

# 秦山核电厂主蒸汽管道破裂事故的 RELAP5/MOD2分析

孙吉良 俞尔俊

(中国原子能科学研究院, 北京, 102413)

通过使用 RELAP5/MOD2程序对秦山核电厂主蒸汽管道破裂事故的计算, 对该程序的临界流模型和传热模型进行分析, 并与其它大型热工水力分析程序的计算结果及实验结果进行比较。在计算过程中, 对 RELAP5/MOD2程序汽水分离器模型的使用进行修正, 使之符合核电厂安全评审计算的要求。

**关键词** 主蒸汽管道破裂 RELAP5/MOD2程序 临界流模型 重返功率

主蒸汽管道破裂事故(MSLB)是核电厂安全事故分析报告中必须分析的设计基准事故之一<sup>[1]</sup>。该事故的分析结果将用于检验反应堆停堆裕量、蒸汽发生器限流器、一和二回路冷却剂装量及比例、控制保护系统以及专设安全设施等核电厂系统的设计等是否合理。

当核电厂发生 MSLB 事故时, 破损蒸汽发生器的二次侧冷却剂发生激烈汽化, 蒸汽从破口喷出并带走大量热量, 使一回路冷却剂温度降低。由于压水堆慢化剂具有负的温度效应, 温度下降将引入正反应性。事故发生后, 由于停堆保护系统动作, 控制棒下插, 使反应堆具有一定的停堆深度。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, 由此带来危及核电厂安全的问题。

RELAP5/MOD2程序是目前国外比较先进的轻水堆热工水力最佳分析程序。国内于1986年引进后, 现已完成移植和部分功能的开发工作。对 RELAP5/MOD2程序的分析模型和事故分析能力作出评价是应用研究和开发的主要内容。运用该程序对 MSLB 事故进行分析计算, 可以从中了解和评价程序使用的临界流模型、传热传质模型。

## 1 分析模型

### 1.1 分析程序

RELAP5/MOD2程序是美国 Idaho 国立实验室研制的轻水堆系统热工水力瞬态分析最佳估算程序, 是在 RELAP5/MOD1程序基础上发展而来的。程序仍采用一维、两流体、非均匀、不

平衡模型,对原有的场方程、临界流模型、临界热流密度关系式、临界后传热计算以及汽水分离器模型进行了较大的改进,并使程序具有模拟大破口失水事故的能力。

## 1.2 主要假设

(1)假设事故发生在燃耗末期。(2)考虑卡棒假设,即假设一束反应性价值最大的控制棒卡在完全抽出的位置。(3)慢化剂温度系数考虑+10%的不确定性,燃料多普勒系数考虑+15%的不确定性。(4)不考虑安注系统硼的负反应性,便于分析程序模型对计算结果的影响。(5)假设破口发生在蒸汽发生器限流器与主蒸汽隔离阀(MSIV)之间,破损形式为双端断裂。破口发生后15 s,MSIV隔离完毕,完整环路的蒸汽发生器停止排放。(6)假设破口发生时即停堆。(7)破口发生后,立即停止主给水,投入辅助给水。辅助给水流量取限流器的最大流量。(8)考虑单一故障准则。假设安全注射系统中的1台上充泵、2台高压安注泵在信号触发后不能投入使用。

## 1.3 初始工况及参数

零功率工况是该类事故最严重的工况。因此,将它作为分析的初始工况。电厂初始参数为:一回路冷却剂压力取15.49MPa;一回路冷段温度取277℃;稳压器初始水位为3.547m;蒸汽发生器初始水位为10.044m;辅助给水温度取28℃。

## 2 结果分析和讨论

### 2.1 计算结果

MSLB事故的主要参数变化过程示于图1—4。

图1表示受损蒸汽发生器的破口喷放流量。事故发生时,由于蒸汽发生器二次侧压力很高,破口初始喷放流量很大(最大值达1182kg/s),故为临界流喷放。以后,随着受损蒸汽发生器压力减小和水位降低,流量逐渐减小,至事故过程120 s以后,受损蒸汽发生器水位降至低部,破口流量迅速降低。

图2为事故过程堆芯冷却剂平均温度的变化曲线。从图上曲线变化可以看出:破口发生时,由于破口热量的大量喷放,堆芯冷却剂温度下降很快;160 s以后,破口流量减小,一次侧热量导出降低,冷却剂温度下降减慢;至226 s,堆芯冷却剂平均温度达到最低值(191.7℃),此时,堆芯产生的功率与破口喷放的功率相平衡;以后,堆芯重返功率上升,冷却剂温度逐步回升。

图3为堆芯反应性变化曲线。从图上可见:破口发生时,反应堆触发停堆,控制棒迅速插入堆内(控制棒反应性为-3.9074\$),堆芯反应性很快降至控制棒停堆深度;以后,随着堆芯平均温度下降引入正的反应性,堆芯停堆深度变浅,并在136 s时发生重返临界;至事故进程212 s时,堆芯反应性达到峰值,为0.5242\$;此后,堆芯慢化剂及燃料温度上升,反应性逐渐下降,并趋于稳定。重返临界的出现,必然会引起堆芯功率水平的上升(图4,功率峰值为额定功率的13.29%)。若峰值过大,可使部分元件损坏。

### 2.2 与其它程序计算结果的比较

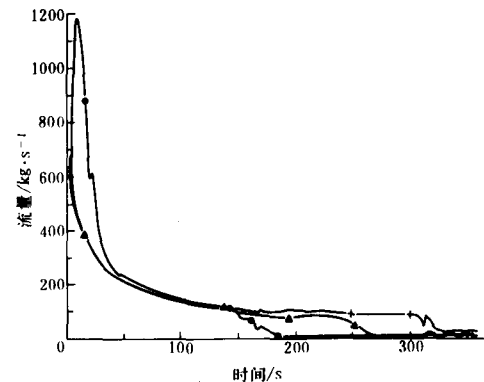


图1 不同程序计算破口喷放流量比较

Fig. 1 Break flow for affected SG

▲—RETRAN-02; +—RELAP5/MOD1; ●—RELAP5/MOD2.

在初始参数相近、假设条件相同的情况下,使用 RETRAN-02程序对该事故进行计算分析,并将计算结果与 RELAP5/MOD2程序结果进行比较,从中得出:

(1)2种程序计算的破口喷放流量有很大差别(图1)。RELAP5/MOD2得出的初始喷放流量很大,流量峰值为1182kg/s,后期流量下降迅速,在事故进程200 s时,破口流量只有10 kg/s。RETRAN-02算得的初始流量峰值为610 kg/s,后期流量下降较慢,整个喷放过程相对平稳。在初始条件相同的情况下,破口流量的大小主要取决于程序所使用的临界流模型。RELAP5/MOD2程序通过求解一近似方程得出临界流率,RETRAN-02程序采用 MOODY 模型求解临界质量流率。ROSA 实验结果表明<sup>[2]</sup>,RELAP5/MOD2程序临界流模型得出的破口流量峰值较多地大于实验值,后期流量呈较快的下降趋势。比较计算结果和实验结果,可以认为,RELAP5/MOD2程序的临界流模型有待于改进。

(2)事故过程堆芯冷却剂平均温度下降不同。RETRAN-02程序计算出的堆芯冷却剂平均温度最低值为181.2℃,RELAP5/MOD2计算值为191.7℃,两者相差近10℃。分析表明,在MSLB事故计算过程中,不同程序得出的一次侧冷却剂降温降压存在差异。其原因除破口喷放过程不同外,还可归因于程序使用的传热模型的不同。RELAP5/MOD2程序在计算蒸汽发生器传热管向二次侧冷却剂的传热过程中,使用了Chen公式和修正的Chen公式,RETRAN-02程序则使用了Tom经验关系式和Schrock and Grossman强迫对流蒸发关系式。使用公式的不同,致使计算得出的事故过程蒸汽发生器传热量不同,因此,一次侧冷却剂温度下降有较大的差异<sup>[3]</sup>。

(3)事故过程反应性峰值及重返功率峰值有较大差异。2个程序使用的临界流模型和传热模型的不同使MSLB事故计算的结果存在较大差异。RELAP5/MOD2计算出的反应性峰值为0.5242\$,重返功率峰值为额定功率的13.29%;RETRAN-02计算的反应性峰值为0.7517\$,重返功率峰值为额定功率的35.14%。分析认为,由于临界流模型的原因,RELAP5/MOD2计算结果是不够合理、不够保守的。

### 2.3 汽水分离器模型的修正

从以上分析可知,MOD2程序的临界流模型不尽合理,计算结果不够保守。为此,本文对

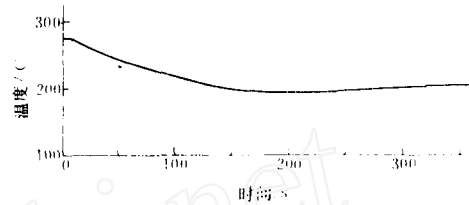


图2 堆芯冷却剂平均温度

Fig. 2 Core coolant average temperature

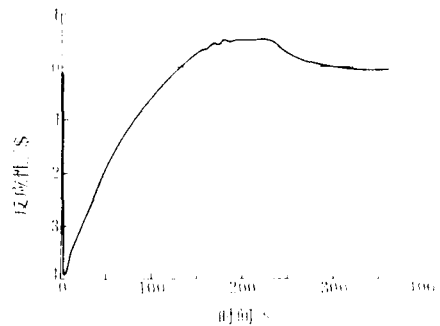


图3 堆芯总反应性

Fig. 3 Total reactivity

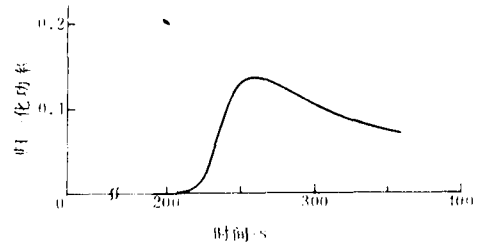


图4 归一化堆功率

Fig. 4 Normalized reactor power

MOD2程序汽水分离器模型进行修正。修正的方法是:人为地在汽水分离器控制体上附加一个时间相关接管,使流经汽水分离器水份及时地排向下降段。这样,破口喷放的流体全为饱和蒸汽,可达到计算结果保守的目的。由于人为设置的再循环接管改变了破口上游的条件,计算得出的破口喷放过程也发生了改变。

图5给出分离器修正后破口喷放流量的变化过程。从图上可以看出,破口初始流量明显下降,流量峰值(578 kg/s)仅为原来计算结果的一半。喷放后期的流量与原先结果相比,也有明显增加。此结果与 RETRAN-02、MOD1程序计算的喷放过程相接近。

破口喷放质量(含汽量为1.0)及喷放过程的改变使其它计算结果也发生了改变。堆芯冷却剂温度最低值为185.6℃,低于2.1节计算结果(191.7℃)。堆芯反应性峰值增大,为0.735\$。重返功率峰值(图6)增至额定功率的27.48%。分离器模型修正后重返功率峰值与 RETRAN-02、RELAP5/MOD1计算结果相接近<sup>[5]</sup>表明,通过分离器模型的修正,该程序可以用于MSLB事故的审核计算。

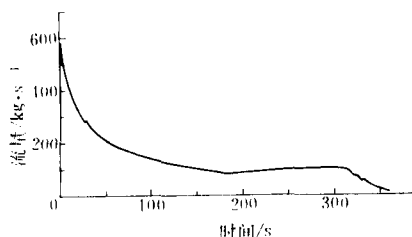


图5 破口喷放流量(MOD2汽水分离器修正)  
Fig. 5 Break flow with modified SG separator model

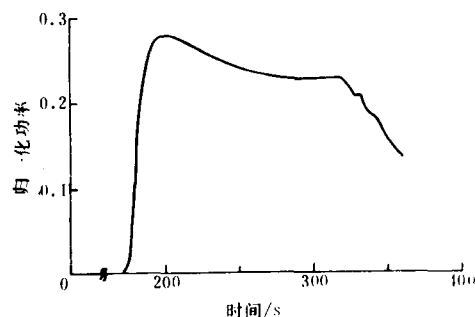


图6 归一化堆功率(MOD2汽水分离器修正)  
Fig. 6 Normalized reactor power with modified SG separator model

### 3 结论

1) RELAP5/MOD2程序的临界流模型与其它程序的临界流模型及实验结果相比有较大的差异,建议对该程序的临界流模型进行改进。

2) 程序使用不同的传热模型对主蒸汽管道破裂事故的计算结果有较大影响,相比之下,RETRAN-02程序的传热模型对主蒸汽管道破裂事故计算结果更保守。

3) 根据 RELAP5/MOD2程序的特点,在主蒸汽管道破裂事故计算中,需要对程序的汽水分离器模型进行修正,以满足保守假设要求。

### 参 考 文 献

- 1 Anon. Standard Review Plan. NURUG-0852, 1983.
- 2 Anon. Comparison Between Submitted Calculations of RELAP5/MOD2 and Experimental Data. ISP-26 Comparison Reports, 1991.
- 3 孙吉良. 主蒸汽管道破裂事故分析方法研究[硕士论文]. 北京:中国原子能科学研究院, 1992.

**MAIN STEAM LINE BREAK (MSLB) ACCIDENT ANALYSIS  
FOR QINSHAN NUCLEAR POWER PLANT (QNPP)  
WITH RELAP5/MOD2**

SUN JILIANG YU ERJUN

*(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275, Beijing, 102413)*

**ABSTRACT**

In the paper, the analysis results for the QNPP MSLB accident with RELAP5/MOD2 are presented, and the critical flow model and heat transfer model in the RELAP5/MOD2 are analyzed and compared with both the thermohydraulic computer code and the experimental results. Finally, the modification for the moisture separator model in RELAP5/MOD2 is given.

**Key words** MSLB accident RELAP5/MOD2 Critical model