

秦山核电厂主蒸汽管道破裂事故的分析研究

俞尔俊

(中国原子能科学研究院, 北京)

文章给出了压水堆核电厂主蒸汽管道破裂事故 (MSLB) 的概述、分析模型及主要假设, 讨论了秦山核电厂影响 MSLB 的参数特点, 并给出了极限工况的分析结果及敏感性分析得到的结论。

关键词 主蒸汽管道破裂事故 (MSLB), 重返临界。

一、序 言

主蒸汽管道破裂事故 (MSLB) 是核电厂安全分析报告中必须分析的设计基准事故之一^[1]。主蒸汽管道破裂事故的分析研究, 是国家核安全局主持的秦山核电厂安全审评工作中的一个环节, 为该事故的安全分析报告的安全审评提供技术依据。

当压水堆电厂发生 MSLB 时, 与破损管道相连接的蒸汽发生器内的二次冷却剂将汽化成蒸汽, 从破口喷出。蒸汽的流量开始很大, 可达额定功率下蒸汽流量的好几倍, 以后随着蒸汽发生器内压力的降低而逐渐减小。一回路向二回路的导热增加, 使一回路冷却剂的压力与温度迅速降低。由于慢化剂具有负温度反应性系数的特性, 温度下降将对堆芯引入正的反应性。事故发生后, 由于保护系统动作, 控制棒下插, 使反应堆具有一定的停堆深度。慢化剂温度下降引入的正反应性将使停堆深度变浅, 甚至使反应堆重返临界, 反应堆功率升高, 可带来危及核电厂安全的问题。

出于保守的考虑, 分析这类事故时, 需假设一组价值最大的控制棒卡在全抽出的位置。这就使停堆深度减小, 而且功率不均匀系数变大, 增大了堆芯损坏的可能性。

MSLB 可能带来三方面的危害: 一是因局部热负荷过大, 损坏堆芯燃料元件, 以初始功率为零的工况最为严重; 二是向环境释放放射性物质, 以破口发生在安全壳外时较为严重; 三是破口在安全壳内时, 大量的二次冷却剂带着热量进入安全壳, 会使安全壳内压力升高, 危及安全壳的完整性。

MSLB 涉及的面很广, 从核电厂系统对此类事故的响应, 可以检验反应堆的停堆裕量, 蒸汽发生器的限流器, 一、二回路冷却剂装量及比例, 控制和保护系统以及专设安全设施设计是否合适。所以, MSLB 分析对于确保核电厂的安全性具有重要的意义。

MSLB 属四类事故工况, 事故后果应满足验收准则:

1. 保持堆芯的完整性, 包壳温度不超过 1204°C ;
2. 放射性剂量不超过限值;
3. 安全壳压力不超过设计值。

MSLB 的分析, 可分为 5 个组成部分: 系统分析、堆芯分析、元件分析、安全壳超压分析及放射性剂量计算。本文主要讨论系统分析, 研究 MSLB 给堆芯带来的损害。安全壳超压响应分析可参见文献[2], 放射性剂量计算可参见文献[3]。

二、分析模型的描述

1. 计算机程序

分析采用的计算机程序为 RETRAN/MOD 2。在程序的选择项中, 采用 Moody 喷放模型, 蒸汽发生器采用气泡上升模型, 稳压器选用不平衡稳压器模型, 这样可较好地模拟这一事故。同时也用 RELAP 5/MOD 1 程序进行分析, 对比, 其结果符合很好。但 RELAP 5/MOD 1 程序化费的计算机机时较多。

2. 几何模型

系统的控制体划分如图 1 所示。系统包含两条各带有蒸汽发生器的环路, 在破损蒸汽管道的环路上, 连接着稳压器。

安全壳用一个控制体模拟, 只模拟其容积, 不考虑结构材料的热容, 因此可保守地得到偏高的安全壳压力。

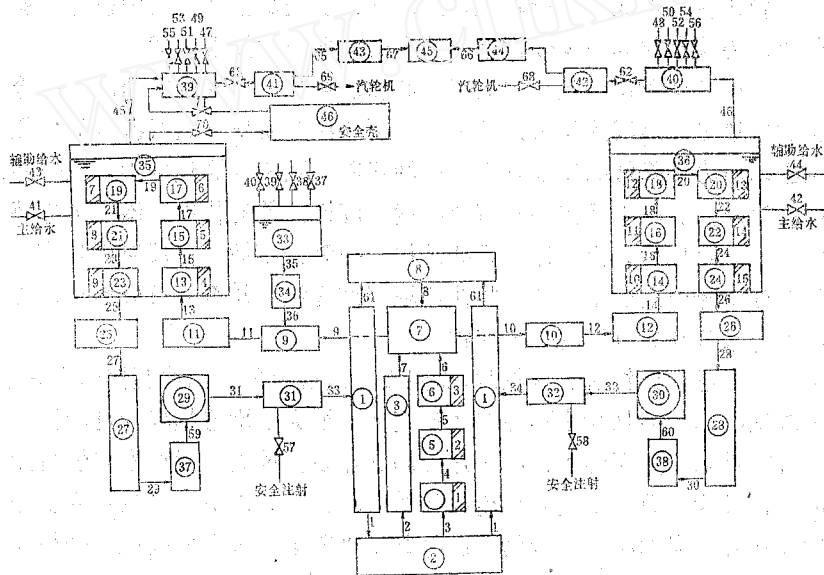


图 1 几何模型
Fig.1 Geometric model

除了燃料元件及蒸汽发生器传热管之外, 没有设置热构件, 不考虑结构材料的热容, 可使瞬变过程降低温度较多。由于秦山核电厂没有硼注入系统, 不必考虑一回路压力对浓硼溶液注入量的影响, 所以, 这样做属于保守处理。

3. 极限工况的主要假设

通过定性分析,可以确定危及堆芯的极限工况,其基本假设如下:

1. 破口发生在蒸汽发生器限流器与隔离阀之间。双端断裂,破口喷放面积为限流器咽部面积。
2. 对于主循环泵需要考虑两类运行方式:保持运行及在某一时刻失去外电源而停运。
3. 燃耗末期。
4. 初始功率为零(取1.0 kW)。
5. 破口发生后控制棒立即开始下落。
6. 蒸汽管道10 s内隔离完毕,隔离后完整环路的蒸汽发生器停止排放。
7. 事故发生后,立即停止主给水,投入全流量的辅助给水,在整个事故期间辅助给水不停。
8. 设置的ECCS动作信号为安全壳高压($1.5 \times 10^5 \text{ Pa}$),稳压器低压($1.26 \times 10^7 \text{ Pa}$),蒸汽发生器二次侧低压($4.2 \times 10^6 \text{ Pa}$),延迟时间为12 s。
9. 不考虑安注水中硼的负反应性。
10. 考虑卡棒假设,即假设一组反应性价值最大的控制棒卡在全抽出位置。慢化剂温度系数取 $\pm 10\%$,燃料Doppler系数取 $\pm 15\%$ 的不确定性。
11. 轴向功率分布取上凸型,轴向功率不均匀因子为1.74。

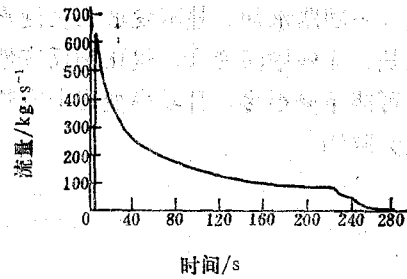


图2 破口流量
Fig.2 Break flow

4. 系统参数

秦山核电厂对于MSLB有影响的主要参数列于表1,为了通过比较了解秦山核电厂的特点,在表1上还并列给出了美国西屋公司900 MW核电厂H. B. Robinson 2号(HBR2)的有关参数。

秦山核电厂一、二回路水装量多,而一个蒸汽发生器内二次侧水相对于被冷却的水来

表1 影响MSLB的有关参数比较

Table 1 Comparison of related parameters in MSLB

反 应 堆	秦 山	HBR 2
热功率/MW	1035	2755
环路数	2	3
一回路水容积/m ³	147.0	246.9
SG二次侧水容积/m ³	57.44	79.21
SG传热面积/m ²	3072.9	3558.3
SG限流器面积/m ²	0.07145	0.1301
功率不均匀系数	12.11	—
浓硼系统	无	有/无
慢化剂温度系数(平均值)/\$·°C ⁻¹	~-0.0400	~-0.0950
燃料反应性系数(平均值)/\$·(%功率) ⁻¹	~-0.015或-6.2×10 ⁻⁵ ·°C ⁻¹	~-0.1
停堆深度/\$	-3.87	-3.61

说（一回路水加完整蒸发器二次侧水）就显得更多。这些说明过程不会很激烈，但持续时间长；而停堆深度大，慢化剂反应性温度系数小，Doppler 反馈极小，说明一回路水温度有可能下降很多，且功率变化上有特殊性。另外，功率不均匀系数大，将使重返功率受到很大限制。

三、计算结果

1. 主泵运行过程

从计算结果得到事故序列如表 2。

表 2 主泵运行的事故序列(s)
Table 2 Event sequence in the case of MCP running

破 口 发 生	0
安全壳高压	9
SG 低压	10
稳压器低压	40
达到临界	112
最大反应性(0.749\$)	166
最低温度(186.4°C)	199
最大堆功率(27.08%)	199
破损 SG 排空	~288

事故过程中主要的参数变化示于图 2—9（事故过程时间应为图上所标时间减去 5 s 稳态运行时间）。

图 2 表示受损蒸汽发生器的喷放流量。喷放开始时，此流量达 633.2 kg/s，为一台蒸汽发生器额定流量 280.6 kg/s 的 226%。喷放流量减小很快，这是由于能量的排出及传热管逐渐裸露降低传热能力所致。至 177 s，降至 83.5 kg/s，为额定全供汽量的 14.9%。从 177 s 至 220 s 这段时间间隔内，破口流量基本保持不变。实际上，有两方面因素在起作用：一方面二次侧液位在降低；另一方面一次侧冷却剂温度提高。至 220 s 以后，由于液位过低，破口喷放量才迅速减小。

在事故前 10 s 内，完整环路的蒸汽发生器也有与此相同的排放。

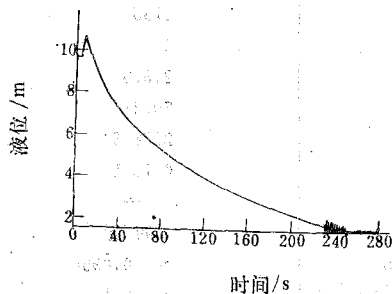


图 3 受损蒸汽发生器混合液位
Fig.3 Affected steam generator mixture level

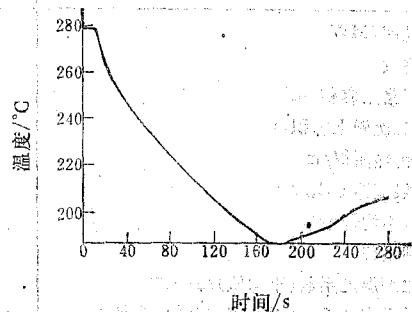


图 4 堆芯温度
Fig.4 Core temperature

图3为受损蒸汽发生器二回路液位。破口发生时,因汽水混合物膨胀,液位有一较小的升高,此后逐渐降低。32s时,传热管开始裸露(最高的传热管高约7.5m)。

图4给出堆芯冷却剂平均温度。此温度初始时为280.3°C,167.0s时为186.4°C,在这么短的一段时间内,温度下降了94°C,降温太快,需要考虑热应力问题。此后一段时间内,由于堆功率超过由破口排出的热量,在相当长的一段时间里,冷却剂温度保持上升趋势。

图5表示稳压器压力。这也代表一回路压力。这一压力与堆芯平均温度有相近的趋势,同时增加或降低,但变化快慢有所不同。一回路的压力是由一回路中最高液体温度所决定的。当稳压器排空时,压力由上封头决定,这时压力变化趋势就突然加快。在此事故过程中,压力变化很大,最低为177s时的 $3.3 \times 10^6 \text{Pa}$,在如此低的压力下,安注箱是会投入注射的。同时,因大量硼溶液的作用,将使堆功率降低。

图6给出慢化剂温度反应性反馈。在167s堆芯最低温度时,慢化剂反馈引入反应性3.91\$。

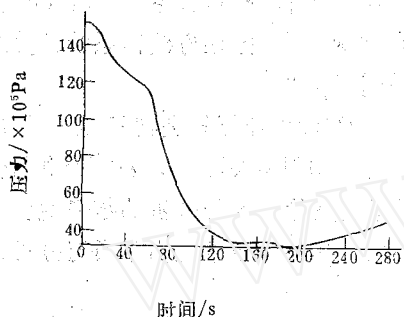


图5 稳压器压力

Fig. 5 Pressurizer pressure

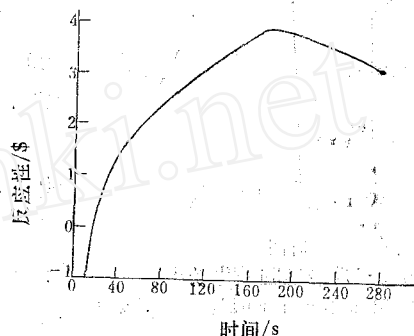


图6 慢化剂温度反应性

Fig. 6 Moderator temperature reactivity

图7表示燃料 Doppler 反馈。在整个事故进程中,燃料的平均温度没有超过初始时的值。因此 Doppler 反应性始终是正值,只是在升功率时有所下降,降功率时又上升。

图8表示总反应性。在166s时达到最大正反应性0.749\$。

图9表示堆功率变化情况。这一变化过程与HBR2堆的过程很不相同^[4]。由于Doppler反应性系数很小,缺少瞬时的阻止功率上升的因素,堆功率的停止增长只能靠慢化剂温度的提高,这就有一个时间延迟,使得堆芯在达到临界之后,功率迅速增长,超过当时一回路向二回路的传热量。

反应堆重返功率达27.08%。以径向功率不均匀因子12.11,轴向不均匀因子1.74的热棒,在平均流道内,以W-3公式作DNBR计算,得到最大热流密度处的DNBR为1.845。可以认为没有燃料元件损坏。更完善的结果需用子通道程序或三维物理热工耦合程序来进行分析而得出。

2. 主泵失电过程

根据事故分析的基本假设,可假定事故发生后,某一时刻起,主泵失去电源。对于MSLB,除了需分析破口发生后立刻失去外电源的情况外,还应考察可能发生的以下情况:在事故发生后,主泵运转了一段时间,带出了一回路的热量,在反应堆重返临界时,主泵

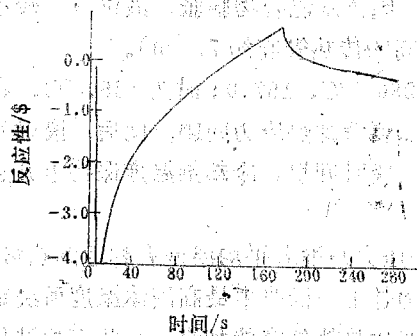


图 7 燃料Doppler反应性
Fig. 7 Fuel Doppler reactivity

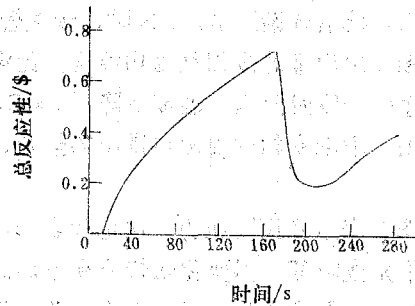


图 8 总反应性
Fig. 8 Total reactivity

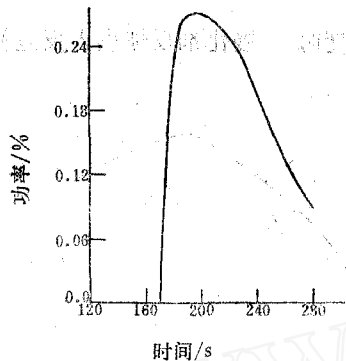


图 9 反应堆归一化功率
Fig. 9 Reactor normalized power

失电而惰转，造成重返功率较大，因堆芯流量较小，使燃料元件发生 DNBR。

为了研究这一问题，分析了破口发生后 0 s, 60 s, 120 s 主泵失电的三种情况。用上述方法作系统计算及 DNBR 计算所得结果列于表 3。

同样，这里给出的 DNBR 计算只是初步的，但已能说明：对于秦山核电厂 MSLB 来说，失去厂外电的情况更为危险，失电越早越危险。系统分析的结果说明，存在元件损伤的可能性，其损坏数量应由子通道分析得出。

表 3 主泵失电过程计算结果

Table 3 Calculated results in different MCP stop time

停泵时间/s	峰值功率/ %额定功率	“峰值”时间/s	堆芯流量/ %额定流量	热点压力/ 10E5 Pa	CHF/ 10E6W·m ⁻¹	DNBR
不停泵	27.08	194	114.8	36.39	4.848	1.845
120	16.13	249	13.49	42.28	2.281	1.457
60	14.53	315	9.71	67.05	1.806	1.281
0	13.68	353	8.86	77.36	1.605	1.209

失去外电源的 MSLB，压力较高，安注箱可能不投入，而其重返功率的时间很晚，秦山核电厂原来设计的 7000 ppm 的上充系统注硼可以及时起到缓解事故的作用。

四、敏感性分析

为了更好地掌握秦山核电厂 MSLB 的特点，了解选取参数的准确程度要求，进行了一系列的敏感性分析计算，其结果讨论如下。

1. 初始功率的影响

初始功率对堆芯的影响，可以通过定性分析得出，零功率工况最危险。为了了解其定量程度，对 102%、75%、50%、25% 初始功率进行了分析计算，得出重返功率的峰值及

表 4 初始功率对重返功率的影响
Table 4 Effect of initial power on recriticality

初始功率/%	峰值功率/%	峰值出现时间/s
102	不重返临界	—
75	9.44	185
50	13.40	193
25	19.30	200
0	27.08	194

时间如表 4 所列。

秦山核电厂由于二回路水装量大,即使功率临近满功率的 MSLB,也会发生重返临界现象。

初始功率对 MSLB 的影响的详细讨论可参见文献[5]。

2. 主给水停止时间的影响

在初始功率为零功率,MSLB 发生后,假设由于受损蒸汽发生器压力下降,以满功率的主给水流量(1010 t/h)加入主给水,10 s 后切断。

计算得出:重返功率的峰值变化不多,为 27.62%。其发生时间同样为 194 s。这一结果与一些靠受损蒸汽发生器蒸汽来缓解事故的核电厂设计有很大不同。

3. 反应性系数的影响

原计算中,考虑慢化剂及 Doppler 反应性系数不确定性分别为 10% 及 15%,现增大至 20% 及 30%。

计算得出,在 168 s 时,得峰值功率 27.94%,这一变化不大。这是由于发生峰值功率时,破口流量(一回路向二回路导热)变化比较平坦的缘故。

4. 破口面积的影响

假设蒸汽发生器限流器的面积增大 20%,为 0.08574 m²,计算得,在 165 s 峰值功率为 28.25%。对于秦山核电厂,喷放面积增大,加大了初始喷放量。这流量的积分值影响重返临界的时间,而峰值功率的数值与瞬时喷放流量有关。破口面积大,蒸汽发生器降压快,峰值功率变化不大。

5. 停堆深度的影响

假设停堆深度增加 20%,取为 -4.64\$,在此事故过程中,排出热量引入的正反应性为抵消最后一部分停堆棒的负反应性需经过较长的时间,这就又进一步降低了破口流量,也就降低了重返功率的值。计算得出:在 271 s 达到峰值功率 14.38%。由此可知,增加停堆深度对缓解此类事故是极为有效的。

五、小 结

1. 秦山核电厂影响 MSLB 的参数有特殊性, 需仔细研究。
2. 初始功率为零功率, 不停泵的 MSLB 的重返功率不致引起燃料元件的损坏。
3. 初始功率为零功率, 主泵失电的 MSLB 可能造成燃料元件发生 DNB, 应进一步作出子通道分析, 并改进缓解措施。
4. 一些影响因素: 投入主给水、反应性系数变化、破口面积变化, 在一定范围内对秦山核电厂 MSLB 的影响不显著。增加停堆深度为缓解此类事故的有效措施。

参 考 文 献

[1] USNRC, 标准审查大纲。
 [2] 周杰, 秦山核电厂主蒸汽管道破裂事故的安全壳响应, 中国原子能科学研究院资料, 1988年 10 月。
 [3] 俞尔俊、林艺, 秦山核电厂主蒸汽管道破裂事故放射性后果计算, 中国原子能科学研究院资料, 1988年 10 月。
 [4] 俞尔俊, 压水堆核电厂主蒸汽管道破裂事故的分析研究, 中国原子能科学研究院资料, 1985年 5 月。
 [5] 孙吉良、俞尔俊, 秦山核电厂初始功率对 MSLB 的影响, 中国原子能科学研究院资料, 1988年 6 月。

(编辑部收到日期: 1989年 3 月 7 日)

ANALYSIS FOR POSTULATED MAINSTEAM LINE BREAK ACCIDENT IN QINSHAN NUCLEAR POWER PLANT

YU ERJUN

(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275, Beijing)

ABSTRACT

Summary, analysis model and main assumptions for main steam line break (MSLB) accident in PWR nuclear power plant are presented, specificity of the parameters which affect the MSLB for Qinshan NPP is given, and analysis results for limiting case and conclusions of sensitivity analysis are drawn.

Key words Main steam line break (MSLB) accident, Recriticality.