

文章编号: 0258-0926(2014)02-0114-03

抑压式安全壳的抑压特性研究

全 标, 蒋孝蔚, 陈志辉, 范 凯, 王 亮, 唐 彬, 杨俊明

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: 以 100 MW 级核电厂压水堆为对象, 通过对反应堆冷却剂失水事故 (LOCA) 初期安全壳压力温度响应的分析, 对抑压式安全壳抑压特性进行研究。由于 LOCA 事故喷放阶段质能释放焓值较高, 安全壳喷淋难以及时有效地抑制安全壳压力的上升, 而采用抑压水池对抑制事故初期的压力具有较为明显的效果。通过对抑压水池总容积、气水容积比、排放管流通面积等重要参数的分析, 对抑压效果的影响表现为: 其中抑压水池总容积大小对抑压效果影响程度最大; 并且抑压水池气水容积存在最佳比; 排放管流通面积存在最佳范围。

关键词: LOCA; 非能动喷淋; 抑压水池

中图分类号: TL351⁺.6; TL364⁺.4 **文献标志码:** A

0 引言

安全壳的完整性分析是核安全分析工作的重要内容, 设计基准事故下需保证安全壳压力和温度不超过设计限值以保证其完整性。

本课题以 100 MW 级核电厂压水堆为对象, 对反应堆冷却剂失水事故 (LOCA) 初期安全壳的压力温度响应进行分析研究。为提高抑压系统的性能并优化设计, 对抑压式安全壳中影响抑压效果的因素进行了分析, 并总结出这些参数对抑压效果的影响规律。

本文的研究成果可为同样采用小型安全壳设计的浮动式核电厂及核动力商船提供技术储备和参考借鉴。

1 主要技术参数及设计基准事故分析

100 MW 级核电厂压水堆采用非能动的安全系统及先进的反应堆设计技术, 其安全性达到第三代核能系统的技术水平。反应堆相关技术参数见表 1。

根据计算分析, 在无任何应对措施下, 在发生设计基准事故 (热段双端剪切断裂失水事故) 后 40 s 左右安全壳压力达到峰值 (0.705 MPa), 56 s 左右安全壳峰值露点温度为 153 °C; 采用安全壳喷淋方式 (喷淋流量为 120 m³/h, 喷淋压力

表 1 100MW 级反应堆相关技术参数

Table 1 Technology Parameters of 100 MW Reactor

参 数	数 值
反应堆平均温度/	300
反应堆运行压力/ MPa	15
安全壳设计压力/ MPa (abs)	0.55
安全壳设计温度/	155
安全壳初始压力/ MPa (abs)	0.0995
安全壳初始温度/	60
安全壳壳内自由容积/ m ³	2000

为 0.2 MPa) 安全壳压力达到峰值 (0.65 MPa)。安全壳压力随时间变化的曲线见图 1。可以看出, 在无任何应对措施和采用喷淋方式这 2 种情况下的安全壳的压力峰值均超过了其设计限值 (0.55 MPa), 对安全壳的完整性构成了严重威胁。初步分析, 这是由于 LOCA 事故喷放阶段质能释放焓值较高, 安全壳喷淋难以及时有效地抑制安全壳压力的上升。因此, 如何抑制事故初期安全壳内的压力峰值是维持安全壳完整性的关键。

为抑制事故初期安全壳内的压力峰值, 参考沸水堆设计思路, 采用抑压式安全壳冷却方案。

抑压式安全壳由安全壳及其内部的一座抑压水池、若干条排放管线等组成 (图 2)。

事故后, 反应堆冷却剂喷放到安全壳, 安全壳压力、温度升高, 在压差作用下, 迫使安全壳中的气/汽和水的混合物排放管进入抑压水池的

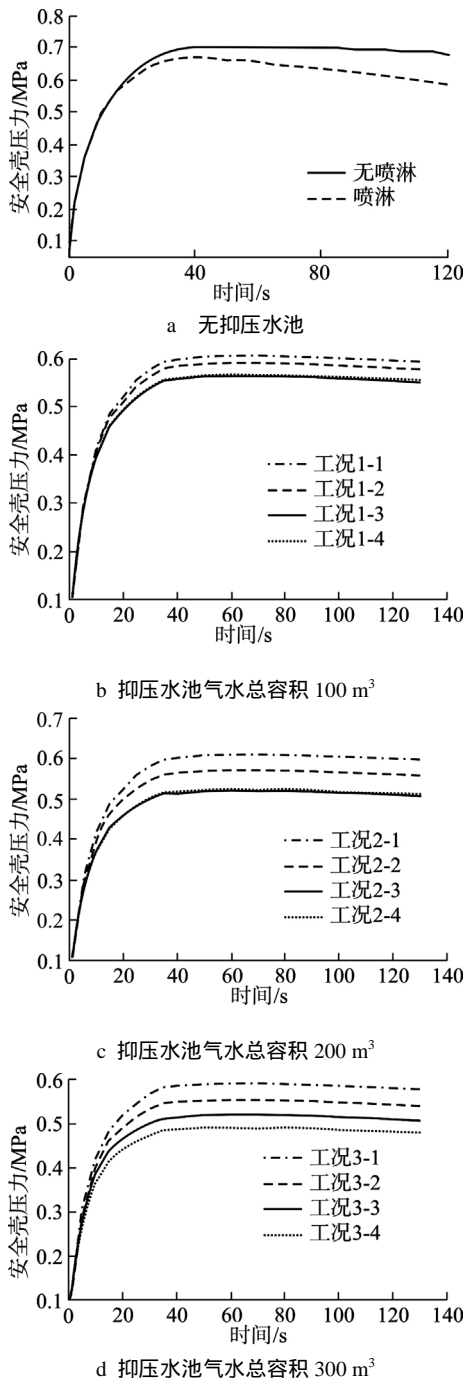


图1 LOCA 事故下安全壳压力随时间变化的曲线
Fig. 1 Curves of Pressure inside Containment when LOCA

中，蒸汽在水池中被冷凝，使安全壳不会产生严重的升压效应；不凝结气体从水池中逸出并留在抑压水池气空间^[1]。

2 计算分析

2.1 分析模型

安全壳压力和温度响应分析采用 CONTAIN

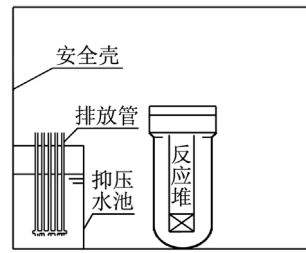


图2 抑压水池方案示意图

Fig.2 Schematic Diagram for Suppression Pool

程序^[2]，该程序中含有抑压水池的模型，可以构建多个控制体分别模拟干井（安全壳大空间）和湿井（抑压水池中水和上部气空间），并通过一个特殊的流道模型连接干井和湿井，该管道模型可以模拟多根不同管径的管道，管道的下端出口在抑压水池水面以下，从而形成一组完整的抑压水池模型。

2.2 分析计算

2.2.1 计算条件 抑压水池及安全壳的相关参数按以下 3 种方案分析：

(1) 工况 1：抑压水池气水总容积 100 m³，安全壳自由容积~1900 m³。

(2) 工况 2：抑压水池气水总容积 200 m³，安全壳自由容积~1800 m³。

(3) 工况 3：抑压水池气水总容积 300 m³，安全壳自由容积~1700 m³。

3 种工况下的抑压水池的排放管流通面积（总面积）均为 1.6 m²。

2.2.2 敏感性研究 对抑压水池内气水的容积比（表 2）进行敏感性分析。

表 2 各工况设计参数

Table 2 Design Parameters in Various Conditions

工况	水容积 /m ³	气容积 /m ³	工况	水容积 /m ³	气容积 /m ³
1-1	70	30	2-3	20	180
1-2	50	50	2-4	10	190
1-3	20	80	3-1	200	100
1-4	10	90	3-2	150	150
2-1	150	50	3-3	100	200
2-2	100	100	3-4	50	250

各工况在事故初期的安全壳压力响应见图 1，压力峰值见表 3。

选择工况 3-3 进行抑压水池的排放管流通面积的敏感性分析，事故初期的安全壳压力响应见图 3。各工况的排放管总面积和压力峰值见表 4。

从图 1 和图 3 可看出，抑压水池总容积、气

表3 各工况压力峰值

Table 3 Peak Value of Pressure in Various Conditions

工况	压力峰值/MPa	工况	压力峰值/MPa
1-1	0.605	2-3	0.521
1-2	0.590	2-4	0.526
1-3	0.563	3-1	0.592
1-4	0.566	3-2	0.555
2-1	0.612	3-3	0.521
2-2	0.573	3-4	0.492

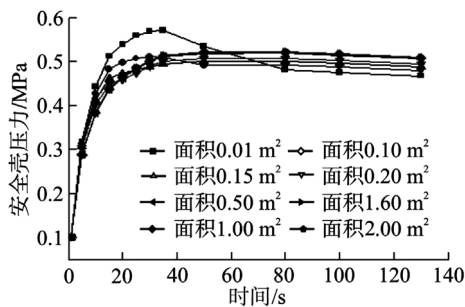


图3 排放管流通面积敏感性分析(工况3-3)

Fig. 3 Sensitive Analysis with Various Flow Area of Pipelines (Condition 3-3)

表4 排放管各流通面积下的压力峰值(工况3-3)

Table 4 Peak Value of Pressure on Various Flow Area of Pipelines (Condition 3-3)

序号	排放管总面积/m ²	压力峰值/MPa	序号	排放管总面积/m ²	压力峰值/MPa
1	0.01	0.570	5	0.50	0.519
2	0.10	0.510	6	1.00	0.521
3	0.15	0.501	7	1.60	0.521
4	0.20	0.507	8	2.00	0.522

水容积比以及排放管流通面积对抑压效果有较大影响。

2.3 计算结果及分析

2.3.1 抑压水池总容积 抑压水池总容积较小时会限制抑压效果。工况1,由于总容积较小,所有工况压力峰值均无法降到0.55 MPa以下;工况2,当水容积<70 m³、气空间>130 m³时,压力峰值可降至0.55 MPa以下;工况3,当水容积<150 m³、气空间 150 m³时,压力峰值可降至0.55 MPa以下。

2.3.2 抑压水池的气水容积比 抑压水池的气水容积比存在最佳范围(一般在1~5之间)。当

气水容积比 < 1 时,通过排放管进入抑压水池的不可凝气体占原气空间气体份额较大,气空间气体受压缩导致压力上升,限制了抑压效果;当气水容积比>5 时,通过排放管进入水池中的水蒸汽冷凝导致水温上升较大进而加热空气导致压力上升也会限制抑压效果。

2.3.3 排放管流通面积 在抑压水池设计中既要考虑对安全壳压力的抑制能力,又要考虑安全壳和抑压水池气空间的压差在设计压差范围内。排放管流通面积存在最佳范围。抑压效果通常会随排放管流通面积增大而增强,但当流通面积到达一定程度时,若继续增大,其抑压效果反而会被削弱。

当排放管流通面积较小时,气、汽和水混合物通过排放管进入抑压水池时会产生一定的阻力,虽然在事故初期会限制进入抑压水池的混合物的量,降低抑压效果,并使得安全壳和抑压水池气空间压差增大,但压差的增大又会在事故后期增大进入抑压水池的混合物的量,从而增强抑压效果。

3 结论

(1) 采用抑压式对于小型安全壳事故后压力的上升有着较好的抑制效果,可保证在假想的LOCA后能保持安全壳结构和功能的完整性,有利于提高反应堆的固有安全性。

(2) 抑压水池总容积、气水容积比以及排放管流通面积等参数均会不同程度地影响抑压效果。抑压水池总容积对抑压效果影响程度最大;其次抑压水池气水容积比以及排放管流通面积存在最佳范围。因此,在抑压水池的设计中应合理选择以上3个参数,以达到最优的抑压效果。

参考文献:

- [1] 顾军扬,陈连发. 先进型沸水堆核电站[M]. 北京:中国电力出版社,2007.
- [2] Murata K K, Carroll D E. User's Manual for CONTAIN 1.1, A Computer Code for Severe Nuclear Accident Containment Analysis[M]. Sandia National Laboratories, Albuquerque, N M. 1989.

Research on Suppressant Characteristics of Suppression Containment

Quan Biao, Jiang Xiaowei, Chen Zhihui, Fan Kai, Wang Liang,
Tang Bing, Yang Junming

Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610041, China

Abstract : Through the containment pressure and temperature response analysis with the level of 100 MWe reactor after a postulated accident such as LOCA, the suppressant characteristics of suppression containment have been researched in this paper. Passive spraying can not effectively decrease the pressure of containment due to the excessive releasing enthalpy in the phase of blow-down, but the suppression containment system can effectively decrease the pressure during a short term of LOCA. Through the analysis of the important parameters, such as the total volume of suppression pool, the proportion of gas to water and flow area of pipelines, it can effectively restrain the pressure of containment in the phase of blow-down, these parameters will influence suppressant effect: firstly the total volume of suppression pool is the most important factor; secondly the proportion of gas to water and the total flow area of pipelines should be optimal.

Key words : Loss of coolant accident, Passive spraying, Suppression containment

作者简介：

全 标（1982—），男，工程师。2006年毕业于清华大学核能科学工程专业，获硕士学位。现主要从事反应堆系统设计研究。

蒋孝蔚（1982—），男，工程师。2008年毕业于中国核动力研究设计院核能科学与工程专业，获硕士学位。现主要从事反应堆热工水力与安全分析研究。

陈志辉（1979—），男，高级工程师。2009年毕业于哈尔滨工程大学核能科学与工程专业，获博士学位。现主要从事反应堆系统设计研究。

（责任编辑：刘 君）