

CPR1000 核电厂核岛主设备热棘轮现象 试验评估方法研究

伍时建¹, 金挺¹, 熊光明¹, 刘乐²

1. 中广核工程有限公司, 广东深圳, 518124; 2. 环境保护部核与辐射安全中心, 北京, 100082

摘要: 针对 RCC-M 评定准则对部分部件的热棘轮现象无法做出安全性评定的问题, 综合考虑塑性变形和弹性变形的影响, 详细分析 CPR1000 核电厂稳压器电加热喷雾接管的热棘轮现象。计算结果表明, RCC-M 热棘轮评定准则过于保守, 试验分析方法更精确, 可提高核电建设的经济性。

关键词: 热棘轮; 累积变形; 效率设计曲线; 比率曲线

中图分类号: O34 **文献标志码:** A

0 前言

热棘轮是一种特殊的渐进变形力学效应, 每一个循环周期产生的附加变形近似相等。因棘轮现象的本构方程不能准确确定, 所以对棘轮现象的理论描述和预测仍然存在困难。

RCC-M B3234.8 热棘轮评定准则给出的是一种弹性分析方法, 对热棘轮现象给出了保守的棘轮控制线。当二次应力 Q 和一次总体薄膜应力 P 的比值 $S_r < 2$ 时能满足 RCC-M 的要求, 而当 S_r 在 2 ~ 10 之间就不能满足 RCC-M 的要求。中国改进型百万千瓦级压水堆 (CPR1000) 核电厂主设备部分稳压器的电加热元件、仪表接管、主管道热棘轮评定时就存在这种情况。在这种情况下, RCC-M 无法对热棘轮计算结果做出评定^[1]。

近年来, 国外提出了对棘轮现象的试验分析方法, 通过试验数据总结出的效率设计曲线, 可以判断累积变形的程度^[2-3]。法国法玛通公司给出了大亚湾、岭澳核电站热棘轮计算和超标准部分评定的最终结果, 但没有具体评定方法。国内对此技术完全掌握的设计院为数不多。北京钢铁研究总院分析测试研究所运用效率设计曲线评估了安全端的热棘轮现象^[4], 但其一次应力和二次应力是通过简化公式计算而来, 而且并未评定实际瞬态工况下核电厂整体部件的热棘轮。国内的核电设计院也只是引用法玛通的数据, 且并未考虑弹性变形的影响。

本项目基于试验分析的方法, 综合考虑塑性变

形和弹性变形的影响, 应用效率设计曲线和比率曲线的方法详细分析评价 CPR1000 核电厂稳压器电加热喷雾接管的热棘轮现象, 给出和验证热棘轮现象的试验评估方法。

1 评定热棘轮现象试验分析方法

本文的热棘轮试验分析方法沿着“控制累积塑性变形”这一思路, 应用效率曲线和比率曲线求得部件在寿期内的累积变形, 将累积变形与材料的变形极限比较, 然后给出评定结果。

1.1 有效一次应力

有效一次应力 (P_{eff}) 是能够产生与热棘轮作用所导致的最终达到恒定时相同变形量的一种当量应力。棘轮作用产生的变形开始最大, 逐渐变小, 一定次数后达到恒定。恒定时的累积变形记作 ε_f 。 P_{eff} 的大小等于恒定时的累积变形量在材料应力—应变曲线中对应的应力值。

1.2 效率设计曲线

通过对热棘轮现象的试验, RCC-MR^[3]规定, 效率设计曲线的表达式为:

$$V = \begin{cases} 1 & S_r \leq 0.46 \\ 1.093 - \frac{0.926S_r^2}{(1+S_r)^2} & 0.46 < S_r < 4 \\ \frac{1}{\sqrt{S_r}} & S_r \geq 4 \end{cases} \quad (1)$$

式中, V 为 P 和 P_{eff} 比值。

1.3 比率曲线

比率曲线表达的是循环次数 (N) 和第 N 次循环结束后的累积变形 $\varepsilon(N)$ 与热棘轮作用导致的 ε_f 的比值 $[\varepsilon(N)/\varepsilon_f]$ 之间的关系。奥氏体不锈钢的比率曲线见图 1。

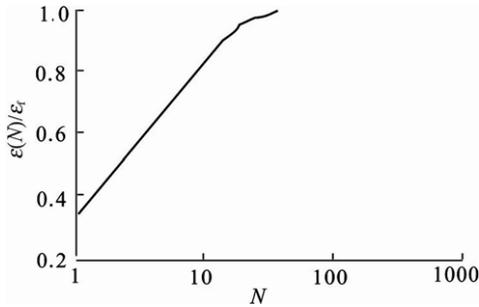


图 1 奥氏体不锈钢比率曲线

Fig. 1 Ratio Curve of Austenitic Stainless Steel

2 稳压器喷雾接管的热棘轮变形

2.1 有限元模型及评定截面

以 CPR1000 核电厂稳压器喷雾接管为例, 介绍热棘轮试验分析方法的应用。热棘轮计算包括喷雾接管本体、安全端以及喷雾接管相连的上封头区域以及覆盖上封头应力的影响区, 同时还考虑了堆焊层、衬筒和喷嘴的影响。由于热套筒与接管之间的夹层对传热有不可忽略的影响, 分析模型包括该部分单元。

2.1 有限元模型及评定截面

使用轴对称模型建立有限元模型进行应力分析; 为消除载荷加载处的不连续应力的影响, 喷雾接管安全端处延长 $L = 2.5\sqrt{R_m \times t}$ 。其中, R_m 为喷雾接管安全端平均半径, t 为厚度。有限元模型及评定截面如图 2 所示。

2.2 热棘轮分析瞬态

根据 CPR1000 堆型设备规格书及瞬态文件, 喷雾接管在正常和扰动工况下应同时考虑反应堆主回路系统瞬态和喷淋热冲击, 为简化分析, 采用包络瞬态进行分析, 温度和压力随时间变化的瞬态列表见表 1。

2.3 RCC-M 热棘轮评定

RCC-M B3234.8 热棘轮评定要求计算热应力范围比值 R :

$$R = \frac{S_{\text{NT}}}{\sigma_{\theta}} \quad (2)$$

式中, S_{NT} 为热应力幅值最大值, σ_{θ} 为最大允许

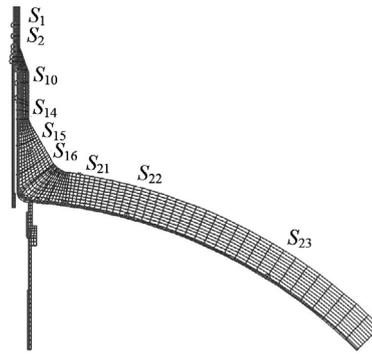


图 2 喷雾接管分析模型及评定截面

Fig. 2 Analysis Model and Sections of Spray Nozzle

表 1 热棘轮分析瞬态

Table1 Transients for Thermal Ratchet Analysis

序号	瞬态名称	次数
1	反应堆加热	200
2	反应堆冷停堆	200
3	正常运行到冷停堆	50
4	异常辅助喷淋或丧失主泵下到冷停堆	8
5	热停堆到冷停堆或冷停堆到热停堆	400
6	丧失主泵	40
7	第 1 类包络正常瞬态	1.5×10^6
8	第 2 类包络正常瞬态	1.0×10^5
9	第 3 类包络正常瞬态	720
10	第 4 类包络正常瞬态	2400
11	主系统满水时的冷却和超压	10
12	换料后主系统排气	320
13	二回路压力增加泄漏试验	10
14	水压试验	16
15	运行地震	400

热应力幅值。

在热棘轮作用下, 计算每一种瞬态组合各截面的 R 值。按照应力分析结果, 喷雾接管最大的热应力幅值是由喷淋产生的热冲击形成的, 安全端最危险, 位于截面 S_2 内表面。计算所得的 R 最高为 1.22, 不满足 RCC-M 评定准则要求。

2.4 试验分析方法热棘轮评定

稳压器喷雾接管安全端的材料为奥氏体不锈钢 Z2CND18.12NC。

RCC-M 3301 给出了 Z2CND18.12NC 的最大拉伸延伸率: 纵向为 45%、横向为 40%。RCC-M 规范中规定, 热棘轮现象导致的变形不能超过材料拉伸延伸率的 10%, 因此 Z2CND18.12NC 许用变形极限为 4%。

材料塑性应变曲线数据(基于 300 试验数据, 并根据 360 下材料的屈服强度进行校正)见表 2^[2]。

表2 Z2CND18.12NC 塑性应力应变曲线数据
Table 2 Plastic Stress-Strain Curve of Austenitic Stainless Steel Z2CND18.12NC

ε_p	0.0001	0.002	0.008	0.015	0.03	0.04
σ	163	184	209	230	266	293
ε_p	0.06	0.08	0.1	0.12	0.14	0.16
σ	342	392	437	480	520	558

注： ε_p —塑性应变； σ —应力

由应力分析可得： P 最大值为 70.85 MPa；二次应力强度幅值： $Q=416.7$ MPa； S_r 的幅值为 6.52。

当 $S_r = 4$ 时，由效率设计曲线得：

$$P_{\text{eff}} = P \sqrt{S_r} = 180.7 \text{ MPa} \quad (3)$$

当 $P_{\text{eff}} = 180.7$ MPa 时，弹性应变为 $\varepsilon_e = 0.001055$ ；由材料塑性应变曲线可得 $\varepsilon_p = 0.001701$ 。

因此，总变形为：

$$\varepsilon_t = \varepsilon_e + \varepsilon_p = 0.002756 \quad (4)$$

该瞬态循环次数为 8，由比率曲线得实际有效累积变形系数为 $\varepsilon(N)/\varepsilon_f = 0.8$ ，因此实际累积变形为：

$$\varepsilon_t(N) = \varepsilon_t \times 0.8 = 0.0022048 < 0.3\% \quad (5)$$

该累积变形远小于最大允许累积变形 4%。

3 结论

(1) RCC-M 评定准则中将热应力幅值控制在限值内的方法过于保守，其保证部件在承受数次循

环载荷后无塑性变形累积，但是如果二次应力幅值大，循环次数少，部件在寿命内的累积变形未超过材料变形极限，部件也是安全的，而 RCC-M 对此部件的热棘轮评定无法通过。

(2) 应用效率设计曲线和比率曲线的试验分析方法对 CPR1000 核电厂稳压器喷雾接管的热棘轮进行评估，结果表明：虽然由 RCC-M 评定准则热棘轮评定值 $R > 1$ ，但是用试验分析方法可得出在整个寿命期间的最大累积变形远小于允许的最大累积变形，热棘轮在安全端无塑性失稳的风险。此方法可以进一步核算工程中 RCC-M 对部分部件的热棘轮评定无法通过的问题，可作为 RCC-M 热棘轮评定准则的补充。

参考文献

- [1] Design and construction rules for mechanical components of PWR nuclear islands[S]. RCC-M,2002.
- [2] Clement G, Lebey J, Roche R L. A design rule for thermal ratcheting, Pressure Vessel Technology 5th Int. conference on Pressure Vessel Technology[J]. ASME, 1984, 1: 251-264.
- [3] 法国设备设计建造规则协会. 金属快中子增殖堆核岛机械设备设计和建造规则 (RCC-MR) [S]. 2007.
- [4] 史巨元. 运用效率设计曲线评估热棘轮现象[J]. 冶金分析, 2006, 26: 53-55.

Research on Experiment Evaluation Method for Thermal Ratchet of Nuclear Equipment at CPR1000 Nuclear Power Station

Wu Shijian¹, Jing Ting¹, Xiong Guangming¹, Liu Le²

1. China Nuclear Power Engineering Co. Ltd., Shenzhen, Guangdong, 518124, China;
2. Nuclear and Radiation Safety Center, SEPA, Beijing, 100082, China

Abstract: For the question that RCC-M criteria can not make a security assessment for the ratchet phenomenon of some components, the experience analysis method of thermal ratchet was introduced, and a more detailed thermal ratchet analysis of the electrically heated pressurizer spray nozzle at the CPR1000 nuclear power plant was presented by the Efficiency Design Curve method and the Ratio Curve method. The results achieved indicate that the RCC-M thermal ratchet evaluation criteria are too conservative and the more accurate experience analysis method can improve the economics of nuclear power construction.

Key words: Thermal ratchet, Accumulated deformation, Efficiency design curve, Ratio curve

作者简介：

伍时建 (1986—)，男，工程师。2011年毕业于北京航空航天大学力学专业，获硕士学位。现主要从事核电站设计工作。

金挺 (1980—)，男，高级工程师。2007年毕业于中国科学技术大学工程力学专业，获硕士学位。现主要从事核电站设计工作。

熊光明 (1984—)，男，高级工程师。2007年毕业于哈尔滨工程大学工程力学专业，获学士学位。现主要从事核电站设计工作。

(责任编辑：张明军)