参与实时的电力生产与电力消耗相平衡的调节,实现调峰运行;对于船舶反应堆系统是指由于船舶机动性能的需要,主机经常变工况运行,需要反应堆功率的跟随。

典型的反应堆负荷跟踪系统如图1所示。

其中: p_s 为出口蒸汽压力, Pa; W_s 为汽轮机进口蒸汽流量, kg/s ; W_f 为蒸发器给水流量, kg/s 。

2.2 反应堆负荷跟踪控制策略

典型压水堆核电厂负荷跟踪控制系统由两部分组成: 1) 冷却剂平均温度调节系统; 2) 汽轮机负荷信号控制的功率控制系统。具体控制策略示于图2。图2中: K_1 为负荷信号放大系数; K_2 为温差信号放大系数; T 为程序定值温度滤波时间常数, s; τ 为积分时间常数, s; n_0 为计算需

求功率。

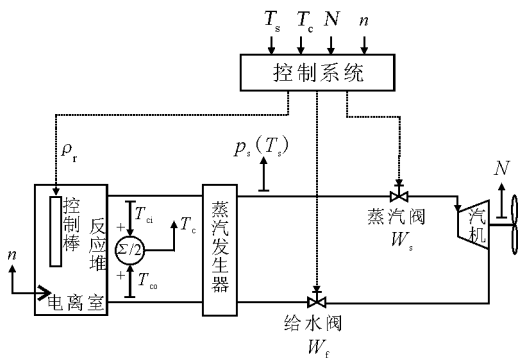


图1 反应堆负荷跟踪系统方框图

Fig. 1 Scheme of nuclear reactor load-following system

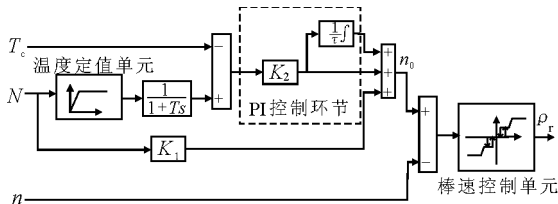


图2 反应堆负荷跟踪控制策略

Fig. 2 Nuclear power reactor load-following control strategy

3 压水堆负荷跟踪控制动态特性分析

3.1 负荷阶跃变化动态特性

考虑压水堆负荷跟踪控制系统对阶跃扰动的响应特性，引入负荷变化规律为：

$$N_r(t) = N_r(0) + \delta \quad (8)$$

其中：\$N_r = N/N_0\$ 为相对负荷；\$N_r(0) = N(0)/N_0\$ 为初始相对负荷，\$N_0\$ 为额定负荷。

图3、4分别示出 \$\delta = -10\%\$ 和 \$\delta = 10\%\$ 时压水堆系统温度变化规律和负荷跟踪曲线。图中蒸汽温度、冷却剂温度、燃料温度分别为动态值与初值的比值，功率为动态值与额定值的比值。由图3、4可见，期望负荷阶跃变化时，温度参数变化平稳，核功率能很快跟踪期望负荷变化，在200s左右稳定跟随。

3.2 负荷线性变化动态特性

考虑压水堆负荷跟踪控制系统对线性扰动的响应特性，引入负荷变化规律为：

$$N_r(t) = \begin{cases} N_r(0) + kt & 0 < t \leq t_a \\ N_r(0) + kt_a & t > t_a \end{cases} \quad (9)$$

图5、6分别示出 \$t_a = 500\$、\$k = -0.02\$ 和 \$t_a = 500\$、\$k = 0.02\$ 时压水堆系统温度变化规律和负荷跟踪曲线。由图5、6可知，期望负荷线性变化阶段，温度参数波动不大，核功率能够快速跟随，在期望负荷恒定阶段，温度参数、核功率趋于稳定。

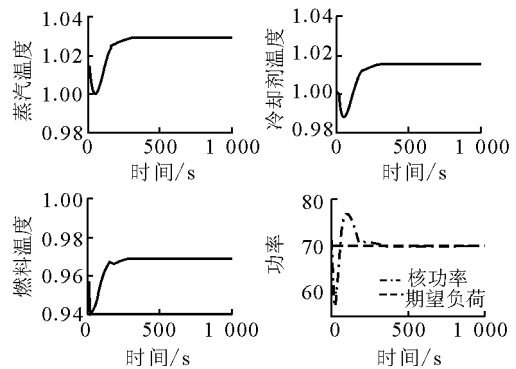


图3 \$\delta = -10\%\$ 时温度参数变化与负荷跟踪曲线

Fig. 3 Temperature change and load-following at \$\delta = -10\%\$

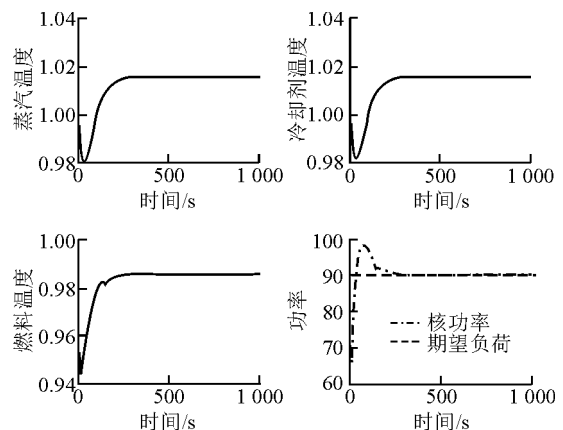


图4 \$\delta = 10\%\$ 时温度参数变化与负荷跟踪曲线图

Fig. 4 Temperature change and load-following at \$\delta = 10\%\$

4 总结与展望

采用集总参数建模方法，通过对压水堆核电站负荷跟踪系统的合理假设与简化，建立了反应堆系统数学模型，并设计了负荷跟踪控制策略。在引入负荷阶跃变化扰动和线性变化扰动的情况下，对反应堆负荷跟踪系统控制特性进行仿真分析。仿真实验表明，所建立模型能够反映实际核电站特性，负荷跟踪控制特性与实际基本一致，设计的控制策略能够满足负荷跟踪性能要求。

反应堆负荷跟踪控制特性直接影响到核电机组运行的安全性和经济性。本课题有待进一

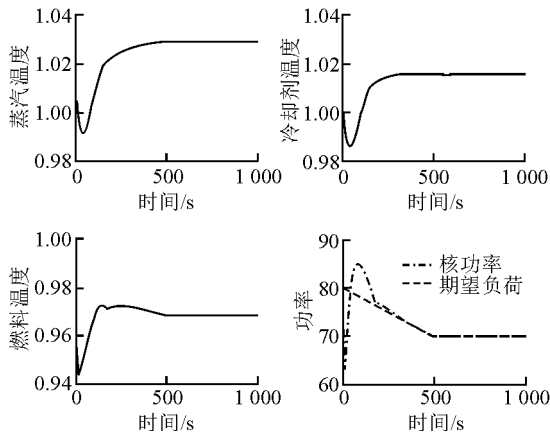


图5 $t_a=500$ 、 $k=-0.02$ 时温度参数变化与负荷跟踪曲线图

Fig. 5 Temperature change and load-following at $t_a=500$, $k=-0.02$

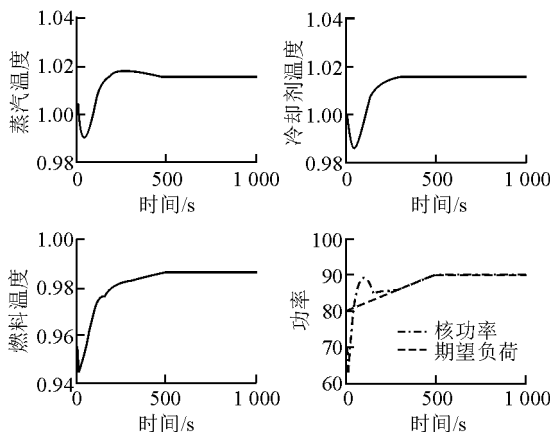


图6 $t_a=500$ 、 $k=0.02$ 时温度参数变化与负荷跟踪曲线图

Fig. 6 Temperature change and load-following at $t_a=500$, $k=0.02$

步深入研究的内容包括以下几点：1) 对反应堆模型有待细化，如将堆芯三维模型运用到控制系统仿真，考虑能量传递过程中的耗损修正等；2) 对负荷跟踪控制策略也有待深入研究，如选择一定优化目标函数（如响应速度、能量波动、经济性能等等）进行优化控制策略设计，将智能控制方法（如遗传算法、神经网络算法等）运用到控制策略研究。

参考文献：

- [1] 王秀清. 世界核电复兴的里程碑——中国核电发展前沿报告[M]. 北京: 科学出版社, 2008: 305-317.
- [2] MEYER C E. Improved load follow strategy for return-to-power capability[J]. Nuclear Technology, 1978, 41: 27-35.
- [3] BACHER P. Grey mode operation helps french PWRs to load follow[J]. Nuclear Engineering International, 1985, 30: 19-21.
- [4] MEHRDAD N K, MOHAMMAD B M, AMIR A S. A neural network controller for load following operation of nuclear reactors[J]. Annals of Nuclear Energy, 2002, 29: 751-760.
- [5] 赵福宇, 周大为. 压水反应堆负荷跟踪的最优控制[J]. 核科学与工程, 2000, 20(3): 282-288. ZHAO Fuyu, ZHOU Dawei. Optimal control of load-following operations in a pressurized water reactor[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2000, 20(3): 282-288(in Chinese).
- [6] 赵福宇, 傅龙舟. 反应堆负荷跟踪中氙瞬态响应的最优控制[J]. 核科学与工程, 1988, 8(4): 293-303. ZHAO Fuyu, FU Longzhou. Optimal control of xenon transient response of nuclear reactor during load-following operation[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 1988, 8(4): 293-302 (in Chinese).
- [7] 朱雪耀, 赵福宇, 万百五. 压水堆负荷跟踪的模糊控制系统[J]. 核动力工程, 1998, 19(5): 456-460. ZHU Xueyao, ZHAO Fuyu, WAN Baiwu. Fuzzy logic control for PWR load-follow[J]. Nuclear power Engineering, 1998, 19(5): 456-460(in Chinese).
- [8] LIU Wenfeng, LUO Zhengpei, LI Fu, et al. The three-dimensional power distribution control in load following of the heating reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2001, 28: 741-754.
- [9] CHEN Dengke, ZHANG Dafa. Study on optimal control method for load following operation of nuclear reactors[C]//2009 IEEE International Conference on Intelligent Computing and Intelligent System. Shanghai: IEEE Press, 2009: 278-290.
- [10] 蔡章生. 船舶核动力装置汽机负荷扰动时堆芯动态响应特性[J]. 核动力工程, 1986, 7(4): 47-54. CAI Zhangsheng. Dynamic response of thermal parameters of reactor core to load disturbance of turbine used in nuclear power plant of ship[J]. Nuclear power Engineering, 1986, 7(4): 47-54(in Chinese).