

# 一体化反应堆强迫循环转自然循环过程 瞬态特性分析

郝承明<sup>1</sup>, 付文<sup>2</sup>, 彭敏俊<sup>1</sup>, 夏庚磊<sup>1</sup>

(1. 哈尔滨工程大学 核安全与仿真技术国防重点学科实验室, 黑龙江 哈尔滨 150001;

2. 清华大学 核能与新能源技术研究院, 北京 100084)

**摘要:**核反应堆的自然循环可提供非能动余热排出能力,有利于提高反应堆的固有安全性。本文以一体化压水堆概念设计方案为对象,利用 RELAP5/MOD3.4 程序对强迫循环转自然循环过渡过程的瞬态特性进行分析,探讨了反应堆功率、主泵阻力、主泵转动惯量等因素以及不同运行策略对转换过程瞬态特性的影响规律。

**关键词:**自然循环;强迫循环转自然循环;一体化压水堆;RELAP5/MOD3.4

**中图分类号:**TL33 **文献标志码:**A **文章编号:**1000-6931(2013)02-0243-06

**doi:**10.7538/yzk.2013.47.02.0243

## Transient Characteristic Analysis of Integral Pressurized Water Reactor From Forced Circulation to Natural Circulation

HAO Cheng-ming<sup>1</sup>, FU Wen<sup>2</sup>, PENG Min-jun<sup>1</sup>, XIA Geng-lei<sup>1</sup>

(1. *National Key Discipline Laboratory of Nuclear Safety and Simulation Technology,*

*Harbin Engineering University, Harbin 150001, China;*

2. *Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing 100084, China*)

**Abstract:** Natural circulation of nuclear reactor has heat dumping capacity, which can improve the inherent safety of reactor. In this paper, the conceptional design of integrated pressurized water reactor was studied and RELAP5/MOD3.4 was used to analyze transient characteristic in the process from forced circulation to natural circulation. What's more, the influence of reactor power, resistance, moment of inertia of main pump, and various operation strategies on transient characteristic in this conversion process were also studied.

**Key words:** natural circulation; forced circulation to natural circulation; integral pressurized water reactor; RELAP5/MOD3.4

自然循环是指在闭合回路内依靠热段和冷段中的流体密度差所产生的驱动压头来实现的

流动循环<sup>[1]</sup>。自然循环作为提高核反应堆固有安全性的一种重要非能动手段,得到了广泛而

深入的研究。

核反应堆由强迫循环向自然循环过渡过程中的许多问题都直接关系到系统的安全性和装置运行的稳定性,如过渡时间的长短、发生沸腾时产生气泡的多少和流量的波动形式等<sup>[2]</sup>。对于反应堆,还需密切关注一回路冷却剂流量、蒸汽发生器压力及反应堆出口冷却剂温度等参数,避免堆芯熔毁,或由于蒸汽压力过低造成二回路设备不能正常工作<sup>[3]</sup>。

本文以一体化压水堆(IPWR)概念设计方案为研究对象,利用 RELAP5/MOD3.4 程序对强迫循环转自然循环过渡过程的瞬态特性进行分析,探讨反应堆功率、主泵阻力、主泵转动惯量等因素以及不同运行策略对转换过程瞬态特性的影响规律。

## 1 研究对象的基本特征

在 IPWR 中,主泵、直流蒸汽发生器(OTSG)和稳压器等部件都布置在压力容器内,取消了主管道,使得一回路流阻减小,大幅提高了系统的自然循环能力和反应堆的热工安全性。

在反应堆压力容器内,12 台套管式 OTSG 环绕在堆芯外侧上部,每 3 台 OTSG 为 1 组,每组配备 1 台主泵,稳压器布置于堆芯上方,对一回路压力进行有效控制<sup>[4]</sup>(图 1)。一体化反应堆部分参数列于表 1。

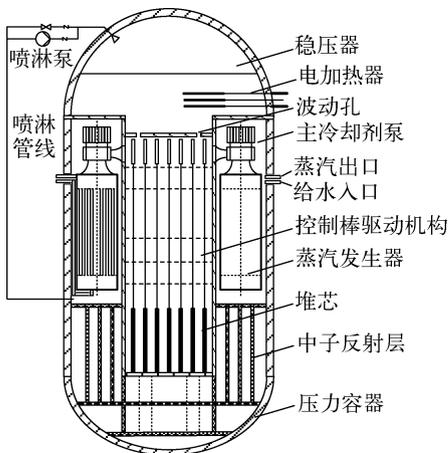


图 1 IPWR 主冷却剂系统示意图

Fig. 1 Main coolant system diagram of IPWR

表 1 一体化反应堆部分参数

Table 1 IPWR design parameters

参数	数值
一回路额定压力	15.5 MPa
二回路出口蒸汽额定压力	3.0 MPa
给水温度	373.15 K
蒸汽发生器类型	套管直流式
蒸汽发生器数目	12
传热管材料	钛合金

## 2 系统参数对自然循环能力的影响

反应堆的自然循环能力与系统的几何结构及阻力特性、堆芯热功率、一回路冷却剂平均温度、蒸汽发生器二次侧压力以及二回路系统的运行特性有关<sup>[5-6]</sup>。

### 2.1 堆芯热功率对过渡过程的影响

IPWR 采用双恒定运行方案<sup>[7]</sup>,即一回路冷却剂平均温度和二回路蒸汽压力均保持不变。一回路冷却剂平均温度保持为 580 K,二回路蒸汽压力保持为 3.0 MPa,IPWR 分别在 25%FP(满功率)、20%FP 和 15%FP 下从强迫循环转换为自然循环,堆芯出口冷却剂温度的变化示于图 2,堆芯冷却剂流量的变化示于图 3。

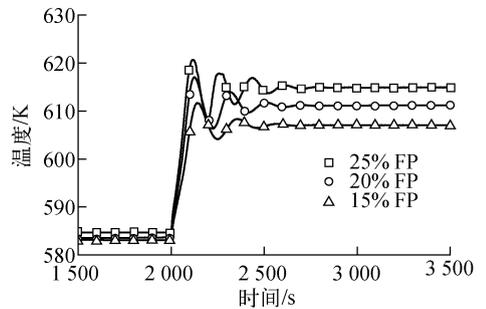


图 2 堆芯出口冷却剂温度的变化

Fig. 2 Varying of coolant temperature for core outlet

初始时刻,IPWR 稳定运行在低负荷,2 000 s 时 4 台主泵同时断电,由强迫循环向自然循环过渡。

由图 2 可看出,在反应堆功率随控制系统的调节作用下不断上升的过程中,由于自然循环流量的增长相对滞后,反应堆出口温度会大幅上升。反应堆功率越高,系统由强迫循环转换为自然循环的过渡过程中,堆芯冷却剂出口欠热度越小,安全裕度越小。因此,在较低负荷工况下进行强迫循环向自然循环的转换更安全。

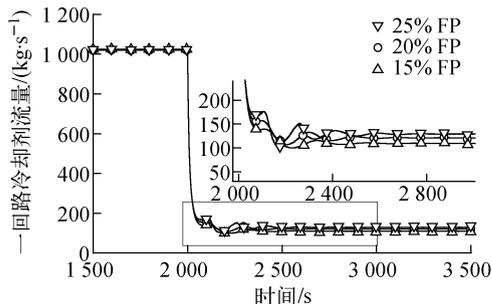


图3 不同功率下堆芯入口冷却剂流量的变化  
Fig. 3 Varying of coolant mass flow for core inlet under different powers

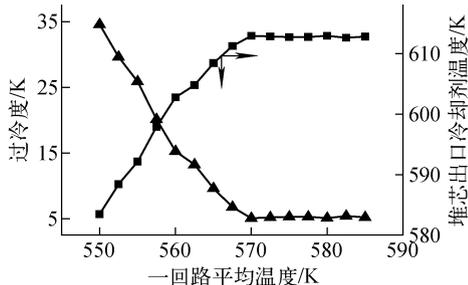


图5 堆芯出口冷却剂温度特性曲线  
Fig. 5 Characteristic curves of coolant temperature for core outlet

由图3可看出,在自然循环逐渐建立的过程中,堆芯功率增大,堆芯出口冷却剂温度增高,回路中冷热段密度差产生的驱动压头增大,稳定的自然循环流量也增大。

### 2.2 一回路冷却剂平均温度的影响

IPWR 采用双恒定运行方案,二回路蒸汽压力保持为 3.0 MPa,当一回路冷却剂平均温度的取值为 550~585 K 时,采用与 2.1 节相同的计算序列,IPWR 的自然循环能力变化及稳定的自然循环一回路冷却剂流量变化如图 4 所示。稳定的自然循环一回路冷却剂出口温度及欠热度变化如图 5 所示。

图3中示出的对应负荷工况运行,强迫向自然转换的过程中,堆芯出口冷却剂温度将继续上升,冷却剂欠热度下降,导致堆芯出口冷却剂易出现沸腾,不能保证 IPWR 安全地实现强迫循环向自然循环的转换。因此,随着一回路冷却剂平均温度的升高,反应堆的自然循环能力减弱;当平均温度低于 570 K 时,一、二次侧换热温差变小,蒸汽发生器换热能力不够,一回路冷、热段流体密度差减小,自然循环驱动压头减少,高负荷工况下强迫向自然循环转换过程中,堆芯热量不能顺利导出,反应堆的自然循环能力减弱。

进一步计算发现,堆芯冷却剂出口欠热度保持在 10 K 以上时,一回路平均温度选择 565 K,IPWR 最大自然循环能力为 32%FP。

### 2.3 主泵阻力对过渡过程的影响

研究发现,一回路摩阻对自然循环能力的影响不大,形阻对自然循环能力的影响起主要作用。其中,又以主泵的形阻影响最为突出<sup>[8]</sup>。主泵停转后,相当于在回路中增加 1 个阻力件。

为研究主泵阻力对自然循环能力的影响,在系统模型中设置与主泵并联的旁通回路。当系统在 20%FP 下运行 2 000 s 时,4 组主冷却剂泵断电,回路阀门关闭,同时将与主泵并联旁通回路的阀门打开,与 20%FP 下在 2 000 s 时将主泵断电情况的过渡过程进行比较。一回路冷却剂平均温度保持为 580 K,二回路蒸汽压力保持为 3.0 MPa。

图 6 示出过渡过程中一回路冷却剂流量的变化。由图 6 可看出,采用旁流管路代替主泵后,一回路冷却剂自然循环流量明显增大,且过渡过程中冷却剂流量波动时间较短,很快达到稳定的自然循环流量。

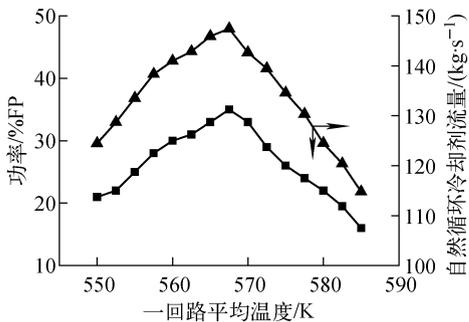


图4 自然循环能力曲线  
Fig. 4 Curve of natural circulation capacity

由图4可看出,随着一回路冷却剂平均温度的变化,IPWR 的自然循环能力是变化的。当冷却剂平均温度为 567.5 K 时,IPWR 的自然循环能力可达到 34%FP,此时自然循环冷却剂流量也达到最大值,堆芯出口冷却剂欠热度为 6.78 K。当平均温度大于 570 K,在保证堆芯出口冷却剂欠热度为 5 K 的运行条件下,选择高于

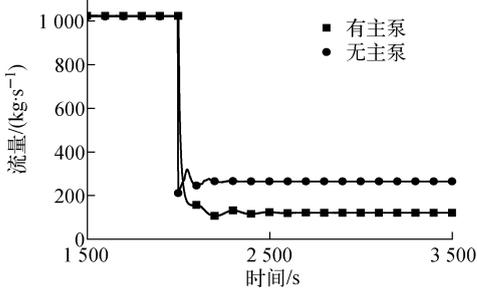


图6 有、无主泵时堆芯入口冷却剂流量变化  
Fig. 6 Varying of mass flow for core inlet with and without main pumps

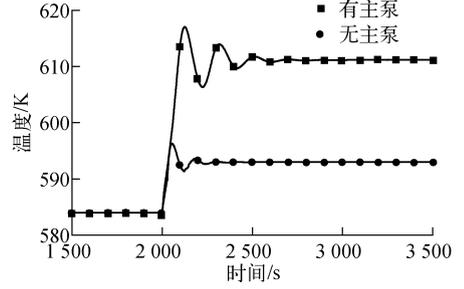


图7 有、无主泵时堆芯出口冷却剂温度的变化  
Fig. 7 Varying of coolant temperature for core outlet with and without main pumps

图7示出过渡过程中一回路冷却剂堆芯出口温度的变化。由图7可看出,将主泵旁通隔离后,由于冷却剂流量增大,堆芯出口冷却剂温度大幅降低,堆芯出口欠热度增加。比较两种工况可看出,主泵阻力对自然循环能力的影响较大。为提高系统的自然循环能力,应考虑采用阻力较小的主泵,减小主泵阻力的影响作用,或采用无主泵的旁通回路,消除主泵阻力对自然循环能力的影响。

进一步计算,在主泵旁通隔离的运行方案下,一体化压水堆50%PF强迫循环转自然循环运行特性曲线如图8所示。

从图8可看出,堆芯出口冷却剂欠热度为5 K,在选定的运行工况下,采用主泵旁通隔离的运行方案,一体化压水堆可达到50%FP的自然循环能力。

## 2.4 主泵转动惯量对过渡过程的影响

在主泵断电后,有两种力可继续推动冷却剂流动。一种是泵转子惰转所产生的驱动压头,另一种是冷却剂在回路上升段和下降段的密度差所形成的重位压头<sup>[9]</sup>。主泵的转动惯量不同,断电后的惰转时间就不同,导致过渡过程的运行特性也不相同。

图9示出采用不同转动惯量的主泵时,

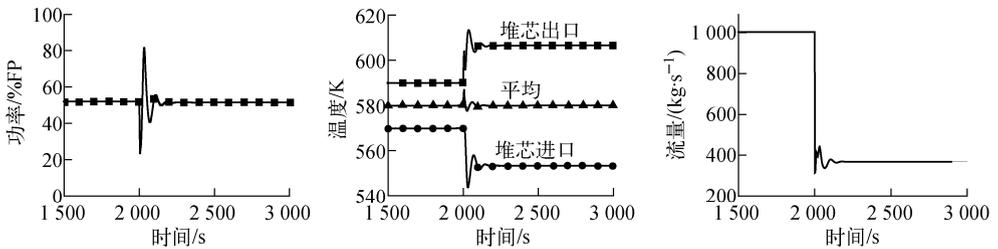


图8 主泵旁通隔离的运行方案下自然循环运行特性

Fig. 8 Operational characteristic of natural circulation under program of main pump bypass isolation

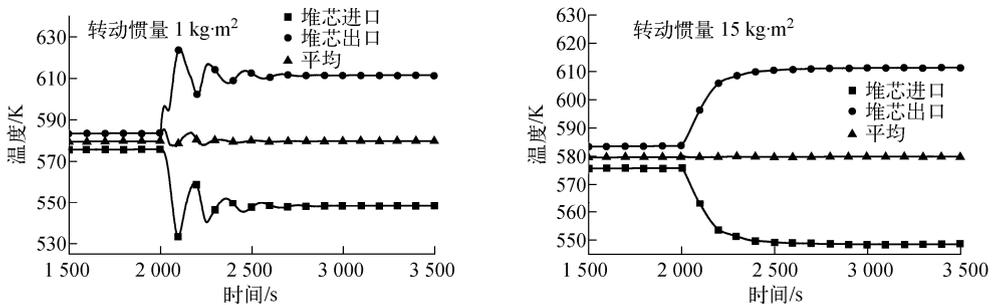


图9 不同转动惯量下一回路冷却剂温度变化

Fig. 9 Varying of coolant temperature with different rotational inertias

IPWR在20%FP工况下由强迫循环向自然循环过渡过程中一回路冷却剂温度变化过程比较。本节采用与2.1节相同的运行参数和计算序列。由图9中曲线可看出,2000s时4台主泵同时断电,主泵的转动惯量越大,过渡过程持续的时间越长。但随着转动惯量的增大,过渡过程中堆芯出口冷却剂的温度波动峰值减小。

图10为过渡过程中一回路冷却剂流量的变化。由图10可看出,主泵的转动惯量越小,惰转时间越短,冷却剂流量下降得越快,一回路冷却剂平均温度不变,控制系统的动作越频繁,导致过渡过程中冷却剂流量的波动越大。而采用较大的转动惯量时,冷却剂流量下降缓慢,从强迫循环转换到自然循环的过渡过程比较平稳。

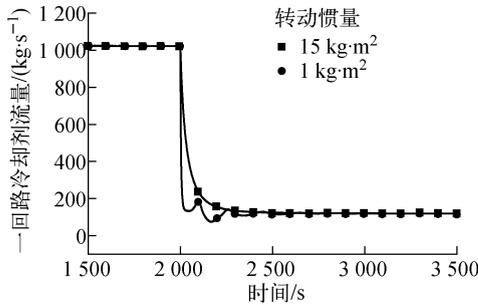


图10 转动惯量为15和1 kg·m²时冷却剂流量的变化

Fig. 10 Varying of mass flow of coolant with 15 and 1 kg·m²

图11示出过渡过程中不同转动惯量下一回路冷却剂流量的变化特性,随着转动惯量的增加,在强迫转自然的运行过程中,一回路冷却剂流量变化更为平稳,过渡过程需要的时间更

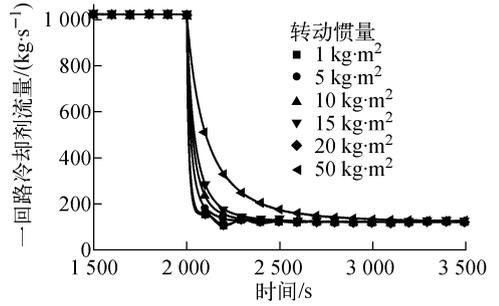


图11 不同转动惯量过渡过程冷却剂流量的变化  
Fig. 11 Varying of mass flow of coolant with different rotational inertias

长。但主泵的转动惯量仅影响过渡过程持续的时间,对系统自然循环能力无显著影响,系统仍稳定在相同的自然循环流量下稳定运行。

### 2.5 冷却剂平均温度控制对过渡过程的影响

一回路冷却剂平均温度不变的运行方案,有利于减小一回路冷却剂体积波动,提高核动力装置的热效率,但会影响自然循环能力。如果对一回路冷却剂平均温度不作控制要求,反应堆会有更好的自然循环能力。

图12示出冷却剂平均温度不作控制,IPWR在20%FP由强迫循环向自然循环过渡过程的运行特性。由图12可看出,冷却剂平均温度不作控制,强迫循环向自然循环过渡及自然循环建立的过程中,一回路冷却剂堆芯出口温度远低于沸腾点,运行更为安全。同时可看出,蒸汽过热度低,反应堆一、二回路温差大,将导致热效率下降。

图13为不同功率下自然循环状态一回路冷却剂温度和二回路蒸汽温度变化。由图13可看出,冷却剂平均温度不作控制,IPWR能建立70%FP的自然循环,具有很高的自然循环能力。

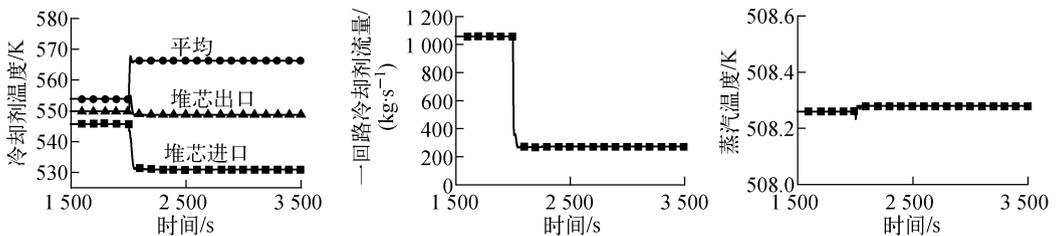


图12 冷却剂平均温度不作控制下运行特性

Fig. 12 Operational characteristic under non control coolant average temperature

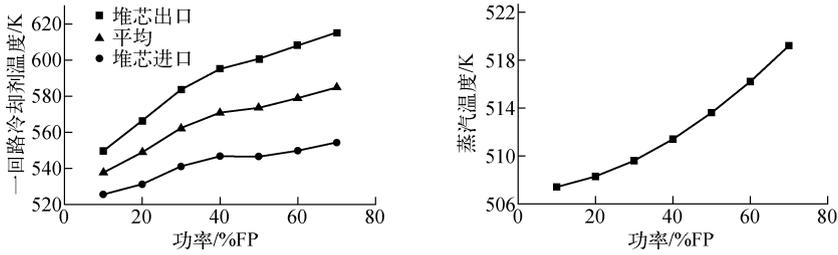


图 13 一回路冷却剂和蒸汽温度变化

Fig. 13 Varying of coolant temperature for primary circle and steam temperature

### 3 结论

1) 反应堆功率直接影响一回路冷却剂自然循环流量。功率越大,自然循环稳定流量越大,但安全裕度减小,影响自然循环的建立。

2) IPWR 冷却剂平均温度为 567.5 K 时,选定的运行条件下能建立 34%FP 工况下的自然循环。

3) 主泵阻力对自然循环能力有一定的影响。为提高系统的自然循环能力,采用旁通回路,IPWR 冷却剂平均温度为 580 K 时,选定的运行条件下能建立 50%FP 工况下的自然循环。

4) 主泵的转动惯量越大,由强迫循环向自然循环转换过程中冷却剂流量下降越平缓,有利于建立稳定的自然循环。

5) 一回路冷却剂平均温度不加控制,IPWR 可达到较高的自然循环能力,但二次侧蒸汽过热度偏低,影响装置的热效率。

### 参考文献:

- [1] 朱继洲,奚树人,单建强,等. 核反应堆安全分析[M]. 西安:西安交通大学出版社,2004.
- [2] 谢建文. 海洋条件对一回路自然循环影响研究[D]. 哈尔滨:哈尔滨工程大学,1995.
- [3] 郝亚雷,于雷,蔡章生. 核动力装置强迫循环与自然循环过渡过程特性研究[J]. 核动力工程,2007,27(1):20-26.  
HAO Yalei, YU Lei, CAI Zhangsheng. Study on operation characteristics of natural circulation and forced circulation in nuclear power plant[J]. Nuclear Power Engineering, 2007, 27(1): 20-26 (in Chinese).
- [4] 徐文奇,彭敏俊,刘建阁. 一体化压水堆双恒定运行方案控制策略研究[J]. 核科学与工程,2010,30(1):1-8.

- XU Wenqi, PENG Minjun, LIU Jiange. Research on ideal steady-state programming control strategy of integrated PWR[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2010, 30(1): 1-8(in Chinese).
- [5] 张金玲,郭玉君,苏光辉. 压水堆稳态自然循环载热能力的研究与分析[J]. 核科学与工程,1999,19(2):97-101.  
ZHANG Jinling, GUO Yujun, SU Guanghui. The study of the capacity of steady state natural-circulation in pressurized water reactors[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 1999, 19(2): 97-101(in Chinese).
- [6] 苟军利,秋穗正,贾斗南. 新型压水堆自然循环特性计算分析[J]. 西安交通大学学报,2001,21(4):1 329-1 337.  
GOU Junli, QIU Suizheng, JIA Dounan. Calculation analysis on the natural circulation characteristics of a new pressurized water reactor[J]. Journal of Xi' an Jiaotong University, 2001, 21(4): 1 329-1 337(in Chinese).
- [7] 彭敏俊,杜泽. 船用压水堆核动力装置双恒定运行方案静态特性研究[J]. 核科学与工程,2006,11(4):306-309.  
PENG Minjun, DU Ze. Research on ideal steady-state programming of marine PWR nuclear power plant[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2006, 11(4): 306-309(in Chinese).
- [8] 彭云康,蒋序伦. 喷射泵对自然循环过渡特性影响分析[J]. 核动力工程,1995,16(3):237-241.  
PENG Yunkang, JIANG Xulun. Analysis for jet-pump effect on natural circulation transient behaviour[J]. Nuclear Power Engineering, 1995, 16(3): 237-241(in Chinese).
- [9] 阎昌琪,曹夏昕. 核反应堆安全传热[M]. 哈尔滨:哈尔滨工程大学出版社,2010.