

TRAC-PF1在大破口LOCA 分析中的应用

陈 严 贾宝山

(清华大学工程物理系, 北京)

文章简述了 TRAC-PF1 与大破口 LOCA 分析有关的功能和特点。针对大破口 LOCA 分析做出了秦山核电厂核蒸汽系统的适用于 TRAC-PF1 的模型。给出了对系统的稳态模拟结果和大破口 LOCA 分析的基本假设、事故过程及瞬态曲线, 最后对结果进行了分析, 指出为实际得到秦山核电厂大破口 LOCA 分析结果, 在此基础上尚需获得并核实的关键数据。本文的意义在于介绍了一种应用 TRAC-PF1 进行大破口 LOCA 分析的方法。

关键词 TRAC-PF1, 秦山核电厂, 大破口 LOCA 分析。

一、TRAC-PF1

TRAC-PF1 程序由美国 Los Alamos 国家实验室研制, 公布于 1981 年 7 月, 是一部用于核电厂核蒸汽系统及类似热工系统瞬态分析的最佳估算程序。

此程序采用了理论上最先进、最严谨的流体动力学模型^[1], 即完整的两流体两相流模型, 除液相、汽相各自的质量、动量和能量方程外, 在汽相中附加了一个不可凝气体场, 所以 TRAC-PF1 的场方程是由七个偏微分方程组成的系统。采用差分方法求解这个七个方程系统, 在差分格式的选择方面, 程序具有高度的灵活性。对压力容器内流场可进行整体的三维柱座标差分处理, 求解出三维结果; 也能分为多个部件后, 求出每个部件内的一维结果。使用者可根据问题的要求进行适当的选择, 前者适用于精度要求高的复杂流动; 后者具有较强的计算稳定性, 因而能增大时间步长, 减少计算机时和费用。在对三维流动没有特殊要求的情况下, 一般把压力容器内流动分为多个部件, 采用一维处理。由于上述特点, TRAC-PF1 的流体动力学模型被称为可变维的七方程两流体模型。

处理构件传热的特点表现在燃料棒导热计算中。在原理上, 程序采用假定环向对称的二维热传导方程, 使用柱座标系。

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r} \left[\frac{\partial}{\partial r} \left(K r \frac{\partial T}{\partial r} \right) \right] + \frac{\partial}{\partial z} \left(K \frac{\partial T}{\partial z} \right) + q \quad (1)$$

其中 q 为单位体积释热率, ρ , C_p , K 分别为材料的密度、比热容和导热系数。由于考虑了轴向导热, 对轴向温度梯度较高的工况的分析, 如大破口 LOCA 中的再淹没阶段骤冷前沿处, 能得到较好的结果。在技巧上, 程序采用了堆芯精细化分析的方法, 规定轴向相邻导热节点组在外壳上的最大温差。当轴向相邻导热节点组在外壳上温差超过此规定值时, 在其中间插入新的导热节点组, 直到不超过此值为止。这些插入的节点组是暂时的, 一旦轴向温度梯度减小到原来的两相邻节点组在外壳上温差低于规定值后, 插入的节点组将被取消。由于骤冷前沿处轴向温度梯度最大, 所以在再淹没阶段将有一群密集

轴向导热节点组伴随骤冷前沿的运动。

大破口 LOCA 作为一个设计基准事故,在安全分析中具有重要的意义。而大破口 LOCA 中发生的复杂的变化剧烈的两相流工况,对使用的分析程序提出了很高的要求。TRAC-PF1 正是一个满足其要求的最佳估算程序。由于程序在模型上和编排上的特点,大破口 LOCA 中的所有物理现象都能用 TRAC-PF1 进行正确的分析。这些现象包括:堆芯应急冷却水在下降段的漏流与旁流以及相向流动和热壁效应;挟带和相分离效应的下腔室再充水;再淹没骤冷前沿;堆芯和腔室区的多维流动;堆芯上支撑板区水池的形成和相向流动;上腔室内水池的形成;汽塞现象;燃料棒温度场;包壳与水蒸汽反应;临界流。

二、稳态调试

1. 系统模型

秦山核电厂核蒸汽系统是双环路系统,两环路在主流道上对称,但只在其中一个环路的热段连接稳压器。

稳态调试的目的是为大破口 LOCA 分析准备初始条件。破口位置选择在无稳压器环路冷段,这个位置将使事故后果最为严重。保守地假设破口环路冷段安注水全部从破口流失,不在事故过程中起作用,所以不在系统模型中考虑无稳压环路的安注系统。基于这一考虑,得到秦山核电厂核蒸汽系统满足 TRAC-PF1 输入要求的系统模型,示于图 1。压力容器内流场维数选择的问题上,参考国外大破口 LOCA 分析的先例,采用一维处理。压力容器划分为多个部件后的详细模型示于图 2,顶部漏流和旁流都在模型中加以考虑。图 1, 2 方框中的数字为部件标号,圆圈中的数字为部件接面标号,图中各部件的说明和部件内划分的栅元数目列于表 1。在建立模型时应注意使系统部件数和部件内栅元数都尽量少,所以只在温度变化较大或高度变化较大的堆芯活性区、蒸汽发生器和主管道的中间段部件中划分了较多的栅元。

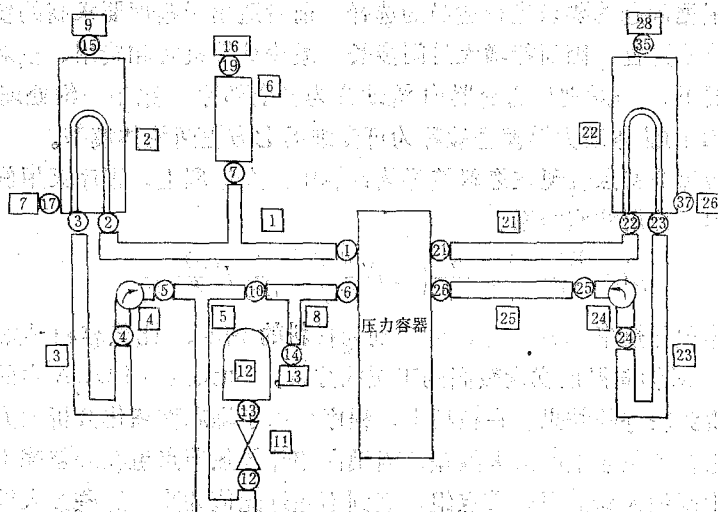


图 1 秦山核电厂系统模型

Fig. 1 The model of the NSSS of Qinshan nuclear power plant

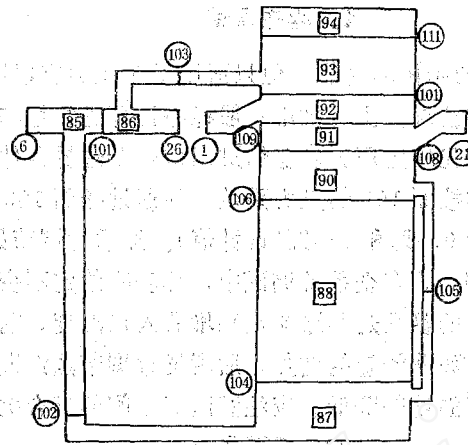


图 2 压力容器模型
Fig. 2 The model of the vessel

表 1 系统模型各种部件说明

Table 1 Description of components in the system model

部件标号	部件类型	栅元数		说 明
		主管	支管	
1	TEE	4	4	热段与稳压器波动管
2, 22*	STGEN	12	8	蒸汽发生器
3, 23	PIPE		8	主管道中间段
4, 24	PUMP		2	主 泵
5	TEE	2	5	冷段与安注箱注入管
6	PRIZER		6	稳 压 器
7, 26	FILL	1		蒸汽发生器主给水
8	TEE	2	1	冷段与低压安注注入管
9, 28	BREAK	1		蒸汽发生器主蒸汽管道
11	VALVE	2		安注箱止回阀
12	ACCUM	5		安注箱
13	FILL	1		低压安注
16, 94	FILL	1		部件顶部封闭件
21	PIPE	4		主管道热段
25	PIPE	4		主管道冷段
85	TEE	2	2	压力容器入口与下降段
86	TEE	2	1	压力容器入口与顶部漏流
87	TEE	2	1	下腔室与旁流
88	CORE		10	堆芯活性区
90	TEE	2	1	上 腔 室
91, 92	TEE	1	1	压力容器出口
93	TEE	2	1	上 封 头

* 部件 2, 22 的栅元数分别指一次侧、二次侧栅元数。

2. 稳态调试

TRAC-PF1 虽然有自动初始化的功能, 但只适用于对压力容器进行三维分析の場合, 根据已建好的系统模型的具体情况, 决定采用一般稳态计算进行稳态调试。

利用分步进行的技巧, 首先给定压力容器的进出口四个边界条件, 单独调节压力容器内流场, 通过调节接面 103 和接面 105 的阻力系数, 使通过接面 103 的顶部漏流和通过接面 105 的旁流分别占总流量的 0.5% 和 8.5% (设计值)。然后把调节好分流的压力容器并入整个系统完成全系统稳态调节。在全系统调试中, 热功率给定不变, 稳压器汽腔压力作为边界条件。所以, 需要调节的参数是环路流量和堆芯入口温度, 前者由调节环路阻力系数达到, 阻力系数的减小带来环路流量的增加, 后者通过调节蒸汽发生器换热面积达到, 换热面积的增加带来堆芯入口温度的降低。应注意两者之间的耦合关系, 因为

$$\Delta P = KG^2 / 2\rho \quad (2)$$

所以, 当 ΔP 保持不变时, 温度下降使密度 ρ 增加, 从而导致质量流速 G 的上升。调试完成后程序得到的稳态结果列于表 2, 与设计值吻合良好。

表 2 稳态计算结果
Table 2 Results of steady-state calculation

基本参数	设计值	稳态计算结果	说明
热功率	1035 MW	1055.7 MW	加入 2% 的功率不确定性
稳压器汽腔压力	15.3 MPa	15.3 MPa	绝对压力
带稳压器环路流量	3333.3 kg·s ⁻¹	3329 kg·s ⁻¹	相对误差 -0.12%
无稳压器环路流量	3333.3 kg·s ⁻¹	3326 kg·s ⁻¹	相对误差 -0.21%
堆芯入口温度	561.05 K	561.2 K	误差 +0.15 K

三、大破口 LOCA 分析

得出稳态结果后, 在稳态模型上设置破口, 就能利用程序的再启动功能开始大破口 LOCA 计算。冷段大破口 LOCA 破口设置示于图 3, 部件 50 和 51 是两个类型为 BREAK 的部件, 它们将在计算中反映安全壳内压力, 作为系统边界条件。

计算过程中使用下述基本假设: 在破口发生的同时丧失主泵电源; 蒸汽发生器在破口发生同时切断主蒸汽管道和主给水; 反应堆控制棒不能插入, 迅速产生的空泡使反应堆停堆后, 按长期运行后停堆计算剩余发热^[2]; 轴向功率分布取中心峰值的余弦分布, 未经归一化的分布函数(座标 z 原点在堆芯中心, 单位为 m)为

$$f(z) = 0.8119353 + \cos(\pi z / 1.8089142) \quad (3)$$

使得轴向不均匀因子为 1.736; 稳压器电加热器一直工作到稳压器水位低于终止加热水位; 安注箱止回阀在注入口压力低于 50 kg·cm⁻² 后, 在 0.2 s 内打开; 只考虑单一失效的低压安注, 稳压器气控压力低于 3.53 MPa 触发低压安注信号, 低压安注延迟 27s。

下面提供一组取喷放系数 $CD = 0.8$ 的计算结果, 事件序列列于表 3; 反映 LOCA 瞬态的重要曲线列于图 4, 5 和 6。

从事件序列和给出的曲线可以看到, 在喷放阶段得到了具有大破口 LOCA 特征的金

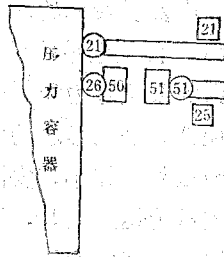


图 3 破口设置

Fig. 3 Setting of the breaks

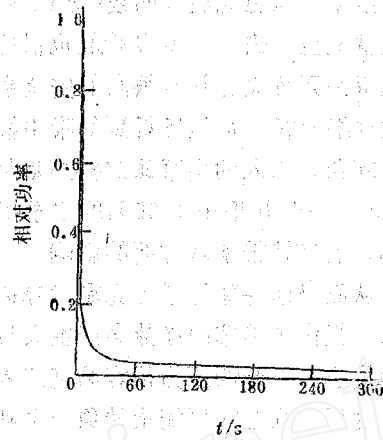


图 4 堆芯相对功率

Fig. 4 Relative power of the reactor core

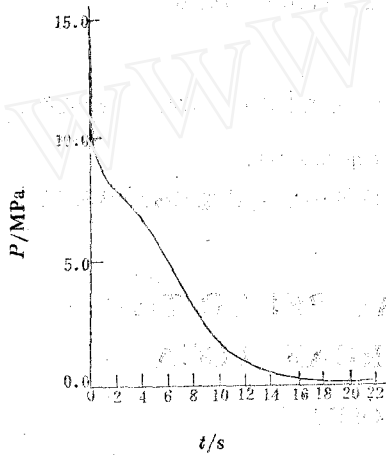


图 5 堆芯内压力

Fig. 5 Pressure in the reactor core

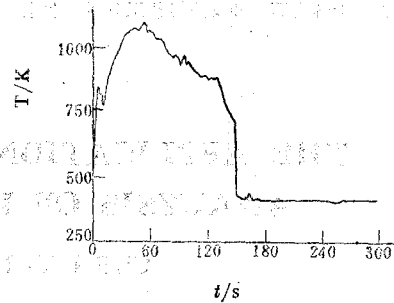


图 6 峰值包壳温度点包壳温度

Fig. 6 Clad temperature at peak clad temperature point

表 3 事件序列

Table 3 Sequence of events

时 间/s	事 件
0.00	破口发生、主泵失去电源、蒸汽发生器二次侧封闭
6.68	安注箱止回阀动作
14.10	产生低压安注信号
22.00	喷射结束
41.11	低压安注投入
50.50	达包壳温度峰值
54.00	安注箱排空

人信服的结果。从包壳温度曲线(图6)发现,包壳温度峰值出现得很早(50.5s),峰值没来得及发展就被压下去了,所以峰值也很低(1107K),比准则规定的上限1477K低370K,但要从此得到系统设计具有很高的安全裕量的结论尚需对输入数据进行进一步的核对和验证。经过仔细分析,从最近得到的秦山核电厂事故分析数据汇编中发现我们的输入数据中存在一个问题,输入的主泵额定扭矩是早期得到的15450.6N·m,而从汇编中发现应为20300N·m。一个几乎小了25%的主泵扭矩使得由稳态调试得到的系统阻力和下腔室阻力变得太小,这样就带来两方面的影响:一方面,由于系统阻力偏低,进入堆芯的安注水流量偏大,从而提前并降低了包壳温度峰值;第二方面,由于下腔室阻力偏小,安注水容易进入堆芯,强化了堆芯内换热会产生大量蒸汽,使堆芯上的汽腔压力迅速上升,同时由于这个阻力偏小,上升的压力很容易把注入堆芯的安注水又反推出去,产生低压,一切又重新开始。这样,堆芯入口流量就象一个缺乏阻尼的弹簧,经常振荡,很难形成一个骤冷前沿。

通过上述分析可得如下结论:对秦山核电厂的大破口LOCA分析已经得到了除个别数据外的正确数据文件,而尤为重要是通过方案试算,找到了用TRAC-PF1计算大破口LOCA的方法,在正式得到经证实的数据后,可以迅速得出实际结果。

参考文献

- [1] 陈严、贾宝山,压水堆最佳估算程序TRAC-PF1的流体动力学模型,核工业部第二届核程序交流会报告,1987年3月。
[2] 于平安、宋瑞安等,核反应堆热工分析,北京,原子能出版社,1986年,第335-341页。

(编辑部收到日期1989年3月7日)

THE APPLICATION OF TRAC-PF1 TO THE ANALYSIS OF LARGE BREAK LOCA

CHEN YAN JIA BAOSHAN

(Department of Engineering Physics of Tsinghua University, Beijing)

ABSTRACT

This article gives a brief description of the features of TRAC-PF1 in connection with the analysis of a large break LOCA. The model used for the analysis of large break LOCA by TRAC-PF1 for the nuclear steam supply system of Qinshan Nuclear Power Plant is described, the results of steady-state initialization calculation, basic assumptions, sequence of events, and some curves of transient processes are presented. The results obtained are discussed, and the key input data for obtaining the results of the analysis of large break LOCA of Qinshan Nuclear Power Plant are pointed out. A method for analyzing large break LOCA using TRAC-PF1 is recommended.

Key words TRAC-PF1, Qinshan Nuclear Power Plant, Analysis of large break LOCA.