

Research on the Commissioning of Cooling Water System for Nuclear Power Plant Equipment

Hangwei Yuan

China Nuclear Guodian Zhangzhou Energy Co., Ltd., Zhangzhou, Fujian, 363000, China

Abstract

The equipment cooling water system is an important auxiliary system during the operation of nuclear power plants, which covers the peripheral facility systems and nuclear islands of the nuclear power plant. Regardless of the operating conditions, it needs to meet the requirements of stable operation. Therefore, the logical functions and performance of various equipment must be carefully verified when debugging the equipment cooling water system. In this study, the author will first briefly introduce the equipment cooling water system, then analyze the commissioning issues of the nuclear power plant equipment cooling water system, and finally draw the conclusion that in the process of commissioning the nuclear power plant equipment cooling water system, relevant personnel can comprehensively use fluctuation box test, electric pump test, flow setting test, and automatic inter column switching test, which can achieve good results.

Keywords

commissioning; equipment cooling water system; nuclear power plant

核电厂设备冷却水系统调试研究

袁航伟

中核国电漳州能源有限公司, 中国·福建 漳州 363000

摘要

在核电厂运行过程中设备冷却水系统属于重要的辅助系统,其涵盖了核电厂外围设施系统以及核岛,无论处于哪种运行工况均需要满足稳定运行的要求。所以,在调试设备冷却水系统时必须仔细验证各种设备逻辑功能与性能。在本次研究中笔者将先简单介绍设备冷却水系统,然后分析核电厂设备冷却水系统调试问题,最终得出结论在调试核电厂设备冷却水系统的过程中,相关人员可以综合运用波动箱试验、电动泵试验、流量整定试验以及自动列间切换试验,可以取得较好效果。

关键词

调试; 设备冷却水系统; 核电厂

1 引言

冷却水系统在工业循环设备控制与管理过程中较为常见,当存在复杂运行环境时,虽然冷却水控制系统复杂程度较高,但是能保证运行安全性、稳定性。除此之外,针对那些用户分散、用户数量多、水量大的管控区域,冷却水系统也可满足运行要求。设备冷却水系统属于专门的安全系统,相关人员在调试工作中需要注意波动箱、电动泵、流量整定以及自动列间切换等方面的情况。

2 设备冷却水系统概述

2.1 设备冷却水系统设计功能

首先,在正常以及异常工况下,其都可以完成核电厂各种核岛热交换器冷却工作。其次,热量通过厂用水系统转移,

之后在热交换器中被排放到终极的冷却媒介—海水。最后,设计了一道隔离层位于核岛热交换器与海水之间,其目的是阻止放射性液体渗透到海水中,确保在依赖海水冷却的过程中,所有核岛热交换器不会遭受沉积物积聚或腐蚀等损害^[1]。

2.2 设备冷却水系统结构

在设备冷却水系统的架构设计中,采用了独特的双层保障模式,即一个共享环路和两个独立的防护单元。共享环路由任一防护单元负责供应,而整个系统在两个运行单元之间通过特定的共用区域进行连接。每个防护单元内部结构严谨,包含一个动态调节箱,两台全负荷设备冷却水泵,两台半负荷的 RRI/SEC 热交换器,以及一系列管道阀门。

在实际操作中,设备冷却水系统的布局策略取决于用户的位置需求,遵循着“主干线—分支—主干线”的逻辑。每个分支线路均独立连接到单一的冷却水用户,最终,每个分支线通过供水和回水母管相互连接。防护单元的冷却水用户包括:用于剩余热量排放的热交换器和泵、安全注入泵及

【作者简介】袁航伟(1996-),男,中国福建上杭人,本科,助理工程师,从事核岛工艺系统调试研究。

其电机、设备冷却泵、上充泵房的应急通风系统中的空气冷却盘管以及电气厂房的冷冻水系统的冷凝器。至于共享回路，主要服务于核岛内数量众多的热交换器设施。这样的设计旨在确保系统的高效运行和安全性。

3 核电厂设备冷却水系统调试

3.1 波动箱试验

在核电厂设备冷却水系统中波动箱属于重要组成部分，相关人员可通过调整其液位变化情况对系统运行实施干预。若是发现波动箱存在较低液位，需要考虑系统外漏、温度降低等因素，若是液位降低情况达到一定程度，已经无法通过正常补水加以解决将会导致危急水位报警，引发相关应急操作。波动箱是由浮筒式液位开关和液位变送器组成。

波动箱试验中产生不同指示的情况，液位变送器 RRI001MN 液位指示为 1.40m，RRI013MN 液位指示为 1.46m，RRI015MN 液位指示为 1.46m。虽然两者拥有相同的液位指示，但是 RRI001MN 液位指示比其低 0.6m，其中 RRI015MN 液位指示最接近就地磁翻板液位。

首先，需确保所有液位计的零点设定准确无误，保持在同一水平。其次，严格安装变送器的正压和负压室，确保正压室内无任何空气残留。负压室应与波动箱阀门相连并保持常开状态。通过初步分析，发现 RRI001MN 的液位读数存在偏差。为了验证，我们采取了拉伸软管的方法来检测变送器正压室的引压管，其显示的液位与 RRI001MN 的读数一致。结合相关工作实践可知，三个表存在相同问题可能性为零，可以确定有共通性影响因素存在。

波动箱属于密封容器，相关人员无法直接通过眼睛观察其内部，但波动箱分别为高高、高、低、低低液位设置了四个液位开关^[2]。其所采用的液位感应装置为浮桶型液位开关，当液体上升，浮桶也随之升高，进而触发开关报警，此时的液位高度即定义为报警液位。若需排查哪个液位计出现故障，可以通过补液方法进行识别，实验结果显示磁翻板液位计在高报警时的表现与预期相同。

波动箱内部配置了压差式变送器，其正压部分与负压部分分别与波动箱下部的排水管和顶部的空气侧相连。推测问题的起因可能是波动箱与 RRI001MN 的负压腔未正确连通，微小的压差导致液位读数偏低。波动箱顶部的排气管与核电站辅助厂房的通风系统相连，风扇通过此管道抽取空气，造成波动箱内产生负压。为了验证假设，将波动箱顶部的气管接回，并封闭一端，结果显示液位与磁翻板液位计吻合，这表明 RRI001MN 存在故障，可能是负压腔漏气或阻塞。经过详细检查，确认负压腔确实存在阻塞，使用压缩空气清扫后恢复了畅通，重新连接后液位指示恢复正常。

根据此种情况可知，对于不与大气直接连通的容器来说在调试过程中确定其液位变送器负压腔通畅性十分重要，相关人员需要保持关注。

3.2 电动泵试验

电动泵是设备冷却水系统主要动力来源，若是其无法正常工作将会引发停机、停堆等问题，因此借助试验确定电动泵性能非常有必要。

在开展 RRI1001PO 运行试验时，产生了旋液分离器出口管段与机械密封冷却水管之间温度过高的情况，在设备的冷却水温度稳定在 20℃时，检测到出口管道的温度升高至 36℃。旋液分离器底部及进水管的温度同样保持在 20℃。当该旋液分离器启动运行，泵开始工作，它会引导产生高压水流沿切线方向进入旋液分离器。随后，经过处理的高压清洁水会分成两路，一路通过上部流入限制流速的 RRI1001PO 板进行减压操作，然后这些水会被引导至机械密封进行冷却，最终回流至泵的叶轮入口。而旋液分离器下部的水则直接返回到泵的人口处。

相关人员认为导致此种情况出现的原因可能是在旋液分离器出口管段与机械密封冷却水管之间进入了机械密封水，从而使该管段拥有比正常情况下更高的温度。由此可知，设备冷却水在 20℃时，经过旋液分离器后无法升温至 36℃，这暗示了机械密封摩擦产生的热量已使密封水与冷却水发生了接触。机械密封中出现热水流出，揭示了旋液分离器顶部出口可能存在低压状况，可能是由于旋液分离器故障或是入口管道阻塞所致。

应暂停泵的运行并进行拆解检查，首要任务是确认旋液分离器是否完好，进水管是否被阻塞。泵的出水管接头配有流量限制孔板，但根据维修手册，此处并无此配置。经与制造商确认，此处只有一个孔板接头连接到机械密封。进一步拆解热能释放的管段以检查，证实该段管道的连接是全通的。

现场检查发现，限流孔板的安装位置与泵维修手册描述不符，这归咎于制造商的装配不当。解决方案是交换接头的位置，重新启动泵后，过热问题得到解决。随后，对所有机组的冷却泵进行了检查，发现类似问题并逐一进行了修复。

执行 002PO 泵性能试验过程中，当为额定工况点泵扬程时均为 2652m³/h 的流量，与设计要求有一定差距。

分析认为当泵处于非气蚀状态时，在性能曲线中扬程以及流量应该呈线性关系，泵扬程会受到泵叶轮外径与转速的影响。

因为 001PO 与 002PO 拥有相同性能以及参数，相关人员认为测量系统是导致此种情况出现的原因。流量测试系统中配置了压差变送器、流量孔板以及引压管，所以想要确定导致流量变小的原因应从这三方面入手。

检查发现流量孔板正负压腔均处于正常连接状态，随后进行了变送器的检验，确保正负压室均能流畅无阻地排水，未发现任何堵塞现象，流量在检查前后的读数保持一致。重新校准变送器后，流量测量值并未发生变化。

对流量孔板的安装进行了核查,采用的是法兰取压的标准孔板设计,应用于设备冷却流程中,孔板安装于回水管线上,形成自上而下的水流路径,采用的是柔性密封结构。

鉴于流量孔板需装入管道内,只能检查手柄,通过拍照确认下方并无孔板的标识编号,从而证实限流孔板的安装有误。

当限流孔板装反,它并不会完全阻止水流,而是会减少流量。在实践中,专业人员主要依据流体连续性定律和伯努利定理来利用流量孔板测量流量。根据节流原理,当流体流经文丘里喷嘴、长径喷嘴等节流装置时,流束会在这些节流元件处发生局部收缩,导致流速增加,进而降低静态压力,最终导致节流元件前后的压力差^[9]。

拆卸孔板并重新规范安装孔板后达到了 2862m³/h 的流量,与泵流量特性变化情况相符。

3.3 流量整定试验

流量不足是影响设备冷却水系统流程平衡的关键因素,由于设备冷却水拥有较多用户,所有用户都可通过手动调节阀和限流孔板进行流量控制。根据系统手册的规定,通常情况下单台泵就能满足用户高达 2820m³/h 的流量需求。在常规操作模式下,除了余热排出喷淋交换器和安全喷淋交换器用户暂不启用,其余所有用户都应保持运行。在公用设施中,除了化学和容积控制系统以及蒸发器排污系统的特定部分外,其余部分皆需处于正常运转状态。当进入安全壳喷淋工作模式,仅有余热排出交换器停止运作,此时流量需求降至 2100m³/h,远低于泵的最大设计流量。如果两台泵同时运行,当包括化学系统、余热排出喷淋交换器等在内的部分用户启动时,总的流量需求可能达到惊人的 3800m³/h。

通过以上分析确定在调整好常规工况下的用户流量需求后,系统能够满足其他不同工况下的流量设定。由于每列配置了两台满负荷的泵,正常测试期间只需一台泵就能满足流量测试要求。对于在试验中发现性能较低的 A 列 1# 泵和 B 列 4# 泵,在调试过程中会直接利用它们来调整 A 列、B 列及其他用户的流量。

为了防止泵超负荷运行,试验开始之初应一次性投入所有运行用户,考虑到设备冷却泵位于泵房的 +7m 高度,所有用户与泵之间基本距离相同,可以按照先大后小的顺序整定用户。在开展整定工作时需要标记好所有用户调节阀开度。

3.4 自动列间切换试验

设备冷却水系统与重要厂用水系统列间切换就是在一

列设备冷却水系统或重要厂用水系统泵无法正常工作时满足其所在列压力开关动作条件将会自动启动备用系统与泵,若是 A 列重要厂用水系统泵失效,RR11025SP 低触发,同一列的设备冷却水系统、重要厂用水系统泵启动,反之同样如此。

在自动列间切换测试期间,关键问题是厂用水系统的低压开关 RR1025SP/026SP 未被激活,导致一系列无法顺利切换的状况。这两个开关都设于贝类过滤器的入口一侧。厂用水系统分为两列,各自为设备冷却系统的两列提供冷却,水流经板式热交换器后进入虹吸井。两个厂用水系统的虹吸井之间有连接,当液位超过堰的高度时,多余的水会从出水管排出,该出水管位于水面之下。当两列泵停止工作,泵出口的止回阀会自动关闭,此时,借助虹吸效应,水会充满厂用水系统的管道。

分析认为,此种问题主要根源是仪空通道断路或压力开关无法正常动作。在操作中首先检查仪控回路,确定通道处于正常状态。然后检查压力开关定值,结果两个压力开关定值均为 40kPa,满足设计要求。最后测量实际静压差,确定存在 57~60kPa 静压,相较于压力开关低定值明显更大,使得其启泵信号无法顺利发出。

在正常运行状态下一台泵的压力开关处应为 250kPa 压力,出于保证压力开关定值合理的目的,将其调至 65kPa。结束定值调整后,压力开关能正常动作。存在停运海水侧压力开关存在较小定值的情况,这主要是受到了设计因素的影响。

4 结语

在核电厂设备冷却水系统调试工作中,相关人员需要从波动箱、电动泵、流量以及压力开关等方面入手,合理开展相关试验以及检查工作,分析系统在各部分存在的问题,确定问题根源并加以解决,以此为系统在各工况下正常运行提供保障。

参考文献

- [1] 杨庆,罗泳,翟建松.核电厂设备冷却水系统安全列全寿期大修优化[J].中国核电,2024,17(1):101-105.
- [2] 邢尚鹏,隋阳.核电厂设备冷却水系统动态可靠性评估方法[J].科学技术与工程,2022,22(23):10092-10101.
- [3] 官辉,郭鹏昌,肖磊全.核电厂设备冷却水系统温度控制方式改造与实践[J].电子技术应用,2021,11(S1):206-210.