

核电厂满功率高压加热器同时隔离的分析研究

李胤

大亚湾核电运营管理有限责任公司

DOI:10.12238/pe.v2i5.9890

[摘要] 核电厂两列高压给水加热器隔离后,除氧器进入蒸汽发生器的主给水没有高压给水加热器的加热,给水温度迅速下降,导致蒸汽发生器的给水侧温差超过设计值,反应堆功率会快速上涨,后果较为严重。本文针对上述问题,进行分析研究并提出解决方案。

[关键词] 核电厂; 满功率; 高压给水加热器; 隔离

中图分类号: TM623 **文献标识码:** A

Analysis and study on the simultaneous isolation of full power high pressure heater in nuclear power plant

Yin Li

Daya Bay Nuclear Power Operation Management Co.,LTD

[Abstract] After the isolation of two columns of high pressure water heaters in the nuclear power plant, the main feed water of the deaerator into the steam generator is not heated by the high pressure water heater, and the supply water temperature drops rapidly, resulting in the temperature difference of the feed water side of the steam generator exceeding the designed value, and the power of the reactor will rise rapidly, with serious consequences. This paper analyzes the above problems, analyzes and proposes solutions.

[Key words] Nuclear power plant; full power; high pressure feed water heater; isolation

引言

本文以某M310堆型核电厂为研究对象,其高压给水加热器系统(AHP)是二回路热力系统的一部分,设计用抽汽加热给水,高压给水加热器系统加热分两级(6号和7号高压加热器),在各为50%的并联流道内进行,每座反应堆机组有四台加热器。每组加热器的进口和出口各设置一只并行闸板式电动隔离阀和两条旁路管线,其中一条是电动的,一条是弹簧加载的,以保持给水的输送流量。需要隔离加热器是出于对疏水系统失效和传热管损坏两种情况的考虑,为了满足规定的最终给水温度降低限值,35%流量通过电动旁路管线分流,65%流量通过运行的加热器组,这使得在一组加热器隔离后的最终给水温度降低 $22^{\circ}\text{C}^{[1]}$ 。

由主给水泵(APP/APA)送来的给水分两路分别进入两列第6级高压加热器进口室,经过加热后,进入第7级加热器,然后至给水母管汇合,由正常主给水控制系统(ARE)分配到3台蒸汽发生器,3台蒸汽发生器分别带走反应堆冷却剂三个环路带来的热量。

1 高压给水加热器的功能

高压给水加热器系统的功能是利用汽轮机高压抽汽加热给水,提高热力循环的经济性。6号和7号高压加热器分别接收汽水分离再热器(GSS)的第一级和第二级再热器的疏水和排放蒸汽,

不仅回收了热量,而且排出了抽汽和排放蒸汽中的不凝气体,进一步提高了汽机的循环效率。

如果高压给水加热器系统出现故障隔离,如疏水系统故障、传热管泄漏、仪控系统故障等,将导致汽机效率降低,反应堆超功率,机组停机、停堆,甚至损害蒸汽发生器,危及堆芯安全等严重后果。

2 核电厂技术规格书对于反应堆热功率的要求

核电厂技术规格书要求,在反应堆处于模式1、模式2时,为了堆芯燃料的安全,规定机组控制上必须满足以下安全限值要求如下:(1)偏离泡核沸腾比(DNBR)必须维持: $\text{DNBR} > 1.35$ (全统计法); $\text{DNBR} > 1.18$ (确定论,满流量工况); $\text{DNBR} > 1.18$ (确定论,失流量工况)。(2)同时燃料中心最高温度必须维持 $< 2804^{\circ}\text{C}$,并且燃料每增加10000Mwd/tU的燃料,该限值降低 32°C 。

但是上述参数机组实际控制时是无法直接实时测量的,因此机组控制上为了反应堆安全,系统运行规程F RRC001上有明确要求,在模式1,堆芯稳态热功率不超过100%RTP(一回路稳态热功率不超过2905MW,堆芯稳态热功率不超过2895MW),热功率测量误差不超过2%RTP。

为满足上述要求,系统运行规程F RRC001规程反应堆热功率控制必须遵守以下规定:

①禁止堆芯热功率超过102%RTP; ②任何一个运行值班的8小时内, 堆芯热功率平均值不超过100%RTP; ③任何一个运行值班的8小时内, 堆芯热功率在102%RTP水平的累计运行时间不超过15分钟; 超过101%RTP的累计运行时间不超过30分钟, 超过100.5%RTP的累计运行时间不超过60分钟。

3 一列高压给水加热器隔离的影响及应对

3.1 一列高压给水加热器隔离的影响

额定运行工况下, 当一列高加隔离后, 本列高压给水加热器对应的抽汽隔离阀关闭、高压给水加热器给水入口隔离阀和给水出口隔离阀关闭。65%的给水流量通过运行列高压给水加热器, 35%给水流量通过高压给水加热器旁路给水管。此时通过运行列高压给水加热器的给水流量较额定工况流量增加, 因此给水管流速稍有增大, 增加了管道冲刷磨损的风险。

一列高压给水加热器隔离会导致正常给水控制系统 (ARE) 的给水温度由满功率的226℃降低至204℃, 根据核电厂最终安全分析报告 (FSAR) 第15章F15.1-1的要求: 一列高压给水加热器隔离属于“给水系统故障引起的给水温度下降”描述的始发事件, 属于II类工况事件, 期间给水温度阶跃下降22℃, 从隔离开始到150秒后反应堆功率最大达到108.5%, 事件序列自始至终有大的偏离泡核沸腾比DNBR堆芯裕度 (30%), 满足其验收准则: 即DNBR必须始终高于限值^[2]。

3.2 一列高压给水加热器隔离的应对

一列高压给水加热器隔离, 在系统运行规程中要求如下: 给水加热系统在有一组高压给水加热器退出运行的情况下也是满足运行要求的, 但是最终给水温度将由正常值226℃降低到204℃。操纵员应适应地降负荷, 以防止超功率^[3]。

通过模拟机验证: 一列高压给水加热器隔离不干预, 机组自动响应, 约有2min的时间会超功率; 一列高加隔离功率波动约40MW后恢复。一列高压给水加热器隔离, 立即以50MW/min降功率, 降功率幅度约50MW, 一回路热核功率都不会超过规程要求。

结论: 一列高压隔离, 属于设计工况, 满功率情况下操纵员及时降低电功率 (约50MW) 可以长时间运行。

4 两列高压给水加热器隔离的影响分析

4.1 两列高压给水加热器隔离对反应堆核热功率的影响

核电厂最终安全分析报告 (FASR) 中并未包含该种工况, 外部电厂曾发生过类似瞬态, 通过理论计算及分析可以得出如下结论: 若反应堆不降功率, 最终反应堆将超功率达13.7%RTP。

理论计算过程如下: 反应堆满功率运行时, 三台蒸汽发生器给水流量3*1910t/h, 给水温度226℃, 查询水蒸气饱和特性曲线, 此时给水焓值为972KJ/KG, 事故情况下两列高压给水加热器隔离时, 给水走旁路运行, 直接后果是给水温度降低, 降低到ADG除氧器内饱和温度约175℃, 经过给水泵加压后又变为过冷水进入蒸汽发生器供水, 假定蒸汽发生器出口蒸汽压力参数基本不变 (单列隔离FSAR结论蒸发器出口蒸汽压力基本不变, 两列隔离模拟机验证仅略有降低), 此时给水焓值为722.97KJ/KG, 通过热平衡计算此时反应堆需要多输出的热功率为132.6MW*3约为

397.8MW, 按照核热功率平衡计算, 反应堆应该增加的功率大约为13.7%RTP。

如果电站初始满功率运行, 两列高压给水加热器隔离, 由于二回路效率整体降低, 反应堆热功率不及时干预控制的话, 机组必然会发生超功率的瞬态。

4.2 两列高压给水加热器同时隔离模拟机响应验证结果

最终安全分析报告 (FSAR) 事故假设, 一列高加隔离到平衡功率需150秒, 取两列高加同时隔离至平衡功率时间也为150秒, 即反应堆在约150秒内预期上涨13.7%RTP功率, 升功率速率约5.48%RTP/min, 折算成电功率约为54.8MW/min;

超功率 ΔT 保护C4甩负荷信号为机组以200%RTP/min的速率进行快速降负荷0.4秒, 停顿13.6秒, 折算后降负荷速率为5.71%RTP/min, 即C4降负荷速率约为57.1MW/min。

通过理论计算可知: 假设两列高压给水加热器同时隔离的瞬间, 操纵员进行50MW/min的速率快速降负荷, 反应堆可能略微超功率或者不超功率; 假设操纵员延迟1分钟进行降功率, 反应堆将持续约1.5分钟超功率约5%RTP, 并可能持续出现超功率 ΔT 保护C4报警, 一旦出现超功率 ΔT 保护C4甩负荷信号, 反应堆可能在降负荷停顿的13.6秒内触发超功率 ΔT 停堆信号。

通过模拟机验证: 满功率时两列高压给水加热器同时隔离, 不干预机组将触发超功率 ΔT 保护C4信号自动甩负荷, 期间最高反应堆热功率将达105%RTP。(附上模拟机验证的图纸)

根据前面理论计算及模拟机验证结果, 在给操纵员一分钟的判断和响应下, 反应堆将持续约1.5分钟的超功率时间, 超功率幅度可能达到5%RTP, 该工况超出最终安全分析报告 (FSAR) 事故假设, 且无法评估偏离泡核沸腾比DNBR最低达到多少, 对反应堆的危害不可预计。

4.3 最终安全分析报告中关于高压给水加热器隔离的安全分析

查询最终安全分析报告 (FSAR), 无两列高压给水加热器隔离同时隔离的事故分析, 仅对一列高压给水加热器隔离进行了事故分析。

由于最终安全分析报告 (FSAR) 及系统设计手册 (SDM) 均未对两列高压给水加热器同时隔离的始发事件进行安全分析, 若真实产生两列高压给水加热器同时隔离, 无法保证偏离泡核沸腾比DNBR始终高于限值。两列高压给水加热器同时隔离时, ARE给水温度由约226℃ (额定工况) 快速降低到168℃ (除氧器对应的饱和温度)。给水温度下降幅度达58℃左右, 两列高压给水加热器同时隔离给水温度下降超出最终安全分析报告FSAR 15.1.1中给水系统故障引发给水温度下降的假设范围 (23℃), 偏离泡核沸腾比DNBR可能无法保证, 将影响堆芯安全。

4.4 核电厂两列高压给水加热器隔离后对给水流量的影响

当两列高压给水加热器隔离时, 电动旁路阀AHP009VL和弹簧加载阀AHP008VL均开启, 查询系统设计手册 (SDM), AHP009VL约占总流量的35% (523kg/s, 约合计1882t/h), 弹簧加载安全阀AHP008VL设定开启定值在阀门上下游压差为2.25bar时, 正常通

流能力为555.56kg/s(约合2000t/h),在最大压差8.06bar下, 流量能力为1013kg/s,系统设计手册(SDM)描述在两列AHP两列隔离情况下,AHP008VL+AHP009VL流量为523kg/s+1013kg/s=1536kg/s(合计:5530t/h,基本接近三台蒸汽发生器的满功率时给水流量(1960*3=5880t/h))。

在模拟机上验证,当两列高加隔离后,蒸汽发生器水位会先下降,随后正常给水控制系统ARE调节大阀会因水位降低而开大(逐渐全开),同时给水泵转速因汽水压差减小而提高,给水泵转速的提高增加了AHP008VL的压差,SG的水位又会逐渐上涨,SG水位最低降至-0.2米附近,并最终稳定在初始值附近,因此蒸发器水位变化幅度不大,基本可以在系统自动控制下能稳定下来,与系统设计手册(SDM)分析结论基本一致。

如果两列高压给水加热器隔离后旁路阀动作异常,将会导致三台蒸汽发生器供水不足,导致反应堆停堆;而且由于来自汽水分离再热器GSS的疏水减少,如果不加干预,最终会由于除氧器水位降至低低,引起主给水泵跳闸进而引发反应堆停堆。

4.5核电站对高压给水加热器隔离机组控制S规程的要求

查询目前核电厂规程文件,涉及机组对高压给水加热器进行控制的指导,在系统程序S*AHP001程序第6章“特殊运行工况”中有相关描述:一列高压给水加热器隔离后降低约30MW,针对两列高压给水加热器隔离,规程要求操纵员迅速降低核功率到35%RTP以下;

根据前面理论计算及模拟机验证结果,在给操纵员一分钟的判断和响应下,反应堆将持续约1.5分钟的超功率时间,超功率幅度可能达到5%RTP,该工况超出最终安全分析报告FSAR事故假设,且无法评估偏离泡核沸腾比DNBR最低达到多少。因此系统运行规程对于两列高压给水加热器同时隔离后的控制要求起不到保护堆芯、指引干预的目的。

4.6目前存在的问题

综上所述,满功率工况下两列高压给水加热器同时隔离,不是设计工况,如果干预不及时,严重危害堆芯安全;目前没有合适的程序可以帮助操纵员处理两列高压给水加热器同时隔离的瞬态;两列高压给水加热器同时隔离没有相应的自动动作,需要操纵员判断及响应,可能造成一定延迟,从而危害堆芯安全。

5 结语

鉴于满功率两列高压给水加热器同时隔离存在较大风险,经论证分析给出该瞬态下如下几种解决方案。

①编制瞬态干预响应导则,一旦出现满功率两列高压给水加热器隔离,操纵员立即手动停机或停堆,避免对堆芯安全造成影响;②从技能训练方面,在运行执照人员培训中加入两列高压给水加热器同时隔离的瞬态响应进行训练;③从逻辑设计方面普查可能出现两列高压给水加热器同时隔离的设计隐患;④从设备维护方面,加强对于高压给水加热器系统相关设备的管理维护,避免出现由于设备问题导致两列高压给水加热器同时隔离;⑤从技术改造方面,一旦出现两列高压给水加热器同时隔离时,保护系统将自动停机或停堆的可行性及必要性。

[参考文献]

[1]陈济东.大亚湾核电站系统及运行[M].北京:原子能出版社,1994.

[2]王立峰,周晓凌,梁肇柏.大亚湾核电厂最终安全分析报告第15章——事故分析[Z].深圳:大亚湾核电运营管理有限公司,2023.

[3]毕俊,杨建华,刘镇国.系统运行程序[S].规程高压给水加热器系统[Z].深圳:大亚湾核电运营管理有限公司,2023.

作者简介:

李胤(1973—),男,汉族,广东茂名,大学本科,工程师,核电厂运行培训。