

典型核电厂双相停堆工况 LOCA 缓解措施对比研究

孙婧, 郭强

(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 本文选取 VVER-1000 堆型和二代国产两环路核电厂, 采用 RELAP5 程序研究分析了双相停堆工况下等效直径为 10~100 mm 破口失水事故(LOCA)进程。计算结果表明, 核电厂安全系列设置和整定信号等设计区别对操纵员不干预时间和有效缓解措施有较大影响。如借鉴 VVER-1000 相关设计理念对国产两环路核电厂做出适当调整, 可增加两环路核电厂中、小 LOCA 的安全裕量。本文研究结果可为三代自主化核电厂研发和事故管理导则的研究工作提供参考, 并为增强反应堆的安全性提供思路。

关键词: VVER-1000; 两环路核电厂; 双相停堆工况 LOCA; 缓解措施

中图分类号: TL364.4 **文献标志码:** A **文章编号:** 1000-6931(2014)S0-0447-05

doi: 10.7538/yzk.2014.48.S0.0447

Comparison Study of LOCA Mitigation Under NS/SG Mode for Typical NPPs

SUN Jing, GUO Qiang

(China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China)

Abstract: The different characteristics of VVER-1000 and Chinese typical two-loop NPPs in the case of LOCA between 10-100 mm under NS/SG mode were researched by using RELAP5 code. The computation result shows that the design differences, especially the safety features and trip signals could significantly influence the operator time windows and effective mitigation measures. The same sequence of Chinese typical two-loop NPPs with adjusted parameters according to the VVER-1000 design concept was calculated, and the results show that the safety margin could notably increase. Thus, this article indicates a practical way to enhance current NPP safety, and would be helpful for developing Chinese 3rd generation NPP and accident manage guidance.

Key words: VVER-1000; two-loop NPP; LOCA under NS/SG mode; mitigation

核电厂在低功率与停堆工况运行下,许多专设安全设施触发信号已闭锁,一些安全系统及设备已退出运行,核电厂预防及缓解事故的能力存

在被削弱的可能。因此,低功率与停堆工况下的事故分析对核电厂安全性研究具有特殊意义。双相中间停堆工况是核电厂停堆工况的一种,该

工况下反应堆已停堆,处于次临界,安全棒插入下限位,一回路满水,稳压器在双相状态,但余热功率仍处于相对较高的水平。安注信号因为 P11 和 P12 允许信号闭锁^[1],对于需要安注注入缓解的事故,核电厂的预防缓解能力下降。

VVER-1000 型反应堆为引进俄罗斯设计堆型,其核电厂各系统设备与国产核电厂差异较大。本文选取 VVER-1000 和二代国产两环路堆型,对双相停堆工况下一回路冷段发生等效直径为 10~100 mm 的破口失水事故(LOCA)后,高压安注失效、操纵员快速降温、降压的事故序列进行计算研究。

1 事故简述

核电厂在双相中间停堆工况时,一回路满水,稳压器处于双相状态,主泵在运行,汽轮机停运,堆芯热量通过蒸汽发生器二次侧大气释放阀带出^[2]。双相中间停堆工况下,核电厂发生一回路冷段 10~100 mm LOCA 后,冷却剂从破口流失,一回路系统压力下降,下降的速率主要取决于破口尺寸^[3]。若假设高压安注失效,对于最大的破口,一回路压力可很快降到安注箱、甚至低压安注投入条件,随着安注水的注入,堆芯液位回升,燃料包壳在升温损坏之前得到有效冷却,堆芯不会受损。对于最小的破口,一回路压力下降缓慢,冷却剂丧失也较缓,很长时间内堆芯不会裸露损伤。对于某些中间尺寸破口情况,由于破口较大,一回路冷却剂很快丧失,这时安注水还来不及补充丧失的冷却剂,堆芯液位未回复,燃料包壳温度可能迅速上升,并超过验收准则限值,堆芯受损。

随着一回路的升温 and 压力下降,饱和裕度逐渐下降,当符合条件时,主泵停运以便暂时缓解冷却剂更大量的从破口流出。由于事故序列假设高压安注失效,需要操纵员根据规程手动打开二次侧大气释放阀,使一回路快速冷却,一回路降温的同时压力也随之迅速下降,从而使安注箱、低压安注及时注入,迅速补充丧失的冷却剂,恢复堆芯液位,以保证堆芯不会受损。

根据以上事故进程的分析可看出,停泵时间、安注注入时间、安注注入流量及大气释放阀流量均直接影响操纵员可实施缓解措施的时间。此外,计算时还要对破口谱进行计算搜索,

找到燃料包壳温度最快达到限值的破口尺寸,从而得到操纵员执行缓解措施所需的最短时间窗口,用以作为衡量核电厂在事故条件下安全性的重要指标。

2 计算模型

本文使用 RELAP5/MOD3.4 程序进行热工水力分析。RELAP5 程序是美国爱达荷国家工程实验室(Idaho National Engineering Laboratory, INEL)于 20 世纪 80 年代开发的、专门用于核电厂事故分析的大型热工水力最佳估算程序,可用于事故瞬态和 LOCA 的计算分析,是目前最常用的核电厂系统热工水力分析程序之一^[4]。本文针对 VVER-1000 和两环路核电厂的反应堆冷却剂系统、二回路系统、专设安全设施和一回路辅助系统分别建模。

根据 ASME 于 2001 年颁发的“用于核电厂的概率安全分析标准”中关于压水堆堆芯损伤的判据定义,本文应用 RELAP5 建模,堆芯模型均采用平均棒模型,热工水力计算使用的验收准则为燃料包壳温度不超过 982 °C。

双相停堆工况包含了反应堆正常停堆过程从热停堆结束到余热排出系统(RRA)接入阶段,或者反应堆启堆过程从 RRA 刚隔离到进入热停堆阶段。VVER-1000 的一回路压力在 1.9~15.6 MPa 之间,冷却剂平均温度在 150~280 °C 之间;二代国产两环路核电厂的一回路压力在 3.0~13.8 MPa(P11)之间,冷却剂平均温度在 160~284 °C(P12)之间。根据两种核电厂的现实工况,应用 RELAP5 程序建模,考虑保守假设,对计算模型进行了稳态调试,计算结果列于表 1、2。由表 1、2 可见,调试计算值与设计值的相对误差在 1% 以内,可以认为程序模拟的计算值是合理、可用的。

表 1 VVER-1000 双相停堆工况稳态调试结果

Table 1 Steady state results of NS/SG mode for VVER-1000

参数	设计值	调试计算值	相对误差/%
堆芯衰变热功率, MW	29.91	29.91	0
一回路压力, MPa	15.6	15.6	0
冷却剂平均温度, °C	280	279.43	0.2
稳压器水位, m	5.10	5.09	0.2

表 2 两环路核电厂双相停堆工况稳态调试结果

Table 2 Steady state results of NS/SG mode for two-loop NPP

参数	设计值	调试计算值	相对误差/%
堆芯衰变热功率, MW	14.15	14.15	0
一回路压力, MPa	13.8	13.8	0
冷却剂平均温度, °C	284	284	0
稳压器水位, m	3.45	3.44	0.3

VVER-1000 和两环路核电厂在专设安全设施的设计容量、触发信号等方面存在诸多差异, 据此给出计算中的假设条件(表 3)。

针对要分析的 LOCA 序列, 对比 VVER-1000 和国产两环路核电厂的系统设计可发现: VVER-1000 安注箱及低压安注压头较高, 容量较大; VVER-1000 主泵为根据信号自动停运, 两环路堆型为手动停运; VVER-1000 的大气释放阀全开时的排放容量相对较大。

表 3 VVER-1000 和两环路核电厂的假设条件
Table 3 Assumptions of VVER-1000 and two-loop NPP

事件	假设条件	
	VVER-1000	两环路核电厂
冷段 10~100 mm 破口	零时刻	零时刻
主泵切除信号	一回路冷段饱和裕度低于 15 °C	堆芯出口饱和裕度小于 10 °C 延时 180 s 主泵停运
安注信号	一回路饱和裕度低于 10 °C 时触发安注信号, 安注泵延时 30 s 启动	P11 和 P12 闭锁, 安注自动启动信号, “稳压器压力低-低”信号不再自动触发安注, 高压安注需由操纵员根据规程手动启动
高压安注	假设失效	假设失效
安注箱	一回路压力低于 5.9 MPa ^[5]	一回路压力低于 4.2 MPa
低压安注	一回路压力低于 2.5 MPa ^[5]	一回路压力低于 1.5 MPa
快速冷却	打开 1 台大气释放阀 BRU-A, 阀全开蒸汽流量为 250 kg/s ^[5]	打开 1 台大气释放阀 GCT-A, 阀全开蒸汽流量为 90 kg/s

3 计算过程

在进行事故序列计算时, 首先要对破口谱进行计算搜索, 找到燃料包壳温度最快达到限值的破口尺寸, 进而针对该破口尺寸分析计算

操纵员执行缓解措施所需的最短时间窗口。

3.1 VVER-1000 破口尺寸搜索及缓解措施计算

VVER-1000 的敏感破口搜索结果列于表 4, 敏感破口尺寸为 55 mm。从表 4 可看出,

表 4 VVER-1000 破口尺寸搜索
Table 4 Break area size search of VVER-1000

事件	不同破口等效直径(mm)下的时间/s					
	10	25	40	55	60	100
一回路冷段小破口(10~100 mm)	0	0	0	0	0	0
4 台主泵切除	3 122	522	199	110	94	38
安注信号	3 123	527	201	111	94	38
1 台中压安注箱投运	未达到 ¹⁾	8 072	3 092	1 521	2 149	119
1 列低压安注投运	未达到	未达到	未达到	4 686	4 046	654
燃料包壳峰值温度超过 982 °C	未超过 ²⁾	16 293	6 686	4 628	未超过	未超过
计算结束	17 000	17 000	7 000	5 000	5 000	2 000

注: 1) 由于 10 mm 破口较小, 在 17 000 s 内一回路系统未自动降压达到中压安注投运压力

2) 指 10 mm 的小 LOCA 进程缓慢, 破口流量小, 冷却剂丧失较慢, 堆芯液位也就下降较慢。这样燃料包壳温度上升的时间也会较晚, 在计算的 17 000 s 内, 燃料包壳温度还未上升超过 982 °C

当破口等效直径小于或等于 55 mm 时,如果操纵员不及时实施快速降温、降压操作,冷却剂将不断流失,堆芯液位下降,堆芯裸露,进而导致燃料包壳温度超过 982 °C 的限值,堆芯受损。针对 55 mm 的破口失水事故进行时间窗口计算,得到的包壳峰值温度随事故进程的变化,如图 1 所示。分别计算了操纵员 3 300、3 600、3 900、4 500、4 800 s 实施快速降温、降压操作的工况。经过分析,对于 55 mm 破口失水事故,选择 3 900 s 作为需要操纵员执行缓解措施操作的最短时间窗口。操纵员在 3 900 s 内执行干预操作,燃料包壳温度峰值温度为 650 °C,小于 982 °C 温度限值,可以确保堆芯不会受损。

3.2 两环路核电厂破口尺寸搜索及缓解措施计算

两环路核电厂的敏感破口搜索结果列于表 5,敏感破口尺寸为 60 mm。从表 5 可看出,当破口等效直径小于或等于 60 mm 时,如操纵员不及时实施快速降温、降压操作,冷却剂将不断

流失,堆芯液位下降,堆芯裸露,进而导致燃料包壳温度超过 982 °C 的限值,堆芯受损。针对两环路 60 mm 破口,运用和 VVER-1000 计算相同的时间窗口选取方法,得到操纵员最短操作时间窗口为 1 800 s。操纵员在 1 800 s 执行干预操作,燃料包壳峰值温度为 894 °C,可确保堆芯不会受损,燃料包壳峰值温度随事故进程的变化如图 2 中曲线 1 所示。

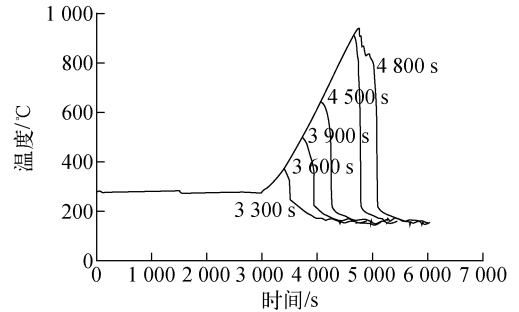


图 1 VVER-1000 燃料包壳峰值温度

Fig. 1 Fuel peak cladding temperature of VVER-1000

表 5 两环路核电厂破口尺寸搜索

Table 5 Break area size search of two-loop NPP

事件	不同破口等效直径(mm)下的时间/s						
	10	25	40	55	60	65	100
一回路冷段破口	0	0	0	0	0	0	0
堆芯出口饱和裕度<10 °C	1 814	276	107	57	48	41	19
主泵停运	1 994	456	287	237	228	221	199
1 台中压安注箱投运	未达到	未达到	4 381	2 032	1 675	1 445	580
燃料包壳最高温度超过 982 °C	未超过	10 680	4 263	2 502	2 235	未超过	未超过
1 列低压安注投运	未达到	未达到	未达到	未达到	3 966	2 415	830
计算结束	15 000	12 000	4 500	3 500	5 000	5 000	5 000

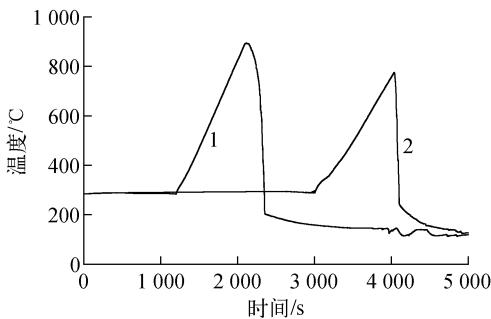


图 2 两环路核电厂燃料包壳峰值温度

Fig. 2 Fuel peak cladding temperature of two-loop NPP

3.3 两种核电厂对比计算研究

比较两种核电厂的计算结果可看出,两环路核电厂最短时间窗口为 1 800 s,小于 VVER-1000 的 3 900 s,且两环路核电厂燃料包壳峰值温度为 894 °C,高于 VVER-1000 的 706 °C,相对于 982 °C 的限值温度裕量较小。VVER-1000 与两环路核电厂的计算结果有较大差异,这与其整体系统设计和设备容量有关,也和系统信号、管理规程有关。为了探讨将 VVER-1000 设计理念应用于指导自主堆型和新堆研发的可能思路,本文对事故序列进行了

再次计算。主要方法是参照表 3 中“主泵切除信号、安注箱投入压力、低压安注投入压力、快速冷却阀门开度”等几项设计特征,将 VVER-1000 的参数设置代入两环路核电厂的计算模型。由于安注投入条件改变,需对破口谱再搜索敏感破口尺寸,破口尺寸再搜索计算结果列于表 6,燃料包壳峰值温度的计算结果如图 2 中曲线 2 所示。

两环路核电厂在新的假设条件下,重新搜索敏感破口尺寸为 40 mm,操纵员干预的时间窗口为 4 000 s,与原有设计条件下的 1 800 s

相比,操纵员有了更充裕的判断和操作时间。分析其原因,主要有:1) 增加主泵自动切除信号,可尽快停泵,减小破口冷却剂丧失速度,从而延迟堆芯裸露时间;2) 较高的安注箱、低压安注注入压力,对于一回路 LOCA 可更早的投入安注,意味着能够向一回路更及时的补充冷却剂,并冷却堆芯,从而使得事故后果更为有利;3) 增加大气释放阀的容量,能够更快速地冷却一回路,从图 2 可看出燃料包壳温度下降速度更快。

表 6 两环路核电厂破口尺寸再搜索

Table 6 Break area size re-search of two-loop NPP

事件	不同破口等效直径(mm)下的时间/s					
	10	25	35	40	45	100
一回路冷段破口	0	0	0	0	0	0
主泵停运	1 756	248	124	95	75	17
1 台中压安注箱投运	未达到	未达到	5 052	3 581	2 659	464
燃料包壳最高温度超过 982 ℃	未超过	未超过	5 448	4 443	未超过	未超过
1 列低压安注投运	未达到	未达到	未达到	未达到	5 345	666
计算结束	12 000	12 000	6 000	5 000	5 000	5 000

4 小结

本文通过对比计算两种堆型典型事故序列的发展进程发现,对于 10~100 mm LOCA 叠加高压安注失效事故,提早停泵时间,适当提高安注箱和低压安注的投入整定值,增大 GCT-A 的容量,可有助于延长操纵员反应和操作时间,从而提高核电厂运行的安全性。通过参考 VVER-1000 的部分设计参数和整定值,对二代国产两环路核电厂的改进思路进行了探讨,并再次进行了事故分析,计算表明时间窗口得到有效延长,即操纵员判断和应对的时间增加,这种改进思路可为未来堆

型安全性设计提供有益参考。

参考文献:

- [1] 臧希年,申世飞. 核电厂系统及设备[M]. 北京:清华大学出版社,2003.
- [2] 黄厚坤,张辉. 900 MW 压水堆核电站系统与设备[M]. 北京:原子能出版社,2006.
- [3] 濮继龙. 压水堆核电厂安全与事故对策[M]. 北京:原子能出版社,1995.
- [4] REPLAP5/MOD3.3 code manual [M]. Maryland: ISL, 2002.
- [5] 蒋国元. WWER-1000 核电厂设备与系统[M]. 北京:原子能出版社,2009.