

文章编号 : 0258-0926(2016)S2-0037-03 ; doi: 10.13832/j.jnpe.2016.S2.0037

# 华龙一号堆内构件流致振动试验研究

杨 杰, 席志德, 喻丹萍, 马建中, 何 超, 谭添才

中国核动力研究设计院反应堆工程研究所, 成都, 610213

**摘要:** 本研究采用试验研究和理论分析相结合的方法对堆内构件流致振动进行了研究。根据流致振动试验的相似准则, 完成了 1:5 试验模型设计, 按照美国核管会 RG1.20 的要求进行试验研究及有限元分析计算。试验研究解决了传感器布置的多项技术难题, 获得了大量、完整、可靠的试验数据。结合流致振动试验数据对堆内构件进行流致振动响应计算。最后利用试验和计算分析相结合的方法完成了堆内构件关键部件流致振动疲劳强度的评估。研究方法对后续的流致振动试验研究具有重要的参考价值。

**关键词:** 流致振动; 相似准则; 疲劳强度

**中图分类号:** TB123 **文献标志码:** A

## Study on Flow Induced Vibration in Reactor Internals of HPR1000

Yang Jie, Xi Zhide, Yu Danping, Ma Jianzhong, He Chao, Tan Tiancai

Reactor Engineering Research Institute, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China

**Abstract:** The flow induced vibration is studied in this paper by the combined methods of experiment and simulation. Based on the similarity criterion for the flow induced vibration, a 1:5 test model is designed. According to the RG1.20, the experiment study and analysis and calculation are conducted by finite element method. The challenges in the layout of sensor are solved in this test, and full test data are obtained. Based on the test data, the response of the key structures is obtained. Finally the comprehensive assessment for nuclear reactor internals fatigue strength is implemented. These methods can be of important reference value for other reactor internals FIV studies.

**Key words:** Flow induced vibration, Similarity criterion, Fatigue strength

### 0 前 言

流致振动在反应堆运行时总是存在, 是反应堆系统重要动力学问题之一。几乎所有早期的核电厂都遇到过流致振动问题。国内外核电厂因流致振动而引起事故不少, 涉及到的结构有反应堆吊篮、热屏蔽、螺栓、销钉、堆芯测量仪表导管、热交换器传热管等。在国内, 1995 年大亚湾核电站因修改控制棒导向管的流致振动设计而发生落棒时间超限事件; 1998 年我国秦山核电厂一期反应堆下腔二次支承结构的连接螺栓发生松动、脱落事件, 造成了吊篮下部结构、二次支撑组件的损坏和停堆维修的经济损失。目前, 流致

振动在核反应堆系统引起的危害已为人们普遍重视, 是反应堆设计中必须考虑的重要动力学问题, 是核安全管理部门审查的重大项目之一。

为避免结构因流致振动发生严重破坏而造成严重损失, 发达国家(如美国、法国)制定了相应的规范和导则对流致振动研究作了相应的规定: 新设计的反应堆堆内构件在投产运营之前必须进行流致振动试验和分析, 经过综合评价并获通过后方能取得装料许可。

作为中核集团公司推出的新型第三代压水堆华龙一号, 为验证其堆内构件在流致振动方面的安全性, 开展了堆内构件流致振动试验研究, 通

过试验了解各主要部件的固有振动特性，测量堆内构件在不同工况下的动水响应，了解是否会产生过度的振动而影响反应堆正常运行，并为理论分析提供相应的载荷数据，为流致振动安全评定提供相应的数据支持。

## 1 反应堆堆内构件流致振动评价方法

针对堆内构件的流致振动评价，美国核管理委员会（NRC）标准审查大纲（NRC-SRP）3.9.2节《系统、部件和设备动力试验和分析》和管理导则 RG1.20 都进行了相应的规定。华龙一号属于三代原型堆，按照 RG1.20 的规定，堆内构件必须进行理论分析、热态功能试验期间的测量和耐久性试验前后的全面检查，而实验室的比例模型试验主要用于验证流致振动理论分析模型、方法和结果，提供分析的输入载荷，为结构设计固化提供依据等。

根据以上导则的要求，制定了华龙一号反应堆堆内构件的实验室流致振动研究思路：采用模型试验研究与理论分析结合完成流致振动研究。首先根据流致振动试验的相似准则，完成了 1:5 试验模型设计，并对试验模型开展流致振动试验研究和理论分析研究工作，对关键构件的流致振动疲劳强度进行分析评价。

具体的技术路线见图 1。

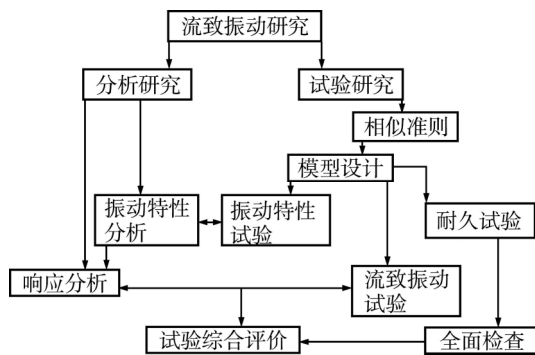


图 1 流致振动研究技术路线

Fig. 1 Technical Path for Flow Induced Vibration Study

## 2 试验研究

安全上重要的反应堆结构要设计成在整个寿期内能够承受稳态和瞬态流体激励载荷。由于堆内构件结构的复杂性，以及流固耦合研究领域的复杂性，目前的流致振动理论分析还需相应的试验验证。试验分为比例模型试验和现场实测。设

计阶段的比例模型试验是比较经济的研究方法，对验证和指导相应的设计工作具有重要的意义。华龙一号堆内构件流致振动模型试验研究包括结构的振动特性试验研究、不同工况下的结构动水响应试验研究，模拟实堆额定流速工况的耐振考验试验。

### 2.1 试验模型设计

华龙一号堆内构件流致振动比例模型的设计考虑了试验回路的能力，试验的经济性，模型加工的工艺可行性，试验测量传感器的安装、布置及其导线的走向和保护等因素，最终确定选取相似比为 1:5 的模型进行流致振动试验。

### 2.2 振动特性试验研究

采用模态试验方法对堆内构件关键部件进行空气中、静水中的振动特性试验研究，了解结构的固有振动特性，对识别响应的峰值频率具有重要的意义，同时通过试验结果与有限元模型的对比可以验证有限元计算模型、边界条件、流体附加质量的合理性，并进行计算模型修正。

### 2.3 动水响应试验研究

研究在不同工况下流致振动水响应试验时，需要解决好以下几方面的技术问题：

(1) 研究结构的特点、连接方式及边界条件、周围流场的状况、其他结构对研究对象的影响进行详细的预分析和研究后，选择具有代表性的位置进行传感器布置，以保证测量得到的结果比较合理地反映结构的振动特点，并表征其流致振动行为。

(2) 流致振动试验所用传感器的工作环境大都在水中。本次试验采用了具有自主知识产权的高性能的防水密封专利技术对其进行了精心的处理，并对传感器设计了专门的安装保护装置进行保护。保证了传感器在试验过程中有良好性能，确保获得有效的试验数据。传感器的数量考虑了一定的余量，保证即使有部分传感器失效的情况下，也能获得关键点的试验数据。

(3) 测量试验数据后，除了通过专业仪器进行数据分析处理，还结合专业技术人员的分析判断，和同类试验数据进行对比，给出真实、可信的试验结果。

本次流致振动试验工况包括稳态运行工况和启停泵瞬态工况。稳态运行工况包括实堆机械设计流速的 33%（单泵运行）、67%（双泵运行）、

表 1 振动特性计算结果和试验结果  
Table 1 Characteristic Calculation and Test Result of Vibration

属性	空气		偏差/%	静水		偏差/%
	计算/Hz	试验/Hz		计算/Hz	试验/Hz	
吊篮 1 阶梁式	92.31	93.17	0.9	43.96	42.94	2.3
吊篮 2 阶壳式	237.25	237.6	0.1	112.6	97	13.1
吊篮 3 阶壳式	244.5	250.34	2.3	116.7	130.39	10.5

表 2 吊篮结构流致振动响应结果  
Table 2 Result of Flow Induced Vibration

位置	计算值	试验值
吊篮底部位移响应/ $\mu\text{m}$	10.21	7.52
吊篮法兰根部应变响应/ $\mu\epsilon$	3.40	2.39

100% (三泵运行) 和 120% 的 4 个工况。

## 2.4 耐振性试验

耐振试验的时间保证主要堆内结构累计承受了  $1 \times 10^6$  次以上的循环振动。耐振试验完成后对结构进行了全面检查, 未发现压紧弹簧与吊篮法兰上表面的擦伤和磨痕, 中子屏蔽板、围板、成形板、二次支承组件等部件的连接螺栓未出现松动和脱落。

## 3 数值分析研究

堆内构件的流致振动理论分析是国际上公认的技术难题。首先对堆内构件关键部件的振动特性进行预分析, 获得其固有频率、振型。然后通过试验和计算结果的对比, 修正计算模型, 为流致振动响应计算提供有效的计算模型。再结合流致振动试验得到的脉动压力载荷, 对结构的流致振动响应进行模拟计算。最后对堆内构件进行疲劳评价。

### 3.1 振动特性理论分析研究

为了能够较好地模拟堆内构件及结构间的相互作用, 获得好的计算分析结果, 对堆内构件的计算模型进行了仔细的研究。静水中进行结构的振动特性分析时, 采用附加质量的方式添加流体对结构的作用<sup>[1]</sup>。表 1 中给出了吊篮结构振动特性试验和分析结果数据。从表 1 中的数据对比可以看出, 两者符合很好。试验结果验证了分析计算模型是合理、有效的, 可用于后续响应计算。

### 3.2 动水响应理论分析研究

根据流致振动动水响应试验结果, 通过载荷

处理, 利用振动特性试验结果验证后的计算模型, 参考秦山核电厂二期堆内构件的流致振动评价方法, 对华龙一号反应堆堆内构件模型的流致振动响应进行分析计算, 并根据相似准则将在模型上计算得到的参数换算到实际的反应堆, 最后根据 AMSE 规范对堆内构件进行流致振动应力疲劳强度评定。吊篮结构的流致振动计算结果和试验结果的比较见表 2, 计算结果偏大, 说明计算载荷有一定的保守性。

根据规范, 反应堆堆内构件振动循环次数  $1 \times 10^{11}$  对应的应力幅值为 93.7 MPa, 其与结构的流致振动最大应力幅值的比值必须大于 1。经过计算, 华龙一号堆内构件的安全裕度因子均大于 1, 说明核电厂在寿期内由流致振动引起的结构响应满足疲劳强度要求。

## 4 结 论

试验结合理论分析研究表明, 堆内构件关键部件在流致振动方面满足疲劳强度要求, 安全裕量因子均大于 1.0。试验研究中没有发现因流体引起的大幅振动和导致结构损坏的异常振动。本项目采用试验研究和理论分析相结合, 对堆内构件的流致振动进行了全面、完整的评价, 其研究方法对今后类似的研究项目具有指导意义。

参考文献:

- [1] 席志德. 同轴圆柱壳结构流致振动研究[D]. 成都: 中国核动力研究设计院博士论文, 2008.

(责任编辑: 杨洁蕾)