

CPR1000 核电厂乏燃料水池冷却问题分析

王 闯, 熊冬庆, 徐广震, 李 娟

核与辐射安全中心, 北京, 100082

摘要: 针对改进型三环路压水堆 (CPR1000) 核电厂在某些工况下可能丧失对乏燃料水池冷却功能的情况, 以岭东核电厂为例, 分析 CPR1000 换料水池和乏燃料水池冷却和处理系统 (PTR) 的设计基准、系统功能及缺陷, 并结合技术规范的要求, 提出 PTR 的改进措施。分析表明, CPR1000 核电厂乏燃料水池冷却问题的原因是 PTR 设计没有充分考虑冗余性。建议从提高 PTR 冷却回路换热能力和降低乏燃料水池完全失去冷却风险方面进行改进。

关键词: 乏燃料水池; 冷却设计; 技术规范; 运行管理

中图分类号: TL38⁺2 **文献标志码:** A

0 前言

福岛核事故暴露出核电厂在应对极端灾害时存在一些问题, 也给全球的核能利用起到了警醒作用。鉴于海啸造成福岛核电厂 4 号机组丧失对乏燃料水池的冷却, 本文以岭东核电厂为例, 从冷却设计、运行管理以及法国电力公司经验反馈 3 方面分析中国改进型三环路压水堆 (CPR1000) 乏燃料水池的冷却功能和有待改进的地方。

1 冷却设计

1.1 系统功能

对于 CPR1000 型压水堆, 反应堆换料水池和乏燃料水池冷却和处理系统 (PTR) 的设计功能^[1]如下: 使乏燃料保持在次临界状态; 净化去除乏燃料水池中的裂变产物和腐蚀产物; 使乏燃料水池和反应堆换料水池维持一定厚度的水层;

吸收贮存在乏燃料水池中乏燃料组件的剩余释热; 反应堆冷却剂回路开口 (压力容器封头、蒸汽发生器或稳压器人孔打开; 下同) 且余热排出系统 (RRA) 不能利用的情况下作为 RRA 的备用; 为安全注入系统和安全壳喷淋系统贮存必要的硼水等。

1.2 设计基准

岭东核电厂的 PTR 乏燃料水池冷却回路配备有 2 台 100% 容量的泵和 2 台 100% 容量的热交换

器^[1], 其设计基准和安全准则来自 RCC-P 及其应用说明。主要内容如下:

(1) 热交换器的换热面积根据电厂正常工况下乏燃料水池释放出的最大剩余功率确定。最大剩余功率包括贮存在乏燃料水池中的 13 次卸料加上停堆后 14 d 的部分堆芯卸料的衰变功率。使用 1 台泵和 1 台热交换器带走这些热量的情况下, 设备冷却水系统温度为 35 °C, 乏燃料水池中池水温度被限制到 50 °C (相应的核岛重要生水系统水温为 30.8 °C)。

(2) 假定设备冷却水系统最高温度为 35 °C, 在已贮存 14 次卸料 (18 个月燃料管理) 加上从反应堆卸出整个堆芯的异常热负荷下, 乏燃料水池冷却回路的设计应保证乏燃料水池水温最大值为 80 °C (这种情况包络 12 个月燃料管理)。

根据岭澳核电站 3、4 号机组最终安全分析报告, 在贮存 14 次卸料加上整个堆芯燃料的情况下, 2 台泵和 2 台热交换器可用并同时运行, 能将水池温度限制在最高值为 60 °C (最不利情况相应于 18 个月燃料管理方式)。

1.3 设计缺陷

从设计基准以及计算结果可见: 当一回路处于开口状态, 如果 RRA 不可用, PTR 偶数列将作为 RRA 的应急备用, 代替其冷却堆芯, 此时用作冷却乏燃料水池的 PTR 奇数列就丧失了冗余。

在大修结束时，若出现事故需要整堆芯卸料且需 2 列 PTR 同时投入运行的异常工况下，PTR 将丧失冗余。

考虑到岭东核电厂 PTR 设计上存在的不足，为满足冷却要求和单一故障准则，红沿河核电厂、宁德核电厂以及后续 CPR1000 机组对 PTR 冷却能力进行了改进设计。冷却回路有 3 个相同容量的冷却系列，每个系列有 1 台额定流量 $421.5 \text{ m}^3/\text{h}$ （与岭东核电厂相同）的冷却泵和 1 台额定换热能力 5.4 MW 的板式换热器（岭东核电厂为 4.2 MW 的管壳式换热器）。在电厂正常功率运行期间，一个冷却系列投入运行（一台冷却水泵通过一台热交换器进行循环），另外 2 个系列备用；在电厂运行 20 a 的卸料加上整个堆芯卸料的正常换料工况下，2 列 PTR 冷却同时使用，保持乏燃料水池内平均水温不高于 50°C ；在异常工况下，2 台泵和 2 台热交换器同时使用，保持水池水温不高于 55°C 。该设计未考虑因 PTR 自身故障导致 3 个冷却系列都完全丧失的超设计基准情况。

表面上看来，红沿河核电厂等后续 CPR1000 堆型的改进设计弥补了岭东核电厂 PTR 设计上的缺陷，不仅考虑了 2 台泵同时运行时的冗余性，而且 3 台泵被设计成能够在短时间内进行更换，以便在乏燃料池水开始沸腾前，3 台泵中的一个能够恢复运行。实际上，这样的改进同样存在着设计上的不足。红沿河核电厂目前的设计是 2 台 PTR 泵（PTR001PO 和 PTR002PO）由应急柴油发电机组供电，而另一台泵（PTR006PO）由全厂电气共用段供电。这也就意味着，当丧失厂外电且需要 2 台 PTR 泵同时投运时，PTR 也将丧失冗余。

2 运行管理

2.1 技术规范的要求

保证乏燃料水池的冷却功能不仅要保证 PTR 系统的可用性，同时也要保证其动力电源的可用性。岭东核电厂运行技术规范总则部分对各模式下冷却乏燃料水池的 PTR 可用性及其动力电源的可用性都有相应要求，且列出了随机不可用事件发生时应采取的措施。以对 PTR 可用性要求最高的换料冷停堆模式为例，岭澳核电站 3、4 号机组运行技术规范要求该模式下 2 列 PTR 必须可用，至少 1 列 PTR 必须投入运行以冷却乏燃料水池，动力电源则要求一路外电源和一路内电源必须可

用。与之对应的还有随机不可用事件发生时需采取的措施，如 PTR1 事件（2 列 PTR 冷却回路不可用或乏燃料水池温度超过 50°C ），所采取的措施包括 1 h 内停止燃料厂房的燃料操作，恢复 1 列 PTR 以冷却乏燃料水池等。同样，当全部内电源不可用（LHP/Q1）事件发生时所采取的措施是 1 h 内停止反应堆厂房和燃料厂房内的燃料操作，并在 8 h 内完成检修工作。这些条款及措施的制定，充分考虑到在堆芯卸料操作时，可能需要 2 列 PTR 冷却系列同时投入运行。满足这些条款的管理和要求，就能够在一定程度上保证 PTR 冷却系列及其动力电源的可用性，也就保证了对乏燃料水池的冷却功能。

2.2 技术规范的不足

2.2.1 技术规范自身的缺陷 CPR1000 堆型的运行技术规范对于任何模式下动力电源的可用性都有要求，如功率运行模式要求 2 列外电源和 2 列内电源可用，换料冷停堆模式要求 1 路外电源和 1 路内电源可用等。对于内电源不可用，随机事件中有相应的处理措施，或后撤或检修。但对于外电源不可用，技术规范在换料停堆时并未规定所需采取的相应措施。这意味着对于红沿河核电厂 PTR 的改进设计，换料冷停堆模式下对于动力电源和 PTR 冷却系列可用性的要求只能保障 PTR 系统 2 台泵（PTR001PO 和 PTR002PO）实现乏燃料水池的冷却功能，但无法保障第 3 台泵（PTR006PO）冷却乏燃料水池。PTR006PO 由全厂电气共用段供电，而技术规范对于换料冷停堆模式对外电源不可用无相应措施。这是技术规范的先天缺陷。

2.2.2 设计造成的技术规范不足 岭东核电厂 2 列 PTR 冷却系列的设计没有充分考虑冗余性，而红沿河核电厂则设置了 3 个相同容量的冷却系列，其中 2 台泵由应急柴油机供电，第 3 台泵由全厂电气共用段供电。将第 3 台泵挂在全厂电气共用段上供电，主要是考虑在不增加应急柴油机额定功率和改变应急母线设计的前提下而采取的一种增加冷却冗余性的设计，但这种电源设计给技术规范条款的制定和管理带来一些新问题。

红沿河核电厂 PTR 的电源设计使得在丧失厂外电时，即使第 3 台 PTR 泵可用，技术规范也无法保障 PTR006PO 的冷却功能，这在换料大修或异常工况，当要求 2 列 PTR 同时投入冷却乏燃料

水池时,如果失去厂外电,也使得 PTR 失去冗余性^[1]。

根据 CPR1000 堆型的设计, PTR 在一回路开口且 RRA 不可用时,可作为 RRA 的应急备用对堆芯进行冷却。这样的设计在技术规范中有相应的条款要求,如换料冷停堆模式下 RRA1 事件,所采取的措施是 8 h 内在线 PTR 备用 RRA 以冷却反应堆水池。根据红沿河核电厂 PTR 的电源设计以及技术规范的条款要求,意味着在发生 RRA1 事件时,一列 PTR 将用于冷却堆芯(按照设计将投入 PTR002PO 所在冷却系列),那么在异常工况下如需整堆卸料,必须投入 2 列 PTR 用于冷却时, PTR 系统将丧失冗余性,而如果此时再丧失厂外电,则对乏燃料水池的冷却能力将明显不足。这里提到的冷却能力不足是因为叠加了丧失厂外电。法系技术规范在换料停堆时对动力电源的要求不高,只要求 1 路外电源和 1 路内电源可用;2011 年大亚湾核电站发生过一起运行事件,当时一台机组正处于换料停堆状态,主变压器正在进行检修,一台应急柴油机也处于检修状态,由于雷暴的缘故导致辅助变压器跳闸,造成丧失厂外电,随后仅剩的一台应急柴油机立刻启动。如果红沿河核电机组在一列 PTR 作为 RRA 的备用投入运行时发生丧失厂外电事故,则只剩下一列 PTR 用于冷却乏燃料水池,此时乏燃料水池的冷却能力将无法满足不同工况的要求。

对于上述问题,如果将第 3 列冷却的动力电源升级为安全级电源设计,则这些问题都将迎刃而解。

3 改进分析

岭东核电厂由于已经投产,因此其 PTR 更适合进行小的工程改进。基于岭东核电厂是以法国 CP0 机组为原型,实施翻版加改进建造设计的,因此,岭东核电厂 PTR 改造可借鉴法国 CP0 机组的 VD3 改造包的经验。VD3 是法国第 3 个 10 年批改造包(法国电力公司研究发现 CP0 机组存在乏燃料水池完全失去冷却的风险,同时随着核电厂系统的运行和核电厂燃料管理等方面的变化,乏燃料水池冷却回路的系统换热能力的设计基准也随之发生变化)。本节重点介绍 VD3 改造包中岭东核电厂可借鉴的提高冷却回路换热能力和降低乏燃料水池完全失去冷却风险的改进项。

3.1 提高冷却回路换热能力的改进

目前岭东核电厂采用年度换料的燃料管理方式, PTR 虽然存在设计上的缺陷,但是正常工况下的冷却换热能力可以满足系统安全稳定运行要求。鉴于电厂已经启动了 18 个月换料项目, PTR 冷却能力不足的问题将会凸显出来,原设计的冷却回路正常运行方式将无法满足不同乏燃料水池的现行安全准则要求。参考 VD3 改造包,根据岭东核电厂 PTR 现有的设置,可以通过运行方式的改变来增大其换热能力,即单泵双热交换器的运行方式:1 台 PTR 泵运行,2 台 PTR 热交换器(两侧)以并联的方式运行。但此时会出现冷却回路监视手段不足的问题,电厂可预先采取工程改进措施,如增加水池温度测点、增加 PTR 双列运行时对泵的监测和保护信号等,提高乏燃料水池冷却系统的监测能力。

3.2 降低乏燃料水池完全失去冷却风险的改进

岭东核电厂乏燃料水池原设计中没有考虑同时失去 2 列 PTR 冷却回路、乏燃料水池沸腾的风险;根据福岛核事故经验反馈,应该考虑这种风险的后果。参考 VD3 改造包的经验反馈,电厂可采取如下工程改进措施:

(1) 增加预防监测仪表。

(2) 采取行动管理乏燃料水池的沸腾:通过实施乏燃料水池接口改进,如在 PTR 冷却回路中增加预备接口,使系统能够通过其他系统(核岛消防系统、核岛除盐水分配系统以及反应堆硼和水的补给系统等)的补水措施来补偿失水;制定双泵运行的准则;评价在乏燃料水池沸腾情况下泵的再启动。

4 结束语

国内 CPR1000 机组的现有设计无法从容应对如福岛事故的长时间内无法恢复交流供电的情况。在这种长期的全厂断电工况下, CPR1000 机组的运行设备没有交流电源,直流电源也将被耗尽,核岛除盐水系统或消防水系统补水的功能也将丧失,导致现场无法给乏燃料水池提供足够的水装量和冷却水源。同样,由于仪表不能正常工作,乏燃料水池的情况也无法准确掌握。针对长期全厂断电的工况,国内 CPR1000 机组应该考虑为乏燃料水池的冷却提供更多的纵深防御措施。

参考文献：

备[M]. 北京：原子能出版社，2007.

[1] 广东核电培训中心. 900 MW 压水堆核电站系统与设

Analysis of Spent Fuel Pool Cooling Problems of CPR1000 NPP

Wang Chuang, Xiong Dongqing, Xu Guangzhen, Li Juan

Nuclear and Radiation Safety Center, Beijing, 10082, China

Abstract: The spent fuel pool of the CPR1000 type nuclear power plant (pressure water reactor) may loses its cooling function in some conditions. The author uses Ling Dong NPP as the example to analysis the design basis, system functions and defects of PTR, and gives some suggestions to improve the PTR with considering the requirements of technical specification. The results show that the spent fuel pool cooling problem is because that the designer does not consider the redundancy of the PTR completely. The author suggests to improve PTR cooling capacity and reduces the risk of losing cooling of spent fuel pool.

Key words: Spent fuel pool, Cooling design, Technical specification, Operational management

作者简介：

王 闯 (1982—), 男, 工程师。2008 年毕业于华北电力大学热能工程专业, 获硕士学位。现主要从事核安全审评监督工作。

熊冬庆 (1983—), 男, 工程师。2008 年毕业于华北电力大学热能工程专业, 获硕士学位。现主要从事核安全审评监督工作。

徐广震 (1982—), 男, 工程师。2008 年毕业于华北电力大学热能工程专业, 获硕士学位。现主要从事核安全审评监督工作。

(责任编辑：黄可东)