

某核电堆型主蒸汽系统汽锤研究

赵嘉明¹, 韩世超², 皮耀¹, 于沛¹

(1. 中国核电工程有限公司, 北京 100840; 2. 中国核电工程有限公司郑州分公司, 郑州 450052)

摘要: 以某核电堆型核岛主蒸汽系统为研究对象, 研究主蒸汽隔离阀快关引起的汽锤现象。采用 PIPENET 软件进行建模和计算, 给出管系中不同管段的最大载荷及出现时间。结果表明关阀瞬间的载荷最大, 并且主蒸汽隔离阀后的载荷比隔离阀前的载荷大, 主要是因为隔离阀前设置了卸压装置。同时对卸压装置的开启和流量特性进行了模拟。此外, 分析了卸压管线的变化以及主蒸汽管道增加支管的情况对汽锤的影响。以上研究结果可应用于系统设计和管道力学应力计算分析, 优化管道的布置, 对提高主蒸汽系统和电厂的安全性具有重要的意义。

关键词: 主蒸汽系统; 主蒸汽隔离阀关闭; 汽锤压力和载荷; PIPENET

中图分类号: TL371

文献标志码: A

文章编号: 2095-8676(2015)04-0062-04

Research on Steam Hammer of Main Steam System in a Nuclear Reactor Type

ZHAO Jiaming¹, HAN Shichao², PI Yao¹, YU Pei¹

(1. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China;

2. Zhengzhou Branch, China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Zhengzhou 450052, China)

Abstract: Study the steam hammer by fast closing of main steam isolation valve of the nuclear island main steam system in some nuclear power type. Establish the model used “PIPENET” software and calculate the most steam hammer load in different pipes and the appearing time. The results show that the most steam hammer loads appear when closing the valve, the steam hammer load after the main steam isolation valve is larger than the one before the valve because of the relief device set before the valve. Meanwhile the opening and flow of the relief device are simulated. Further, analyse the steam hammer influence by the changing of the relief piping and the branch pipe from the main pipe. All above can be used for system design, stress calculation of pipe, and optimizing piping layout, which has great significance for improving the security of main steam system and nuclear power plants.

Key words: main steam system; valve closing time; steam hammer pressure; steam hammer load; PIPENET

压水堆核电站主蒸汽系统由三根主蒸汽管道组成, 在向汽轮机高速输送蒸汽时, 如果出现蒸汽压力低等自动信号或手动信号时, 会自动快关主蒸汽隔离阀, 这种阀门的快关动作会导致汽锤现象发生。即隔离阀前后管道内流体介质流动状态突然改变, 在流体中的以声速沿管道轴向传播形成压力波, 压力波在传播过程中, 由于管系中的压力不平衡将导致管道轴向产生冲击载荷, 该载荷瞬时值会很大, 有可能造成管道和设备受到严重破坏^[1], 因此在主蒸汽管道设计和应力分析时, 有必要考虑汽锤力的影响。

该核电堆型主蒸汽系统与以往二代核电堆型主蒸汽系统相比, 主蒸汽管道上增加了支管, 并且大气排放管线尺寸也发生变化。这些变化对该核电堆型主蒸汽系统造成的影响有多大, 有必要进行计算和对比分析。

本论文以某核电堆型蒸汽发生器出口到主蒸汽母管之间的核岛主蒸汽系统为研究对象, 利用 PIPENET 软件进行建模, 进行汽锤力的计算分析工作。该项工作可以作为系统设计和管道力学应力计算的输入, 进而可用于优化主蒸汽管道的布置, 对提高主蒸汽系统以及核电厂的可靠性和安全性具有重要的指导意义。

收稿日期: 2015-11-05

作者简介: 赵嘉明(1982), 女, 内蒙古赤峰人, 工程师, 硕士, 主要从事核电厂工艺系统设计研究工作(e-mail) zhaojm@cnpe. cc.

1 利用 PIPENET 软件建模

PIPENET 软件是目前先进可靠的管网流体计算

与分析软件, 已经较广泛应用于核电、火电管道水锤力、汽锤力计算^[2]。本文基于某核电堆型主蒸汽系统布置图和设备参数, 采用 PIPENET 软件对主蒸汽系统进行建模, 如图 1 所示。

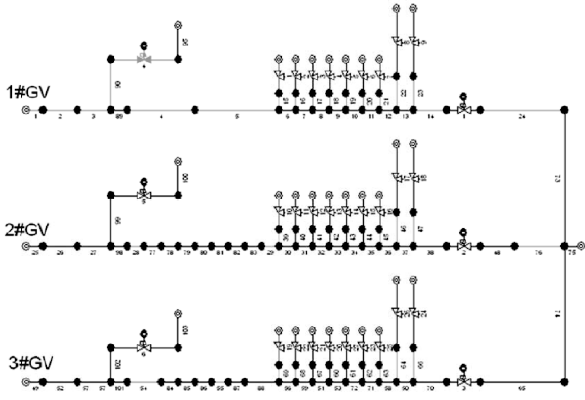


图 1 某核电堆型 - 主蒸汽系统管网模型

Fig. 1 Certain Nuclear Power Type-Main Steam System Piping Model

2 计算输入

主蒸汽系统中的主要设备包括: 两组安全阀(1#安全阀和 2#安全阀)、两组大气排放阀(1#大气排放阀和 2#大气排放阀)及主蒸汽隔离阀。系统模型中元件的基本参数列于表 1^[3]。

表 1 模型参数
Table 1 Model Parameter

设备	参量	数值	单位
1#安全阀 MSSV	整定值	8.5	MPa
	流量系数	320	US. gal/min. psi
	阀门开启模式	快开	/
2#安全阀 MSSV	整定值	8.7	MPa
	流量系数	320	US. gal/min. psi
	阀门开启模式	快开	/
1#大气排放阀 2#大气排放阀 ADV	整定值	7.85	MPa
	流量系数	310	US. gal/min. psi
	阀门开启模式	线性开启	/
主蒸汽隔离阀 MSIV	流量系数	19 440	US. gal/min. psi
	阀门开启模式	线性开启	/
	阀门关闭时间	0.5 开启 3 关闭	s

选取主蒸汽系统满功率运行工况进行计算, 模型中主蒸汽流量为 567.1 kg/s; 模型的出口为主蒸汽母管, 其运行压力为 6.8 MPa; 主蒸汽安全阀出口压力为 0.1 MPa; 大气排放阀出口压力为 2.5

MPa。此外, 模型的计算时间步长设置为 0.03 s, 总计算时间设置为 0~7 s。

3 计算结果

本文以 1 号蒸汽发生器(1#GV)为例给出不同管道的最大汽锤载荷及对应的时间, 计算结果如下表 2 所示。

表 2 最大汽锤载荷
Table 2 Most Steam Hammer Load

管号	最大载荷/ N	出现时间/ s	管号	最大载荷/ N	出现时间/ s
1	0.5	2.98	9	1 595	2.76
2	-9 459	2.98	10	1 595	2.76
3	-19 095	2.99	11	1 595	2.76
4	-9 308	2.99	12	3 191	3
5	-15 273	2.99	13	3 225	3
6	-1 242	3.01	14	3 623	3
7	1 595	2.76	68	0.42	3.29
8	1 595	2.76	24	32 215	3

表中“-”表示与介质流向相反的载荷力。从上表中可以看出, 最大载荷力出现在 24#管道上, 即主蒸汽隔离阀后的管道。此外, 在蒸汽发生器出口弯头较多、标高变化较大的几根管道 2/3/4/5 上的汽锤载荷力也较大。而主蒸汽隔离阀前的汽锤载荷相对不是很大, 主要是因为阀前设置了卸压装置, 即大气排放阀和主蒸汽安全阀动作导致载荷力下降。

下面给出 1#GV 对应主蒸汽隔离阀前 3#管道, 隔离阀后 24#管道的汽锤压力和载荷的计算结果, 并且对主蒸汽安全阀和大气排放阀的排量进行计算分析。

3.1 主蒸汽隔离阀前汽锤压力和载荷特性

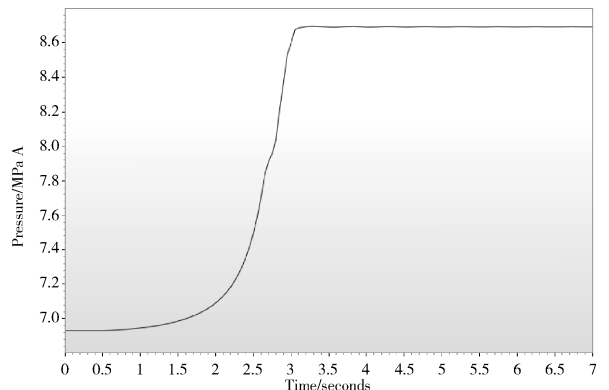


图 2 主蒸汽隔离阀前汽锤压力

Fig. 2 Steam Hammer Pressure Before Main Steam Isolation Valve

由图 2 可知主蒸汽隔离阀的快速关闭会导致阀门上游管道的压力突然升高接近 8.7 MPa。由图 3 可知，主蒸汽隔离阀上游管道汽锤载荷随时间的变化。无论是最大汽锤压力还是载荷都出现在阀门关闭瞬间 3 s 左右，之后逐渐变小趋于稳定。

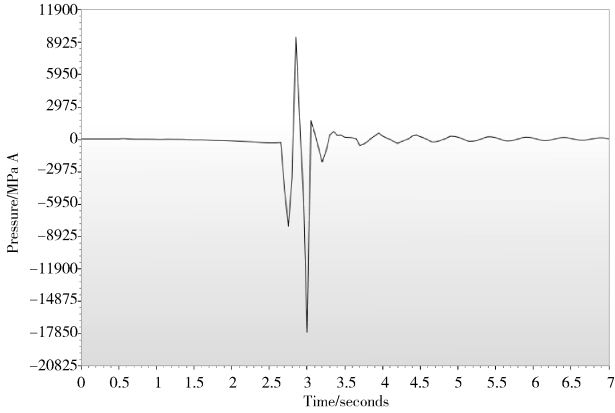


图 3 主蒸汽隔离阀前汽锤载荷

Fig. 3 Steam Hammer Load Before Main Steam Isolation Valve

3.2 主蒸汽隔离阀后流体压力、汽锤载荷特性

主蒸汽隔离阀关闭后，下游管道产生的汽锤压力和载荷见图 4 ~ 图 7。由于阀后汽锤压力和载荷波动时间较长，0 ~ 7 s 的计算结果不能很直观看出长期的变化情况，故计算了 0 ~ 100 s 的计算结果。

由图 4 ~ 图 5 可以看出，主蒸汽隔离阀的快速关闭会导致阀门下游管道的压力在 6.2 ~ 7.3 MPa 之间波动，并且随着时间的延长，压力波动幅度逐渐变小趋于稳定。

由图 6 ~ 图 7 可以看出，主蒸汽隔离阀后管道上汽锤载荷随时间的变化规律。最大载荷力出现在阀门关闭瞬间 3 s 左右，之后逐渐变小并趋于稳定。

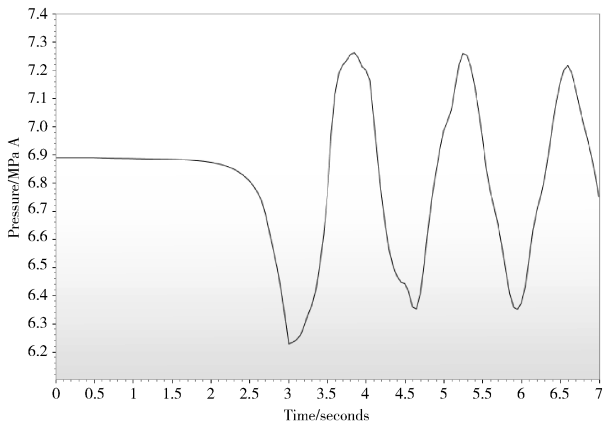


图 4 主蒸汽隔离阀后汽锤压力(0 ~ 7 s)

Fig. 4 Steam Hammer Pressure After Main Steam Isolation Valve(0 ~ 7 s)

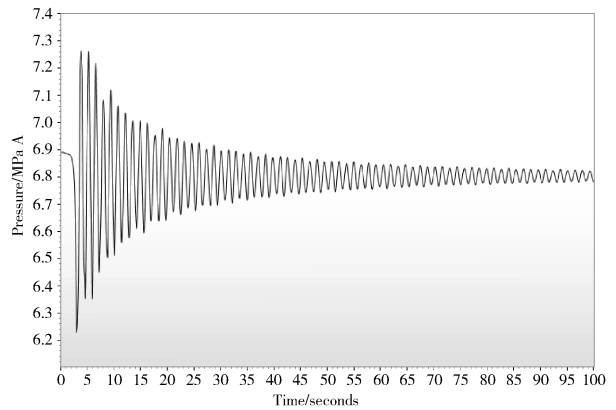


图 5 主蒸汽隔离阀后汽锤压力波动(0 ~ 100 s)

Fig. 5 Steam Hammer Pressure After Main Steam Isolation Valve (0 ~ 100 s)

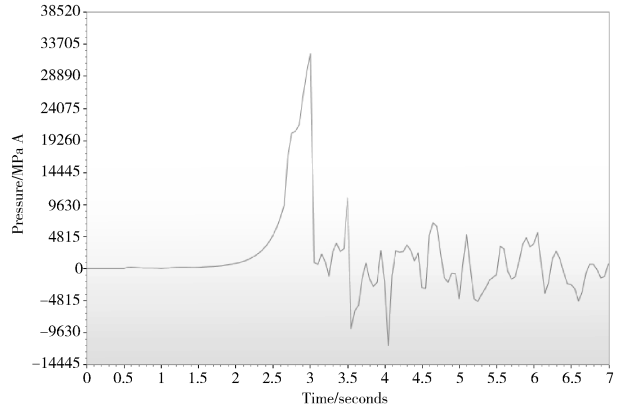


图 6 0 ~ 7 s 主蒸汽隔离阀后汽锤载荷波动

Fig. 6 Steam Hammer Load After Main Steam Isolation Valve(0 ~ 7 s)

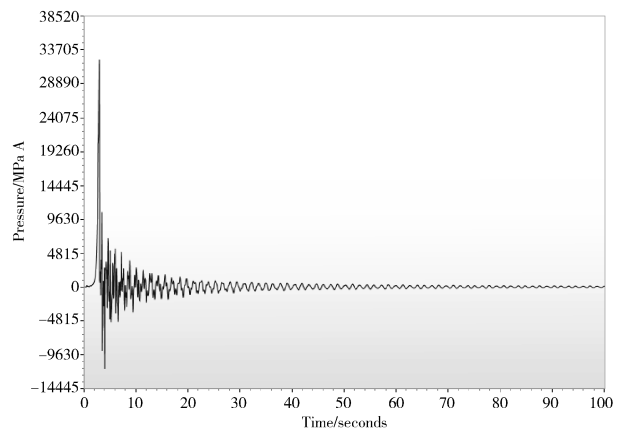


图 7 主蒸汽隔离阀后汽锤载荷波动(0 ~ 100 s)

Fig. 7 Steam Hammer Load After Main Steam Isolation Valve (0 ~ 100 s)

可见，主蒸汽隔离阀后管道相对隔离阀前管道，其汽锤压力和载荷的波动时间较长，其汽锤载荷比较大，但是汽锤压力较小。

3.3 卸压装置流量特性

根据汽锤产生的原理, 通常在阀门关闭瞬间, 其入口和出口管道是汽锤压力和载荷最大的部位, 而某核电堆型主蒸汽隔离阀入口管道的汽锤力相对并不大, 主要是因为其入口设置了泄压装置, 即7台安全阀和2台大气排放阀。在主蒸汽隔离阀关闭瞬间, 当蒸汽压力达到7.85 MPa、8.5 MPa和8.7 MPa时, 大气排放阀和主蒸汽安全阀会相应打开, 将蒸汽排向大气, 降低管道内的压力, 上述9台阀门的排量随时间的变化关系见图8。

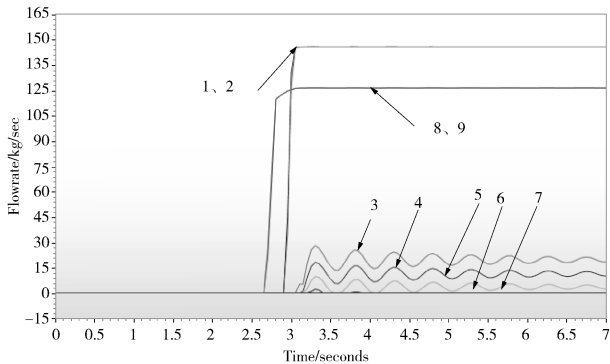


图8 大气排放阀以及主蒸汽安全阀排量随时间变化

Fig. 8 Discharge V Time of MSSV and ADV

上图中曲线1~曲线7代表主蒸汽安全阀, 曲线8~曲线9代表大气排放阀。其中2台整定值为7.85 MPa的大气排放阀优先开启, 并且排量基本一致。之后2台整定值为8.5 MPa的安全阀开启, 并且排量基本一致。其他5台整定值为8.7 MPa的安全阀均为不同程度的微开。排量小的阀门均是离主蒸汽隔离阀相对远的阀门。

3.4 相对二代核电堆型的变化

某核电堆型主蒸汽系统相对于二代堆型主蒸汽系统, 一方面是增加了与二次侧非能动余热排出系统(简称PS)的接管。另一方面在每条主蒸汽管线上增加一组大气排放管线, 并将排放管线管径增大。

在设计输入不变的情况下, 对二代堆型主蒸汽系统汽锤力进行计算, 曲线的变化趋势与某核电堆型基本一致。下表3给出以上变化对汽锤载荷的具体影响, 仅列出3#和24#管道作为计算示例。

可见, 在二代堆型基础上无论是增加PS管线还是增加一组大气排放阀并增大管径, 汽锤载荷均成下降趋势。其中, 增加PS管线对汽锤载荷影响很小不到1%, 增加一组大气排放阀并增大管径对

汽锤载荷影响较大在4%左右。如果两者同时增加, 即某核电堆型堆型主蒸汽系统, 3#管道汽锤载荷下降了0.7%, 4#管道汽锤载荷下降了3.7%。

表3 1#GV的3#和24#管道汽锤载荷影响

Table 3 Impact of 3# and 24# Pipes of 1#GV Load

	二代堆型	仅增加PS管线	仅增加一组大气排放阀并增大管径	某核电堆型
3#管道汽锤载荷/N	19 232	19 099	18 420	19 095
汽锤载荷变化百分比/%	-	-0.69	-4.22	-0.71
24#管道汽锤载荷/N	33 469	33 293	32 298	32 215
汽锤载荷变化百分比/%	-	-0.53	-3.50	-3.75

4 结论

在主蒸汽隔离阀快速关闭时会产生汽锤, 而汽锤力是短时间内持续的压力波动和冲击载荷, 这种波动和冲击有可能对管道和设备造成严重损坏, 影响系统和电站的安全运行, 因此对主蒸汽管道进行汽锤计算分析是非常有必要的。

本文结合目前某核电堆型主蒸汽管道的布置, 利用PIPENET软件对主蒸汽管道进行了建模和计算, 给出了1#GV不同管道对应的最大汽锤载荷, 其中主蒸汽隔离阀前3#管道以及主蒸汽隔离阀后24#管道中的汽锤载荷最大, 并且3#管道的载荷比24#管道的载荷小, 主要是因为主蒸汽隔离阀前设置了卸压装置。此外, 3#管道的汽锤压力峰值大于24#管道的压力峰值; 无论是压力峰值还是载荷峰值均出现在阀门接近关闭的瞬间。隔离阀前管道的汽锤压力峰值略超过设计压力, 因此在力学应力分析中要着重考虑这些部位的汽锤载荷影响, 必要时调整管道的设计和布置情况。

此外, 相对二代堆型主蒸汽系统的几个变化, 无论增加PRS管道, 还是增加了一组大气排放阀并将管径增大均使得3#管道和24#管道的汽锤载荷下降。如果上述两种变化同时增加, 即某核电堆型的设计, 其中3#管道汽锤载荷下降0.7%, 4#管道汽锤载荷下降3.7%。

以上汽锤载荷计算结果可作为系统设计和力学应力计算分析的输入, 也可用于指导管道的布置, 对提高系统和电厂的安全运行具有重要的意义。

(下转第87页 Continued on Page 87)

- [12] 陈希飞,邢辉,郭世鑫,等. 铁氧体法处理核电厂含 Co^{2+} 离子放射性废水的模拟实验 [J]. 净水技术, 2013, 32(2): 43-47.
CHEN Xifei, XING Hui, GUO Shixin, et al. Simulated Tests of Treatment for Radioactive Wastewater Containing Co^{2+} Ion in Nuclear Power Plant by Means of Ferrite Process [J]. Water Purification Technology, 2013, 32(2): 43-47.
- [13] 李雯玺,邵嘉慧,蒯琳萍,等. 聚乙烯亚胺辅助超滤法处理含铯含钴废水 [J]. 净水技术, 2011, 30(4): 31-34.
LI Wenxin, SHAO Jiahui, KUAI Linping, et al. Removal of Strontium and Cobalt from Industrial Wastewater by Polyethyleneimine Enhanced Ultrafiltration Process [J]. Water Purification Technology, 2011, 30(4): 31-34.
- [14] 麻思明,共沉淀—微滤组合工艺处理钴、铯混合废水 [D]. 天津:天津大学,2013.
- [15] 卿云花,康斌,戴耀东,等. 铁氰化镍对铯离子的吸附机理研究 [J]. 原子能科学技术, 2014, 48(10): 1751-1756.
QING Yunhua, KANG Bin, DAI Yaodong, et al. Adsorption Mechanism Analysis of Cesium Ions in Nickel Hexacyanoferrate [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2014, 48(10): 1751-1756.
- [16] ZHANG Hengxuan, ZHAO Xuan, WEI Jiyong, et al. Removal of Cesium From Low-level Radioactive Wastewaters Using Magnetic Potassium Titanium Hexacyanoferrate [J]. Chemical Engineering Journal, 2015, 275(1): 262 - 270.
- [17] CHITRA S, VISWANATHAN S, RAO S, et al. Uptake of Cesium and Strontium by Crystalline Silicotitanates from Radioactive Wastes [J]. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2011, 287(3): 955-960.
- [18] TAN Zhaoyi, HUANG Zhaoya, ZHANG Dong, et al. Structural Characterization of Ammonium Molybdophosphate with Different Amount of Cesium Adsorption [J]. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2014, 299(3): 1165-1169.
- [19] 张文锋,李俊峰,王建龙. 乳化剂对水泥固化放射性废有机溶剂的影响 [J]. 清华大学学报:自然科学版, 2015, 55(6): 666-671.
ZHANG Wenfeng, LI Junfeng, WANG Jianlong. Effect of Emulsifiers on The Cementation of Spent Radioactive Organic Solvents [J]. Journal of Tsinghua University: Science & Technology, 2015, 55(6): 666-671.
- [20] DING Dahu, ZHAO Yingxin, YANG Shengjiong, et al. Adsorption of Cesium from Aqueous Solution Using Agricultural Residue-walnut Shell: Equilibrium, Kinetic and Thermodynamic Modeling Studies [J]. Water Research, 2013, 47(7): 2563-2571.

(责任编辑 郑文棠)

(上接第 65 页 Continued from Page 65)

参考文献:

- [1] 何文洁,裴育峰,郭晓克,等. 蒸汽管道汽锤分析研究 [J]. 吉林电力, 2014, 42(3): 5-8.
HE Wenjie, PEI Yufeng, GUO Xiaoke, et al. Evaluating and Analysis of Steam Hammer Loads in Steam Piping Systems [J]. Jilin Electric Power, 2014, 42(3): 5-8.
- [2] 郑军. 高温高压蒸汽管道动态分析 [J]. 科技信息, 2009, 35: 793.
ZHENG Jun. High Temperature and High Pressure Steam Piping Dynamic Analysis [J]. Science & Technology Information, 2009(35): 793.
- [3] 于沛,李嫦月. 压水堆核电厂主蒸汽管道汽锤计算分析 [J]. 核动力工程, 2014, 35(增刊1): 125-126.
YU Pei, LI Changyue. Steam Hammer Calculation and Analysis in Main Steam System of PWR Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Power Engineering, 2014, 35(S1): 125-126.

(责任编辑 高春萌)

(上接第 69 页 Continued from Page 69)

参考文献:

- [1] 孙汉虹,程平东. 第三代核电技术 AP1000 [M]. 北京:中国电力出版社, 2010: 263-273.
- [2] CHENG X, ERBACHER F J. Passive Containment Cooling by Natural air Convection and Thermal Radiation After Severe Accidents [J]. Nuclear Engineering and Design, 2000(202): 219-229.
- [3] CHANG S H. Conceptual Design and Safety Analysis of Advanced Reactors [R]. Report No. CARR/SDSA-9601, Center for Advanced Reactor Research, KAIST, Korea, 1996.
- [4] IVO Kljenak. Modeling of Containment Atmosphere Mixing and Stratification Experiment Using a CFD Approach [J]. Nuclear Engineering and Design, 2006(236): 1682-1692.
- [5] MARCUS Lejon. Wall Condensation Modelling in Convective Flow [D]. Stockholm: KTH Royal Institute of Technology, 2013.
- [6] LADISLAV Vyskoil. CFD Simulation of Air-steam Flow with Condensation [J]. Nuclear Engineering and Design, 2014(279): 147-157.
- [7] ZSCHAECK G. CFD Modeling and Validation of Wall Condensation in the Presence of Non-condensable Gases [J]. Nuclear Engineering and Design, 2014(279): 137-146.

(责任编辑 高春萌)