

压水堆核电站完全丧失给水 引发的严重事故研究

张龙飞, 张大发, 王少明

(海军工程大学 核能科学与工程系, 湖北 武汉 430033)

摘要:采用严重事故最佳估算程序 RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2, 建立美国 Surry-2 核电站的详细计算模型, 对完全丧失给水(TLFW)引发的堆芯熔化事故进行研究分析。为准确预测压力容器内堆芯熔化的进程, 为二级概率安全评价提供可信的初始条件, 计算中考虑了一回路压力边界的蠕变破裂失效, 并评价了人为干预对堆芯熔化进程及事故后果的影响。计算结果表明, 由完全丧失给水引发的压水堆核电站严重事故不会出现人们担心的高压熔堆; 反应堆压力容器下封头的失效位置不是在其底部, 而是在其侧面; 通过打开稳压器释放阀对一回路实施主动卸压能够大大推迟事故的进程。

关键词:完全丧失给水; 严重事故; 堆芯熔化进程; 蠕变破裂

中图分类号: TL364

文献标识码: A

文章编号: 1000-6931(2007)02-0189-05

Study on Severe Accident Induced by Total Loss of Feed Water for Pressurized Water Reactor Power Station

ZHANG Long-fei, ZHANG Da-fa, WANG Shao-ming

(Department of Nuclear Science and Engineering,
Naval University of Engineering, Wuhan 430033, China)

Abstract: Using the best estimate computer code RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2, the detailed calculation models of US Surry nuclear power plant (NPP) unit 2 were established and core melt accident induced by total loss of feed water (TLFW) was analyzed. In order to predict the in-vessel core melt progression accurately and provide probabilistic safety assessment (PSA) level 2 with the reliable initialization conditions, the creep rupture failure of primary loops pressure boundary was taken into account in code calculation. Core melt progression and accident results with operator action were evaluated. The calculated results suggest that severe accident induced by TLEU will not lead to high pressure core melt and the failure position of reactor pressure vessel lower head is in the side piece but the bottom and the accident progression will be greatly delayed by opening the pressurizer power-operated relief valve.

Key words: total loss of feed water; severe accident; core melt progression; creep rupture

1979年美国三哩岛核电站发生堆芯熔化事故后,严重事故的研究受到了广泛重视^[1]。国外先后建造了诸如 LOFT、FPT、QUENCH 等试验装置,用于研究堆芯熔化机理,同时基于这些试验装置开发了许多严重事故分析程序,来预测严重事故的进程以及缓解措施的有效性^[2]。目前,在国际上得到广泛应用的程序有 MELCOR、MAPP 和 SCDAP/RELAP5 等^[3]。其中,SCDAP/RELAP5 程序是目前国际上公认的能够模拟严重事故瞬态过程最详细的基于机理模型的最佳估算程序,具有预测严重事故下热工水力及堆芯损伤进程的能力。该程序由 SCDAP 和 RELAP5 耦合而成,具有 RELAP5 程序热工水力学计算的全部功能。SCDAP 程序除了可精确模拟堆芯燃料、包壳、定位格架等堆芯部件在严重事故瞬态过程中的行为特性外,还包含了分析严重事故的专用模型(如 COUPLE)。

相比之下,我国对严重事故的研究尚处于初级阶段,所建立的严重事故分析模型,特别是堆芯模型及下封头模型较为粗略。很多文献未考虑金属材料蠕变失效,给出的参数较少,缺乏诸如氢气生成量、裂变产物迁移、碎片床尺寸等重要参数的描述。

本文以美国 Surry 核电站 2 号机组为研究对象,采用国际上广泛应用的严重事故最佳估算程序 RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2,建立其严重事故计算模型,研究完全丧失给水引发的严重事故进程。此外,还研究评价人为干预对堆芯熔化进程及事故后果的影响。

1 研究对象及其模型

Surry-2 核电站是由美国西屋公司建造的 1 座典型的 3 环路压水堆核电站,每个冷却剂环路包括 1 台立式 U 型管自然循环蒸汽发生器和 1 台主冷却剂泵及其相应的管道。在其中 1 条环路上安装有 1 台稳压器。该电站反应堆堆芯由 157 盒长度为 3.66 m 的 15 mm × 15 mm 方形燃料组件构成,反应堆热功率为 2 510 MW;一回路额定运行压力与平均温度

分别为 15.5 MPa 和 301 °C;稳压器总容积与功率运行时蒸汽容积分别为 35 m³和 14 m³;单个安注箱内液体容积为 29.4 m³,安全注射系统的投入压力为 4.24 MPa。

反应堆堆芯节点划分示于图 1。堆芯内 157 盒燃料组件沿径向划分为 5 个通道,每个通道的燃料组件数分别为 5、20、36、60、36 盒。每根燃料元件沿径向划分为 5 个节块,沿轴向划分为 10 个节块。为了模拟堆芯在失去几何形状下冷却剂的流道变化,模型的建立考虑了各通道的流量交混。

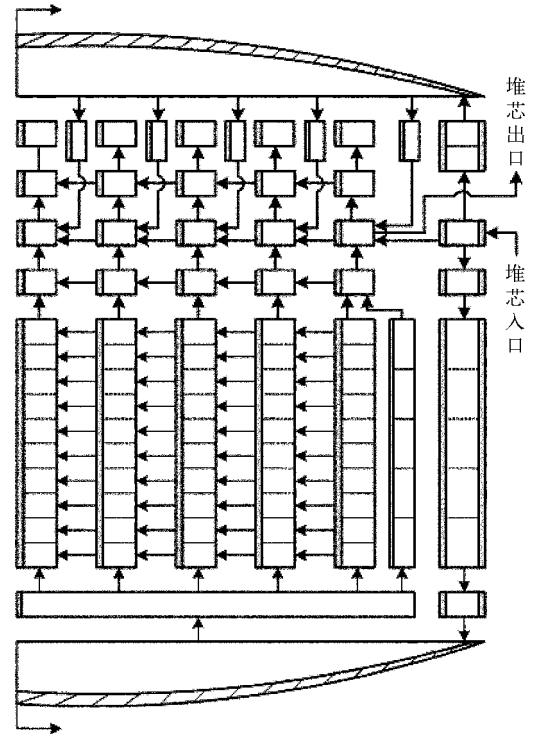


图 1 堆芯节点划分

Fig. 1 Nodalization scheme of core

此外,为更加准确地预测碎片床在下封头的定位以及下封头的升温与蠕变失效过程,采用了专用的下封头 COUPLE 分析模型。COUPLE 的节点划分示于图 2,水平方向的最大节点数为 16,垂直方向的最大节点数为 20,共有 320 个节点,285 个节块。图 2 中 15 个节块代表压力容器下封头的外表面。

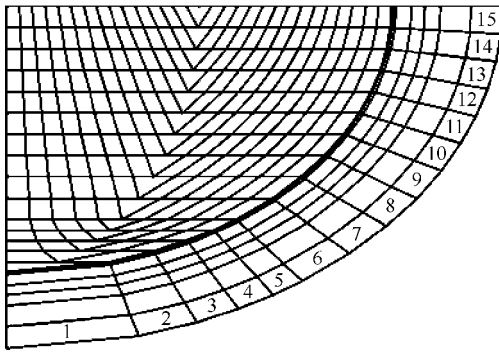


图 2 下封头节点划分

Fig. 2 Nodalization scheme of lower head

2 计算及分析

2.1 计算假设

本文研究的严重事故初始事件为蒸汽发生器(SG)二次侧完全丧失给水(TLFW)事故。瞬态开始后作以下假设:1) 高低压安注系统失效;2) 余热排出系统不能投入;3) 堆芯衰变热采用 ANS79-3 公式进行最佳估算。参考 Surry 核电站^[4]的概率安全评价结果,把稳压器波动管蠕变失效等效于一当量直径为 145 mm 的破口。

计算分两种情况进行:1) 整个事故过程没有人为干预;2) 有人为干预,即反应堆出口温度达到 920 K 时,操纵员打开稳压器蒸汽释放阀对一回路进行主动卸压。

2.2 结果与分析

在瞬态开始前,反应堆稳态运行于 100% 的额定功率。完全丧失给水事故在 0 s 时发生,经过 1 s 的延时,反应堆紧急停闭,3 台主泵停止运行,一回路开始自然循环。事故的重要事件序列列于表 1。

图 3~7 示出了事故过程中主要参数的变化趋势。从图可看出,在无人干预情况下,事故发生后的 2 000 s 内,由于一回路冷却剂流量的衰减低于反应堆热功率衰减速率,使得稳压器压力有一缓慢下降过程,堆芯表面最高温度略有下降。随后,反应堆衰变热趋于稳定,自然循环流量持续下降。

在约 4 000 s 时,蒸汽发生器二次侧干涸,堆芯相当于处于绝热加热状态,导致稳压器压力上升,堆芯表面最高温度随之上升。

表 1 重要事件序列

Table 1 Timing of significant events

事件	时间/s	
	无人干预	人为干预
TLFW 开始	0	0
反应堆紧急停闭	1	1
SG 二次侧干涸	4 005	4 005
压力容器水位开始下降	6 782	6 782
堆芯开始裸露	8 412	8 412
打开蒸汽释放阀		10 056
稳压器排空	10 403	10 584
堆芯完全裸露	10 804	10 120
稳压器波动管蠕变失效	12 402	25 905
安注箱注水	12 506	11 184
堆芯开始形成熔融池	12 605	26 641
安注箱排空	12 806	22 953
控制棒材料坍塌	17 256	30 085
熔融池坍塌到下封头	23 001/28 182	31 978
下封头蠕变失效	29 007	34 705

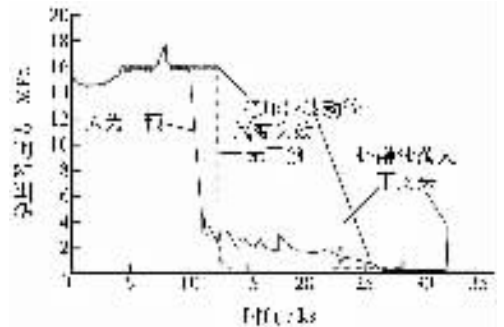


图 3 稳压器压力

Fig. 3 Pressurizer pressure

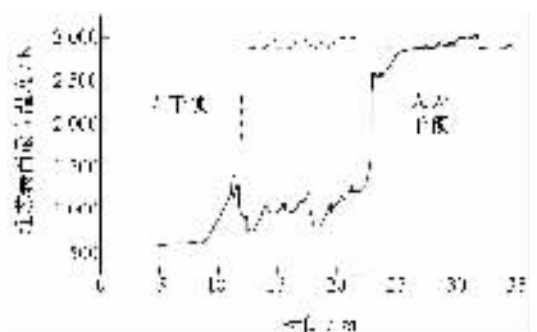


图 4 堆芯表面最高温度

Fig. 4 Maximum core surface temperature

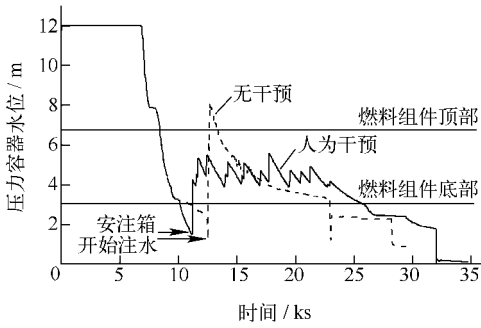


图5 压力容器水位

Fig. 5 Core collapsed water level

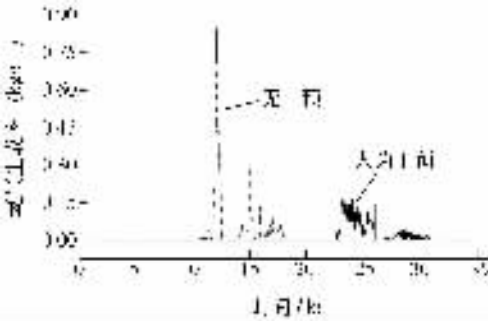


图6 氢气生成率

Fig. 6 Hydrogen generation rate

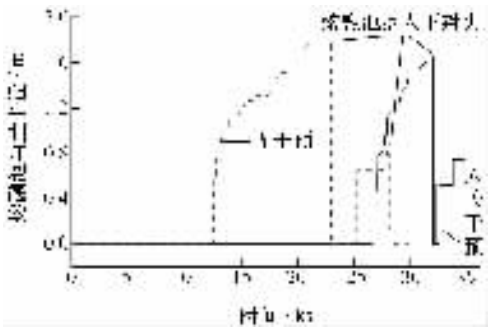


图7 熔融池当量半径

Fig. 7 Equivalent radius of the molten pool

5 000 s时,稳压器蒸汽释放阀间断开启,缓解了回路压力的上升。

约在7 000 s时,一回路自然循环终止(此后仅有蒸汽的自然对流),一回路压力迅速上升,最终导致稳压器安全阀开启来缓解压力的骤升,此时的堆芯表面最高温度开始大幅上升。

约8 400 s,堆芯顶端开始裸露;10 804 s时,堆芯完全裸露;11 580 s时,堆芯表面最高温度达到1 500 K,锆合金与饱和蒸汽发生剧烈

反应,产生的大量氧化热进一步加剧了堆芯温度的上升,同时伴有大量氢气产生(图6)。

12 100 s时,堆芯表面最高温度达到2 800 K以上,铀锆氧化物开始熔化,温度的变化趋于平缓。

12 402 s时,稳压器波动管在炽热蒸汽的作用下发生蠕变破裂失效,使得一回路压力急剧下降,避免了高压熔堆,安注箱从堆芯入口处注入大量冷却水,压力容器内的水位上升到堆芯顶部以上。300 s后,安注箱排空,水位再次开始快速下降。由于堆芯从12 605 s开始形成熔融池,所以,在水位淹没燃料组件这段时间内,堆芯表面最高温度并未下降。

堆芯于21 600 s时形成一当量半径为1.79 m的熔融池,23 001 s时,该熔融池坍塌到下封头(图7),使得下封头内的冷却剂快速加热蒸发,水位迅速下降,一回路出现一4 MPa的压力峰值,这个过程类似一小的蒸汽爆炸,但不会给一回路压力边界造成威胁。此后,堆芯内再次形成一当量半径为0.89 m的熔融池,并于28 182 s坍塌到下封头,同样造成下封头水位快速下降和一回路出现一压力峰值。

29 007 s时,高温碎片熔穿下封头,计算终止。值得注意的是,下封头首先被熔穿的位置并不是其底部,而是下封头的侧面,大概在图2中节块12处。本文认为,在熔融池坍塌进下封头之前,熔化的控制棒材料已经在下封头底部形成一层多孔介质,这层多孔介质保护或者阻碍了下封头底部被坍塌下来的熔融物直接加热。

在有人干预的情况下,即在10 056 s时,堆芯出口温度达到920 K,若操纵员打开稳压器释放阀对一回路进行主动卸压,11 184 s时,一回路压力下降到安注箱的启动压力,堆芯水位上升,但因一回路压力保持在2 MPa以上,使得安全注射流量较低,最终未能完全淹没堆芯。在随后的3 h内,安注箱的注水作用使得堆芯产生蒸汽“较冷”,堆芯表面最高温度始终未超过1 250 K,在此温度以下,锆水反应不强烈。随安注箱的排空,压力容器内的水位再次下降,堆芯第2次完全裸露,剧烈的锆水反应产生大量的氧化热,堆芯表面最高温度骤升到2 800 K以上,随后,锆铀氧化物熔化形成一半径为

1.65 m 的熔融池,并于31 978 s坍塌到下封头,导致下封头内的冷却剂急剧蒸发,水位快速下降,在一回路内出现一压力峰值(图3)。34 705 s时,下封头侧面被高温碎片床熔穿,计算终止。需要指出的是,在稳压器波动管蠕变失效之前,安注箱已经排空。因此,在这种情况下,稳压器波动管的蠕变失效对事故的进程影响不大。

由图3~7可看出,对事故进行简单干预时,虽然对重要事件发生的序列基本没有影响,但却大大推迟了事故的进程,为进一步对事故采取缓解措施争取了宝贵的时间。此外,无干预情况下的事故后果比有干预时的严重。截止到下封头失效时的事故结果比较列于表2。

表2 主要计算结果

Table 2 Main results of calculation

参数名称	参数量值	
	无人干预	人为干预
碎片床高度	1.83 m	1.46 m
碎片床最高温度	3 474 K	3 183 K
生成氢气总量	490 kg	370 kg
可溶性裂变产物质量	116.3 kg	101.7 kg
液态碎片床总质量	73 402 kg	71 775 kg
固体碎片床总质量	24 119 kg	24 016 kg

3 结论

1) 由于稳压器波动管的蠕变破裂失效,由完全丧失给水引发的压水堆核电站严重事故不会出现人们担心的高压熔堆。

2) 在熔融池坍塌到下封头之前,熔化的控制棒材料已在下封头底部形成1层多孔介质,这层多孔介质保护或阻碍了下封头底部被坍塌下来的熔融物直接加热。因此,下封头的失效位置不是在其底部,而是在其温度最高的侧面。

3) 通过打开稳压器释放阀对一回路实施主动卸压,虽然这种干预对事件的发生序列基本没有影响,但却大大推迟了事故的进程,能够为操纵员进一步对事故采取缓解措施赢得宝贵时间。

美国爱达荷国立工程与环境实验室(IN-EEL)的Chris博士对程序计算中遇到的技术问题给予指导和帮助,对此深表感谢。

参考文献:

- [1] 朗明刚,高祖瑛. 严重事故分析程序[J]. 核动力工程,2002,23(2):46-50.
LANG Minggang, GAO Zuying. Analysis codes of severe accident[J]. Nuclear Power Engineer, 2002,23(2):46-50(in Chinese).
- [2] ROBERTA F, ANDREA A, GUSTAVO C, et al. Design, experiments and RELAP5 code calculations for the perseo facility[J]. Nuclear Engineering and Design, 2005,235:1 201-1 214.
- [3] VIEROW K, LIAO Y, JOHNSON J, et al. Severe accident analysis of a PWR station blackout with the MELCOR, MAAP4 and SCDAP/RELAP5 codes[J]. Nuclear Engineering and Design, 2004,234:129-145.
- [4] Severe accident risks: An assessment for five US nuclear power plants, NUREG-1150 [R]. Idaho: USNRC, 1990.