

文章编号: 0258-0926(2015)01-0124-03; doi:10.13832/j.jnpe.2015.01.0124

# 秦山核电厂二期压水堆 TRACE 程序模型的建立

冯进军<sup>1</sup>, 周克峰<sup>1</sup>, 胡 威<sup>2</sup>, 詹佳硕<sup>1\*</sup>, 石俊英<sup>1</sup>, 柴国旱<sup>1</sup>

1. 环境保护部核与辐射安全中心, 北京, 100082; 2. 秦山第三核电厂, 浙江海盐, 314300

**摘要:** 为进一步深化核安全审评工作, 国家核安全局从美国核管制委员会 (NRC) 引进了大型热工水力最佳估算程序 TRACE 程序。本文利用 TRACE 程序以及辅助建模工具 SNAP 程序, 建立了秦山核电厂二期两环路压水堆热工水力模型, 进行了大破口失水事故模拟计算, 得出了合理的计算结果。

**关键词:** TRACE; SNAP; 压水堆; 大破口失水事故

**中图分类号:** TL333 **文献标志码:** A

## TRACE Thermal Hydraulic Model Development of Qinshan Nuclear Power Plant Phase PWR

Feng Jinjun<sup>1</sup>, Zhou Kefeng<sup>1</sup>, Hu Wei<sup>2</sup>, Zhan Jiashuo<sup>1\*</sup>, Shi Junying<sup>1</sup>, Chai Guohan<sup>1</sup>

1. Nuclear and Radiation Safety center, MEP, Beijing, 100082, China; 2. Third Qinshan Nuclear Power Plant, Haiyan, Zhejiang, 314300, China

**Abstract:** In order to improve nuclear power plant safety review work, NNSA imported reactor thermal hydraulic best estimate code TRACE from NRC. In this paper, the NPQJVC two-loop PWR thermal hydraulic model is setup and LBLOCA is simulated using TRACE code and engineering modeling assistant code SNAP. The results of simulation are reasonable.

**Key words:** TRACE, SNAP, PWR, LBLOCA

### 0 引 言

为了提高核安全审评的水平, 我国从美国核管制委员会 (NRC) 引进了一系列的核反应堆事故分析软件, 包括: PARCS、TRACE、SNAP、MELCOR、RELAP5/MOD3 等。这些程序已广泛应用于压水堆 (PWR)、沸水堆 (BWR) 等轻水反应堆的事故分析中<sup>[1]</sup>。

TRACE 程序是最佳估算系统分析程序, 其流体动力学模型为非均匀、非平衡的多维模型, 可以用于分析 PWR、BWR 和热工流体试验台架的各种瞬态工况。

TRACE 整合了 NRC 多个旧版的反应堆事故分析程序, 例如: TRAC-B、RENOMA、TRAC-P 以及 RELAP5 等, 未来会代替上述 NRC 的旧版

程序。

SNAP 程序是一套事故分析辅助软件。该程序使用模块化设计方法, 可以为核电厂建模工作提供便利, 提高事故分析人员的工作效率。SNAP 程序的功能包括: 为核电厂建模工作提供图形化界面; 检查已建立模型里存在的错误; 控制计算进程; 显示计算结果和动画制作等。

SNAP 程序的整体架构考虑了一定的通用性, 能够支持 NRC 的大部分事故分析软件, 如: PARCS、TRACE5、SCALE、MELCOR、RELAP5 等, 并能进行不同程序间的数据传递。

### 1 秦山核电厂二期介绍

秦山核电厂二期目前拥有 4 台 600 MW 级两

收稿日期: 2014-10-15; 修回日期: 2015-01-13

作者简介: 冯进军 (1978—), 男, 高级工程师, 现主要从事反应堆事故分析工作

\*通讯作者: 詹佳硕, Email: zhanjiashuo@chinansc.cn

环路压水堆核电机组。该堆型基于法国成熟的 M310 三环路 900 MW 级核电机组设计，在三环路的基础上减少一个环路，并相应将反应堆功率减少约 1/3。秦山核电厂二期压水堆设计参数见表 1。

表 1 关键设计参数  
Table 1 Key Design Parameter

参数	参数值	参数	参数值
反应堆热功率 / MW	1930	堆芯入口温度 /	292.8
活性段高度 / cm	365.8	反应堆平均温升 /	34.4
燃料组件盒数 / 盒	121	反应堆平均温度 /	310.0
组件内燃料棒的数量 / 根	264	堆芯平均温升 /	36.8
燃料棒的排列 / 根	17 × 17	堆芯平均温度 /	311.2
燃料组件的尺寸 / cm	21.4	堆芯传热面积 / m <sup>2</sup>	3487.4
系统额定压力 / MPa	15.5	热流密度峰值因子 ( $F_q$ )	2.35
热工设计流量 / m <sup>3</sup> · h <sup>-1</sup>	46640	蒸汽发生器出口压力 / MPa	6.71
旁通流量 / %	6.5	总蒸汽产量 / kg · s <sup>-1</sup>	1083
有效流通面积 / m <sup>2</sup>	2.96	—	—

## 2 秦山核电厂二期压水堆 TRACE 模型

首先对反应堆系统各部件进行建模，完成系统各部件建模工作后，对各部件进行独立的稳态调试，以便于排查模型中的错误。严格控制各部件的重要参数与设计值的偏差，使各部件计算值与设计值的偏差控制在合理的范围内；把各部件

组合起来得到系统模型，再对系统整体模型进行稳态计算，为后续的瞬间态计算工作做好准备。

### 2.1 压力容器建模

堆芯冷却剂通道由管道组件进行模拟，燃料棒由热结构进行模拟，反应堆功率由功率组件提供。使用给水组件为压力容器提供额定冷却通道流量，在堆芯出口连接 BREAK 组件，然后开始稳态计算。通过对比各处温度的计算值与设计值（如燃料芯块温度、包壳温度、堆芯入口温度和堆芯出口温度等），检验压力容器组件模型的正确性。

### 2.2 蒸汽发生器建模

蒸汽发生器 (SG) 管侧和壳侧由管道组件进行模拟，传热管由热结构模拟，主给水由给水组件模拟。用给水组件为 SG 管侧和壳侧入口提供压力边界、入口温度和额定流量；用 BREAK 组件连接在管侧和壳侧出口提供出口压力边界；通过稳态计算可以得到各处液体温度。如果出口温度与设计值偏差较大，可以通过调节换热面积解决。

### 2.3 稳压器模型

使用 PRIZER 组件模拟稳压器，PIPE 组件模拟波动管，VALVE 组件模拟卸压阀。TRACE 程序中集成的 PRIZER 组件中可以设置压力定值、电加热器功率和切断电加热器的水位定值。

### 2.4 组建系统模型

其他重要部件包括：主泵、高低压安注、安注水箱、主管道和主蒸汽管线等。这些部件分别由 PUMP 组件、FILL 组件和 PIPE 组件组成。将通过稳态测试的各部件连接起来，形成完整的秦

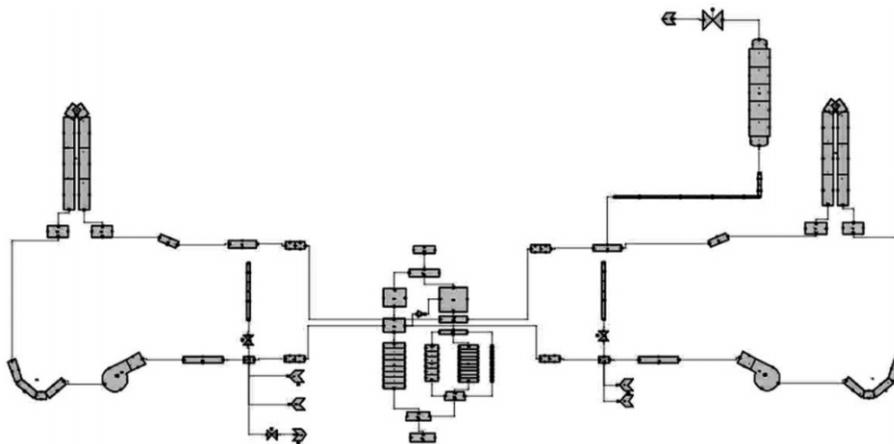


图 1 秦山核电厂二期压水堆 TRACE 模型

Fig. 1 TRACE Model of Qingshan Nuclear Power Plant Phase PWR

山核电厂二期 TRACE 模型(图 1)。通过完整系统模型的稳态计算,可以得到稳压器压力、堆芯流量、系统各处温度、SG 壳侧蒸汽流量、蒸汽管道压力和循环倍率等重要参数。只有当计算出的各项重要参数与设计值的偏差较小时,才能继续进行事故瞬态的模拟计算。

### 3 计算结果

#### 3.1 稳态计算输出结果

调整一回路和二回路各部分局部流阻,以及蒸汽发生器换热面积,使堆芯进出口温度、一回路冷却剂流量、蒸汽发生器管侧和壳侧各处温度、蒸汽流量和循环倍率等重要参数计算值与设计值偏差在允许范围内(表 2)。

表 2 秦山核电厂二期压水堆稳态计算结果  
Table 2 Steady State Calculation Results of Qingshan Nuclear Power Plant Phase PWR

参数	计算结果	设计值
稳压器压力/MPa	15.5	15.5
堆芯旁通流量/%	6.44	6.5
冷段温度/	293	292.8
热段温度/	327.3	327.2
一个环路流量/ $\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}$	4821.9	4796.4
稳压器水位/mm	6450	6364
SG 一次侧出口温度/	292.9	292.6
循环倍率	3.39	3.4
SG 主蒸汽流量/ $\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}$	539.7	541.9
主蒸汽压力/MPa	6.714	6.71
主蒸汽干度/%	99.98	99.75
主蒸汽温度/	283.6	282.9

#### 3.2 大破口失水(LBLOCA)事故瞬态计算结果

大破口失水事故发生后,反应堆要经历一系列复杂的热工水力过程,这些过程通常分为 3 个阶段:喷放阶段、再充水阶段和再淹没阶段。

本文模拟的 LBLOCA 事故管道破口尺寸为  $0.7 \times 2A$  ( $A$  为管道截面积,喷放系数为 0.7),破口发生前反应堆处于满功率稳定运行状态,反应堆内温度、压力和流量等参数均使用最佳估算值<sup>[2]</sup>。取值比安全分析报告中使用的前提假设更接近实际工况,目的是为了更加现实地模拟 LBLOCA 事故的详细过程。本文使用的前提假设条件见表 3<sup>[3]</sup>。计算得到了事故瞬态过程中燃料包

表 3 大破口失水事故前提假设

Table 3 Assumptions of LBLOCA

物理量	本次模拟	FSAR
反应堆功率/%满功率(FP)	100	102
平均冷却剂温度/	310.0	307.8
系统压力/MPa	15.50	15.71
安注箱初始压力/MPa	4.235	4.235
安注箱初始水体积/ $\text{m}^3$	33.6	33.6
稳压器压力低信号/MPa	12.93	12.93
稳压器压力低低信号/MPa	11.76	11.76
热流密度峰值因子( $F_q$ )	2.35	2.35
轴向功率分布	截尾余弦	轴向偏移(AO)为正
主给水隔离延迟时间/s	7	7
辅助给水启动延迟时间/s	62	62
SG 堵管/%	0	5

壳温度、反应堆功率、稳压器压力等各主要参数随时间的变化曲线(限于篇幅,不一一给出)。

#### 3.3 演示动画制作

SNAP 程序中的 ANIMATION 插件可以用来录制演示动画。演示动画中系统各处颜色与事故计算结果中的各项参数直接关联,可以随瞬态发展序列实时变化,还可以提供趋势图和点值等多种观察模式,方便事故分析人员对事故进程中的各种物理现象进行直观的观察和分析。

### 4 结论

本文使用 SNAP 程序和 TRACE 程序建立了秦山核电厂二期两环路压水堆模型,并进行了稳态计算和大破口失水事故模拟计算。最后根据计算结果,利用 SNAP 程序的 ANIMATION 模块制作了演示动画,直观地演示反应堆在 LBLOCA 事故工况下的各种热工水力响应。各项重要参数的稳态计算值与设计值偏差很小。

参考文献:

- [1] 周克峰,陈召林,冯进军. MELCOR 程序在 HTGR 事故分析中的最新进展[J]. 核安全, 2013, 12(3): 62-67.
- [2] 李经纬. 秦山核电厂二期工程反应堆热工水力设计[J]. 核动力工程, 1999, 20(4): 308-312.
- [3] 殷煜皓,林支康,梁国兴. 核电厂大破口事故建模与初始参数不确定性分析[J]. 扬州大学学报(自然科学版), 2012, 15(1): 42-46.

(责任编辑:刘胜吾)