

主给水管断裂事故敏感性研究

郑文祥 居怀明 李国伟

(清华大学核能技术研究所, 北京)

文章利用 RETRAN-02/MOD 002 程序对秦山核电站主给水管断裂事故进行了敏感性分析研究。着重研究了蒸汽发生器及其传热模型、破口大小、停堆时间和辅助给水进入蒸汽发生器的时间对瞬变过程的影响,并分析了主给水管断裂事故的示例工况。文章给出了这些研究的主要结果。

关键词 核电站, 蒸汽发生器, 给水管断裂, 敏感性研究。

一、前言

核电站主给水管断裂事故会造成进入蒸汽发生器(SG)的过冷的主给水减少,甚至中断。而且因SG二次侧水通过破口不断流失,使传热管裸露,导致SG一次侧向二次侧传热下降或恶化,从而使反应堆冷却剂系统(RCS)的温度和压力升高。如不采取必要的保护措施,将造成反应堆冷却剂承压边界完整性和反应堆堆芯的破坏。为了避免出现这种严重后果,反应堆保护系统应提供恰当的保护动作,同时,辅助给水系统应适时地向SG提供足量的给水。

主给水管断裂瞬变过程的严重性与许多因素(如系统参数、破口大小、保护系统功能及事故处理规程等)有关。同时,该事故工况分析中涉及十分复杂的物理现象,因此,本文利用 RETRAN 02/MOD002 程序对秦山核电站主给水管断裂事故进行敏感性研究并给出这些研究和示例工况的分析结果。

二、敏感性研究

本文着重研究了SG及其传热模型,破口大小,停堆信号的选取及辅助给水进入SG的时间等对RCS峰值压力的敏感性,下面分别说明这些敏感性分析的主要结果。

1. 蒸汽发生器及其传热模型

SG传热能力下降的情况与SG分析模型及其传热模型的假定有密切关系。同时,在主给水管断裂情况下,SG二次侧传热变化很复杂,包含许多不确定性,因此,很有必要对其敏感性进行研究。

SG分析模型的影响主要在于传热管区段。本研究将传热管区段分别划分为1, 2, 4和8体元,传热模型的转换由RETRAN程序根据工况自动实现,停堆信号取未受影响的SG低-低水位。分析结果列于表1。

分析结果表明,传热区段的划分将影响SG一次侧向二次侧传热的变化,特别当SG二次侧液位下降后,传热管底部区段划分情况直接影响传热计算的精度,同时,传热管区段体元划分过粗则无法模拟过冷段的影响。根据本研究结果,将传热管划分为4体元是适宜的。

表 1 蒸汽发生器模型敏感性研究结果

Table 1 Results of sensitivity studies of SG models

传热管区体元数	停堆时间/s	RCS峰值压力/MPa	稳压器安全阀开启时间/s	稳压器安全阀开启持续时间/s	受影响 SG 传热恶化时间/s
1	25.1	17.5	21.6	3.9	12.5
2	25.8	17.5	21.6	7.8	12.5
4	32.6	17.5	24.9	11.1	17.5
8	31.7	17.5	24.8	10.6	17.5

在主给水管断裂后,随着 SG 二次侧水量的减少和空泡份额的增加,二次侧的换热状况将发生变化。本研究对 SG 二次侧传热恶化的模型作了如图 1 所示的不同假设,根据这些模型所作的分析结果列于表 2。

表 2 蒸发器二次侧传热模型敏感性分析结果

Table 2 Results of sensitivity studies of heat transfer models for SG secondary side

传热模型	停堆时间/s	RCS峰值压力/MPa	稳压器安全阀开启时间/s	稳压器安全阀开启持续时间/s	受影响的 SG 传热恶化时间/s
1	32.5	17.6	27.1	9.2	18.0
2	33.1	17.6	20.6	14.9	15.5
3	32.3	17.5	11.2	23.0	9.0

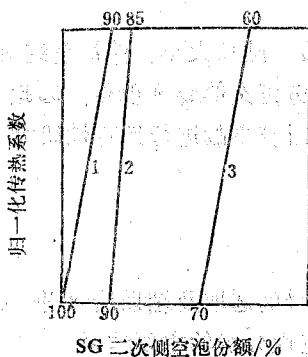


图 1 蒸汽发生器二次侧传热模型

Fig. 1 Heat transfer models for SG secondary side

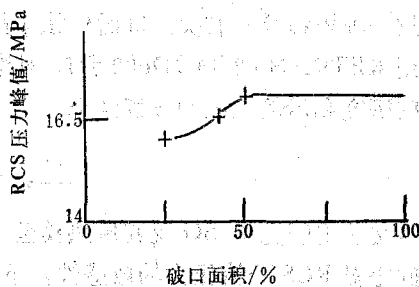


图 2 RCS 峰值压力与破口面积的关系

Fig. 2 RCS peak pressure break sizes

由表 2 可知,传热模型将影响冷却剂的释放量,受损 SG 传热恶化越早,稳压器安全阀越早打开,而且开启持续时间越长,对 RCS 峰值压力则影响不大。根据分析结果,采用 RETRAN 中的传热模型模拟 SG 在主给水管断裂后的传热变化情况是可接受的。

2. 破口大小

主给水管断裂引起 RCS 增压的幅度与破口大小有关,为了确定极限瞬态工况,本敏感性研究选取四种破口面积进行分析。即 25%, 40%, 50% 和 100% 的最大破口面积。最大破口面积为 SG 内给水分配管的所有支管面积之和。分析结果示于图 2。

由图 2 可见,极限破口面积约为最大破口面积的 50%。

3. 停堆时间的影响

为了缓解主给水管断裂事故的后果, 秦山核电厂设有下列反应堆紧急停堆保护: a) 稳压器高压; b) 超温 ΔT ; c) 任一蒸汽发生器低-低水位; d) 任一蒸汽发生器低水位和蒸汽/给水流量失配。

本敏感性研究分别分析了采用稳压器高压、未受影响的 SG 低-低水位及受影响的 SG 水位信号触发停堆的瞬变过程。其中, 由于受影响的 SG 低水位触发停堆的可信度较低, 因此对受影响 SG 水位信号触发停堆又作了不同的假定, 即在分析中, 根据 SG 内不同的残留水量触发停堆。分析结果列于表 3。

表 3 停堆触发信号选取的影响
Table 3 Effects of trigger signal selection for reactor trip on peak pressure

停堆信号		停堆时间/s	RCS峰值压力/MPa
稳压器高压		24.16	17.5
未受影响的蒸发器低-低水位		32.61	17.5
受影响 SG 水位*	1	5.9	15.6
	2	19.12	16.5
	3	29.12	17.5

* 1——低-低水位触发; 2——SG底部控制体残留水量为原有水量的10%时触发; 3——SG完全烧干时触发停堆。

结果表明, 更早的停堆对 RCS 峰值压力的降低有较大的好处。对于受影响的 SG, 尽管低-低水位停堆信号可信度较低, 但即使该蒸发器内储水基本排空后发出停堆信号, 也比其它停堆信号早。当然, 作为事故分析, 采用未受影响 SG 低-低水位作为停堆信号是偏保守的, 因此是可接受的。

4. 辅助给水进入 SG 的时间

辅助给水到达 SG 的时间对缓解事故后果有很大影响。该时间的确定与辅助给水系统触发信号的选取、有无厂外供电及管道清扫时间等有关, 并且包含很大的不确定性。比如管道所需的清扫时间可在几十 s 至几百 s 之间。本研究假定辅助给水进入未受影响的 SG 的时间分别为停堆后 30, 60 和 90 s。

结果表明, 在所分析的时间范围内, RCS 峰值压力对辅助给水到达 SG 的时间不敏感。这是因为, 未受影响 SG 内仍有足够的水量, SG 一次侧向二次侧的传热尚未恶化, 因此堆内热量可以传给 SG 二次侧的水, 并通过 SG 安全阀排出。当然, 辅助给水进入 SG 越晚, 则 SG 安全阀开启持续时间就越长。如辅助给水不能在 SG 发生传热恶化或蒸干之前到达, 则将对 RCS 升温增压产生影响。

三、示例工况分析结果

图 3 至 6 给出了主给水管断裂后没有失去厂外供电情况下示例工况的分析结果, 事件序列列于表 4。

表 4 主给水管断裂事件序列

Table 4 Sequence of events for feedwater line rupture

时间/s	事件	整定值或计算值
0.01	主给水管断裂	
0.01	两台蒸发器失去给水	
0.05	破口处流量达到最大值	1.04 t/s
10.5	受影响的蒸发器最大压力	5.66 MPa
25.5	受影响的蒸发器传热恶化	
27.4	稳压器高压信号	16.58 MPa
29.4	稳压器安全阀开启	17.26 MPa
32.0	冷却剂峰值压力	17.52 MPa
32.0	未受影响的蒸发器的低-低水位信号	
34.0	控制棒插入	
34.0	辅助给水泵启动	
35.6	冷却剂平均温度最大值	586.1K
36.0	汽轮机保护停车	
38.7	稳压器安全阀关闭	17.06 MPa
41.4	主蒸汽隔离阀关闭	4.14 MPa
44.3	主蒸汽安全阀开启	7.5 MPa
69.0	未受影响的蒸发器的峰值压力	8.27 MPa
124.0	辅助给水到达未受影响的蒸发器	

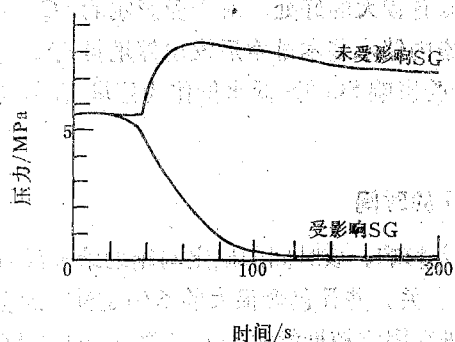


图 3 蒸汽发生器二次侧压力

Fig. 3 Pressure of SG secondary side versus time

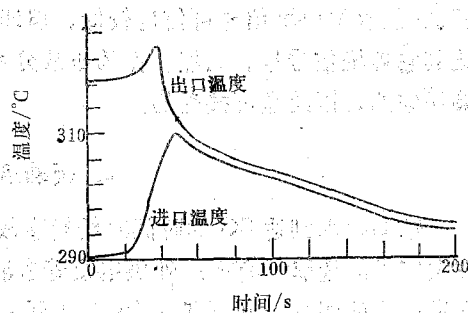


图 4 反应堆冷却剂温度

Fig. 4 RCS hot leg and cold leg temperatures versus time

SG 压力变化情况示于图 3, 在主给水管断裂事故的最初 25 s 内, SG 压力没有明显变化。随着受影响的 SG 一次侧向二次侧传热状况发生恶化, 该 SG 压力开始较快下降。在汽轮机保护停车后, 未受影响的 SG 压力迅速上升, 然后冲开主蒸汽安全阀, 当 SG 安全阀排放量为额定蒸汽流量 25% 时, SG 峰值压力可高达 8.27 MPa。

图 4 和 5 分别给出 RCS 温度和压力变化情况。随着过冷的主给水的丧失及受影响 SG 水的不断流失, 导致 SG 一次侧向二次侧传热的不断减弱, 从而使反应堆冷却剂的温度和压力不断上升, 29.4 s 时, 稳压器安全阀开启排放。

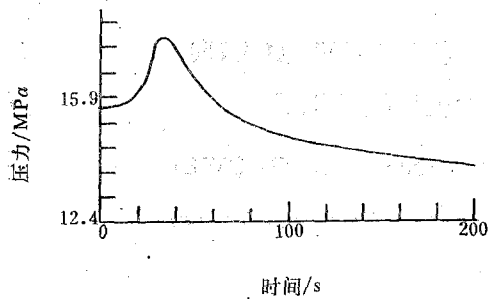


图5 反应堆冷却剂系统压力
Fig. 5 RCS pressure versus time

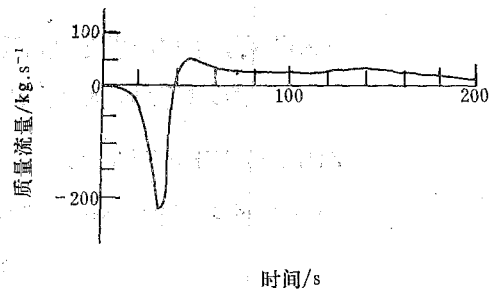


图6 稳压器波动管流量
Fig. 6 Flow rate in surge line

由图6可以看出冷却剂因升温膨胀经波动管涌入稳压器的情况。虽然在34s时反应堆因未受影响SG低-低水位信号触发已经停堆，但堆内余热仍使冷却剂的温度和压力继续上升，35.6s时，冷却剂平均温度达到最大值313℃，此后冷却剂温度和压力开始不断下降。如辅助给水系统能够适时供水，则不会产生更严重的后果。

四、主要结论

根据敏感性研究和示例工况分析，可以得出下述结论：

1. 主给水管断裂事故的极限工况破口大小约为最大破口面积的50%。
2. SG传热管区段体元划分应注意预热段的影响。过粗的体元划分会引起传热计算的较大偏差，尤其当传热管大部分裸露时。
3. RETRAN-02程序中传热公式的转换模型用于模拟SG在主给水管断裂后引起的传热恶化过程是可接受的。
4. 在主给水管断裂事故分析中；采用未受影响的SG低-低水位作为停堆保护信号是偏保守的。
5. 在未受影响的SG传热恶化之前，RCS峰值压力对辅助给水达到SG时间不敏感但辅助给水达到SG时间过迟，未受影响的SG发生传热恶化，则将使RCS峰值压力上升。
6. 秦山核电厂稳压器和SG容量大，对缓解事故后果有利。只要辅助给水能适时到达未受影响的SG，主给水管断裂事故不会造成堆芯裸露。

(编辑部收到日期：1989年3月7日)

SENSITIVITY STUDIES OF THE MAIN FEEDWATER LINE RUPTURE

ZHENG WENXIANG JU HUAIMING LI GUOWEI

(Institute of Nuclear Energy Technology, Tsinghua University, Beijing)

ABSTRACT

The sensitivity studies of a main feedwater line rupture for Qinshan nuclear power plant are performed with RETRAN-02/MOD 002. The studies place emphasis on the primary to secondary heat transfer models of steam generator, break sizes, credit taken for functioning of reactor trip and timing of auxiliary feedwater supply to intact steam generator. A typical case of the main feedline rupture is analysed. This paper presents the main results of these studies.

Key words Nuclear power plant, Steam generator, Feedwater line rupture, Sensitivity study.