

文章编号：0258-0926(2015)05-0111-03；doi: 10.13832/j.jnpe.2015.05.0111

# 核电厂调试期间核级管道振动测量工作改进

赵岳<sup>1</sup>, 何超<sup>2</sup>, 徐伟祖<sup>1</sup>, 韦超<sup>1</sup>, 鲍宇<sup>1</sup>

1. 海南核电有限公司, 海口, 572700; 2. 中国核动力研究设计院, 成都, 610213

**摘要:** 美国机械工程师协会 (ASME) OM-S/G-2000 Part 3 导则存在操作性不足的缺陷, 而国内核电厂核级管道振动测量工作均依此导则, 采用的试验方法类似, 但都无法全面、准确预测管道振动极大点。以某核电厂调试期间核级管道振动测量工作为例, 从试验对象的筛选、关键设备或部件的选取、测点选择、现场试验及振动分析评价 5 个方面进行探讨, 提出改进建议, 最后以某核电厂安全壳喷淋系统 (EAS) 的某管段振动为研究对象, 对测量方法、振动限值计算及评价等进行案例分析。

**关键词:** 核级管道; 管道振动; 工作改进

**中图分类号:** TK124 **文献标志码:** A

## Improvement of Vibration Measurement for Nuclear-Class Pipes in Nuclear Power Plants during Decommissioning

Zhao Yue<sup>1</sup>, He Chao<sup>2</sup>, Xu Weizu<sup>1</sup>, Wei Chao<sup>1</sup>, Bao Yu<sup>1</sup>

1. Hainan Nuclear Power Corporation, Haikou, 572700, China; 2. Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China

**Abstract:** ASME (American Society of Mechanical Engineers) OM-S / G-2000 Part 3 of insufficient operational guidelines exists defects, while the vibration measurements for nuclear-class pipes in domestic nuclear power plants refer this guideline, with similar test method, which can not fully and accurately predict the pipeline vibration maximum points. In this paper, taking a nuclear power plant during the commissioning of nuclear grade pipe vibration measurements as an example, the screening of test objects, selection of the critical equipment or components, selection of measurement point, field test and vibration evaluation are discussed, and the recommendation for improvement is proposed. Finally, taking some pipe vibration of someone nuclear power plant EAS system (containment spray system) as the research object, we analyze the method of measurement, calculation and evaluation of vibration limits.

**Key words:** Nuclear-stage pipeline, Pipeline vibration, Work to improve

### 0 引言

《压水堆核岛机械设备设计和建造规则》(RCC-M) B3620、C3620 规定, 对管道及其支撑进行设计时, 应使其振动减到最小限度, 并对管道系统的启动或初始运行状态进行观测, 确保管道振动保持在可接受的范围内。目前, 国内核级管道振动测量工作均参照美国机械工程师协会 (ASME) OM-S/G Part 3 导则—《核电厂管系预运行和初始启动时的振动试验要求》执行; 该

导则制定了核电厂调试期间管道振动测量试验要求, 但并没有给出振动试验案例或具体的试验步骤<sup>[1]</sup>。基于人力、物力因素考虑, 国内核电厂开展核级管道振动测量工作时普遍采用偏安全的简化分析法和简单的测试办法。这些方法主要考虑由旋转机械振动引起的管道振动, 具有管道系统工况变化而测点不变的优点; 但是对于复杂的核级管道, 往往无法预估振动极大点或预估位置不准确, 需要待回路运行后现场目视或测量后

收稿日期: 2014-10-21; 修回日期: 2015-01-20

作者简介: 赵岳 (1988—), 男, 助理工程师, 现从事核电厂性能试验与振动研究工作

才能判定振动极大点的确切位置。基于此,某核电厂调试期间核级管道振动测量工作在试验对象的筛选、关键设备或部件的选取、测点选择及现场试验等方面进行了改进。

## 1 工作流程探讨与改进

基于运行因素考虑,对反应堆冷却剂系统(RCP)管道应仔细评审,考虑到安全因素,还应对核电厂专设安全设施、一回路主要辅助系统以及放射性废物处理系统管道进行振动评价。各系统需进行振动评价的管系应包括核1、2、3级管系和损坏能使抗震类设备功能降低到不可接受水平的高能管系以及核电厂实际发现的过量振动管系。

管道振动归因于其受动载荷的激励,一般由机械振动和管内流体脉动压力引起,后者是管道振动的主要原因。机械振动与系统中机器或泵的振动有关,而管内流体脉动压力原因则更复杂,管道弯头、变径管、三通等都会引起压力脉动。ASME OM-S/G Part 3 指出泵、阀和热交换器等敏感设备的振动会影响其可运行性和结构性能,故应仔细评审。基于此,在选择振动测点时应充分考虑关键设备进出口两端管线。选定关键设备后,应根据管道三维制作图及支架制作图选取振动测点。振动测点应选在管道最大位移点,通常该点也是最大速度点,但要考虑到施工过程中三维制作图和支架制作图可能存在变更,以及测点位置是否可达,要对测点进行现场核实。参照ASME OM-S/G-2000 Part 3 对管道稳态振动和瞬态振动各分成3个组进行测量。管道稳态振动和瞬态振动测量的验收准则有所差异,但鉴定程序基本一致。振动测量可与相应系统调试同步进行;在典型的试验工况或流量下进行振动测量,同时尽可能测量稀有工况或稀有流量下的振动。待管道流量稳定后进行信号采集,最大振动速度或位移从实测速度或位移时域信号中得到,记录讯号应确保有足够长的持续时间,以保证统计精度及得到该测点最大振动速度值。

大多数核级管道的最佳振动参数是速度,因为它是反映振动能量的参数。按照ASME OM-S/G-2000 Part 3 的规定,简化的速度评价标

准公式为:

$$V_{\text{allow}} = \frac{C_1 C_4}{C_3 C_5} \times \frac{13.4 \times (0.8 S_A)}{\alpha C_2 K_2} \quad (1)$$

式中, $V_{\text{allow}}$ 为振动限值; $C_1$ 为补偿管道特征跨上集中质量影响的修正系数; $C_2 K_2$ 为ASME规范中定义的应力系数; $C_3$ 为考虑管道内部介质和保温层质量的修正系数; $C_4$ 为不同于固定端的端条件和不同于直跨的结构形式的修正系数; $C_5$ 为考虑偏离共振的强迫振动的修正系数; $S_A$ 为规定循环次数下的交变应力最大值; $\alpha$ 为许用应力减弱系数<sup>[2]</sup>。

由于各管道在结构、介质、工况等诸多方面都不尽相同,因此管道振动的评价数值因管道而异。当测量的振动值小于许用限值时,管道可通过验收。对于振动超过许用限值的管道,应对其进行深层次的分析,并进一步采取精确验证方法进行相应的测量和评价。

## 2 案例分析

某核电厂在对安全壳喷淋系统(EAS系统)进行管道振动测量时发现小流量管线1EAS116振动过大。试验人员在手感振动最大处加装加速度传感器进行数据采集。对管道进行简支梁特征分析,结合特征跨模型及设计资料,计算该管段振动限值<sup>[3]</sup>。

### 2.1 振动限值的计算

测点布置见图1。该管段材料为不锈钢,且无集中质量,依据ASME标准要求, $C_1$ 值取1。 $C_2 K_2$ 取保守值为4。

$$C_3 = \left( 1 + \frac{W_F}{W} + \frac{W_{\text{INS}}}{W} \right) \quad (2)$$

式中, $W$ 是单位长管重量; $W_F$ 是单位长管内介质重量; $W_{\text{INS}}$ 是单位长管保温层重量。

根据管道材料清单可知,该段管内流体为放射性地坑水,无保温层。因此 $W_{\text{INS}}$ 为0, $W_F$ 为5.41 kg/m,由式(2)计算得到 $C_3$ 为1.35。测点

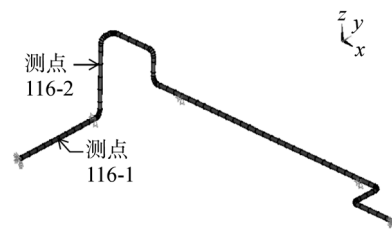


图1 116 管段测点布置

Fig 1 Measurement Position of 116<sup>th</sup> Pipe

116-1 所处管段为直跨,该处  $C_4$  值取 1 测点 116-2 所处管段结构复杂,该处  $C_4$  值取最保守值 0.7。

$C_5$  等于管跨第一阶自然频率与测到的频率之比。对该管线采用有限元软件进行模态分析,管道在竖直方向的一阶固有频率为 57.2 Hz。根据加速度频谱图可知管道实测固有频率为 58 Hz,管跨第一阶自然频率与测量频率之比接近 1,因此两测点所处管段  $C_5$  值均取 1。该管段为不锈钢材料,ASME 规定的应力循环次数为  $10^{11}$  次,根据 ASME BPVC- 查得  $S_A$  等于 16.5 KSI(1 KSI = 6.89 N/mm<sup>2</sup>);  $\alpha$  取 1.0。

将各参数代入式(1),得测点 116-1 与 116-2 处的振动限值  $V_{allow}$  (表 1)。

表 1 EAS 116 管段振动限值与实测值  $\text{mm}\cdot\text{s}^{-1}$   
Table 1 Vibration Limited Value and Real Tested Value of 116<sup>th</sup> Pipe in EAS System

测点	$V_{allow}$	实测值
1EAS116-1A	226.3	38.7
1EAS116-1H	226.3	139.5
1EAS116-1V	226.3	203.5
1EAS116-2A	158.2	180.8
1EAS116-2H	158.2	168.3
1EAS116-2V	158.2	142.1

## 2.2 振动分析与评价

由表 1 可知,测点 116-2 A 向与 H 向振动超标,测点 116-1 3 个方向振动虽未超限值,但振动速度最大点位于测点 116-1 处竖直方向(V 向),怀疑此处是激振点。在现场测量时发现,管道噪声很大,且伴随着明显“鞭炮声”。这种噪声由气泡破裂时高速冲蚀管壁产生,即管道内发生了汽蚀现象。为了验证这一结论,对测点 116-1 进行简单的加速度频谱分析发现,管道振动的优势频率主要以高频信号为主,而且频率成分特别丰富,这点符合管道发生汽蚀的特点。同时,现场测量了 1EAS002EJ 喷射器法兰出口处的流速,约为 7~8 m/s,流体流速较快。根据伯努利定律,管道内流速大的位置压力低,容易产生气泡(或者从喷射器出来的流体本身含有气泡),气泡随着流体一起朝下游管道流动时,流速很快减小直至稳定,流体压力增大,气泡破裂,产生汽蚀。这些都说明了 1EAS002EJ 出口管线上发生了汽蚀现象,这是管道振动大的主要原因。

测点 116-1 的频谱图(图 2)中存在 57.5 Hz 的优势频率。根据有限元分析结果,测点 116-1 处管道在 V 向的一阶固有频率为 57.2 Hz,与测量结果 57.5 Hz 非常吻合,且振动幅度最大处正是测点 116-1。57.5 Hz 为出口管道的一阶固有频率,流体激振力激起管道固有频率而产生共振。

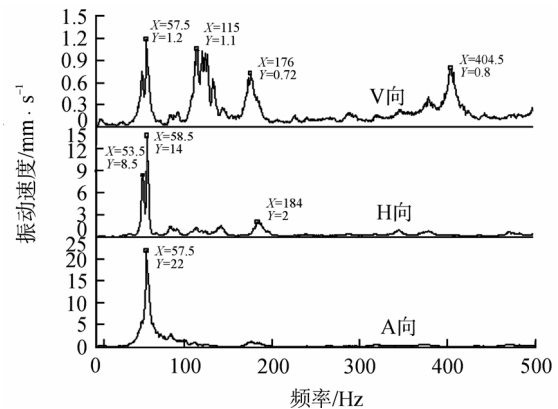


图 2 EAS 系统 116 管段测点 1 振动测量频谱图  
Fig. 2 Frequency Spectrum and Time Domain of 116<sup>th</sup> Pipe Vibration Test of EAS System

## 3 结束语

在充分汲取 ASME OM-S/G-2000 Part 3 标准要求与参考电厂经验反馈的基础上,通过对核电厂调试期间核级管道振动测量工作进行探讨与改进,能够有效预测系统中可能出现的过量振动,全面检测出工艺系统的薄弱点。在前期就选择关键设备作为关注对象,更有利于管道振动故障的快速诊断,从而为核电厂运行后各工艺系统振动监控提供良好基础。本文在一定程度上对 ASME OM-S/G-2000 Part 3 标准进行了验证与补充,可为其他核电厂开展此类工作提供参考。

### 参考文献:

- [1] ASME BPVC- . ASME 锅炉和压力容器规范第 卷 [S]. 2004.
- [2] ASME OM-S/G-2000. Operation and Maintenance of NPP, Part3, Requirements for Preoperational and Initial Start-up Vibration Test of Nuclear Power Plant Piping System [S].
- [3] 何超, 袁少波, 喻丹萍. 核电厂管系振动评定方法分析[J]. 核动力工程, 2011, 6(1): 107-109.

(责任编辑: 孙 凯)