

# 基于仿真系统的 MSLB 事故后运行计算分析

王雨琪<sup>1</sup>, 于爱民<sup>1,2</sup>, 唐涛<sup>1</sup>

(1. 中国核电工程有限公司, 北京 100084; 2. 西安交通大学 核科学与技术学院, 西安 710049)

**摘要:** 以 RELAP5-3KEYMASTER 仿真系统为平台, 模拟了一体化小型堆(SMR)在发生主蒸汽管道双端断裂(MSLB)事故的瞬态。对事故发生后系统自动响应行为和依据事故规程(EOPs)进行人为干预这两种情况分别进行了计算, 对比并研究了事故后主要参数的变化趋势, 并分析其原因, 提出了应用于事故规程开发和验证的事件序列以及操纵员的干预措施。

**关键词:** MSLB; 一体化小型堆; RELAP5; 3KEYMASTER; 事故规程

**中图分类号:** TL364

**文献标志码:** A

**文章编号:** 2095-8676(2015)04-0047-06

## Calculation and Analysis of Post-MSLB Operation Based on Simulation System

WANG Yuqi<sup>1</sup>, YU Aimin<sup>1,2</sup>, TANG Tao<sup>1</sup>

(1. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100084, China;

2. School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China)

**Abstract:** This paper researched the behavior of main steam line break (MSLB) accident of integrated small modular reactor (SMR) with RELAP5-3KEYMASTER simulation system. Two different conditions of MSLB, by system automatic actuation without intervention after MSLB and with operator intervention according to emergency operating procedures (EOPs) are calculated and compared. Tendency and reasons for the variation of main parameters after MSLB have been analyzed. And the events sequence and operation intervention for development and verification of EOPs are given.

**Key words:** MSLB; integrated SMR; RELAP5; 3KEYMASTER; EOPs

蒸汽管道破裂(SLB)事故除了指蒸汽回路的一根主管道出现实际的破裂所产生的事故以外, 还包括蒸汽回路上的一个阀门意外打开所导致的事故<sup>[1]</sup>。本文所针对的主蒸汽管道破裂(MSLB)事故指的是主蒸汽管道上发生的实际断裂的事故。事故发生时, 二次侧蒸汽迅速向外喷放, 携热能力增强, 导致一回路冷却剂压力和平均温度迅速下降。由于慢化剂具有负的温度效应, 此时将会引入较大的正反应性。堆芯补水箱(CMTs)等非能动安全系统的动作保证了反应堆的安全。然而在事故发生后, 由于没有人为干预, 一回路压力下降缓慢, 很难与一回路的降温速率匹配, 导致达到向退防模式过渡条件的时间较长。操作员及时进行干预对于事

故的缓解过程可能带来较大的益处<sup>[2]</sup>。研究人为干预的时间和完整的操作步骤, 对于事故规程的开发及验证具有重要现实意义。

本文以先进小型压水堆的 MSLB 事故为研究对象, 采用轻水堆瞬态系统分析程序 RELAP5<sup>[3-4]</sup> 建立热工水力模型, 结合全范围仿真系统 3KEYMASTER<sup>[5-6]</sup> 对 MSLB 事故进行仿真计算并分析。通过 3KEYMASTER 仿真系统与 RELAP5 的交互使用, 实现了对机组状态的动态化监视, 及人为干预的实时操作。研究发现, 事故发生后适时进行干预动作, 可以在完成事故缓解的基础上尽快将机组过渡到退防模式。

## 1 计算模型及初始假设条件

### 1.1 RELAP5 模型建立

为计算分析 MSLB 事故的现象及事故后人员干预, 小堆 RELAP5 模型包括了反应堆压力容器、反应堆冷却剂系统(RCS)、非能动安全系统、二回路

主要系统、化学与容积控制系统的主要设备、管道及阀门，模型节点图如图 1 所示。

压力容器和堆芯吊兰之间的环形通道采用环形控制体部件 ANNULUS 模拟，控制体之间用 MT-PLJUN 连接以考虑控制体之间的搅混，堆芯采用点堆动力学模型，将堆芯分为热通道(控制体 116)和平均通道(控制体 115)，并设置了旁路通道(控制体 117)；控制体 129 模拟上封头。模型中采用集总参数法将数台蒸汽发生器(SGs)分为两组，每组共用一根蒸汽管道。控制体 510 和 512 模拟稳压器筒体部分，用来控制一回路压力。控制体 160-191 模拟蒸汽发生器。控制体 550 和 575 模拟两条主蒸汽管道，经过主蒸汽隔离阀(阀门 555 和 580)后汇集到蒸汽母管(控制体 565)；时间控制体 567 模拟二回路蒸汽出口边界。对于化学与容积控制系统以及二回路的启停给水系统，则是通过压力和流量边界的方式简化模拟的。

节点图中还包括了 CMTs(控制体 811 和 812)，它的入口压力平衡管与反应堆压力容器下降段(RCS 冷端部分)连接，出口管经压力容器直接注入管线(DVI)与反应堆压力容器相接。非能动余排热交换器用控制体 774 等效模拟，与控制体 834 模拟的安全壳内置换料水箱进行换热，用于将一次侧的余热带出。

在破口事故中尤以双端断裂最为严重，其节点的划分如图 2。正常运行时，阀门 549 开启，阀门 523 和 524 关闭。事故发生时，触发阀(TRPVLV) 549 关闭，阀门 523 和 524 开启，模拟主蒸汽管道双端断裂事故的发生。

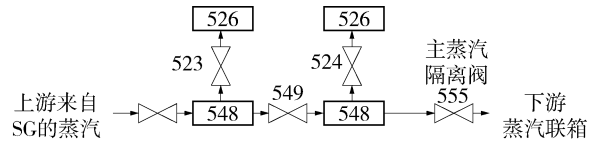


图 2 破口处节点图

Fig. 2 Break Nodalization

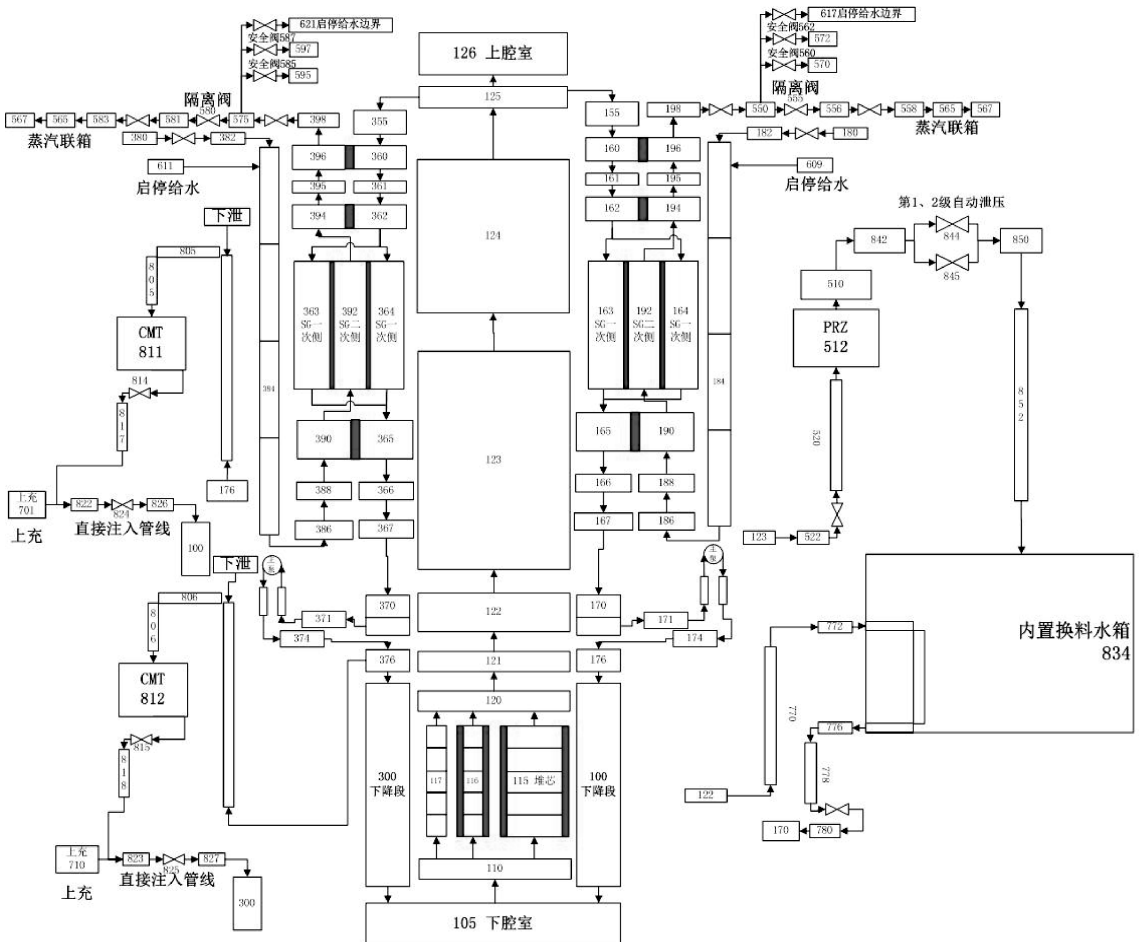


图 1 模型节点图

Fig. 1 Model Nodalization

### 1.2 RELAP5 与 3KEYMASTER 的数据交换

RELAP5 将模型中例如温度、压力、水位等参数通过其数据交互程序输出到 3KEYMASTER 中, 得到更为直观的动态显示, 有利于操作员对机组当前运行状态进行实时的监测。所有操作员的手动动作则是直接在 3KEYMASTER 上完成(包括阀门的开或关, 泵的启停, 流量的调节以及自动和手动之间的切换等等), 再通过数据交互程序作为 RELAP5 的输入进行计算。RELAP5 承担主要的计算任务, 3KEYMASTER 更多的是作为一个手动控制平台及实时显示的界面。如图 3 为 3KEYMASTER 小堆的监控画面。

### 1.3 初始工况及假设条件

在破口事故中最为严重的是双端断裂, 保守假设双端断裂发生在安全壳外主蒸汽管道隔离阀的上游(不可隔离的位置), 且厂外电有效。如果丧失厂外电, 将导致在事故开始时主泵就立即惰转, 这会使得一、二回路之间的传热降低, 从而削弱了反应堆冷却剂系统的冷却程度。慢化剂密度系数和多普勒温度系数取寿期末最大值。

初始工况设定为无衰变热的零功率(热停堆工况), 这是因为衰变热会延缓冷却, 从而降低了堆芯重返临界的可能。

采用的事故序列假设如下:

- 1) 启动给水泵的额定流量为蒸汽发生器给水总量的 25%。
- 2) 安注信号触发后, 保守延时 5 s 主泵开始惰转。
- 3) 安注信号延迟 16 s, CMTs 出口管线上的隔离阀打开, 同时触发非能动余热排出系统 (PRS) 的投入。
- 4) 当反应堆入口温度达到低定值(260 °C)时, 延迟 4.5 s 后启停给水隔离。

## 2 MSLB 事故瞬态分析

### 2.1 不干预的计算结果及分析

$t = 0$  s 时, 安全壳外主蒸汽管道隔离阀上游发生双端断裂, 破口两端无阻碍的喷放。在无操作人为干预情况下的事件序列见表 1。

由于此时反应堆处于热停堆状态, 所以堆芯热量由启停系统导出, 主蒸汽隔离阀和主给水隔离阀处于关闭状态。在 0.0 s 时刻, 安全壳外主蒸汽隔离阀上游发生主蒸汽管道双端断裂事故, 二次侧蒸汽迅速向外喷放带走了一回路更多的热量, 导致一回路冷却剂温度下降, 如图 4 (a) 所示。当反应堆入口温度下降至低定值时, 触发启停给水的隔离,

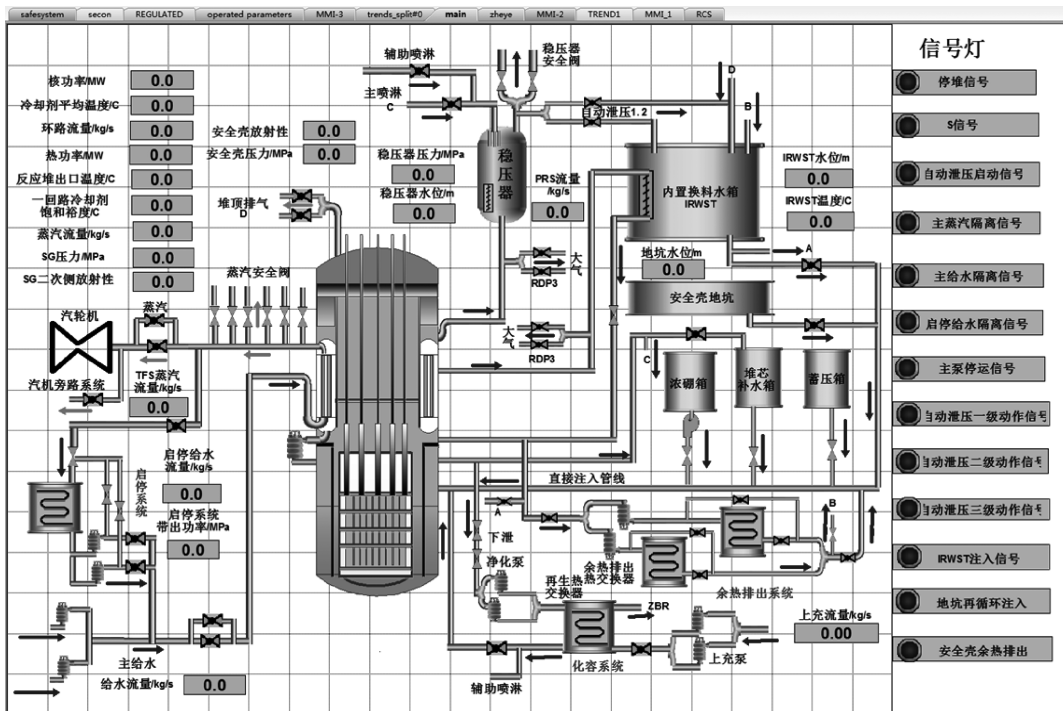


图 3 3KEYMASTER 小堆监控画面

Fig. 3 Monitoring Display of 3KEYMASTER for SMR

破口带出的热量也随之减少,破口流量如图4(b)所示。且这时主泵早已停运,于是出现了后续一回路冷却剂平均温度下降变缓的趋势。由于冷却剂温度的降低,密度增大导致水体积收缩,稳压器内的水很快排空,一回路压力也随之下降并稳定在8.5 MPa左右,如图4(c)和图4(d)所示。

表1 不干预情况下MSLB事件序列

Table 1 Events Sequence After MSLB Without Human Intervention

事件	时间/s
主蒸汽管道双端断裂	0
蒸汽管道压力低定值达到	0.46
“S”信号产生	5.46
主泵惰转	10.46
自动确认蒸汽管道隔离	10.46
自动确认主给水隔离	10.46
CMTs投入	21.46
PRS投入	21.46
反应堆入口温度低定值达到	62.37
启停给水隔离	66.87

事故发生后,蒸汽持续从破口两侧流失,蒸汽管道出现低压,一回路冷却剂平均温度不断下降。

由于反应堆具有负反应性温度效应的内在特性,冷却剂平均温度下降意味着正反应性的持续引入,停堆深度逐渐减小,但仍未发生重返临界的现象,如图4(e)。当事故后12 s左右,CMTs出口管线的隔离阀打开开始向堆芯注硼,引入一定的负反应性。

随着堆芯内硼浓度的不断积累,事故后108 s,反应性开始下降。当CMTs投入了600 s左右,堆芯内的硼浓度达到最大值,此后由于一回路冷却剂平均温度继续缓慢的下降,持续的正反应性将继续缓缓引入,直至一、二回路的温度达到平衡。

由于破口发生在隔离阀上游,且两条蒸汽管路之间通过联箱相连,因此事故后两条主蒸汽管道的蒸汽压力迅速下降至0.1 MPa;当反应堆入口温度达到低定值(260℃)后会触发启停给水的隔离,此时完好侧的主蒸汽管道压力很快上升至第一组蒸发器安全阀的整定值,此后一次侧持续向二次侧传热,蒸汽压力便维持在该稳定值附近,如图4(f)所示。

## 2.2 人为干预的计算结果及分析

事故发生后在进行人为干预前,自动保护动作已将反应堆带离了最容易发生重返临界时刻,后

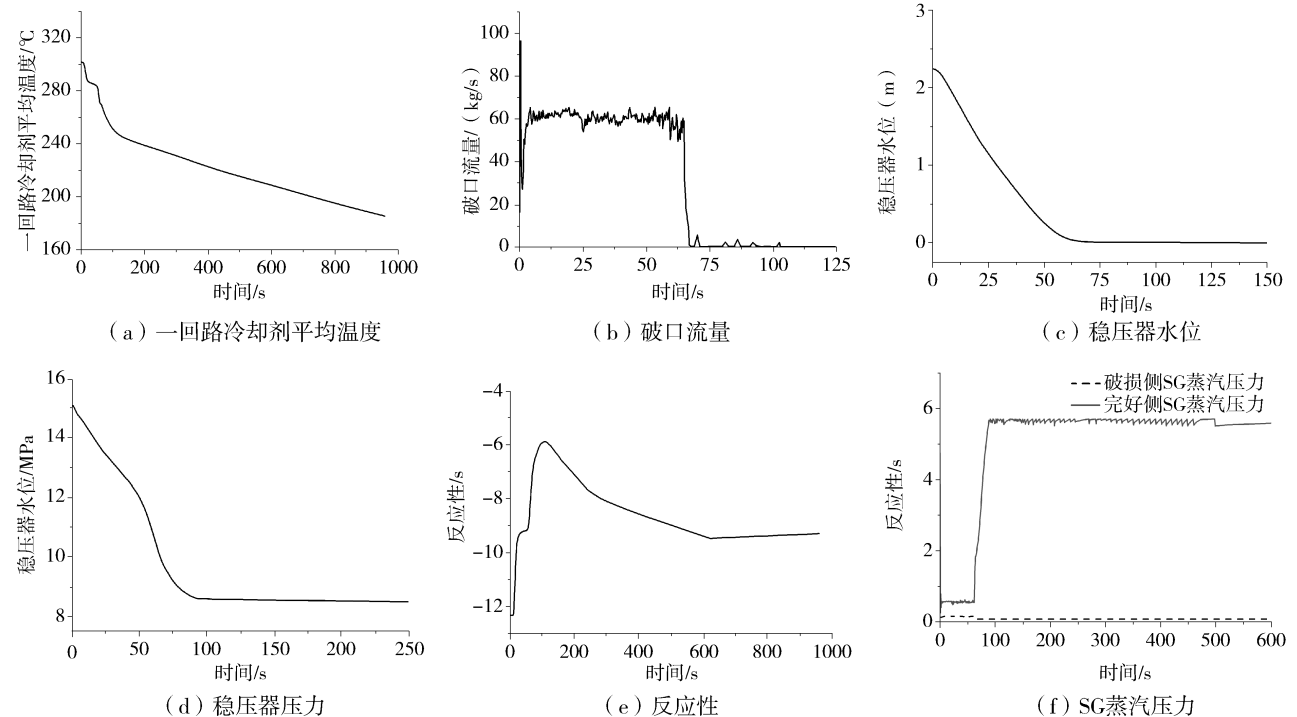


图4 不干预情况下MSLB事故后主要参数的变化趋势

Fig. 4 Variation Trend of Main Parameters After MSLB Without Human Intervention

续的人为干预动作主要包括: 重新建立稳压器水位, 隔离 CMTs, 控制反应堆冷却剂系统压力, 识别故障蒸发器, 重启主泵, 稳定一回路压力、温度和稳压器水位, 向退防模式过渡。在按照规程进行人为干预的情况下, 不同的人干预的时间可能略有不同, 针对本事故相对重要的操作步骤时间序列见表 2。

表 2 人为干预情况下 MSLB 事件序列

Table 2 Sequence of Events After MSLB with Human Intervention

事件	序列一/s	序列二/s	序列三/s
主蒸汽管道双端断裂	40.4	40.4	40.4
蒸汽管道压力低触发“S”信号产生	45.4	45.4	45.4
主泵惰转	50.4	50.4	50.4
CMTs 及 PRS 投入	61.4	61.4	61.4
通过上充、下泄调节稳压器水位	312.4	241.0	240.9
重启四台主泵	241.0	678.3	1 371.2
隔离 CMTs	740.5	840.2	840.7
控制反应堆冷却剂系统的压力 (通过手动开启稳压器加热器/喷淋)	1 155.6	1 155.3	1 155.5
向退防模式过渡	1 600.0	1 600.0	1 600.0

为了将反应堆尽快过渡至正常工况并继续向退防模式后撤, 需要重新建立起稳压器内的水位, 以便对一回路的压力进行可控的调节。事故后 80 s 左右, 稳压器内的水几乎排空。事故后 200 s 左右, 通过调节上充和下泄的流量将稳压器内水位最终稳定在零负荷值附近。序列 2 的稳压器水位变化趋势图, 如图 5 所示。

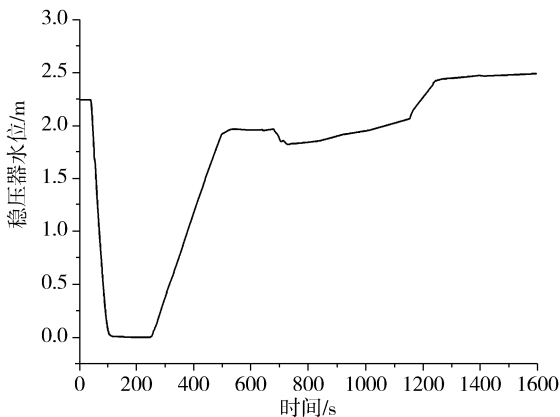


图 5 人为干预情况下 MSLB 事故后稳压器水位变化趋势

Fig. 5 Variation Trend of Main Parameters After MSLB with Human Intervention

破口位于主蒸汽隔离阀上游这种情况, 当事故发生后它将被隔离, 冷却也将持续到破口带走

的热量低于堆芯产生的热量(此时完好侧 SG 对于冷却的贡献很小)。当反应堆冷却剂系统的冷却被终止后, 一回路冷却剂的平均温度则需要通过 PRS 来稳定。事故后 CMTs 的注硼作用可以向堆芯引入较大的负反应性, 防止反应堆重返临界的发生; 但同时 CMTs 的投入还会向一回路引入 50℃左右的冷水, 加速一回路的降温。根据事故规程进行人为干预时, 及早地隔离 CMTs 可以有效地减缓一回路冷却剂温度的快速下降, 将一回路温度稳定在标准的压力温度范围内。事故后大约 13 min, 隔离了 CMTs。

上充一段时间后稳压器水位逐渐恢复到零负荷值附近, 一回路压力也随之上升。事故后约 19 min 开启稳压器喷淋。

维持主泵的运行对于事故后的操作更为有利。事故后向安全状态过渡的过程中, 一回路压力始终大于 7.5 MPa, 满足主泵的启动条件。序列 1、序列 2、序列 3 分别在事故后 200 s(调节上充流量前)、10 min(维持稳压器水位后至隔离 CMTs 前)、20 min(调节一回路压力后向退防模式后撤前)重新启动了四台主泵。参见图 6(a)、(b), 对比在不同操作序列下 RCS 平均温度和压力的变化可以发现: 主泵启动的早晚对于一回路平均温度的最终变化趋势影响不大; 小堆喷淋管线上独有的喷雾泵设计可以为自然循环条件下一回路降压提供一定的驱动压头(见图 6(b)中的序列 3), 但由于稳压器喷淋是从位于主泵出口处的 CMT 平衡管进行取水的, 因此, 主泵重启后再进行一回路的喷淋降压操作效果更明显(见图 6(b)中的序列 1、2)。

1 600 s 时, 一回路压力和温度都控制在标准温度压力范围内。如图 6(c), 序列 2 的过冷裕度也得到了有效的控制。事故处理后期需要开展相应的检修工作, 1 600 s 后开始缓慢向余热排除系统介入的退防模式后撤。

### 3 对事故规程中人员干预的建议

事故发生后在无人干预的情况下, 自动保护动作已将反应堆带离了最容易发生危险的时刻, 后续的人为干预动作可以有效地控制一回路压力和温度的下降速率, 使之相匹配, 减少设备遭受瞬态运行的时间。

通过对 2.2 节中人为干预动作的计算分析和研

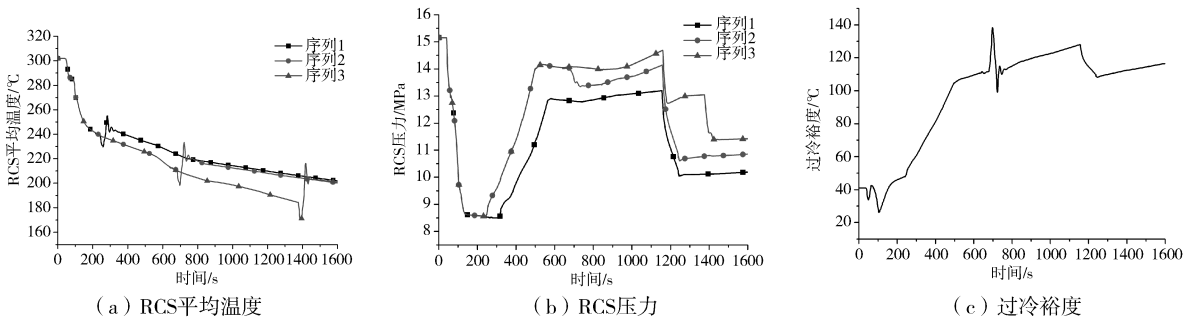


图6 人为干预情况下MSLB事故后RCS平均温度、RCS压力和过冷裕度参数的变化趋势

Fig. 6 Variation Trend of Main Parameters After MSLB with Human Intervention

究, 得出针对MSLB事故所应采取的主要事件序列: 先通过上充、下泄流量的调节来稳定稳压器水位, 随后重启四台主泵建立强迫循环, 隔离CMTs, 最后利用开启稳压器加热器/喷淋的方式来控制反应堆冷却剂系统的压力, 待一回路压力和温度都维持在标准温度压力范围内并得到有效的控制后, 实现向退防模式的过渡。

## 4 结论

通过基于RELAP5建模的全范围仿真系统3KEYMASTER模拟安全壳外主蒸汽管道破裂事故, 能够准确反映在操作员干预和不干预情况下参数的变化, 分析出在操作员不干预的情况下, 一回路的降温幅度较大, 稳压器排空造成一回路压力的不可控, 使得向退防模式过渡的时间会更长, 不利于事故的缓解和及时的后撤。因此, 操作员根据事故后产生的报警, 按照事故规程采取正确的措施, 可以有效地控制一回路的压力以及降温速率, 减少设备遭受瞬态运行的时间, 使机组尽快过渡到退防模式。同时验证了在满足主泵启动条件的前提下, 重启主泵更利于一回路的降压操作。

因此, 本文对于MSLB事故现象的分析以及相关规程的开发和验证具有重要的现实意义。

### 参考文献:

- [1] 朱继洲. 核反应堆安全分析[M]. 北京: 原子能出版社, 2004: 85.  
ZHU Jizhou. Nuclear Reactor Safety Analysis[M]. Beijing: Atomic Energy Press, 2004: 85.
- [2] 姜夏岚, 秦治国. 基于RELAP5-3D的全范围模拟机CPR1000反应堆SGTR影响分析[J]. 核动力工程, 2014, 35(S1): 31.  
JIANG Xialan, QIN Zhiguo. Influence Analyses of CPR1000 PWR SGTR with Full Scope Simulator Based on RELAP5-3D[J]. Nuclear Power Engineering, 2014, 35(S1): 31.
- [3] RELAP5/MOD3.3 Code Manual Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods[R]. Washington DC: NRC, 2001.
- [4] RELAP5/MOD3.3 Code Manual Volume II: Appendix A input requirements[R]. Washington DC: NRC, 2002.
- [5] 3KEYMASTER User Guide: Relay modeling tool[R]. MD: WSC, 2008.
- [6] 3KEYMASTER User Guide: Transmitter modeling tool[R]. MD: WSC, 2006.

(责任编辑 黄肇和)

## 核电小知识

**核电厂事故:** 指核电厂事故工况和严重事故两类状态的总称。核电厂状态分为运行状态和事故状态两大类。事故状态又分为事故工况(即设计基准事故)和严重事故。

**设计基准事故:** 指核电厂按确定的设计准则在设计中采取了针对性措施的那些事故工况。

**严重事故:** 严重性超过事故工况的核电厂状态, 包括造成堆芯严重损坏的状态。

**核电厂时间分级:** 以统一的用语向公众快速报道核设施事件严重性的一种手段。如发生事故, 为使核电厂恢复到受控安全状态并减轻事故后果而采取的一系列阶段性行为, 事故处理顺序如下: (1) 事故序列在发展中但尚未超出核电厂设计基准的阶段; (2) 发生严重事故, 但堆芯尚未损坏的阶段; (3) 堆芯损坏后阶段。

(《南方能源建设》编辑部)