

用于支持 PSA 成功准则的 ATWS 敏感性研究

郑尧瑶, 徐 珍, 柯 晓

(上海核工程研究设计院, 上海 200233)

摘要: 极限的未能紧急停堆的预期瞬态 (ATWS) 是核电厂二次侧热移出能力减小引起的升温瞬态。为评价 AP1000 核电厂在发生 ATWS 事故后的响应, 采用 LOFTRAN 程序对极限的丧失主给水 ATWS 进行计算分析。对影响电厂系统响应的一些关键因素, 如蒸汽旁排的容量、堆芯补水箱 (CMT) 特性和硼反应性系数、反应堆冷却剂泵 (RCP) 可用性、启动给水系统 (STS) 可用性和蒸汽发生器 (SG) 传热等作了一系列敏感性分析。分析结果表明: 为缓解 ATWS 事故, 应隔离蒸汽旁排, 并在触发 CMT 的同时停运 RCP。

关键词: 丧失主给水 ATWS; 蒸汽旁排; 堆芯补水箱特性; 反应堆冷却剂泵停运; 启动给水系统; 蒸汽发生器传热

中图分类号: TL364 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931 (2010) S0-0264-05

ATWS Sensitivity Studies to Support PSA Success Criteria

ZHENG Yao-yao, XU Zhen, KE Xiao

(Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, Shanghai 200233, China)

Abstract: The limiting anticipated transient without scram (ATWS) event is the heatup transient caused by a reduction of heat removal capability by the secondary side of the plant. In order to evaluate the AP1000 plant behavior following an ATWS, loss of normal feedwater ATWS event has been analyzed using the LOFTRAN code. Several sensitivity studies are also performed to address some key issues, such as steam dump capacity, core makeup tank (CMT) characteristic and boron coefficient, reactor coolant pumps (RCPs) availability, startup feedwater system (STS) availability and steam generator (SG) heat flux. The results of the analysis show that in order to mitigate the consequence of such an accident, the steam dump should be isolated and RCP should trip on CMT actuation signal.

Key words: loss of normal feedwater ATWS; steam dump; core makeup tank characteristic; reactor coolant pumps trip; startup feedwater system; steam generator heat flux

未能紧急停堆的预期瞬态 (ATWS) 是指由于反应堆保护系统共因失效, 而导致需要反应堆自动紧急停堆但停堆无效的预期运行事

件^[1]。极限的 ATWS 事故是核电厂二次侧热移出能力减小引起的升温瞬态。基于美国西屋公司和 Ansaldo 电厂的经验, 本文采用 LOFTRAN

收稿日期: 2010-06-29; 修回日期: 2010-09-04

作者简介: 郑尧瑶 (1980—), 女, 江苏建湖人, 工程师, 硕士, 核能科学与工程专业

程序分析丧失主给水且停堆失效的事故，给出 AP1000 核电厂在发生 ATWS 事故后的响应，并就一些关键问题，如蒸汽旁排的运行、堆芯补水箱 (CMT) 特性、反应堆冷却剂泵 (RCP) 停运、启动给水系统 (STS) 流量等进行一系列敏感性分析。分析的目的是评价这些关键参数对电厂系统响应的影响，以支持概率安全评价 (PSA) 中 ATWS 的成功准则。

1 初始条件和假设

分析采用最佳估算方法：反应堆冷却剂系统 (RCS) 平均温度、稳压器压力和水位、蒸汽发生器 (SG) 初始水装量和给水焓均取名义值，初始反应堆功率为 100% 额定功率。RCS 流量为热工设计流量，并考虑 SG 0% 堵管。平衡循环时慢化剂温度系数 (MTC) 取 $-22.5 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$ ，硼的反应性系数取最小，多普勒功率系数随功率的变化示于图 1。本文中采用图中 New 系列的多普勒功率系数，在满功率时的多普勒亏损为 $-1\ 074 \text{ pcm}$ 。

瞬态中，假设稳压器加热器有效、喷淋无效。

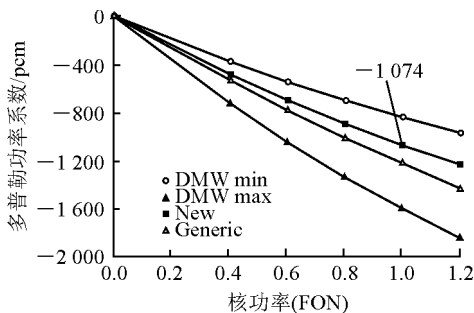


图 1 ATWS 多普勒反馈模型

Fig. 1 ATWS Doppler feedback models

2 事故模拟

假设在满功率条件下 4.0 s 时完全丧失主给水。丧失主给水的结果使 SG 水位快速下降，并达到 SG 宽量程低水位整定值，这将会触发反应堆停堆信号，但不会引起控制棒插入。达到停堆整定值时，汽机停机。各计算工况的描述列于表 1。

3 基准工况

在丧失主给水后，由于蒸汽持续流至汽

工况	编号	描述
基准工况	1	蒸汽旁排流量为满流量的 40%；非能动余热排出系统 (PRHRS) 和 STS 不可用；由 SG 宽量程低水位信号触动 1 台 CMT，最小安保数据；MTC = $-22.5 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$ ；硼的反应性系数为 5 pcm/ppm
蒸汽旁排容量敏感性分析	2	与基准工况相同，但蒸汽旁排流量为 20% 额定蒸汽流量
	3	与基准工况相同，但蒸汽旁排流量为 0
CMT 特性和硼反应性系数敏感性分析	4	与基准工况相同，但 CMT 为最大安保容量；硼的反应性系数为 7 pcm/ppm
	5	与工况 2 同，但 CMT 为最大安保容量；硼的反应性系数为 7 pcm/ppm
	6	与基准工况相同，但两台 CMT 可用
RCP 可用性敏感性分析	7	与基准工况相同，但 SG 宽量程低水位信号延迟 4 s 停运冷却剂泵
STS 可用性敏感性分析	P1	与基准工况相同，但由 SG 宽量程低水位信号触动启动给水 (每台 SG 的给水流量为 $59 \text{ m}^3/\text{h}$)；CMT 不可用
	P2	与工况 P1 相同，但每台 SG 的给水流量为 $118 \text{ m}^3/\text{h}$
	8	与基准工况相同，但启动给水可用，且每台 SG 的给水流量为 $59 \text{ m}^3/\text{h}$
	9	与工况 3 相同，但启动给水可用，且每台 SG 的给水流量为 $59 \text{ m}^3/\text{h}$
	10	与基准工况相同，但 900 s 手动隔离蒸汽管线；1 200 s 手动启动 STS (每台 SG 的给水流量为 $59 \text{ m}^3/\text{h}$)
	11	与工况 7 相同，但每台 SG 的给水流量为 $59 \text{ m}^3/\text{h}$ ，1 200 s 手动隔离蒸汽管线
SG 传热敏感性分析	12	与工况 8 相同，但 VSTUBE = 1 000
	13	与工况 8 相同，但 VSTUBE = 2 000
	14	与工况 8 相同，但 VSTUBE = -0.95
	15	与工况 8 相同，但 VSTUBE = -0.8
最终工况	16	蒸汽旁排不可用；PRHR 不可用；由 SG 宽量程低水位信号触动启动给水 (每台 SG 的给水流量为 $59 \text{ m}^3/\text{h}$) 和 1 台 CMT，最小专设安全设施流量；并延迟 4 s 停运冷却剂泵；MTC = $-22.5 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$
	17	与工况 16 相同，但 STS 不可用；由 SG 宽量程低水位信号启动 PRHR
	18	与工况 16 相同，但 MTC = $-9 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$

机，SG 水装量迅速下降。在 60.4 s 时达到 SG 宽量程低水位停堆整定值。假设反应堆停堆无

效而汽机停机有效, 保守假设停堆信号触发后延迟 2 s 停机。事故由一、二次侧的安全阀开启(超压保护)和两台 CMT 中的 1 台投入来缓解。

蒸汽发生器水装量(图 2)下降, 一、二次侧间传热减少, 导致反应堆冷却剂平均温度(图 3)和压力(图 4)缓慢上升。堆芯冷却剂平均温度上升导致冷却剂密度下降, 而由于慢化剂反应性反馈使反应堆功率下降(图 5)。同时, 冷却剂向稳压器内波动并增加稳压器水容积(图 6)。在约 66 s 时, RCS 压力上升达到开启稳压器安全阀整定值(如图 7, 103 s 稳压器安全阀开始排水)。在约 124 s 时, RCS 压力达到最大值 24.73 MPa。

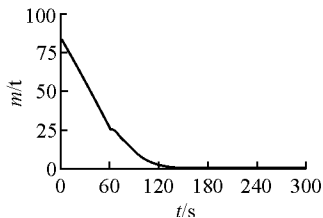


图 2 SG 水装量

Fig. 2 SG inventory

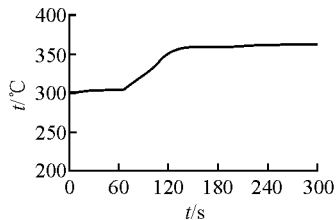


图 3 RCS 平均温度

Fig. 3 RCS average temperature

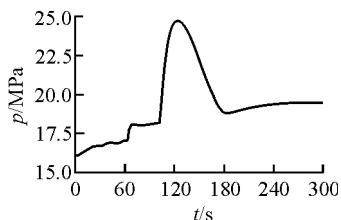


图 4 RCS 泵出口处压力

Fig. 4 RCS pressure at pump outlet

在汽机停机后, SG 压力(图 8)立即迅速

上升, 但由于蒸汽旁排立即投入, 压力未达到安全阀开启定值。蒸汽通过蒸汽旁排持续排放, 导致 SG 水装量继续减少, 一、二次侧间传热量减小。因此, 反应堆冷却剂平均温度和压力的时间导数将会增大。堆芯平均温度上升导致冷却剂膨胀, 约 103 s 时, 稳压器满溢。在 72.4 s 时, 两台 CMT 中的 1 台投入, 但因硼化十分迟(480 s 后, 图 9、10), 尚不足以将 RCS 压力维持在可接受限值(22.06 MPa)内。

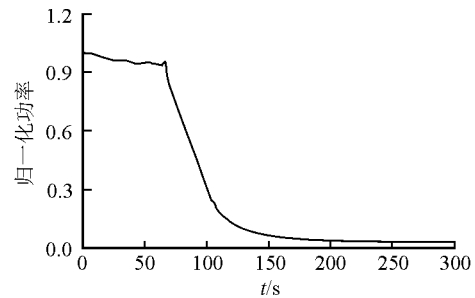


图 5 归一化的反应堆功率

Fig. 5 Normalized reactor power (base case)

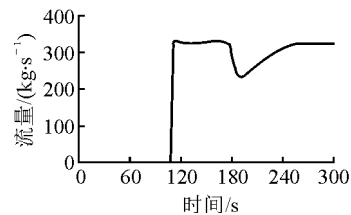


图 6 稳压器安全阀排水流量

Fig. 6 PRZ safety valves flow rate

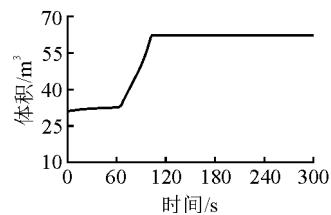


图 7 稳压器水容积

Fig. 7 PRZ water volume

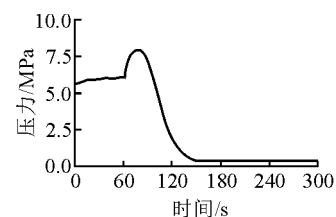


图 8 SG 二次侧蒸汽压力

Fig. 8 SG pressure

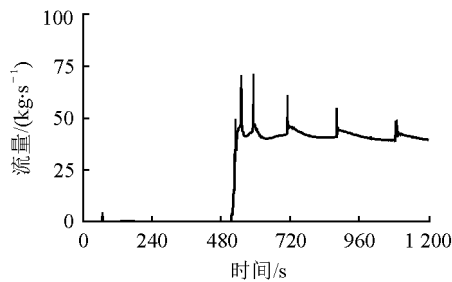


图9 CMT 注射流量

Fig. 9 CMT injection flow rate

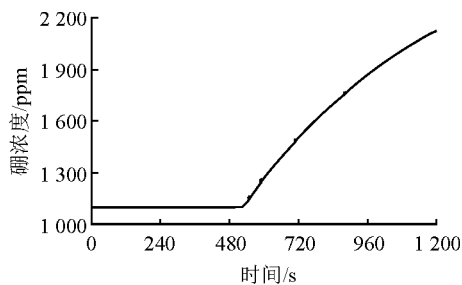


图10 堆芯硼浓度

Fig. 10 Core boron concentration

4 敏感性分析

4.1 蒸汽旁排容量的敏感性

为评价蒸汽旁排容量降低对核电厂性能的影响,分别分析了蒸汽旁排容量为汽机流量20%和为零的工况。由于蒸汽旁排容量减小,SG 水装量下降速度减缓,一、二次侧传热改善,从而导致 RCS 峰值压力降低(工况2和3的压力峰值分别为23.35 MPa和22.93 MPa)。此外,对较大的蒸汽旁排容量,在 RCS 出现峰值压力时,SG 压力接近1个大气压,因此,SG 的U型管承受全部压差。所以,隔离蒸汽旁排对 RCS 峰值压力和 SG 传热管承压均有极大改善。

4.2 CMT 特性敏感性

由于 CMT 大量注射开始时间较晚,所以,该事故中 CMT 注射管线阻力系数降低和硼的反应性系数增加(工况4)对 RCS 峰值压力影响不大。同样,两台 CMT 投入(工况6)也仅增大后期 CMT 注射流量,不能降低 RCS 峰值压力。工况5中 RCS 峰值压力下降是部分隔离蒸汽旁排的后果,但仍不足以将压力降至可接受限值以下。

由于 RCS 压力峰值出现在 CMT 大量注入

RCS 前,所以,CMT 管道压降特性和硼的反应性系数对 RCS 峰值压力几乎无影响。

4.3 RCP 可用性的敏感性

工况7是关于RCP停运效应的敏感性分析,假定达到SG宽量程低水位整定值(该信号同时触动CMT)后延迟4s停泵。反应堆冷却剂泵停运后,CMT能较快地投入。RCS峰值压力(20.63 MPa)低于限值。因此,为缓解该事故,应在触动CMT的同时停运RCP,使CMT尽快以较大流量注射。RCP停运的另一个效应是所注射的硼以一较低的质量流量稀释,导致较高的堆芯硼浓度。

4.4 启动给水可用性的敏感性

在工况P1和P2中,假设CMTs和非能动余热排出(PRHR)系统都不可用。如果只有1台STS泵可用,则最大压力可达到24.7 MPa。如果两台STS泵均可用,则RCS峰值压力略低,为24.1 MPa。工况P1和P2峰值压力均超过了可接受限值。

在工况8到工况11的敏感性分析中,假设CMT可用。如果蒸汽旁排有效(工况8),则STS对RCS压力峰值的影响很小。如果蒸汽旁排无效或由SG宽量程低水位信号隔离,则STS对RCS压力的影响很大(工况9 RCS压力峰值比基准工况压力峰值小约3.0 MPa)。

此外,对工况9到工况11中的CMT水装量进行了比较,确定CMT水装量的损耗是否会使自动卸压系统(ADS)阀门开启,从而对电厂长期性能进行评估。计算结果表明工况9中的CMT装量只有略微减少,而工况10和11中的最小CMT水质量装量分别为28 829.4 kg和33 838.0 kg,对应体积装量分别为28.9 m³和34.0 m³,小于ADS触发整定值(47.86 m³)。所以,在工况10和11中,将会触动ADS。

4.5 SG 传热的敏感性

为评价SG一次侧到二次侧传热对ATWS结果的影响,通过LOFTRAN程序中VSTUBE参数对总传热系数(UA)进行敏感性分析,该参数控制SG传热能力。VSTUBE为正时,表示SG传热管浸没所需的最小水容积,SG水装量下降至此值后,传热管传热面积按比例减少。VSTUBE为负时,表示SG传热开始恶化情况下管束区上升段的含汽率,由LOFTRAN程序计

算传热管浸没所对应的水容积。

参数 VSTUBE 为正值时,对 UA 的影响较为显著。在工况 13 中传热面积下降(导致 UA 开始下降)起始时间比工况 8 早约 28 s。所以在该时段内,工况 13 中 SG 一次侧向二次侧的传热比工况 8 更低,堆芯冷却剂温度更高。但由于负的慢化剂反应性反馈系数,导致相同时段内工况 13 的功率低于工况 8。如果 VSTUBE 降低(工况 12),传热系数开始下降的时间比工况 8 早约 7.0 s。当 SG 传热完全丧失时,工况 13 中的堆芯冷却剂温度低于工况 8 和 12,其 RCS 峰值压力约 20.7 MPa。

参数 VSTUBE 为负值时,对 UA 的影响较小,因此,工况 14 和 15 的瞬态过程与工况 8 类似。工况 14 中 RCS 峰值压力比工况 8 中 RCS 峰值压力高了约 0.1 MPa,工况 15 中 RCS 峰值压力比工况 8 中 RCS 峰值压力低约 0.3 MPa。

因此,由 SG 管束区上升段含汽率控制 SG 传热能力,对 RCS 峰值压力影响较小,而由 SG 水容积控制,则对 RCS 峰值压力影响较大。

5 结果及讨论

本文就蒸汽旁排、RCS 泵、启动给水等系统的可用性对 ATWS 事故的影响,进行了一系列的敏感性分析。由上述敏感性分析结果可得出如下结论:

1) 仅触发两台 CMT 中的 1 台,作为唯一的缓解措施,不足以维持压力低于限值(基准工况压力峰值为 24.73 MPa,高于可接受限值);

2) 蒸汽旁排是影响 ATWS 事故后果的关键参数,因为蒸汽旁排运行将进一步降低 SG 水装量。因此,在 SG 低水装量条件下,蒸汽旁排不应该运行。只有当蒸汽旁排不可用时,启动给水的启动才有利(工况 9 中 RCS 压力峰值降至 21.7 MPa);

3) CMT 投入同时应停运 RCP,这样可使 RCS 压力最大值低于限值(工况 7 中 RCS 压力峰值为 20.63 MPa);

4) 最终工况计算结果表明,如果启动给水与 1 台 CMT 一起启动(同时主泵停运),且蒸汽旁排由 SG 宽量程低水位隔离,则整个核电厂寿期 RCS 压力最大值均远低于限值,且无须触动 ADS(堆芯平衡循环慢化剂温度系数 $MTC = -22.5 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$, RCS 压力最大值为 18.12 MPa;第 1 循环慢化剂温度系数 $MTC = -9 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$, RCS 压力最大值为 19.24 MPa)。如果用 PRHR 代替启动给水,也能得到相似的结论。

参考文献:

- [1] DIRCKS W J. Amendments to 10 CFR 50 related to anticipated transients without scram (ATWS) events, SECY-83-293[R]. US: NRC, 1983.