

文章编号: 0258-0926(2015)01-0120-04; doi:10.13832/j.jnpe.2015.01.0120

# 三门核电 AP1000 厂用水系统可用性分析

孔伟杰

中核集团三门核电有限公司, 浙江三门, 317112

**摘要:** 分析三门核电有限公司百万千瓦级先进压水堆核电站 (AP1000) 厂用水系统的运行需求及循环水系统的检修要求, 通过分析认为循环水系统检修将造成厂用水泵不可用, 对电厂的安全可靠性带来不利影响。针对该问题提出解决方案, 解决循环水系统维护与厂用水泵可用性之间的冲突, 提高了电厂运行的安全性。

**关键词:** 厂用水泵; 循环水系统; 检修; 可用性

**中图分类号:** TL99 **文献标志码:** A

## AP1000 Service Water System Availability Analysis in Sanmen NPP

Kong Weijie

CNNC Sanmen Nuclear Power Company, Sanmen, Zhejiang, 317112, China

**Abstract:** Service water system operation requirements and circulate water system maintenance needs are analyzed, and it is determined that the circulate water system maintenance will result in the availability of service water pumps. Solutions are proposed to resolve the conflicts between the circulate water system maintenance and the service water system availability, that will improve the safety and economy of the plant.

**Key words:** Service water pump, Circulating water system, Maintenance, Availability

### 0 引言

三门核电有限公司采用西屋公司设计的百万千瓦级先进压水堆核电站 (AP1000) 技术。传统二代核电中的重要厂用水系统在 AP1000 中虽然成为非安全系统, 但仍承担重要的深防御任务。概率安全分析中, 事故情况下通过冷却设备冷却水带出堆芯余热, 减少安全系统动作的概率, 降低堆芯熔毁概率。

从风险性和经济性两方面考虑, 要求厂用水系统在功率运行期间单列运行, 而在停堆冷却期间需要两列都可用。三门核电厂用水泵布置在循环水泵的上游, 与 1 台循环水泵共用前池。这样的设计在一定程度上节省了厂房空间设计, 但使得循环水系统的检修直接影响到厂用水的可用

性, 严重影响到电厂的安全性。

### 1 问题分析

#### 1.1 厂用水系统简介

厂用水系统 (SWS) 由 A、B 两列组成, 每列包括 1 台 100% 容量的厂用水泵、泵出口电动隔离阀、1 台自动反冲洗过滤器及相关的管道、阀门和控制仪表。在反冲洗过滤器下游布置有设备冷却水系统的板式热交换器, 2 列板式热交换器上下游都有连通桥阀, 以使厂用水泵可为任 1 台热交换器提供冷却水<sup>[1]</sup>。

三门核电厂 1 台机组布置有 2 台 50% 容量的循环水泵。海水经共用的取水口取水后, 流入 4 条取水暗渠; 每条暗渠中均布置有旋转滤网, 用

收稿日期: 2014-03-10; 修回日期: 2015-01-12

作者简介: 孔伟杰 (1981—), 男, 高级工程师, 现从事核电厂设备可靠性、系统监督等研究工作

以过滤海水中的杂质。每 2 条暗渠汇流到前池为 1 台循环水泵供水，厂用水泵即布置在其中的 1 条暗渠中。

正常运行期间，厂用水泵从循环泵房的吸水暗渠取水，经过过滤器过滤后将冷却水送至设备冷却水系统（CCS）的热交换器导出热量。经过热交换器后的厂用水排入循环水系统排水箱涵，进而排入大海。SWS 的系统配置可满足 1 台厂用水泵为任何 1 列设备的冷水热交换器提供冷却水，当运行的厂用水泵故障时，备用泵启动为同列热交换器提供冷却水<sup>[1]</sup>。

与传统二代核电站不同的是，SWS 和 CCS 均不承担安全相关功能，都是非安全相关系统。但是，当发生失去厂外电事故时，2 台厂用水泵都将自动带载启动，为同一列设备冷水热交换器提供冷却，仍承担重要的纵深防御功能；尤其是在一回路开口期间，反应堆除低压安注功能外，没有其他排出余热的手段，厂用水冷却功能失效将增加堆芯损坏概率（CDF）。

## 1.2 厂用水系统运行需求分析

在功率运行期间，1 列 SWS/CCS 投入运行带走一回路设备产生的热量，另一列处于备用状态。单列故障时，备用列启动可以避免反应堆停堆。

在电厂正常停堆冷却期间的第一阶段，通过蒸汽发生器从反应堆导出堆芯余热，SWS/CCS 一列运行，另一列备用。

当一回路温度低于 177℃，进入停堆冷却第二阶段，通过余热排出系统（RNS）导出堆芯余热，此时 2 列 SWS/CCS 需投入运行。如单列故障，则一回路冷却速率下降，但不会造成安全事故。

在大修期间的一回路开口工况上部堆内构件就位期间，2 列 SWS 均必须可用。该要求的依据是，在停堆工况下，SWS 系统通过 CCS 为 RNS 提供非安全相关的冷却手段。失去 RNS 冷却将带来较大的核安全风险。在此前提下，要求两列 SWS 必须可用，否则电厂不能进入这些工况。如已进入，必须在 12 h 内采取措施恢复 2 台泵运行或退出这些工况。

考虑检修导致的不可用，厂用水泵的检修应在时间上避开 SWS 为 RNS 提供冷却的期间，设计方建议放在功率运行期间进行。由于厂用水泵设计上只有 2 列各 1 台泵，功率运行期间检修其

中 1 台，只有 1 台泵可运行。一旦运行列失效，将丧失整个系统。这在国内已运行核电站中还缺乏先例。因此即便是正常检修，也应尽量缩短检修时间。

另外，AP1000 标准设计针对的是内陆核电，相应的厂用水泵为淡水泵，而三门核电站为沿海厂址，相对标准设计作了适应性修改，厂用水泵为立式长轴海水泵，共有 6 段轴，且径向轴承采用海水润滑。

长轴海水泵可靠性较淡水泵为差，且三门海域海水中泥沙含量较高，水质较差，易对径向轴承造成过度磨损，可靠性较采用清洁水润滑的轴承低。

在检修工期上，长轴泵检修工期也比一般泵长。初步评估，标准设计中的淡水厂用水泵检修工期大约 3~5 个工作日，而由于长轴厂用水泵安装及拆除的工作耗时较长，整个检修工期约耗时 10 个工作日（每个工作日计时 8 h，下同）。

设计方提供的概率安全分析输入中，厂用水泵每年的检修时间为 7 个工作日，其中包括 4 个工作日的预防性维修及 3 个工作日的纠正性维修。考虑 2 列检修，则检修导致的单列不可用的总时间为 14 d，相应的单列不可用率为 3.8%（以 18 个月换料周期计算，下同）。

三门核电站厂用水泵的预防性维修以 10 个工作日计，纠正性维修以 8 个工作日计，则检修导致的单列不可用的总时间为 36 个工作日，相应的单列不可用率为 6.7%。

以上计算中未考虑循环水系统检修导致的厂用水泵不可用。通过下文的分析可知，考虑循环水系统检修后，厂用水系统单列不可用总时间将达到 120 d 左右，相应的单列不可用率将达到 21.9%，大大超过设计输入值。

## 1.3 循环水系统检修对厂用水泵的影响

循环水泵供货方提供的模型试验表明，在连续运行 2 a 后，循泵叶轮仍有足够强度，如每 2 a 对循泵进行适当的预防性维修，循环水泵可持续运行。

按照此试验，原则上电厂开始阶段应按照厂家建议每 2 a 进行一次预防性维修。由于循泵检修装置只有一套，1/2 号机组无法同时检修 2 台循环水泵，因此本文只讨论 1 台循环水泵检修情

况。考虑适当延长预防性维修时间间隔为 3 a, 则每个换料大修需要检修其中 1 台循环水泵。

通过本文 1.1 节的介绍, 1 台厂用水泵与 1 台循环水泵共用 1 列前池。虽然每台循环水泵上游有 2 个检修闸门, 但由于 2 列进水管渠相通, 只放下一个检修闸门无法实现管渠的隔离, 需要同时放下 2 个检修闸门才能将整列前池隔离。

循环水泵出口管线标高为海平面附近, 而循环水泵出口固定法兰面尚在海平面下 4.2 m。三门海域的日平均高潮位为 2.3 m, 循环水管道管径为 4 m。这意味着高潮位时, 海水将高过循环水管道, 循环水泵出口法兰更在海面下 6.5 m 处。

由于这个原因, 循环水泵的检修需要将前池隔离排水后才可进行。供货方也提出, 修循环水泵必须进行前池排水, 整个检修工期大约 40 个工作日, 该时间尚未考虑导叶控制单元、动轮毂组件、传动轴及控制杆组件等的检修, 如果考虑上述设备, 则相应的工期将更长。

#### 1.4 风险评估

在概率风险评估中, 不考虑到循环泵检修造成的厂用水不可用, 模式 5 和模式 6 期间同时丧失 2 列 SWS 发生的频率为  $4.0 \times 10^{-5}$ /堆·年左右, 该事件导致 CDF 为  $5.0 \times 10^{-9}$ /堆·年左右, 约占对应低功率及停堆工况下总 CDF ( $2.3 \times 10^{-8}$ /堆·年) 的 22%。

如考虑 2 台循环泵同时检修, 则 2 列厂用水泵均不可用, 核岛设备失去冷源, 短时间内乏燃料池就将沸腾, 且 CDF 将达到  $1.3 \times 10^{-5}$  堆·年, 超过法规基本要求 (CDF <  $1 \times 10^{-5}$  堆·年) 是不允许的, 因此不考虑 2 台循环泵同时检修的工况。

考虑到循环水泵检修造成的厂用水不可用, 计算可用列 CDF 为  $2.4 \times 10^{-3}$ /堆·年。考虑其他条件造成的 CDF 不变, 该事件导致的 CDF 将达  $3 \times 10^{-7}$ /堆·年左右, 这将使得低功率及停堆工况下对应总堆芯损伤频率超过功率运行的 CDF 值 ( $2.41 \times 10^{-7}$ /堆·年)。该事件 CDF 占低功率及停堆工况下对应总 CDF 的 94%。

如考虑将循环水系统相关检修项目放在功率运行期间进行, 单列循环泵检修将造成机组长时间降负荷运行, 这将造成巨大的经济损失。

## 2 解决方案

该问题于 2010 年 7 月提出, 当时循环水泵房

主体结构已经浇筑完成, 使得通过改变流道设计来解决该问题变得非常困难。

根据上述存在的实际问题, 结合现场的实际情况以及改造的成本, 比较可行的方法是在现有循环水泵房 SWS 布置基础上, 每列厂用水增加 1 台检修备用泵, 并从不同的吸水流道吸水 (即 A 列的检修备用泵布置在 B 列的 SWS 泵房间, 反之亦然), 以保证在 1 台循环水泵和流道检修时, 有 2 列 SWS 可运行。

供电上, 每台 SWS 泵设置 1 个中压切换开关柜, 且同一机组不同列的开关柜布置在不同的房间 (共 2 个切换开关)。对于每列泵, 在任何时间都只有其中的 1 台运行或处于备用状态, 通过开关切换将泵置于激活或非激活状态。切换只用于切换同 1 列中的 2 台泵, 切换需有计划按规程操作, 在切换过程中始终保证有 1 列是运行的。由于需要进行切换的现场设备较少、切换时间短, 通过建立合理的检修和运行规程, 并建立严格的管理制度, 能够保证系统的安全运行, 将人因失误降到最低。

将原设计中每台泵出口的压力变送器移至每列 2 台泵的出口总管之后, 原有的控制联锁逻辑不变。在电厂正常运行期间, 为保证备用泵及其出口隔离阀、止回阀、仪表等设备的可靠性和可用性, 在保证一列正常运行的情况下可以定期通过切换装置将原有泵和检修备用泵切换, 检修备用泵运行一段时间后再恢复原有泵的运行/备用。

原有的柴油机自动带载顺序不变, 通过联锁保证任 1 列的 2 台泵只会启动其中的 1 台。同时, 同列的馈线回路不会同时闭合, 需根据循环水泵流道运行状态确定闭合的馈线回路, 泵的启停仍由核岛中压母线的相关断路器控制。

经过改造后, 厂用水系统变为 2 列 4 台泵配置。当 1 列中 1 台泵检修时, 可将电源切换开关切至另 1 台泵, 使得任何时候均有 2 列厂用水泵可用。当单台循环泵检修时, A、B 列各有 1 台厂用水泵不可用, 但 A、B 列仍各有 1 台泵可用。这大大提高了厂用水泵的可用率, 从而降低了堆芯损坏的风险。

## 3 结束语

由于三门核电厂厂用水系统设计以及循环水

泵房的布置结构问题，原有的厂用水系统配置无法满足电厂安全性和经济性的要求，通过对厂用水系统的设计修改，增加检修备用泵及配套设备，保留了原有控制逻辑。这样大大增加了循环水泵检修的灵活性的同时，也简化了仪表控制系统的

改造，降低了系统可靠性风险和人因失误。

参考文献：

- [1] 顾军. AP1000 核电厂系统与设备[M]. 北京: 原子能出版社, 2010.

(责任编辑：刘胜吾)