

压水堆核电站反应堆压力容器顶盖在役检查

涂智雄, 官益豪

(三门核电有限公司, 三门 317112)

摘要:介绍了压水堆核电站反应堆压力容器顶盖劣化和失效案例, 以及核电机组的反应堆压力容器顶盖结构。结合案例分析了当前反应堆压力容器顶盖在役检查要求, 阐述了满足在役检查要求的反应堆压力容器顶盖在役检查技术, 分析了顶盖在役检查技术中表面检验和体积检验的技术难点以及解决措施。提出对我国压水堆反应堆压力容器顶盖实施定期在役检查的建议。

关键词:压水堆; 核电站; 反应堆压力容器; 顶盖; 在役检查

中图分类号: TG115.28

文献标志码: A

文章编号: 1000-6656(2014)02-0075-04

In-service Inspection of Pressurized Water Reactor Pressure Vessel Head

TU Zhi-xiong, GUAN Yi-hao

(CNNC Sanmen Nuclear Power Co Ltd, Sanmen 317112, China)

Abstract: This paper mainly introduces the cases of degradation and failure of reactor pressure vessel head (RPVH) in Pressurized Water Reactor (PWR) nuclear power plants, and the structure of RPVH of nuclear power units. It analyzed the current in-service inspection (ISI) requirements of RPVH, described RPVH ISI technology meeting the ISI requirements, and finally analyzed the technical difficult points of surface inspection and volume inspection and solutions. It proposed suggestions on periodical ISI for RPVH of domestic PWRs.

Keywords: Pressurized water reactor; Nuclear power plant; Reactor pressure vessel; Head; ISI

反应堆压力容器被视为核反应堆的“核心”, 作为核电站一回路压力边界的重要组成部分, 其结构完整性, 对于保障核电站及公众安全至关重要。

反应堆压力容器顶盖具有结构复杂、制造周期长、更换成本高、更换难度大等特点。其劣化或失效的主要模式表现为顶盖贯穿件一次侧应力腐蚀裂纹(以下简称“PWSCC”)。裂纹的存在及扩展将对一回路压力边界结构完整性构成威胁。

在役检查是确保核设备结构完整性的有效措施之一。国外相关机构总结分析了反应堆压力容器顶盖劣化或失效的主要形式, 并因此制订了顶盖的役前及在役检查标准及检查要求。主要分析了当前反应堆压力容器顶盖在役检查要求, 并总结了满足要求的顶盖在役检查技术。

1 反应堆压力容器顶盖结构

就反应堆压力容器顶盖结构而言, 其封头结构分为整体式和分段式两种。顶盖上布置有贯穿件, 贯穿件材料通常为 Alloy 600 合金或 Alloy 690 合金等。早期二代压水堆核电机组的反应堆压力容器顶盖主要采用分段式结构, 贯穿件材料采用 Alloy 600 合金。由于 Alloy 600 合金抗 PWSCC 能力较差, 因此在顶盖贯穿件出现的顶盖裂纹事件较多。随着核电技术的发展, 锻件制造技术水平的提高及 Alloy 690 合金的开发及应用, 后续核电机组反应堆压力容器顶盖作了设计改进, 普遍采用整体式封头结构, 贯穿件材料改用 Alloy 690 合金。整体式封头结构减少了封头与法兰之间的环焊缝, 增强了结构完整性, 同时 Alloy 690 合金材料具有更优良的抗 PWSCC 性能。具体到各核电机组的顶盖设计, 由于堆型不同, 其具体设计也存在一定差异。

目前在建三门核电 AP1000 机组反应堆压力容器

收稿日期: 2013-05-03

作者简介: 涂智雄(1986—), 男, 助理工程师, 主要从事核电站在役检查工作。

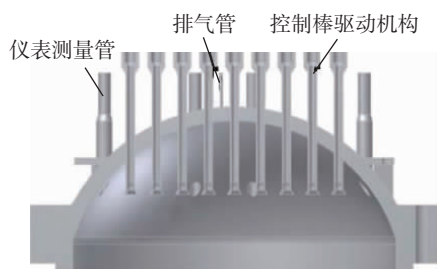


图1 AP1000 机组反应堆压力容器顶盖

器顶盖为整体式封头结构,如图1所示。顶盖上装有69个控制棒驱动机构贯穿件、1个排气接管贯穿件,贯穿件材料为Alloy 690合金。另外,顶盖设置8个仪表测量管,用于堆芯相关仪表管线通过,替代传统底封头设置仪表测量贯穿件的结构设计。

秦山一期的反应堆压力容器之前使用的顶盖为分段式封头结构,顶盖贯穿件为Alloy 600合金材料,顶盖上装有37个控制棒驱动机构贯穿件、2个温度测量贯穿件、1个排气管贯穿件,底封头装有30个中子测量贯穿件。考虑Alloy 600合金抗PWSCC能力较差,秦山一期后来对其反应堆压力容器顶盖进行了更换,更换后的反应堆压力容器顶盖为整体式封头结构,顶盖贯穿件材料为Alloy 690合金。

2 反应堆压力容器顶盖失效的主要形式

目前最常见的反应堆压力容器顶盖劣化或失效模式表现为由PWSCC产生的顶盖贯穿件裂纹。顶盖贯穿件贯穿性裂纹导致冷却剂泄漏,泄漏的冷却剂腐蚀顶盖基体金属,导致顶盖基体金属壁厚减薄,从而威胁一回路压力边界结构完整性。

1991年9月,法国首次发现控制棒驱动机构和仪表测量管座出现裂纹,导致一回路冷却剂泄漏。此事引起国际原子能机构(IAEA)和其他核电国家的高度重视,随后,法国、比利时、瑞典、瑞士、西班牙、日本等国家均对本国压水堆核电站反应堆压力容器顶盖进行了无损检验,发现近2%的顶盖贯穿件存在轴向裂纹,随即采取措施对裂纹进行进一步检验跟踪或修复缓解,其中有核电站因为其顶盖贯穿件应力腐蚀严重或顶盖材料对PWSCC敏感,需要对反应堆压力容器顶盖进行更换。

2001年2月,美国奥克利3号机组(ONS 3)发生反应堆压力容器顶盖外表面硼酸泄漏事件。该泄漏是在对反应堆压力容器顶盖进行目视检查时发现的。通过进一步的检验发现,顶盖上9根控制棒驱

动机构(CRDM)管座上共存在47处裂纹显示,其中有一处为贯穿性裂纹、还有一处为非贯穿性裂纹但内壁存在针孔显示。

2002年2月,美国Davis-Besse核电站检查反应堆压力容器顶盖发现贯穿件裂纹。该贯穿件裂纹引起冷却剂泄漏导致贯穿件周边母材严重腐蚀,最小壁厚处已减薄至9.5 mm(堆焊层厚度),严重威胁一回路压力边界的结构完整性。

3 反应堆压力容器顶盖检查要求

上述由于顶盖贯穿件裂纹导致顶盖完整性破坏或冷却剂泄漏的事件,引起了核电各国对顶盖结构完整性的广泛关注,各国纷纷制定措施,在现有法规基础上制定了顶盖补充检查要求。

美国核管会(NRC)分别于2001年8月和2002年8月先后两次发布公告(Bulletin 2001-01和Bulletin 2002-01),要求美国各核电厂提供反应堆压力边界结构完整性信息、依据以及后续检查计划等。

2002年8月,NRC再次发布公告Bulletin 2002-02,对公告Bulletin 2001-01和Bulletin 2002-01进行了总结,并建议美国各压水堆核电厂在目视检查基础上对顶盖进行补充检查(如体积检查和表面检查),并建议了补充检查方法和频度。

2003年2月,NRC发布管理指令EA-03-009并立即生效、强制执行。该指令指出镍基合金易发生PWSCC,而且PWSCC的敏感程度与运行温度和时间密切相关。若仅按照ASME XI卷要求对顶盖实施VT-2目视检查,可能检测不到顶盖贯穿件管座裂纹导致的微小泄漏,这种泄漏可能进一步导致裂纹的产生、以及顶盖基体金属的腐蚀。此外,该指令还具体给出了PWSCC敏感程度计算方法、顶盖检查方法和频度要求等。

2006年3月,ASME委员会更新发布规范案例ASME XI Code Case N-729-1。该规范案例对压水堆核电站反应堆压力容器顶盖役前及在役检查的范围、检查方法、检查频度、验收标准等作了指导性规定。

随后,联邦法规10 CFR 50.55a将EA-03-009和规范案例N-729-1纳入其中。并强制要求美国各压水堆核电站按规范案例N-729-1扩大其反应堆压力容器顶盖在役检查范围,以替代EA-03-009的检查要求。

ASME规范案例N-729-1规定了顶盖贯穿件本

体及其焊缝相关区域增加的检查要求,包括检查范围、检查方法、检查频度和验收标准等,如表 1 所示。

表 1 规范案例 N-729-1 检查要求

受检部件	检验方法	检验频度和范围
600 合金贯穿件和 82/182 合金焊缝	目视检查	每次换料大修
600 合金贯穿件和 82/182 合金焊缝	体积检查 表面检查	检查所有接管,每 8 年或 RIY ¹⁾ =2.25 之前,取小者
抗 PWSCC 材料的贯穿件和焊缝	目视检查	每三次换料大修或 5 年,取小者
抗 PWSCC 材料的贯穿件和焊缝	体积检查 表面检查	检查所有接管,不超过一个检查间隔(一般为 10 年)

注:1) RIY:Reinspection years,重复检查周期。

我国大部分核电站在役检查主要参考 ASME 规范或 RSEM 规范执行。目前,ASME XI 卷和 RSEM 规范对反应堆压力容器顶盖贯穿件检查以目视检查要求为主。目视检查主要关注是否有硼酸泄漏的痕迹,以判断反应堆压力容器顶盖是否存在劣化迹象。但目视检查的缺点在于不能及时发现贯穿件中早期形成的缺陷,对顶盖劣化或失效的预防作用有限。随着我国核电机组运行年数的增加,对反应堆压力容器顶盖结构完整性的日益关注,国内已有核电站对反应堆压力容器顶盖贯穿件实施了补充检查(如涡流检查和超声检查)。通过这些补充检查措施及时发现顶盖可能存在的劣化或失效迹象,从而为顶盖修理或更换留有足够的时间裕量。

可以预见,随着我国核电技术的发展,核电设计、建造、管理要求的提高,对反应堆压力容器顶盖的检查要求将趋向更高。以三门核电 AP1000 机组第三代核电技术为例,其反应堆压力容器顶盖不仅在设计和制造上进行了优化和创新,如采用整体式封头结构、贯穿件材料选用 Alloy 690 合金、制造阶段无损检验要求高等,为进一步确保反应堆压力容器顶盖结构完整性,还对反应堆压力容器顶盖提出了更高的在役检查要求。AP1000 机组不仅要求对反应堆压力容器顶盖贯穿件及其周围区域定期进行有效的目视检查、对顶盖仪表测量管堆焊管座及焊缝进行表面和体积检查,还要求参照规范案例 N-729-1 对顶盖贯穿件及其焊缝进行表面检查和体积检查。

4 反应堆压力容器顶盖检查技术

反应堆压力容器顶盖贯穿件的狭窄空间布局、

焊缝的曲面结构以及所处的高放射性环境,决定了顶盖贯穿件的在役检查具有技术难度较大、工期较长的特点。其技术难点主要包括两方面:其一为需要可实现自动化,并保障从顶盖内部接近的可达性和探头贴合效果的检查装置;另一为满足缺陷探测和定量要求的检验方法。

顶盖自动化检查装置根据功能可分为定位平台和扫查器两个模块,两者配套使用。定位平台用于运载扫查器至不同的贯穿件位置。目前主要有两种类型的定位平台,即基于多轴联动的机械手和可沿固定导轨三维直线位移的定位底座。扫查器用于携带检测探头执行对检验区域的自动扫查。针对不同类型贯穿件的扫查,通常需设计满足其结构尺寸特征的扫查器。

根据规范案例 N-729-1 的检查要求,顶盖贯穿件的在役检查应采用目视、表面、体积三种检验方法。目视检验用于从顶盖外表面检查贯穿件及其 J 形焊缝周围是否存在冷却剂泄漏痕迹,可采用直接目视或间接目视方法。表面和体积检验用于从顶盖内表面检查贯穿件及其 J 形焊缝是否存在裂纹等危险性缺陷。表面和体积检验区域如图 2 所示。

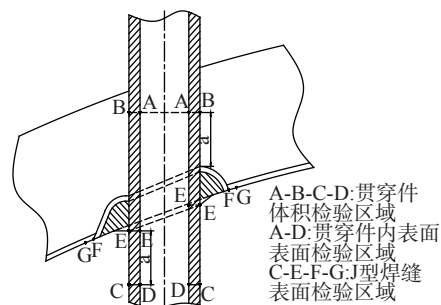


图 2 顶盖贯穿件检验区域

贯穿件本体和 J 型焊缝的表面检查,采用涡流检验方法可取得较好的检测效果,亦便于自动化检查的实施。贯穿件 J 型焊缝的外表面检验区域,是执行涡流检验的主要难点。该区域为类似于马鞍型的曲面结构,随着贯穿件在顶盖上位置不同,曲面结构也相应不同。为保障涡流探头对此区域的全覆盖,一方面依赖于可兼容适应不同曲面结构的探头夹持装置;另一方面,采用阵列布置的组合涡流探头,以降低探头夹持装置对 J 型焊缝拐角区的覆盖难度。

体积检查则采用超声检验方法。为提高检测效率,通常将从贯穿件内部接近的超声和涡流探头集成在一个探头组件上,实现同步扫查。超声检验方

法用于探测贯穿件本体和 J 型焊缝的内部缺陷,并精确定量。对于 J 型焊缝,可采用相控阵探头从贯穿件内部接近受检区域进行扫查,如图 3 所示。也可布置多个单一角度的探头,以替代相控阵探头的大角度范围扫查。

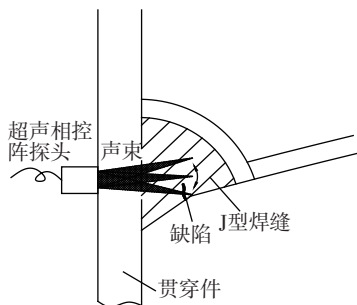


图 3 相控阵探头扫查布置

针对贯穿件本体,当前一般采用衍射时差法 (TOFD) 检测技术,该技术逐步替代传统横波检测技术,广泛运用于顶盖贯穿件的在役检查。其主要优点为对平面型缺陷显示敏感且基于尖端衍射波的缺陷测高方法具有较高的定量精度(定量精度一般可达到 $\pm 2\text{ mm}$)。其典型信号如图 4 所示。

5 结语

目前,美国的顶盖贯穿件在役检查的规范依据是 ASME XI 卷规范案例 N-729-1。该规范案例以



(上接第 46 页)

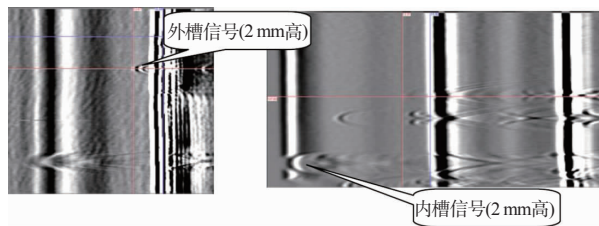
中一个象限的放源管,选择这些 U 型管进行偏心法透照便能满足区域最佳透照效果,其他象限放源方式与此象限对称。

5 工装

实际照相时需要设计将源导管固定在管板上的工装,按照管孔相互位置制作专门的固定装置,如图 6 所示。

6 结语

由于实施透照前期工艺编制时在 CAD 图中绘制出了透照胶片布置方案及所用到的放源的 U 型管的位置,对实际透照具有很好的指导操作的作用,



(a) 外槽信号

(b) 内槽信号

图 4 贯穿件本体典型 TOFD 信号

世界顶盖运行经验反馈以及失效分析为基础,规定了不同材料顶盖贯穿件的检查范围、检查方法、检查频度和验收标准等内容。案例在现有法规要求的目视检验基础上,增加了对贯穿件危险区域的表面和体积检验方法的应用。该规范案例的执行有利于缺陷在早期形成阶段被及时发现,对顶盖劣化和失效的预防具有重要意义。

从国外顶盖贯穿件在役检查实践来看,采用超声和涡流相结合的方法,可取得较好的检测效果,满足规范案例 N-729-1 的体积检验和表面检验要求。特别是超声 TOFD 技术的应用,对裂纹自身高度具有较好的定量精度,为判断裂纹尺寸是否满足验收标准提供有效依据。对于我国各压水堆的反应堆压力容器顶盖,运行环境相似,贯穿件结构尺寸也较为接近,因此,检查技术具有较广泛的适用范围。

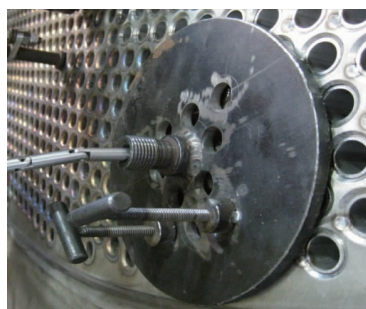


图 6 导源工装

对提高透照效率及透照质量具有重要作用。其同时能减少大量试验性废片的出现,也可用于检测完成后出具 RT 检测报告时,作为布片图附在检测报告中,更详细地还原出透照时的布片方式。

欢迎网上投稿

网址: www.mat-test.com