

# 断电事故对核主泵安全特性影响的试验研究

刘夏杰<sup>1</sup>, 刘军生<sup>2</sup>, 王德忠<sup>1</sup>, 杨哲<sup>2</sup>, 张继革<sup>1</sup>

(1. 上海交通大学核能科学与工程学院, 上海 200240; 2. 大亚湾核电运营管理有限责任公司, 广东 深圳 518124)

**摘要:**介绍了国内外反应堆冷却剂泵在发生各种事故情况下的理论及试验研究情况, 针对核主泵断电惰转过程中的瞬态水力特性进行了试验研究, 对试验结果进行了讨论。介绍了用于断电试验的试验设备及试验方法, 着重分析了惰转过程中流量、转速、振动参数, 并用四次多项式拟合的方法模拟惰转过程的流量、转速随时间的变化。试验结果表明: 在断电瞬间, 泵的流量和转速迅速下降, 试验结果符合安全标准规定; 轴承座位移振动在断电瞬间突然加强, 在断电后一段时间转轴振动才发生变化。试验和分析结果有助于认识核主泵发生全厂断电事故时的水力特性, 为核主泵的安全评价提供基础依据。

**关键词:**反应堆冷却剂泵; 核安全; 全厂断电; 安全评价

中图分类号: TL333

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2009)05-0448-04

## Test Study on Safety Features of Station Blackout Accident for Nuclear Main Pump

LIU Xia-jie<sup>1</sup>, LIU Jun-sheng<sup>2</sup>, WANG De-zhong<sup>1</sup>, YANG Zhe<sup>2</sup>, ZHANG Ji-ge<sup>1</sup>

(1. Nuclear Science and Engineering College, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China;

2. Daya Bay Nuclear Power Operations and Management Co., Ltd., Shenzhen 518124, China)

**Abstract:** The theoretical and experimental studies of reactor coolant pump accidents encountered nation-wide and world-wide were described. To investigate the transient hydrodynamic performance of reactor coolant pump (RCP) during the period of rotational inertia in the station blackout accident, some theoretical and experimental studies were carried out, and the analysis of the test results was presented. The experiment parameters, conditions and test methods were introduced. The flow-rate, rotate speed and vibrations were analyzed emphatically. The quadruplicate polynomial curve equation was used to simulate the flow-rate, rotate speed along with time. The test results indicate that the flow-rate and rotator speed decrease rapidly at the very beginning of cut power and the test results accord with the regulation of safety standard. The vibrant displacement of bearing seat is intensified at the moment of lose power, but after a certain period rotor shaft libration changes. The test and analysis results help to understand the hydrodynamic performance of nuclear primary pump under lost of power

accident, and provide the basic reference for safety evaluation.

**Key words:** reactor coolant pump; nuclear security; station blackout; safety evaluation

核主泵是反应堆冷却剂系统的主要设备和压力边界的设备之一,它要求长期处于高温、高压、强辐射<sup>[1]</sup>的环境下安全可靠地工作,目前,国内主要依靠进口。核主泵极高的安全性要求其在全厂断电情况下,依靠惯性继续惰转一段时间,以保持一回路一定的流量,维持堆芯冷却,保证反应堆不会达到泡核沸腾状态,从而保障核安全<sup>[2-6]</sup>。

本次试验分析旨在研究核主泵在全厂断电情况下的运行特性,对了解核电厂核主泵的安全要求、事故本身及评价事故发生所带来的危害提供基本依据。

## 1 试验条件

本次试验分析基础是广东岭澳核电站大修期间进行的惰转试验,其试验状态为大修后机组启动标准热停,一回路压力和温度分别为 15.5 MPa 和 291 °C。

### 1.1 核主泵主要参数<sup>[7]</sup>

泵的主要参数为:结构形式,单级离心泵;型号,100D;流量,23 790 m<sup>3</sup>/h;压头,97.2 m。

电机主要参数为:结构形式,鼠笼式感应电机;型号,PNCY164-90-4;功率,6 500 kW;电压,6.6 kV,3 相;频率,50 Hz;接线,星形;电流,660 A;启动电流系数,7;同步转速,1 500 r/min;转向,从飞转上方看为逆时针;启动时间,19 s。

### 1.2 测量参数

该试验需要的 3 个冷却剂环路的流量信号参数及电机跳闸信号将由 KDO 数据采集系统进行数据采集,并存储、分析、打印。其它相关参数还有转速、轴位移等。

流量参数列于表 1。

## 2 试验方法

采用临时接线和保护短接方式(TCA),用相应开关直接停运反应堆冷却剂泵(RCP)3 台主泵,以 KDO 系统记录 RCP 3 个环路 025MD/040MD/052MD 的惰走流量。试验过程共分 3 个阶段:1) 试验准备阶段,包括 RCP

表 1 流量参数

Table 1 Flow parameters

通道	参数	参数标识	电压量程/V
1	1 环路流量	RCP 025 MD	1.0~5.0
2	2 环路流量	RCP 040 MD	1.0~5.0
3	3 环路流量	RCP 052 MD	1.0~5.0
4	主泵临时停电跳闸信号		开关信号

流量变送器的校验,临时 TCA 的实施,KDO 流量记参数设置,记录信号确认等;2) 试验实施阶段,通过同时停运 3 台主泵,记录 3 台主泵惰走过程的流量值(电压信号、相对流量);3) 试验计算阶段,首先计算各时刻绝对流量和初始流量的比值  $\alpha'$ ,待核功率到满功率水平后,通过一回路流量测量试验得出各环路流量  $Q_i$  ( $i=1,2,3$ )与相应环路各时刻的  $\alpha'$ 相乘,作为各时刻一回路的实际流量,然后与一回路热工设计流量相除,如各比值均大于标准值,则试验成功。

## 3 试验结果及分析

### 3.1 流量

1 号泵断电惰转流量示于图 1。

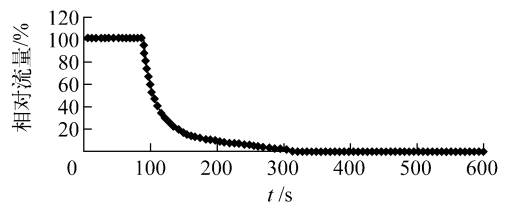


图 1 1 号泵惰转流量

Fig. 1 Idle flow of No. 1 pump

从图 1 可看出,断电试验前,流量保持稳定,在 90 s 时突然断电,核主泵惰转,流量急剧下降,于 314 s 时流量为零,维持惰转时间 3.7 min,满足安全标准惰转时间在 3 min 以上的规定,另 2 台泵实际情况与 1 号泵基本相似。

将流量曲线惰转段拟合,拟合结果示于图 2。由图 2 可看出,四次多项式拟合较好,截断误差达 0.995 1。

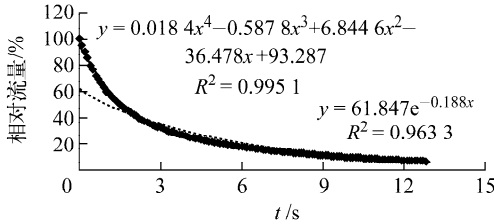


图2 流量拟合曲线

Fig. 2 Fitting curves of flow

◆——系列1;实线——多项式(系列1);  
虚线——指数式(系列1)

另外,安全标准规定,须确认在反应堆主泵突然停泵的最初5 s内,其实际流量曲线在理论流量曲线的上方。满功率时3个环路的实际流量与标准值列于表2。

表2 前5 s惰转流量值

Table 2 Idle flow in first 5 s

时间	实测值	标准值	时间	实测值	标准值
0.0	1.055 3	1.000 0	3.0	0.884 5	0.838 6
0.5	1.029 9	0.981 0	3.5	0.860 4	0.816 1
1.0	0.995 4	0.949 5	4.0	0.829 3	0.794 1
1.5	0.967 4	0.919 3	4.5	0.810 5	0.773 2
2.0	0.937 2	0.890 7	5.0	0.791 9	0.753 5
2.5	0.910 2	0.863 9			

从表2可得出,实测值均大于标准值,可见试验结果合格,符合安全标准规定。

### 3.2 转速

1号泵惰转转速示于图3。从图3可看出,转速在224 s突然降为16.4 r/min的恒定值,由于测量转速的仪表灵敏度限制,最低只能显示此值,所以,可认为此时的转速已为零。转速在流量为零前约1.5 min即将为零。

对惰转转速进行曲线拟合,拟合结果示于

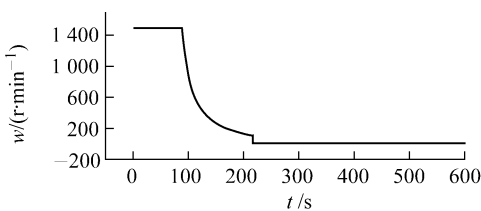


图3 惰转转速

Fig. 3 Idle velocity

图4,四次多项式的拟合效果较好,截断误差为0.994 1。

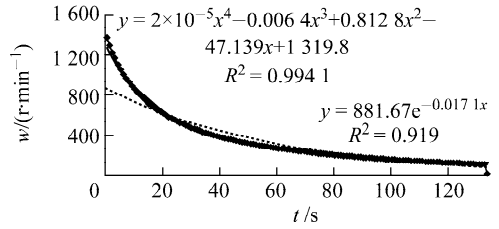


图4 转速拟合曲线

Fig. 4 Fitting curves of speed

◆——系列1;实线——多项式(系列1);  
虚线——指数式(系列1)

### 3.3 振动位移

试验过程中对轴承座及转轴进行了振动位移 $s$ 的监测,其振动曲线示于图5、6。图5为主泵立式电机的轴承座振动位移,传感器安装在底座外沿;图6为转轴的位移,传感器安装在电机轴和泵轴的连接处(联轴器),单位均为 $\mu\text{m}$ 。从图5可看出,主泵在断电瞬间轴承座振动幅度加强,随后降低到一较低的恒定值;转轴位移在断电后一段时间内振动频率有所加强,但振动幅值的平均值较稳定运行工况要低。

初步分析得出:轴承座振动加强是因为在断电刹间,由流量在瞬间较大变化引起的冲击

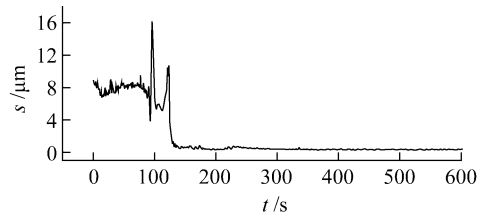


图5 轴承座振动位移

Fig. 5 Vibration displacement of bearing house

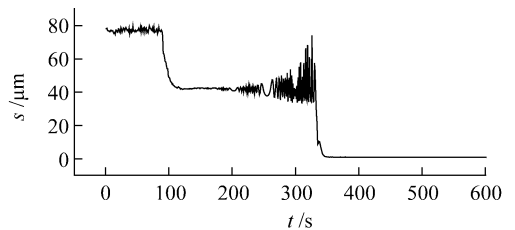


图6 转轴振动位移

Fig. 6 Vibration displacement of shaft

及断电后电磁不平衡共同作用所致,由于轴承座刚度的各向异性和振动的耦合效应,安装在1个位置的速度传感器先后采集到两个方向的振动峰值;转轴位移的加强是由于转子系统转速在降低过程中失去“陀螺效应”<sup>[8]</sup>而引起的不平衡所致。振动平均值并未超过安全标准的要求(如轴承座振动 50UM 报警,75UM 停泵;轴位移 250UM 报警;380UM 停泵)。轴承座振动与轴振峰值的时间差与二者间的相对振动和受干扰的时间先后有关。

#### 4 结论

1) 主泵断电惰转时,流量、转速下降变化较快,惰转时间及最初 5 s 内主泵实际流量均符合安全标准规定。

2) 对惰转流量及转速进行了多项式拟合,为计算主泵断电事故运行特性提供直接的计算依据。

3) 在断电瞬间,轴承座振动突然加强,轴振存在类似自激振动特征的不确定干扰因素,不利于轴系振动的稳定。

4) 惰转试验对泵组的后续振动特性有影响。断电惰转试验过程中,将按要求停运顶轴油泵,实际经验表明,该过程对设备运转连续稳定性能存在一定的潜在不确定性。现场实际运行反馈对设备存在的潜在危害性,主要考虑到振动变化、电机推力瓦磨损、密封在瞬态下的性能变化可能对试验后的长期日常运行带来不稳定的致变因素,故不宜频繁进行断电试验。

#### 参考文献:

[1] 吕群贤. 反应堆主泵现场动平衡[J]. 核动力工程, 2002, 23(3): 63-67.  
LU Qunxian. Reactor primary pumps dynamic balancing test[J]. Nuclear Power Engineering, 2002, 23(3): 63-67(in Chinese).

[2] 朱继洲. 核反应堆安全分析[M]. 北京: 原子能出版社, 1998: 108-196.

[3] 邓绍文. 秦山核电二期工程主泵瞬态计算[J]. 核动力工程, 2001, 22(6): 494-496.  
DENG Shaowen. Calculation of transient of the reactor coolant pumps for Qinshan Phase II Nuclear Power Plant[J]. Nuclear Power Engineering, 2001, 22(6): 494-496(in Chinese).

[4] 张森如. 主循环泵瞬态特性计算[J]. 核动力工程, 1993, 14(2): 183-190.  
ZHANG Senru. Transient performance calculation of the main circulating pump[J]. Nuclear Power Engineering, 1993, 14(2): 183-190(in Chinese).

[5] 郭玉君, 张金玲. 反应堆系统冷却剂泵流量特性计算模型[J]. 核科学与工程, 1995, 12(3): 220-231.  
GUO Yujun, ZHANG Jinling. A calculation model of flow characteristic of coolant pump for nuclear reactor system[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 1995, 12(3): 220-231(in Chinese).

[6] 张龙飞, 张大发, 王少明. 转动惯量对船用核动力主泵瞬态特性的影响研究[J]. 船海工程, 2005(2): 55-57.  
ZHANG Longfei, ZHANG Dafa, WANG Shaoming. Influence of rotational inertia on transient performance of the main pump of marine nuclear power plant[J]. Ship & Ocean Engineering, 2005(2): 55-57(in Chinese).

[7] 舒梅, 张景玉, 廖隆源. 核电站主泵质量保证及核安全文化[J]. 东方电机, 2006(2): 62-67.  
SHU Mei, ZHANG Jingyu, LIAO Longyuan. Quality assurance and nuclear safety culture of the nuclear plant main pump[J]. Eastern Electrode, 2006(2): 62-67(in Chinese).

[8] 隋永枫, 吕和祥. 陀螺效应对转子横向振动的影响分析[J]. 计算力学学报, 2003, 20(6): 711-714.  
SUI Yongfeng, LU Hexiang. Influence of gyroscopic term to the vibration of rotor system[J]. Chinese Journal of Computational Mechanics, 2003, 20(6): 711-714(in Chinese).