

文章编号：0258-0926(2015)S1-0026-04；doi：10.13832/j.jnpe.2015.S1.0026

CEPR 机组核岛设备材料系统设计优化

肖开华，宁方卯，雷亚伟，李中良

台山核电合营有限公司，广东台山，529228

摘要：结合核电厂材料的特殊要求、改进思路以及选用原则，从核电厂材料常见的老化、疲劳、腐蚀降级风险等方面，介绍了我国基于欧洲压水堆（EPR）技术的第三代核电 CEPR 机组的材料优化，为国内核电机组在设计阶段选择可靠、经济、安全的材料提供借鉴和参考。

关键词：核电厂；CEPR；材料

中图分类号：TB302 文献标志码：A

Optimization of CEPR NI Mechanical Equipment Material Design

Xiao Kaihua, Ning Fangmao, Lei Yawei, Li Zhongliang

Taishan Nuclear Power Joint Venture Co., Ltd, Taishan, Guangdong, 529228, China

Abstract: Considering the special requirements, optimization and selection principles for the mechanical material in nuclear power plants, the optimization of material in the CEPR unit is introduced in the terms of aging, fatigue, and corrosion degrading, to provide the reference for the selection of reliable, economic and safe material for domestic nuclear power units during the design stage.

Key words: Nuclear power plants, CEPR, Material

0 引言

法国核岛设备设计建造及在役检查规则协会（AFCEN）在借鉴 ASME 锅炉与压力容器规范的基础上，于 1993 年首次发布了 RCCM-1993。基于欧洲压水堆（EPR）技术的第三代中国先进压水堆（CEPR）核电机组的核岛机械部件设计制造遵循的规范是最新的 RCCM-2007^[1]。

根据核电厂材料使用的类别及要求，借鉴法国阿海珐集团（AREVA）在核电厂材料老化、疲劳、腐蚀现象的研究成果，我国第三代核反应堆 CEPR 在材料设计上进行了改进。本文对 CEPR 在材料设计方面的改进思路及特点进行总结，为国内核电机组在设计阶段选择可靠、经济、安全的材料提供参考。

1 改进原则

CEPR 与其他堆型一样大量使用低合金钢（含碳钢）、不锈钢（奥氏体/马氏体不锈钢）、镍基合金、硬质合金等。法国核电业界对核电厂材料进行了优化，优化改进工作主要是由 AREVA 及法国电力集团（EDF）在 AFCEN 及其他一些标准编制组织的框架下进行的。RCCM 对于核电厂材料的要求主要体现在：相比于其他行业，对于材料成分的控制更加严格；在制造的不同阶段都需要进行无损检测，保证材料没有不可接受的缺陷；首次使用的新材料需要进行详细的试验（即材料的能力验证），以确认材料性能；在制造文件中，需要记录基础的工艺参数。

设计人员在设计核电厂部件时不仅需要考

设计的先进性,还应考虑设计的可行性及经济性。比如大尺寸部件可以减少设备的焊缝数量,但同时需考虑大尺寸部件出现缺陷的几率也会增加,以及工厂的冶炼、锻造、加工能力是否可以达到设计要求。

核电厂是由多个系统组成的庞大体系,需考虑单体部件与其他箱罐、管道、阀门等的焊接/堆焊性能。此外,还需要考虑核电厂材料服役环境下特有的辐照脆化、高温、高压、一回路水环境等因素对于材料的影响。因此,AREVA 在材料设计选用阶段遵循如下原则:常规工业中具有良好性能的材料优先纳入备选材料;材料加工性能优良,可以加工成大尺寸的部件以尽量减少焊缝数量;材料相关性能需要进行妥协取舍,发挥材料的特点;材料具有良好的断裂韧性;

不锈钢材料需要考虑其热处理性能,具有良好的抗腐蚀能力;根据材料在常规工业及核工业的使用经验,避免使用多次发生失效的材料。

2 核电厂材料的老化

核电厂运行寿期内,材料可能受到应力、温度、辐照、振动和磨损等多种环境因素的影响,从而引起老化、疲劳、腐蚀等在役缺陷。受核电厂特殊的运行条件影响,老化机制集中在热老化及辐照脆化。AREVA 研究认为材料热老化主要机制及结论有:

(1) 低合金钢(LAS):高于 300,在晶界处产生 P 的偏析。大晶粒及高温环境对于热老化有重要影响。

(2) 铸造奥氏体不锈钢(CASS):在铁素体相中产生 Cr 沉淀,使铁素体相变脆,材料韧性下降。

(3) 马氏体不锈钢(MSS):在马氏体相中产生 Cr 沉淀,同时会增加氢脆敏感性。

压水反应堆运行温度在 300 左右,且运行时间长达 40 或 60 a,材料处于热力学不稳定状态,受不同热老化机制的影响。根据实践反馈,奥氏体及镍基合金对于热老化有良好的抵抗性能。

2.1 LAS 的热老化

AREVA 认为 LAS 的热老化类似回火脆性,会导致晶间裂纹敏感性的增加。热老化的机理可以归结为杂质元素在晶界处输运导致的杂质偏

析,特别是 P 的偏析。随着晶粒度的增大,其热老化倾向更加明显。因此,对于 LAS 的热老化问题,EPR 进行了如下改进:

(1) 严格控制材料成分。例如对于稳压器(PZR),本体中 P 的含量限制在 0.008% 以下,对于 PZR 更易受热老化影响的部位(如波动管嘴),P 的含量限制在 0.005% 以下。

(2) 优化制造工艺,避免产生粗晶。例如优化 PZR 内部堆焊工艺,控制热输入,限制热影响区的晶粒长大。

2.2 CASS 的老化

核蒸汽供应系统中的主泵和主管道都使用了 CASS 的设备或部件。CASS 的微观结构具有以下特点:双相;铁素体呈连续网状分布,含量 10%~25%;铁素体相化学成分:26%Cr+4%Ni+(4%Mo);晶粒大(1~5 mm 或更大)。

AREVA 根据实验认为 CASS 热老化机制为:高 Cr 的铁素体相在高温下分解析出沉淀硬化相 α' (90%Cr+10%Fe)。不锈钢铸件材料 CF8M 严重老化时,其维氏硬度达到 800 左右,使高 Cr 区的断裂韧性出现明显降低。为避免 CASS 热老化问题,CEPR 设计上最大限度地避免使用 CASS(只在主泵泵壳使用 CASS),同时对材料进行了优化,铁素体含量限制在 20%。经过在役 300~350,100000 h 热老化试验,其依然保持着适度的韧性。CEPR 主管道采用 CASS 制造,需防止其潜在的老化。

2.3 辐照脆化

辐照脆化是材料受中子辐照产生点缺陷导致的性能降级现象。在较低温度下,点缺陷的回复受到了限制,使材料硬化变脆;在高温下,点缺陷的结合会产生空穴或者气泡,导致材料肿胀。核电厂通常只考虑反应堆压力容器(RPV)堆内构件及燃料组件的辐照脆化现象。针对 RPV 的辐照脆化风险,EPR 在设计上增加了包围堆芯的重反射层,大大降低了 RPV 中子注量,寿期末(寿期 60 a,负荷因子 0.9)RPV 内壁快中子($E>1.0$ MeV)注量仅为 1.25×10^{19} n/cm²,而 CPR1000 机组寿期末(寿期 40 a,平均负荷因子为 0.8)RPV 内壁快中子注量为: 7.89×10^{19} n/cm²[2]。

3 核电厂材料的疲劳

疲劳是材料受循环应力的结果。根据载荷类

型及环境,疲劳可以分为以下几类: 机械疲劳: 由机械载荷导致; 热疲劳: 由温度变化导致; 热-机械疲劳: 由机械与热载荷共同作用导致; 腐蚀疲劳: 在腐蚀性环境下导致的疲劳; 蠕变疲劳: 由机械载荷在高温下导致; 磨损疲劳: 由 2 个部件接触摩擦导致。

AREVA 认为核电厂特别需要关注以下部位出现的疲劳: 没有充分支撑的仪表管线、传热管的振动疲劳; 冷-热水混合区域的热疲劳; 系统死管段液体分层或紊流产生的疲劳。

CEPR 针对材料疲劳问题进行了设计改进。例如,针对蒸汽发生器(SG)传热管的振动疲劳,改进了防震条(AVB)布置与选材。过去 AVB 的材质为表面镀铬的 600 合金,现在改用了更低摩擦系数的铁素体-马氏体双相不锈钢 Z6C13,从根本上防止了 AVB 镀铬层破裂导致的传热管磨损疲劳;AVB 数量增加到了 4 组,第 2 行外的传热管都得到了支撑固定,大大降低了传热管的振动水平^[3]。

4 核电厂材料的腐蚀

核电厂一回路介质带有一定的腐蚀性及放射性,一旦发生腐蚀泄漏,将对核电厂安全及人身安全造成巨大威胁。国内已有多个电厂因为二回路的腐蚀泄漏而发生跳机、停堆或机组状态后撤事件,因此核电厂对于腐蚀防护非常重视。设计时应选择对一次侧及二次侧流体具有良好耐腐蚀性能的材料,同时需要考虑材料系统的清洁方案及外部保护措施。

4.1 LAS 的腐蚀

Fe 氧化生成 Fe^{2+} ; Fe^{2+} 与水发生反应: $Fe^{2+} + 2H_2O \rightarrow Fe(OH)_2 \downarrow + 2H^+$ 。如果环境是封闭的,则溶液会酸化,溶液酸化会促进 Fe 的腐蚀。Fe 在水中是不稳定的,不可避免地会发生腐蚀,形成一层或强或弱的保护层。在核电厂二回路,Fe 的腐蚀会形成一层具有保护作用的 Fe_3O_4 。

Fe_3O_4 的溶解度取决于 pH,高的 pH 会降低 Fe_3O_4 的溶解,从而降低 Fe 的腐蚀,腐蚀速率同时与温度及氧含量相关。

LAS 的全面腐蚀会被通过的流体加速,即流体加速腐蚀(FAC)。影响 FAC 的主要因素有: 管道形状: 弯头、三通、减压器、变径管等较

直管更易发生 FAC; 流体速度: 当水的流速大于 6 m/s 时, FAC 更明显; pH: 如果 $pH > 9$, 则发生 FAC 的几率大大减小; 氧含量: 非常低的氧含量[小于 5 ppb (1 ppb= 10^{-9})]会增加 FAC 的几率; 温度: 发生 FAC 的温度范围为 100~300; 流体状态: FAC 发生在单纯的液态或气液两相流中,在干蒸汽中不会发生 FAC; Cr 含量: Cr 质量分数大于 0.1% 会大大降低 FAC 现象。在系统设计阶段必须考虑上述所有因素,针对二回路的 FAC 及全面腐蚀风险,CEPR 在设计上采用了更高等级牌号的 LAS(Cr 质量分数均大于 1%)。部分存在高 FAC 风险的管段(如电动主给水泵出口到高加进口处的管段)使用 P91 材料(Cr 质量分数达到了 8% 以上),CEPR 不再使用 FAC-1 类管线。在二回路水化学控制上,通过添加氨水及吗啉等,使 pH 保持在将近 10 的碱性环境,将大大抑制 LAS 的腐蚀行为。

4.2 不锈钢的腐蚀

不锈钢所具有的不锈性能是因其 Cr 质量分数大于 12%,经表面钝化形成稳定致密的保护膜(纳米级),严重限制了金属与水溶液间的传输。Cr 是导致 Fe 钝化的唯一合金元素,其他若干的元素会增强钝化现象,对于 Ni 基合金同样如此。Cr 的氧化物及氢氧化物能高效地提供这样的保护层。合金元素对材料腐蚀行为的影响有: Cr: 最主要的形成保护层金属; Mo: 提高钝化层的耐腐蚀性; Ni: 轻微增加全面腐蚀现象,较明显提高材料抗 SCC 性能; Cu: 提高材料在酸性环境下的耐腐蚀性能; N: 增加耐全面腐蚀性能,较明显提高材料耐应力腐蚀及点蚀性。

4.2.1 不锈钢的点蚀 点蚀是不锈钢的脆弱点,当不锈钢所处环境受到 Cl、F 的污染或制造过程中有 MnS 等夹杂时,会导致钝化层产生点蚀。点蚀抗力与 Cr 含量相关,18%Cr 的不锈钢较 13%Cr 的不锈钢具有更高的抗力,对于点蚀的抗力可以用耐点蚀当量 N 表征,即:

$$N = \%Cr + 3.3\%(\%Mo + 1/2\%W) + 16\%N \quad (1)$$

4.2.2 不锈钢的全面腐蚀 当不锈钢暴露在 Cl 污染的水溶液、海洋空气或被工业 SO_2 污染的大气等腐蚀性环境下,也可能发生全面腐蚀。国内核电厂都布置在沿海,普遍存在海洋盐雾腐蚀风险。因此不锈钢设备应在存储及运输过程中进行

保护。例如在 CEPR 建造阶段，就要求不锈钢材质设备在运输、存储、安装等过程需要内部进行氮气正压保护，外部使用 PE 材料包裹，不允许直接用手接触，并要求对清洁度进行控制。

4.2.3 不锈钢的晶间腐蚀 晶间腐蚀是在腐蚀性环境下发生在晶界的局部侵蚀的腐蚀现象。不锈钢晶间腐蚀的机制：碳化铬沉淀在晶界，造成相邻晶界区域的贫铬，发生腐蚀。由于不锈钢及镍基合金都含有一定量的 Cr，因此这两类材料对晶间腐蚀敏感。不锈钢在 450~800 °C 下，碳化铬沉淀相会在晶界出现。下列操作会导致不锈钢的晶间腐蚀敏感：热处理保温后，降温速率过慢；焊接；去应力热处理。CEPR 优化了焊接工艺，如主管道及波动管采用窄间隙自动焊接工艺，减少了热输入，保证了焊缝质量，而且要求对所有 1 级焊缝都进行手工或自动打磨，减小残余应

力，降低了不锈钢晶间应力腐蚀的风险。

5 结束语

针对核电厂材料最常见的老化、疲劳、腐蚀等失效降级风险第三代核反应堆 CEPR 对材料系统进行了的设计改进，这些改进可以为国内核电机组在设计阶段选择可靠、经济、安全的材料提供借鉴和参考。

参考文献：

- [1] AFCEN. RCCM2007压水堆核电厂核岛机械部件设计建造规则[S].2007.
- [2] DNMC. 岭澳核电站二期反应堆压力容器辐照监督大纲[S]. 2010.
- [3] AREVA. EPR™ Steam generator design basis report[S]. 2009.

(责任编辑：孙 凯)