

文章编号: 0258-0926(2014)S1-0029-04

# 基于 RELAP5-3D 的全范围模拟机 CPR1000 反应堆 SGTR 影响分析

姜夏岚, 秦治国

中广核仿真技术有限公司, 广东深圳, 518115

**摘要:** 以全范围模拟机为平台模拟中国改进型百万千瓦级压水堆 (CPR1000) 堆型核电机组在发生单根传热管断裂事故 (SGTR) 瞬态, 对事故后 1.5 h 不干预和 1.5 h 内依照事故规程进行干预分别进行计算, 并通过与文献的对比对仿真结果的准确性进行验证, 研究主要参数的变化趋势并分析其变化原因, 给出完整的事件序列和操作人员干预的措施。

**关键词:** RELAP5; 压水堆; SGTR; 全范围模拟机

**中图分类号:** N945.12 **文献标志码:** A

## 0 引言

蒸汽发生器 (SG) 传热管断裂事故 (SGTR) 使核电厂一回路压力边界失去完整性, 二回路被具有放射性的一回路介质污染, 被污染的二回路蒸汽可能直接排向大气。在没有人为干预情况下, 发生故障的 SG 和蒸汽管道有充满水的风险, 水排放的放射性比蒸汽排放的大得多, 因此更具危害性。事故后是否及时干预, 隔离破损 SG 对于事故的缓解极为重要。人为干预时间的研究和完整事故序列的总结, 对于事故分析以及操纵员的培训都极具现实意义<sup>[1]</sup>。

本文以阳江核电厂一期工程为对象, 采用轻水堆瞬态系统分析程序 RELAP5-3D 建立热工水力模型, 结合了流网分析程序 FLOWBASE 及核电站数字化控制系统 DCS 对 SGTR 事故进行仿真分析研究。RELAP5 在压水堆模拟中有着成熟的应用, 其具有的两流体、非均匀、非平衡的两相流模型, 克服了单流体模型的局限<sup>[2]</sup>, 可以在最大程度上进行以水、汽-水混合物、蒸汽和不凝性气体为工质的热工水力瞬态行为的模拟。

## 1 计算模型的建立及事故分析假设

### 1.1 RELAP5 基本模型建立

阳江核电厂一期工程为二代改进型核电机组。仿真的主冷却剂系统包括堆芯冷却通道、主

泵、稳压器、主冷却剂管道、阀门、SG 一、二次侧。节点划分兼顾了准确性和实时性<sup>[3]</sup>。堆芯活性区采用若干个子通道和控制棒导向管及堆芯旁路的旁通通道; 每个通道的水力部分再根据其结构特性划分为长度不等的节点。对应每根燃料棒建立一个热结构, 将 157 个热结构与这些水力通道进行耦合, 并进行堆芯物理与热工水力部分的功率和温度等参数的相互传递。对上腔室冷却剂的混合和堆芯旁路也进行了精确模拟。冷却剂从冷管段进入压力容器下降段的节点后混合, 再分流至堆芯及旁通部分, 后在上腔室又混合, 再次分流到 3 个环路的热管段。主管道部分相对水力过程较为简单, 因此节点划分的数目也相对较少, 存在的水力状态较为复杂, 除了正常的两相饱和共存的状态, 正常运行时也有多种对培训和分析有重大意义的复杂工况, 因此单就稳压器本体就划分了 8 个控制体以更精确地模拟其中的热工水力过程。

热工水力模型节点划分见图 1。图 1 中, 105 为 SG 传热管, 采用集总参数法将 5492 根管道用一个 pipe 组件模拟, 并划分为 10 个节点; 157 为 SG 二次侧给水下降段; 151 为二次侧蒸汽上升段; 155 为汽-水分离器; 159 为 SG 上封头; 经过限流器与主蒸汽管道相连。403 为传热管破裂后向二次侧泄漏的通过, 以 RELAP5 触发阀模块 trpvlv

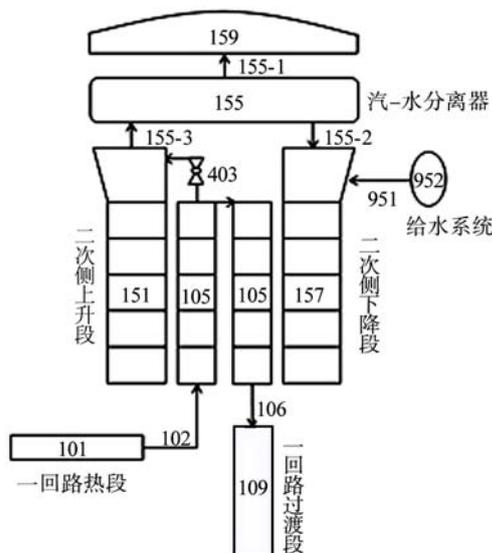


图1 热工水力模型节点划分示意图  
Fig. 1 Thermal Hydraulic Model Nodalization

的形式实现,通过控制阀门开度来模拟不同直径大小的破口<sup>[4]</sup>。由于传热管与二次侧在 RELAP5-3D 模型中分属于 2 个系统,为了避免 2 个大型矩阵的联立求解,采用了显示与半隐式相结合的计算方法。即同一个系统内部采用半隐式求解,而系统间的数据交换采用显式算法。这大大节省了计算机资源,使得更具有经济性和实时性,而且从结果上看,也完全满足准确性的要求。

## 1.2 数学模型

基于 RELAP5-3D 程序,分别对汽、液两相建立质量、动量和能量守恒方程、相间的热传递方程,以及不可凝气体和硼的传输方程。各方程中,因变量分别为压力、汽/液相比内能、汽相空泡份额、汽、液相速度、不可凝含气量和硼浓度,自变量为时间和距离。不可凝含气量定义为控制体内不可凝气体质量与总的气相质量的比值。硼浓度定义为控制体内硼质量与液相质量的比值<sup>[5]</sup>。

## 1.3 RELAP5-3D 模型与其他模型的数据交换

RELAP5-3D 将模型中的压力水位等模拟量通过 RELAP5-3D 的数据交互程序输出,并后续作为核电厂数字化仪控系统(DCS)的输入。在 DCS 计算出控制指令后,通过数据交换程序作为 RELAP5-3D 的输入进行运算。

同理,一回路模型与核岛辅助系统、安全壳等接口也是通过上述方式建模,如安注系统进入一回路的流量、流体物性参数等通过数据交换程

序作为 RELAP5-3D 模型的输入参数,RELAP5-3D 计算得到控制体压力等后反向传输到安注系统作为下游的边界条件。

## 2 计算结果验证

### 2.1 在 1.5 h 内不干预计算结果

**2.1.1 瞬态描述** 当 SG 单根传热管断裂后,反应堆系统冷却剂向 SG 二次侧泄漏,导致二回路系统放射性增加。随着冷却剂的流失反应堆系统压力下降,反应堆将由稳压器压力低信号触发紧急停堆,紧急停堆引起汽轮机跳闸;随后达到稳压器压力低低整定值触发安注信号,该信号引起上充隔离、安注泵启动、主给水泵停运和辅助给水启动。

**2.1.2 初始工况及控制保护系统** 初始工况为:反应堆初始功率为 2895 MW;堆芯为寿期初;反应堆冷却剂平均温度为 310℃;稳压器压力为 15.5 MPa。

假定时间  $t=0$  s 时,SG1 发生单根传热管两端剪切断裂,并假设破损管两端无阻碍的喷放。

**2.1.3 事件序列** 传热管在 0 s 时开始破裂,进而由于压力低触发紧急停堆及安注,进而主给水隔离,安注泵启动。在无人干预下各事件序列见表 1。

表 1 无干预下 SGTR 事件序列  
Table 1 Sequence of Events after SGTR without Human Intervention

事件	时间/s
传热管开始破裂	0.0
稳压器压力低信号触发紧急停堆	772.5
控制棒开始下落	772.5
汽轮机跳闸	772.6
稳压器压力低-低信号	780.0
主给水隔离	780.3
安注泵启动	785.0

**2.1.4 事故后瞬态曲线及分析** 单根传热管断裂后,初始泄漏流量达到 23 kg/s,即 82.8 t/h。随着一回路压力逐渐降低,破口流量逐渐减少,在 812.7 s 达到最低。随着一回路压力在稳压器加热器和安注的作用下逐渐回升,破口流量又再次增大。

主给水流量事故初期根据 SG 水位调节,所以水位基本保持不变。汽轮机跳闸后,由于自动调节的作用,主给水流量减小,而且 SG 二次侧温度变化,水位迅速下降。随后辅助给水系统启

动水位开始回升。

最终在不停运安注与辅助给水的情况下，一次侧压力长期保持较高状态，一回路向二回路的泄漏流量由一二次侧压差决定，因此泄漏流量也会一直保持较高水平，最终导致二次侧被灌满，主蒸汽压力后期因二次侧的水实体状态而升高，主蒸汽大气释放阀打开，带放射性的流体经过二次侧直接进入大气环境。不干预情况下对电厂周围的环境将造成严重的放射性污染。操作员进行隔离操作的时间越晚，向外释放的放射性物质越多。

## 2.2 在 1.5 h 内人工干预计算结果及对事故缓解的分析

在按照相同的操作规程进行相应隔离等防护措施时，不同的运行人员对事故后各操作进行干预的时间可能有所差别，在本次操作中相应的重要步骤的时间序列见表 2。

表 2 根据事故规程干预事件序列

Table 2 Sequence of Events after SGTR with Human Intervention According to Accident Procedure

操作内容及事件	时间/s
传热管破裂	0
5%额定功率/min 速度降功率	60
稳压器压力低信号触发停堆	515.1
安注启动	522.8
部分隔离破损 SG	600.0
完全隔离破损 SG	930.0
根据安注停运条件改为上充模式调节一回路水位并停运安注	1258.0
按规程规定的降温速率进行一回路降温降压	2643.0

根据事故规程进行人为干预操作时，及早对破损 SG 完全隔离，尤其是给水流量的切除，使得破损 SG 没有满水的危险，并且由于事故后及时对一回路降温降压，降温速度控制在限值 $-56^{\circ}\text{C}/\text{h}$  范围内，一回路的压力能够较快降低到较低水平，使得与二次侧压力与一次侧压力相接近，使

得事故后期向二次侧泄漏流量大大降低，并最终维持在  $0 \text{ kg/s}$  附近。二次侧压力始终维持在大气释放阀打开的压力之下，大气释放阀的排放流量为 0，避免了对电厂周边环境造成恶劣的放射性后果<sup>[6]</sup>。

## 3 结束语

使用基于 RELAP5 建模的全范围模拟机模拟 SG 传热管破裂事故，能准确反应在干预和不干预情况下参数的变化，分析出在不干预情况下最终会有一回路高放射性流体经过破损 SG 大气释放阀进入大气环境的危险。因此，操作员是否及时进行干预对于事故的缓解过程极为重要，在操作员根据事故后产生的报警，按照事故规程，采取正确的处置措施，可以有效避免放射性向环境的释放，并且也能防止堆芯发生裸露等危险。

因此，本文对于使用 RELAP5 模拟核电厂事故的准确性以及对规程的验证及改进，都具有很好的参考意义。

## 参考文献：

- [1] 王煦嘉, 臧希年. 压水堆 MSRB 叠加 SGTR 事故分析[J]. 清华大学学报(自然科学版), 2007, 47(3): 374-375.
- [2] 徐珍, 杨燕华, 林萌, 等. 反应堆热工分析程序可视化建模技术应用[J]. 核动力工程, 2009, 6(6): 39-40.
- [3] 杨晨, 唐胜利, 何祖威. U 型管蒸汽发生器数学模型的建立及其仿真研究[J]. 系统仿真学报, 2006, 37(4): 10-11.
- [4] 陈国伟, 唐胜利, 吴小飞. 蒸汽发生器的 RELAP5 仿真分析[J]. 机电设备, 2009, 05: 23-25.
- [5] 宋京凯, 郭海红, 姚祺峰, 等. 蒸汽发生器工作过程建模及仿真分析[J]. 核科学与工程, 2007, 27(1): 27-28.
- [6] 卢向辉, 蒋晓华, 王婷, 等. 核电厂蒸汽发生器传热管破裂叠加稳压器喷淋完全丧失的对策[J]. 核动力工程, 2010, 31(2): 22-23.

# Influence Analyses of CPR1000 PWR SGTR with Full Scope Simulator Based on RELAP5-3D

Jiang Xialan, Qin Zhiguo

China nuclear power simulation company ltd, Shenzhen Guangdong, 518115, China

**Abstract:** This paper researched the behavior of CRP1000 nuclear power plant steam generator tube rupture (SGTR) accident with full scope simulator (FSS). Two different conditions of SGTR, without intervention in 1.5 hours after SGTR and with operator intervention according to operation specification are calculated. Results have been compared with the reference accident analysis report to verify this simulator. Tendency and reasons for the change of important parameters have been studied and analyzed, and the entire incident sequence and operation intervention are given.

**Key words:** RELAP5, Pressurized water reactor, Steam generator tube rupture, Full scope simulator

## 作者简介：

姜夏岚（1987—），男，助理工程师。2008年毕业于上海交通大学核工程与核技术专业，获学士学位。现主要从事核电厂全范围模拟机热工水力模型开发工作。

秦治国（1977—），男，工程师。1999年毕业于上海交通大学热能动力专业，获学士学位。现主要从事核电厂全范围模拟机开发设计工作。

（责任编辑：杨洁蕾）