

# 水力控制棒驱动系统失压工况的实验研究

郑艳华, 薄涵亮, 董 铎, 王金华

(清华大学 核能技术设计研究院 先进反应堆工程与安全教育部重点实验室, 北京 100084)

**摘要:** 利用 200 MW 低温核供热堆水力控制棒驱动系统的 1:1 实验台架模拟系统失压工况, 进行控制棒步升、步降、开阀落棒及关泵开阀落棒实验, 并与正常工况下的提棒、落棒的实验结果进行比较。实验结果表明: 在系统失压工况下, 控制棒能正常提棒、落棒; 模拟系统失压工况下的弹棒, 系统压力与压力壳压力具有瞬时跟随特性, 未出现控制棒弹棒事故。对实验的失压速率和事故分析得到的失压速率进行了比较, 验证了系统具有良好的安全性和可靠性。

**关键词:** 水力控制棒驱动系统; 失压; 提棒; 落棒; 弹棒事故

**中图分类号:** TL351      **文献标识码:** A      **文章编号:** 1000-6931(2003)01-0049-05

## Experiment Study on Depressurization of Hydraulic Control Rod Driving System

ZHENG Yan-hua, BO Han-liang, DONG Duo, WANG Ji-hua

(Advanced Reactor Engineering and Safety, Key Laboratory of Ministry of Education of China,  
Institute of Nuclear Energy Technology, Tsinghua University, Beijing 100084, China)

**Abstract:** Through simulating depressurization condition, the experiments are carried out by the 1:1 experiment loop of hydraulic control rod driving system for 200 MW nuclear heating reactor. The experimental results of step-up, step-down and scram in normal condition and depressurization condition indicate that control rod can step-up, step-down and scram normally in depressurization condition. The rod ejection experiment in depressurization condition also is carried out. The result indicates that the system pressure will follow the pressure of the pressure vessel instantaneously and the control rod can't engender rod ejection accident. The hydraulic control rod driving system has inherent safety and reliability.

**Key words:** hydraulic control rod driving system; depressurization; stepping; scram; rod ejection accident

在反应堆运行过程中, 当因某种事故使反应堆压力壳突然失压时, 堆芯冷却剂将通过破口流失, 传热恶化。事故发生后, 控制棒若不能

正常落棒甚至发生弹棒事故, 反应堆将不能有效停堆, 堆反应性和功率无法得以控制, 堆功率激增将使事故后果严重恶化, 导致堆芯熔化。

收稿日期: 2001-06-27; 修回日期: 2001-09-09

基金项目: 国家自然科学基金资助项目(19702009)

作者简介: 郑艳华(1977—), 女, 福建莆田人, 在读博士研究生, 核能科学与工程专业

利用 200 MW 低温核供热堆水力控制棒驱动系统的 1:1 实验台架研究系统失压工况下控制棒的步升、步降及落棒情况,分析在突然失压工况下主缸体压力与系统压力的跟随特性,研究是否会产生因压力滞后效应导致棒内外差压突然增大而出现控制棒从堆内弹出现象,以便验证水力控制棒驱动系统的设计安全性和可靠性,这是进一步分析研究和推广应用该系统的一重要关键问题。

## 1 实验回路

水力控制棒驱动系统主要由水力步进缸、组合阀和循环泵组成<sup>[1]</sup>(图 1)。水力步进缸包括内、外套及中子吸收体 3 个部分,内套固定在堆芯下层格板上,外套和中子吸收体(控制棒)固结在一起,可沿内套上下运动。冷却剂经泵加压后,经组合阀调节流量,从底部注入步进缸;流体从内外套上的槽孔中流出,产生棒内外差压,作用于控制棒上;通过改变流量来改变作用在控制棒上的差压,使控制棒保持平衡或进行步升、步降运动。水力控制棒驱动系统的工作机理详情参见文献[2]。

水力控制棒驱动系统有开阀落棒和关泵开阀落棒两种落棒方式。在开阀落棒方式中,打开组合阀中的下降电磁阀,大部分流体未进入步进缸,而是通过下降电磁阀直接回到循环泵,棒保持流量下降,控制棒下落;在关泵开阀落棒方式下,在

打开下降电磁阀的同时关闭循环泵,与开阀落棒方式相比,棒保持流量下降更快,落棒时间更短。

本实验的实验回路为 200 MW 低温核供热堆水力控制棒驱动系统的 1:1 实验台架<sup>[3]</sup>,实验回路中的水力步进缸密封于压力筒内。压力筒压力通过气瓶和气水箱调节,气水箱上部有一直径为 15 mm 的阀门和一可瞬时开启的电磁阀。先将直径 15 mm 的阀门打开,然后瞬时打开电磁阀,气水箱直接与大气相连,箱内气体向外释放,压力下降,压力筒迅速失压。筒上设有玻璃观察窗,可观察控制棒的运行情况。

在实验中,测量系统可对主缸体温度等 22 个参数进行采样,获取它们在实验前、后及两者的平均值;另外,将 12 s 的操作过程分成 3 000 个采样点,选择 3 个参量分别采样 3 000 组数值,获得这 3 个参数在 12 s 内的动态变化曲线。控制棒棒位利用超声波测量系统进行测量。

## 2 实验方案

实验内容包括冷态工况下提棒和落棒实验及冷态和热态两种工况下的弹棒实验。

### 2.1 冷态工况下的提棒实验

在冷态工况下,随着循环泵的运转,系统自然升温。在不同温度、流量下进行实验。实验过程如下:1) 通过气水箱与压力筒间的卸压阀调节系统压力至 2.5 MPa;2) 记录系统温度,并调节进入步进缸的流量至某一数值,将控制

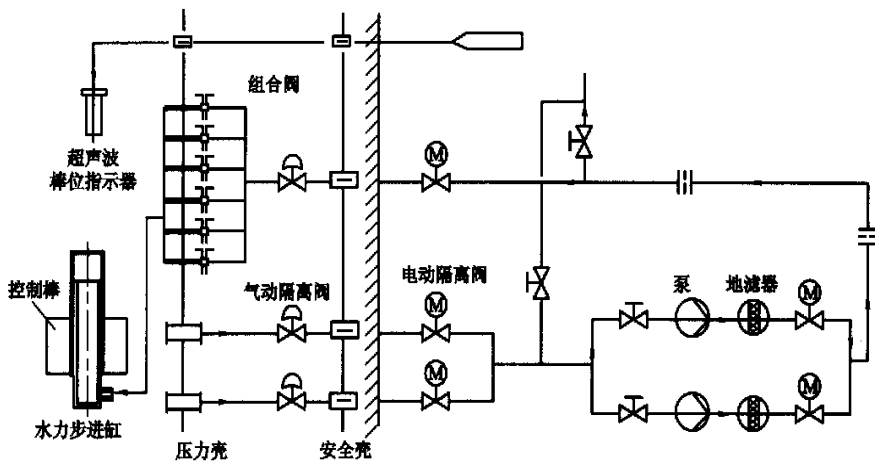


图 1 水力控制棒驱动系统流程示意简图

Fig. 1 Flow chart of hydraulic control rod driving system

棒升至固定棒位并保持棒位恒定;3) 将控制棒步升、步降,对主缸体压力( $P1$ )、棒内外差压( $D P3$ )和棒保持流量( $F3$ )3个参量进行12 s动态采样测量;4) 打开直径15 mm的阀门后瞬时打开电磁阀,在系统失压过程中将控制棒步升、步降,并对以上3个参数进行采样,观察失压过程中系统提棒是否正常。

### 2.2 冷态工况下的落棒实验

实验过程如下:1) 将系统压力调节至2.5 MPa;2) 记录系统温度,调节棒保持流量至实验值,并将控制棒升至最高位置第41步;3) 将控制棒开阀落棒或关泵开阀落棒;4) 打开阀门使系统失压,在系统失压过程中将控制棒开阀落棒或关泵开阀落棒。在落棒实验过程中,对 $P1$ 、 $F3$ 和棒位( $B1$ )进行12 s动态采样测量,观察失压过程中系统落棒是否正常,并比较正常工况和失压工况下的落棒时间。

### 2.3 弹棒实验

弹棒实验分别在冷态、热态工况下进行。

在冷态工况下,起始温度为30,随着循环泵的运转,温度不断上升,实验选取约30、50、75和100 4个温度点;随着系统缓慢自然升温,系统进入热态工况,这时,用加热器对系统加热,热态实验选取125、150、175 3个温度点。

实验在不同流量和温度下进行。实验过程如下:1) 调节系统压力至2.5 MPa;2) 将温度和棒保持流量调至实验选定值,将控制棒提升并保持在固定棒位;3) 打开阀门使系统失压,失压过程中记录 $B1$ 、 $P1$ 、 $D P3$ 等参数,观察是否出现弹棒现象。

## 3 实验结果及其分析

### 3.1 提棒实验

棒保持流量为 $3.0 \text{ m}^3/\text{h}$ 、温度为40 时,正常工况和失压工况下的步降实验结果示于图2。在正常工况下的步降操作中, $P1$ 不变,产生一股负脉冲流量进入步进缸,使控制棒步降;失压工况的实验曲线中的 $P1$ 迅速下降,而 $D P3$ 、 $F3$ 的测量结果与正常工况下的测量结果一致。

在不同温度、流量正常工况和失压工况下,控制棒均能正常步升、步降。

### 3.2 落棒实验

流量为 $3.4 \text{ m}^3/\text{h}$ 、温度为60 时,正常工

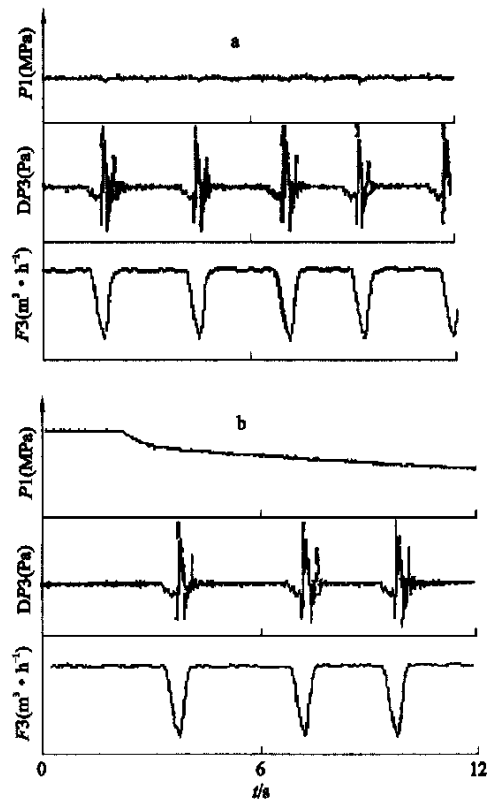


图2 步降实验曲线

Fig. 2 Parameter curves of step-down experiment

a——正常工况;b——失压工况

况和失压工况下的开阀落棒实验结果示于图3;流量为 $3.4 \text{ m}^3/\text{h}$ 、温度为62 时,正常工况和失压工况下的关泵开阀落棒实验结果示于图4。落棒过程中, $F3$ 、 $B1$ 下降。在两种落棒方式中,失压工况下 $P1$ 下降、 $B1$ 和 $F3$ 的变化与正常工况下的相同。对应不同实验条件、不同落棒方式,两种工况的落棒时间及两者间的相对偏差列于表1。由表1可看出:在失压工况下,两种落棒方式下均能正常落棒,且失压工况与正常工况下的落棒时间之间的相对偏差均小于2%,失压对落棒时间无影响。

### 3.3 弹棒实验

在弹棒实验中,超声波棒位测量结果和玻璃观察窗直接观察结果均显示,失压后的棒位保持不变,未出现弹棒事故。流量为 $3.0 \text{ m}^3/\text{h}$ 、温度为175 时水力控制棒驱动系统的弹棒实验曲线示于图5。从图中曲线可看出:阀门打开后, $P1$ 迅速下降, $F3$ 和 $D P3$ 保持不变。

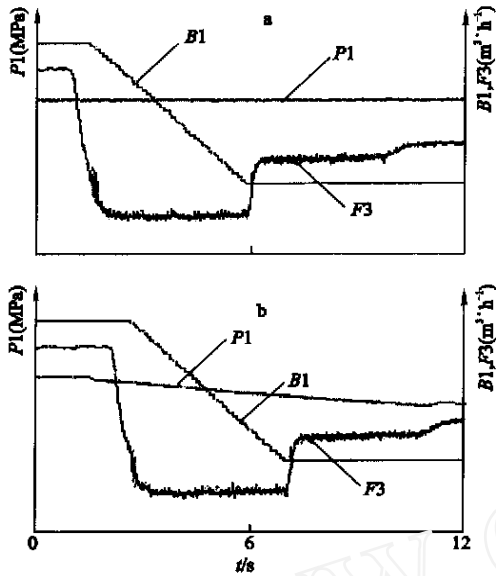


图3 开阀落棒实验曲线

Fig. 3 Parameter curves of opening valve scram experiment  
a——正常工况;b——失压工况

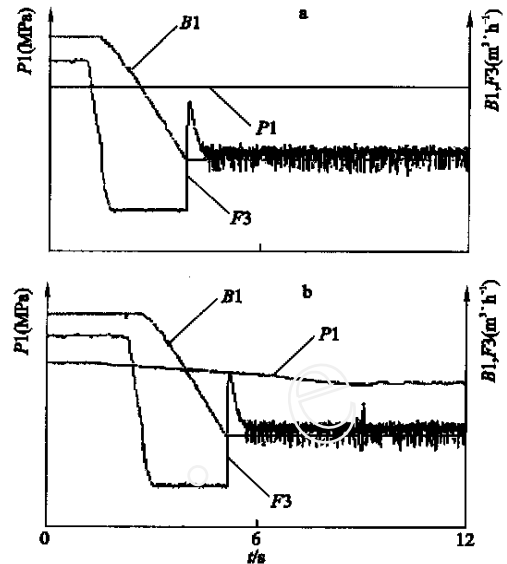


图4 关泵开阀落棒实验曲线

Fig. 4 Parameter curves of opening valve and closing pump scram experiment  
a——正常工况;b——失压工况

表1 落棒时间比较

Table 1 Time comparison of scram

落棒方式	流量/(m <sup>3</sup> ·h <sup>-1</sup> )	温度/	落棒时间/s		相对偏差/%
			正常工况	失压工况	
开阀落棒	2.49	51.4	3.568	3.552	-0.45
	3.04	56.5	3.980	4.032	1.31
	3.35	60.3	4.328	4.344	0.37
关泵开阀落棒	2.48	53.1	2.392	2.384	-0.33
	2.99	56.3	2.380	2.372	-0.34
	3.35	61.5	2.368	2.384	0.68

这说明,水力步进缸内腔压力与主缸体压力有很好的跟随特性,未因压力变化滞后而导致棒内外差压升高。

不同温度、流量下的实验结果相同,控制棒均未出现弹棒事故,系统在失压工况下无弹棒隐患,具有良好的固有安全性。

#### 4 失压速率及其分析

清华大学核能技术设计研究院对大庆油田200 MW核供热示范工程进行了初步安全分析,并得到了压力壳安全阀意外开启并常开、反

应堆控制棒引水管在第一道隔离阀前破裂、反应堆控制棒引水管在安全壳外破裂以及压力壳底部裂缝等4种事故工况下的主冷却剂系统压力变化曲线<sup>[4]</sup>。穿过安全壳的其余管道直径均小于引水管直径,因此,其余管道破裂引起的失压事故已包含在以上事故分析当中。

事故分析得到压力壳安全阀意外开启并常开、反应堆控制棒引水管在第一道隔离阀前破裂、反应堆控制棒引水管在安全壳外破裂3种工况下的平均失压速率约为1 000~3 000 Pa/s,即大约每几十秒至一百秒损失一

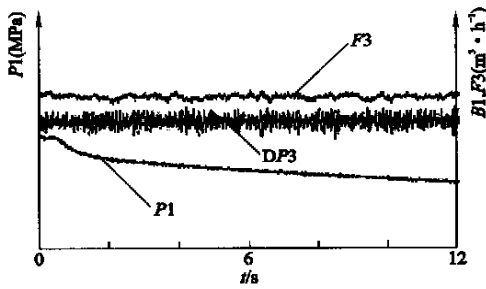


图5 弹棒实验曲线  
Fig. 5 Parameter curves  
of rod ejection experiment

个大气压;压力壳底部裂缝工况的失压速率最低,约为  $300 \sim 400 \text{ Pa/s}$ ,即大约每  $200 \sim 400 \text{ s}$  损失一个大气压。

对实验失压速率进行分析可得出主缸体压力平均下降速率大于  $40\,000 \text{ Pa/s}$ ,最快失压速率可达  $10^5 \text{ Pa/s}$  以上,即实验中的压力壳失压速率远大于可能发生的压力边界破损事故中的失压速率,这证明了水力控制棒驱动系统在可能发生的失压事故中能保持良好的工作性能。

## 5 结语

在  $200 \text{ MW}$  低温核供热堆水力控制棒驱动系统的1:1实验台架上模拟系统正常工况

和失压工况提棒、落棒及失压工况下的弹棒实验结果表明:

- 1) 失压工况下控制棒能正常步升、步降;
- 2) 失压工况下控制棒能正常开阀落棒和关泵开阀落棒,且两种落棒方式在正常工况和失压工况下的落棒时间间的相对偏差小于  $2\%$ ,失压对落棒时间无影响;
- 3) 压力壳压力降低,步进缸内腔压力及主缸体压力变化瞬时跟随,使得棒保持流量、棒内外差压基本保持不变,系统不出现弹棒事故;
- 4) 实验失压速率远大于事故分析得到的可能发生的压力边界破损事故中的失压速率,水力控制棒驱动系统具有良好的固有安全性。

## 参考文献:

- [1] 迟宗波,吴远强.  $200 \text{ MW}$  核供热堆水力控制棒驱动系统安全特性[J]. 核科学与工程,1997,17(4):313~319.
- [2] 迟宗波,吴远强,陈云霞,等. 水力控制棒驱动系统的设计和研究[J]. 核动力工程,1999,20(1):58~62.
- [3] 刘佳晨. NHR-200 水力控制棒驱动系统性能和寿命实验研究[D]. 北京:清华大学核能技术设计研究院,1998.
- [4] 清华大学核能技术设计研究院. 大庆油田  $200 \text{ MW}$  核供热示范工程初步安全分析报告(事故分析)[R]. 大庆:大庆石油管理局,1995.