

文章编号：0258-0926(2016)02-0151-04；doi: 10.13832/j.jnpe.2016.02.0151

超临界水堆典型事故分析

刘 亮^{1,2}, 周 涛^{1,2*}, 陈 杰^{1,2}, 方晓璐^{1,2}, 陈 娟^{1,2},
魏晓燕^{1,2}, 夏榜样³

1. 华北电力大学核热工安全与标准化研究所, 北京, 102206; 2. 北京市非能动技术重点实验室, 北京, 102206;
3. 中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都, 610041

摘要: 选取中国百万千瓦级超临界水冷堆 (CSR1000) 为研究对象, 以 SCAC 安全分析程序为基础, 编制了 SCAC-CSR1000 安全分析程序。将计算结果与同堆型计算程序 SCTRAN 进行对比, 验证程序的可靠性; 此后进行在能动安全系统控制下的部分失流、汽轮机阀门误关闭、控制棒抽出、冷却剂泵卡轴事故计算。结果表明, CSR1000 反应堆在 4 种瞬态事故下, 都能够保证最高包壳温度 (MCST) 低于 1260℃ 的安全限值; 每个事故下第二流程 MCST 均高于第一流程 MCST; 汽轮机阀门误关闭事故具有较小的安全边界。

关键词: 中国百万千瓦级超临界水冷堆 (CSR1000); 瞬态; 安全; SCAC

中图分类号: TL364 **文献标志码:** A

Typical Accident Analysis of Supercritical Water-Cooled Reactor

Liu Liang^{1,2}, Zhou Tao^{1,2*}, Chen Jie^{1,2}, Fang Xiaolu^{1,2}, Chen Juan^{1,2},
Wei Xiaoyan^{1,2}, Xia Bangyang³

1. North China Electric Power University Nuclear Thermal Safety and Standardization Research Institute, Beijing, 102206, China;
2. Beijing Passive Technology Key Laboratory, Beijing, 102206, China;
3. Science Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610041, China

Abstract: CSR1000 was selected as the research object. A code named SCAC-CSR1000 has been developed based on the SCAC code. The reliability of the code was verified by comparing the results of SCAC-CSR1000 and SCTRAN. Then the safety analysis was carried out. Five events were selected, that are partial loss of reactor coolant flow, isolation of main steam line, uncontrolled CR withdrawal, reactor coolant pump seizure and loss of feed water heating. By the numerical analysis, it was found that the MCST does not exceed 1260℃, and meets the design safety requirements. The 2nd MCST are higher than the 1st MCST. The isolation of main steam line has the less safety margin.

Key words: China Supercritical-Water-Cooled Reactor 1000(CSR1000), Transient, Safety, SCAC

0 引 言

超临界水堆 (SCWR) 被认为是目前最具有前途的第 4 代反应堆堆型之一, 其与沸水堆 (BWR) 结构的相似性可以得到技术的更好继承

与延伸^[1]。目前, SCWR 堆芯设计及系统研究是国内外研究的热点。2009 年中国核动力研究设计院提出了中国百万千瓦级超临界水冷堆 (CSR1000) 的概念设计^[2], 它是具有中国自主

收稿日期: 2015-10-11; 修回日期: 2015-12-16

基金项目: 中核核反应堆系统设计技术重点实验室课题 (2014BJ0041); 中核核反应堆热工水力技术重点实验室课题 (2013B40); 中央高校基本科研业务专项资金项目 (2014BJ0086, 2014BJ0087)

作者简介: 刘 亮 (1990—), 男, 博士, 现主要从事反应堆热工水力和安全分析研究

*通讯作者: 周 涛, zhoutao@ncepu.edu.cn

知识产权的第4代先进核能系统。对新 SCWR 进行安全性能评估是验证其可行性的必不可少的过程。CSR1000 的概念设计首次将非能动技术应用到安全系统中^[2]，但是在反应堆出现事故时，对于反应堆的复杂运行工况，需要同时调用能动安全系统和非能动安全系统进行控制。为了合理利用安全系统资源，首先需要以能动安全系统为基础进行事故安全研究。本文借鉴日本超临界轻水堆 (Super LWR) 安全系统控制经验^[3]进行非正常瞬态和事故研究，计算结果对改善 CSR1000 的性能具有参考意义。

1 研究对象

1.1 总体参数

CSR1000^[4]是一种热谱堆型，堆芯由轻水冷却和慢化，热效率达 43.5%。为了达到这种热效率，冷却剂在堆芯入口的温度是 280℃，出口温度是 500℃。具体参数见表 1。

表 1 CSR1000 堆芯参数
Table1 CSR1000 Core Parameters

| 参数名 | 参数值 |
|----------------------------|---------------|
| 冷却剂进口温度、平均出口温度/℃ | 280、500 |
| 主冷却剂管线个数、主蒸汽管线个数 | 2、2 |
| 燃料棒直径、间距、包壳厚度/mm | 9.5、10.5、0.57 |
| 水棒壁面厚度/mm | 0.80 |
| 燃料棒数量、水棒数量 | 224、4 |
| 燃料组件数、第一流程组件数、第二流程组件数 | 177、57、120 |
| 堆芯（主蒸汽）压力/MPa | 25 |
| 热功率、电功率/MW | 2300、1000 |
| 热效率/% | 43.5 |
| 堆芯冷却剂流量/kg·s ⁻¹ | 1190 |

在表 1 的 CSR1000 堆芯参数中，燃料组件共 177 个，按照中子能谱以及冷却剂流程的不同分为第一流程组件和第二流程组件，其中第一流程组件 57 个，第二流程组件 120 个。燃料组件内共有燃料棒 244 个、水棒 4 个；燃料组件采用十字形控制棒设计，均匀分布在反应堆压力容器内。

1.2 冷却剂流程

区别于常规 SCWR 设计，CSR1000 采用由内至外的流动方式^[2]。堆内流程如图 1 所示。

由图 1 可知，堆芯给水从冷端进入堆芯后，冷却剂被分为 4 部分：①第一流程冷却剂为总量的 35.9%，自上而下；②第一流程慢化剂为总量的

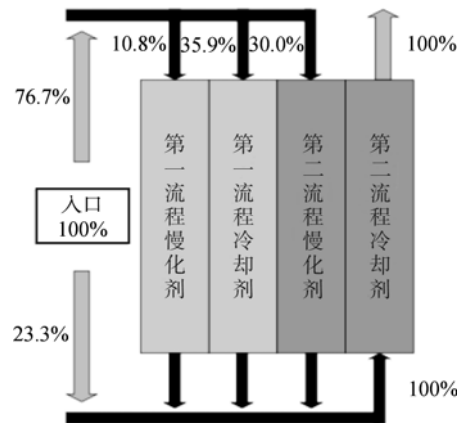


图 1 冷却剂流程

Fig. 1 Coolant Flow

的 10.8%，自上而下；③第二流程水棒慢化剂为总量的 30.0%，自上而下；④压力容器壁冷却剂为总量的 23.3%，自上而下。所有冷却剂在堆芯底部混合腔充分搅混后，沿第二流程自下而上流出堆芯。

2 计算模型

2.1 物理模型

点堆动力学方程如下：

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{[\rho(t) - \beta]}{\Lambda} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + S \quad (1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = -\lambda_i C_i(t) + \frac{\beta_i}{\Lambda} N(t) \quad (i=1 \sim 6) \quad (2)$$

式中， $N(t)$ 为裂变总功率； β 为总有效缓发中子份额； Λ 为瞬发中子每代时间； λ_i 为缓发中子第 i 组的衰变常数； β_i 为缓发中子第 i 组的有效份额； $C_i(t)$ 为缓发中子第 i 组的裂变功率； S 为外中子源项。

2.2 守恒方程

忽略轴向热传导，冷却剂通道的质量守恒方程为：

$$\frac{\partial \rho(z,t)}{\partial t} + \frac{\partial G(z,t)}{\partial z} = 0 \quad (3)$$

动量守恒方程为：

$$\frac{\partial(\rho u)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho u^2)}{\partial z} = \rho g \cos \theta + \frac{2f}{D_h} \rho u^2 + \frac{\partial P}{\partial z} \quad (4)$$

冷却剂能量守恒方程为：

$$\frac{\partial[\rho(z,t)h(z,t)]}{\partial t} + \frac{\partial G(z,t)h(z,t)}{\partial z}$$

$$= \frac{1}{A_w} [l_f Q''(z,t) - l_f Q_w''(z,t)] \quad (5)$$

慢化剂能量守恒方程为：

$$\frac{\partial [\rho(z,t)h(z,t)]}{\partial t} + \frac{\partial G(z,t)h(z,t)}{\partial z} = \frac{1}{A_w} l_w Q_w''(z,t) \quad (6)$$

式中， t 为时间，s； z 为节点高度，m； ρ 为流体密度， kg/m^3 ； G 为质量流速， kg/s ； u 为流速， m/s ； g 为重力加速度， m/s^2 ； f 为摩擦系数； D_h 为当量直径，m； P 为压力，MPa； h 为焓值， J/kg ； A_w 为流通面积， m^2 ； l_f 为节点高度，m； Q'' 、 Q_w'' 分别为燃料棒释热线功率密度和慢化剂释热线功率密度， W/m 。

2.3 换热关联式

在 SCWR 的设计中，堆芯内的流动既有上升流，又有下降流。采用 Watts 关联式^[5]计算得到的最高包壳温度（MCST）比由 OKA-Koshizuka 关联式^[6]、Bishop 关联式^[7]、Dittus-Boelter 关联式^[8]的计算值更高，采用 Watts 关联式能得到更加保守的结果。同时，考虑浮升力的作用，为了得到准确结果，采用可以计算上升流和下降流的 Watts 关联式。

2.4 压降平衡模型

在瞬态工况下，CSR1000 内各通道内冷却剂会重新分配，因此采用压降平衡法能够更准确地反应冷却剂在堆芯内的流动。在正常运行条件下，每一个路径的总压降是 0.019 MPa。为了满足动量守恒 2 个流动路径的第一个节点的流量比值是迭代变化的。压降平衡模型如下：

$$\frac{M_{\text{round},k} - M_{\text{round},k-1}}{\Delta t} = \frac{\Delta P_{\text{tot,WR}} - \Delta P_{\text{tot,DC}}}{l_{\text{round}}} \quad (7)$$

式中， l 为长度，m； M 为单位体积的动量， $\text{kg} \cdot (\text{m}^2 \cdot \text{s})^{-1}$ ； ΔP 为压降，MPa； Δt 为时间步长间距，s；下标 DC 为下降腔通道； k 为时间步长序号；round 为环路通道；WR 为水棒通道；tot 表示所有通道。

3 计算结果

3.1 部分失流

在 0 s 时刻，2 台冷却剂泵中的 1 台跳闸，冷却剂泵的惰转时间为 5 s。在这 5 s 内，主冷却剂流量线性降低到 50%，瞬态计算结果如图 2 所示。

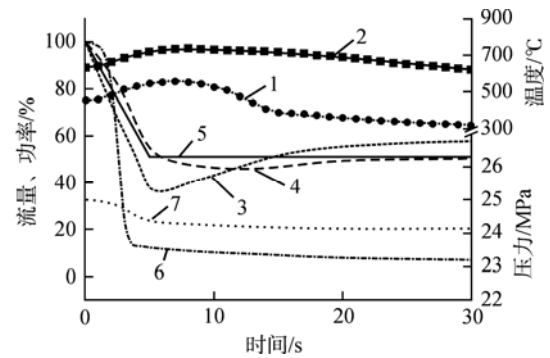


图 2 50%流量丧失事故瞬态计算结果

Fig. 2 Transient Calculation Results for 50% Loss of Flow Accident

1—第一流程 MCST；2—第二流程 MCST；3—第一流程冷却剂流量；4—第二流程冷却剂流量；5—入口流量；6—功率；7—压力；图 2~图 5 相同

由图 2 可知，事故发生 1 s 后，流量下降到额定流量的 90%，触发停堆信号；经过 0.5 s 的延迟，停堆开始，控制棒快速插入堆芯，反应堆功率迅速下降。在事故发生后，第一流程冷却剂和第二流程冷却剂流量均有下降，其中第一流程下降较快，而第二流程下降缓慢，分别在 5.2 s 和 14 s 达到最小值；其后第一、二流程冷却剂流量均恢复到初始时刻的 50% 水平。流量下降会导致 2 个流程的包壳温度上升，第一、二流程 MCST 在 12 s 达到最大值，其后逐渐下降，这是因为燃料棒产生的热量减小，而冷却剂能够完全带走这些热量。事故开始 5 s 内，堆芯功率大幅下降导致反应堆密度增加，伴随着流量下降的共同作用，反应堆的压力在此期间逐渐下降，此后稳定在 24.2 MPa。

3.2 汽轮机阀门误关闭

在 0.6 s 时刻，汽轮机阀门误操作关闭，在 1 s 内，阀门开度迅速降低至 5%；在 3 s 时刻，阀门完全关闭。在汽轮机阀门关闭的过程中，反应堆内的压力会大幅增加，因此需要汽轮机旁路阀门泄压；同时在汽轮机阀门关闭之后，冷却剂泵得不到电能供给。参考 Super LWR 标准，冷却剂泵在失去外电之后还能工作 10 s，惰转延迟为 5 s，汽轮机旁路阀门在压力大于 26.2 MPa 的情况下打开。瞬态计算结果如图 3 所示。

由图 3 可知，汽轮机阀门关闭之后，堆芯压力剧烈升高，在 3.5 s 时刻，堆芯压力超过 26 MPa，触发停堆信号。控制棒快速插入，功率迅速下降。当压力超过 26.2 MPa 时，汽轮机旁路泄压阀开

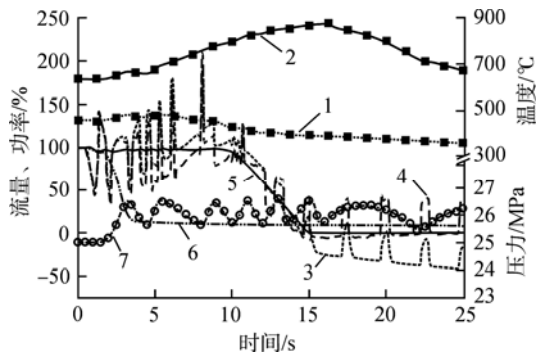


图3 汽轮机阀门误关闭事故瞬态计算结果
Fig. 3 Transient Calculation Results for MSIV Accident

启。随着泄压阀的不断开闭,堆芯压力在 25 MPa 至 26.8 MPa 之间不停变化。第一流程和第二流程冷却剂的流量出现有规律的脉冲变化,这也是由汽轮机旁路阀门不断开闭引起的。在 15~20 s 之间,第一流程冷却剂出现倒流现象,这是由于在冷却剂泵无法提供冷却剂的情况下,冷却剂流量重新分配所致。第二流程 MCST 出现大幅度上升之后出现下降的趋势。

3.3 控制棒抽出

由于控制棒从堆芯顶部插入,所以不会出现像 BWR 的掉落事故,反而会出现控制棒抽出事故。在 0 s 时刻,控制棒逐渐抽出,计算结果如 4 所示。

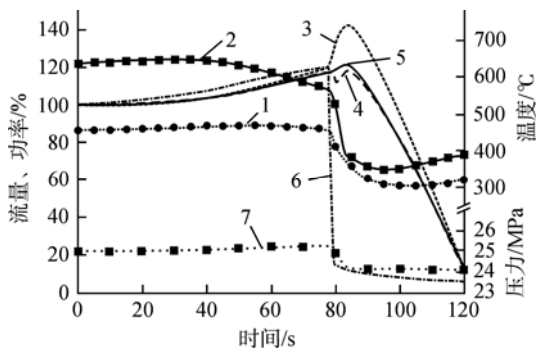


图4 控制棒抽出事故瞬态计算结果
Fig. 4 Transient Calculation Results for Control Rod Ejection Accident

由图 4 可知,从 0 s 时刻开始,由于控制棒逐渐抽出,反应性逐渐增加,从而功率逐渐增加,同时控制系统会增加入口流量,这时堆芯压力增加。由于功率流量比例的变化,第一、二流程 MCST 出现先增加后降低的趋势。在 80 s 时刻,反应堆功率超过 120% 触发停堆信号,控制棒迅速插入,功率迅速下降。入口流量在短期的上升之

后出现了大幅下降。第一、二流程 MCST 大幅下降。随着流量和堆芯温度的降低,压力也出现下降的趋势,最终稳定在 24 MPa。第一流程冷却剂在触发停堆信号之后出现流量大幅增加的现象,这是由于功率陡降引起冷却剂密度变化,从而堆芯压力迅速下降,由于压降平衡的关系,第一流程冷却剂流量出现大幅增加。

3.4 冷却剂泵卡轴

在 0 s 时刻,突然停止 2 列反应堆冷却剂系统 (RCP) 中一列的冷却剂供给,主冷却剂流量瞬间降低为额定流量的 50%,计算结果如图 5 所示。

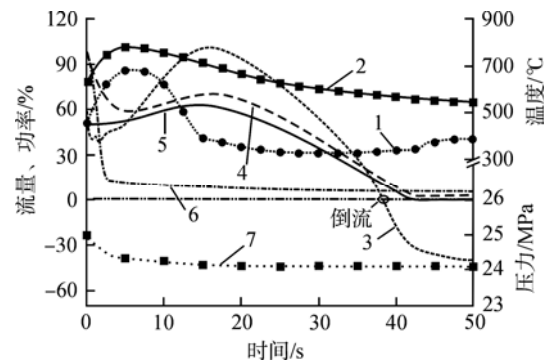


图5 冷却剂泵卡轴事故瞬态计算结果
Fig. 5 Transient Calculation Results for Reactor Coolant Pump Seizure Accident

由图 5 可知,在 6 s 之前,MCST 增加,这是由瞬间的流量降低造成的。但是在 0 s 时刻,已触发反应堆停堆信号,功率、压力迅速降低,入口流量、第一流程冷却剂流量、第二流程冷却剂流量均出现缓慢升高的趋势,这是由于压力降低,直接导致冷却剂流量增加。在事故发生 39 s 后,第一流程冷却剂出现倒流现象。

3.5 敏感性分析

不锈钢和镍合金的氧化行为预期比锆合金的轻微。在本研究中,对于不锈钢包壳,包壳温度的准则设定为 1260°C,该值取自于具有不锈钢包壳的美国压水堆的冷却剂丧失事故准则。将计算的 4 个事故中 MCST 汇总,事故顺序分别为部分失流、汽轮机阀门误关闭、控制棒抽出、冷却剂泵卡轴,如图 6 所示。

由图 6 可知,每个事故中 MCST 均没有超过 1260°C 的安全限值,每个事故中第二流程 MCST 均高于第一流程 MCST。按照安全裕度从大到小

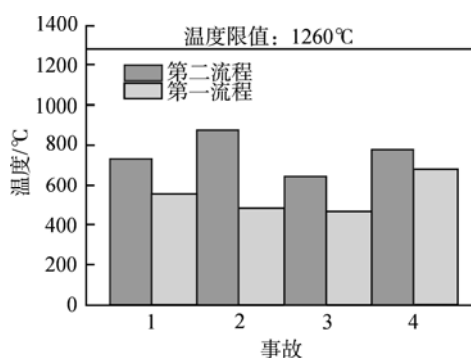


图 6 敏感性分析

Fig. 6 Sensitivity Analysis

1—部分失流；2—汽轮机阀门误关闭；3—控制棒抽出；4—冷却剂泵卡轴

排序是：控制棒抽出、部分失流、冷却剂泵卡轴、汽轮机阀门误关闭。

4 结 论

以 SCAC 程序为基础，开发了 SCAC-CSR1000 瞬态安全分析程序，用长时间的程序计算得到了 CSR1000 堆芯的稳态结果，将其与 SCTRAN 程序计算结果进行了对比。此后利用开发的 SCAC-CSR1000 瞬态安全分析程序进行了 4 种事故的计算，结果表明：

(1) SCAC-CSR1000 程序计算结果具有可靠性，可用于瞬态安全计算。

(2) CSR1000 反应堆 4 种瞬态和事故下都能够保证 MCST 低于 1260°C 的安全限值。

(3) 每个事故下第二流程 MCST 均高于第一流程 MCST。安全裕度按照从大到小排序为：控

制棒抽出、部分失流、冷却剂泵卡轴、汽轮机阀门误关闭。

本文分析了 CSR1000 在超临界压力条件下瞬态和事故期间的特性，其安全分析和敏感性分析结果尤其是包壳温度的增加及其随时间变化的分析结果，对改善 CSR1000 的性能具有参考意义。

参考文献：

- [1] 程旭, 刘晓晶. 超临界水冷堆国内外研究现状与趋势[J]. 原子能科学技术, 2008, 42(2): 167-172.
- [2] 李翔, 李庆, 夏榜样, 等. 中国超临界水冷堆 CSR1000 总体设计研究[J]. 核动力工程, 2013, 34(1): 6-8.
- [3] Yoo J, Ishiwatari Y, Oka Y, et al. Conceptual design of compact supercritical water-cooled fast reactor with thermal hydraulic coupling[J]. Annals of Nuclear Energy, 2006, 33: 945-956.
- [4] Wu P, Gou J, Shan J, et al. Preliminary safety evaluation for CSR1000 with passive safety system[J]. Annals of Nuclear Energy, 2014, 65: 390-401.
- [5] Watts M J, Chou C T. Mixed convection heat transfer to supercritical pressure water[C]. Proceedings of the 7th International Heat Transfer Conference, Munchen, Germany, 1982, 3: 495-500.
- [6] Oka Y, Koshizuka S, Ishiwatari Y, et al. Super light water reactors and super fast reactors[M]. New York: Springer, 2010.
- [7] Bishop A A, Sandberg R O, Tong L s. Forced convection heat transfer to water at near-critical temperatures and supercritical pressures[R]. Report WCAP-2056, Part IV, Westinghouse Electric Corp, Pittsburgh, USA, 1964.
- [8] 于平安. 核反应堆热工分析[M]. 北京: 原子能出版社, 1981.

(责任编辑：马 蓉)