

辅助给水系统配置改进的概率安全评价

邵 舸¹, 佟立丽¹, 曹学武¹, 薛峻峰², 吴其方², 王 勇², 严颖第²

1. 上海交通大学机械与动力工程学院, 上海 200240
2. 中核集团福建福清核电有限公司, 福建福清 350318

摘要 辅助给水系统的重要作用是带出反应堆冷却剂系统余热, 在三里岛事故后对辅助给水系统的改进及其对核电厂事故的缓解作用受到了关注。为了提高核电厂的整体安全和系统可靠性, 福清核电一期工程对核电厂专设安全设施辅助给水系统 (ASG) 进行设计改进。本文采用概率安全分析的方法构建了系统改进前/后 ASG 系统的故障树模型, 对系统可靠性进行分析, 采用 β 因子模型法对部件共因失效进行定量分析, 并对故障树的割集进行计算, 表明改进后 ASGP0200 和 ASGP0300 两个关键顶事件发生概率都显著减小, 汽动泵列的最小割集发生概率占顶事件发生概率也显著降低。同时, 针对与 ASG 系统相关始发事件建立事件树模型, 考虑核电厂功率运行工况, ASG 系统改进前/后对核电厂堆芯损伤频率 (CDF) 的贡献以及始发事件组对 CDF 的贡献百分比进行了计算, 结果表明, ASG 系统改进后, 降低了核电厂的 CDF, 使核电厂安全获得改善。

关键词 核电厂安全评价; 辅助给水系统改进; 故障树分析; 事件树模型

中图分类号 TL364.4

文献标识码 A

doi 10.3981/j.issn.1000-7857.2012.h1.002

Probability Safety Analysis of Improvement Design of ASG System

SHAO Ge¹, TONG Lili¹, CAO Xuewu¹, XUE Junfeng², WU Qifang², WANG Yong², YAN Yingdi²

1. School of Mechanical Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China
2. CNNC Fujian Fuqing Nuclear Power Co Ltd, Fuqing 350318, Fujian Province, China

Abstract The principal role of the Auxiliary Feedwater System (ASG) is to support the removal of stored and decayed heat from the Reactor Coolant System (RCS). After the Three Mile Island (TMI) accident, the ASG modification for the mitigation of the accidents of the nuclear power plants (NPPs) becomes a research issue. In order to improve the overall safety of nuclear power plants (NPP) and the system reliability, the ASG is renovated with the improved safety facility (ESF) for the Fuqing NPP. A fault tree (FT) model of the ASG before/after the improvement is built by the Probabilistic Safety Analysis (PSA) to analyze the system reliability. The β factor model is used to quantitatively analyze the failures of the components and the minimal cutsets of the FT are calculated. The results show that the probability of the ASGP0200 and the ASGP0300 as the top key event is significantly reduced; and the percentage of the turbine driven pump minimal cutset probability in the top key event probability is also significantly reduced. The initial event tree (ET) model related to the ASG before/after the improvement is built to analyze the contribution of the improvement on the CDF under the power operation condition. The percentage of the initial event contribution on the CDF before/after the ASG improvement is also investigated. The results show that because of the ASG design improvements, the CDF of the NPP is decreased, which means that the safety of the NPP is improved.

Keywords safety assessment of NPP; ASG design improvement; fault tree analysis; event tree model

0 引言

在事故工况下, 辅助给水系统 (ASG) 作为主给水系统的备用, 向蒸汽发生器二次侧供应给水导出堆芯热量, 是核电厂十分重要的安全系统。ASG 系统可靠性改进是保障核电厂

安全的重要手段, 一般通过考虑动力源、水源、启动信号源和关键设备的多样性和冗余性^[1], 或通过降低 ASG 水箱水温等措施提高 ASG 系统的可靠性。三里岛事故后的调查研究着重指出 ASG 对核电厂安全起着重要作用, 美国核管理委员

收稿日期: 2012-07-19; 修回日期: 2012-08-26

作者简介: 邵舸, 博士研究生, 研究方向为核电厂安全分析, 电子信箱: sealmodel@sjtu.edu.cn; 佟立丽 (通信作者), 高级工程师, 研究方向为核反应堆严重事故, 电子信箱: lltong@sjtu.edu.cn

会(NRC)要求核电厂设计单位和运营单位对 ASG 的可靠性进行评估^[9]。在 1998 年,NRC 发布的一系列管理导则(RG1.174—RG1.178)^[3-7]和标准审查大纲(SRP)中,增加了在对许可证申领基准的改进时需进行工程评价和风险评价的要求。

美国 Yankee 核电厂应用概率安全分析(PSA)减免一些不必要的安全壳管理需求,同时还发现柴油发电机冷却水阀的供电母线有重要的设计缺陷^[8];韩国原子能研究所针对 KX 核电厂对重要厂用水系统泵的共因失效进行了研究^[9];大亚湾核电厂新增第 5 台应急柴油机和确定该柴油机接入时间也应用了 PSA 分析方法^[10],田湾核电厂应用 PSA 研究安全壳喷淋系统功能失效对核电厂堆芯损伤频率(CDF)的贡献^[11]。

为了满足核电厂安全要求,福清核电一期工程对 ASG 系统配置进行了改进。本文采用 PSA 分析的方法,对 ASG 系统配置改进对核电厂堆芯损伤频率的贡献进行了分析,定量评估系统改进后的效益。

1 ASG 系统设计改进概述

ASG 系统改进后简化流程图如图 1 所示,系统改进后新增一列冗余汽动泵,新增设备、部件包括汽动泵 004PO,汽动泵 004PO 相应管线,汽动泵 004PO 回路上的手动阀 229VD、221VD 和 243VD、止回阀 220VD、253VD,蒸汽供应回路中的隔离阀 237VV、238VV、截止阀 235VV、调节阀 236VV、汽轮机 002TC 及相关管线。

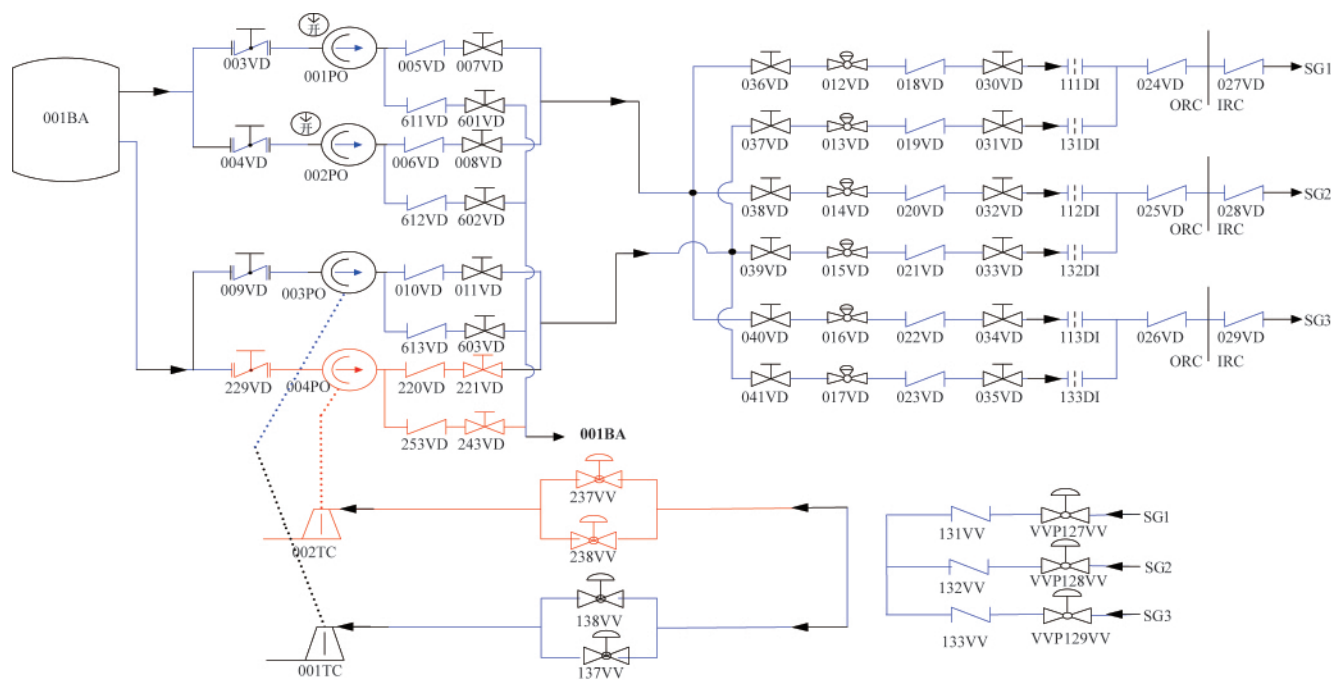


图 1 辅助给水系统改进后的简化流程
Fig. 1 Simplified flow chart of ASG

2 ASG 系统可靠性分析

采用故障树分析方法,针对核电厂功率运行工况构建 ASG 系统改进前后的故障树模型,通过故障树模型分析获得各项事件的发生频率和系统改进前后的关键顶事件,对系统改进前后的影响进行分析,从而得出 ASG 系统改进前后的可靠性影响。分析时,对具有相同功能的部件还考虑了共因失效(Common Cause Failure)^[12-13]的形式,部件共因失效定量分析主要方法^[14]有: β 因子模型法,MGL(多希腊字母)模型法,两项式故障率模型法。本文采用 β 因子模型法,参数 β 定义为一个单元的相依故障的失效率 λ_c 与总失效率 λ 之比,即

$$\beta = \lambda_c / \lambda \quad (1)$$

式中, $\lambda = \lambda_1 + \lambda_c$, λ_1 为独立故障的失效率。

参数 β 的最大似然估计为

$$\beta = n_c / n \quad (2)$$

式中, $n = (n_1 + n_c)$ 即为部件总的故障次数, n_1 为部件独立故障次数, n_c 为部件的相依故障次数。一般 β 为 0.1 数量级或更小,对处在不同环境下的不同部件, β 参数值变化甚小,类似部件的 β 值可以相互借用,而不会给结果造成大的影响,这样就可以引用非核工业部门积累的数据分析核系统的相依故障。

2.1 ASG 系统关键顶事件故障树模型构建

由于新增一汽动泵冗余列,与汽动泵列有相关性的事件都需要考虑:汽动泵(004PO 泵)、相应管线和阀门失效等事件、新的共因事件组和增加相应事件的参数模型,如增加汽动泵运行失效共因事件组、泵回路止回阀拒开 4 阶共因事件组和汽动泵 004PO 维修不可用失效事件等;另外,故障树逻辑结构需要改变,如汽动泵供水管线失效,由改进前单一汽

动泵列失效更改为改进后 2 个汽动泵列都失效,需增加一个与门事件,相应的故障树模型如图 2—图 4 所示。通过构建功率运行工况下 ASG 系统失效的所有故障树顶事件分析得到如表 1 所示的关键顶事件。

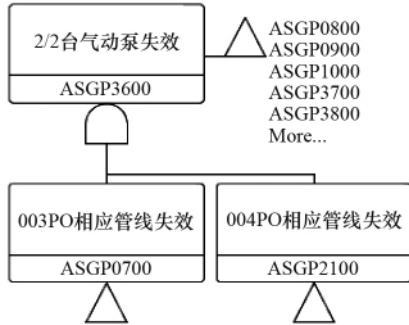


图 2 2/2 汽动泵失效

Fig. 2 2/2 steam pump failure

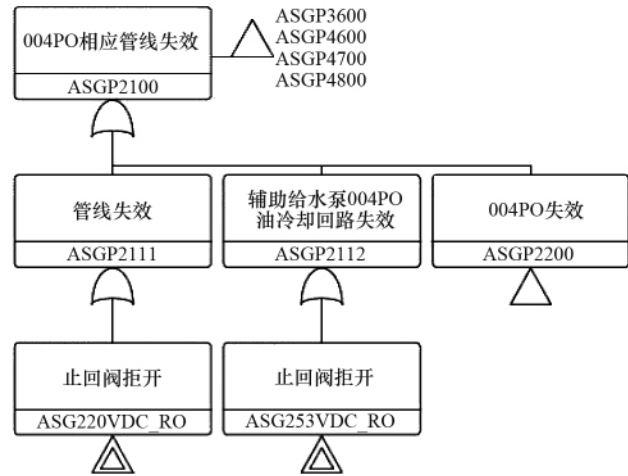


图 3 汽动泵 004PO 相应管线失效

Fig. 3 Failure model of lines correlating to 004PO

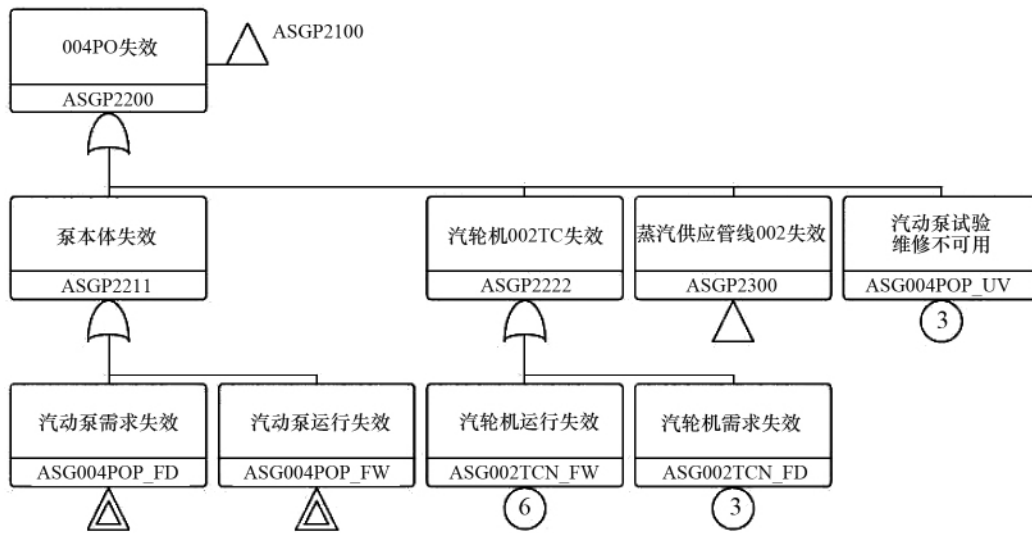


图 4 004PO 失效故障树

Fig. 4 Fault tree model of 004PO

表 1 功率运行工况下改进前/后 ASG 系统的关键顶事件

Table 1 The key top events on POC before /after ASG improvements

| ASG 改进前顶事件定义 | | ASG 改进后顶事件定义 | |
|--------------|--|--------------|--|
| 顶事件编码 | 顶事件说明 | 顶事件编码 | 顶事件说明 |
| ASGQP0200 | 1/2 台 ASG 电动泵列失效, 或相应的 1/1 台 ASG 汽动泵管线失效, 或相应的 3/3 台 SG 供水管线失效, 或相应的 GCT-A 阀排出失效 | ASGP0200 | 3/4 台 ASG 泵列失效, 或相应的 3/3 台 SG 供水失效, 或相应的 GCT-A 阀排出失效 |
| ASGQP0300 | 1/1 台 ASG 汽动泵列失效, 或相应的 3/3 台 SG 供水管线失效, 或相应的 GCT-A 阀排出失效 | ASGP0300 | 2/2 台 ASG 汽动泵列失效, 或相应的 3/3 台 SG 供水失效, 或相应的 GCT-A 阀排出失效 |

2.2 关键顶事件故障树分析结果

增加一冗余汽动泵列后, ASGP0200 和 ASGP0300 两个顶事件发生概率都显著减小, ASGP0200 顶事件的发生概率降

低为改进前的 0.229 倍, ASGP0300 顶事件的发生概率降低为改进前的 0.033 倍。

图 5 和图 6 给出了 ASGQP0200 和 ASGP0200 顶事件的

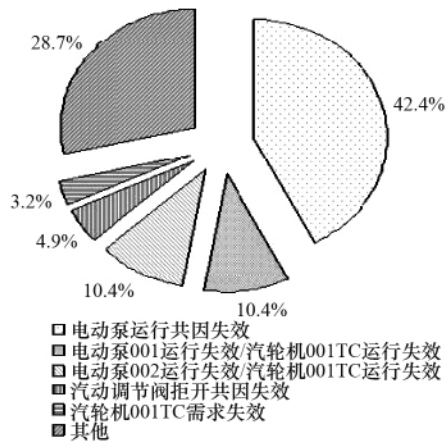


图 5 ASGQP0200 前 5 位最小割集

Fig. 5 First five minimal cutsets of ASGQP0200

前 5 位最小割集, 可知汽动泵列是系统改进前的重要设备, 系统配置改进后降低了由于汽动泵列设备失效导致该顶事件发生的概率。系统配置改进前 ASGQP0200 顶事件的第一位最小割集“电动泵运行共因失效”, 在系统配置改进后只有同时发生“汽轮机 001TC 运行失效”或“汽轮机 002TC 运行失效”才能导致顶事件的发生, 因此降低了电动泵运行失效在该顶事件最小割集的位置。系统配置改进后汽动泵列的最小割集发生概率占顶事件发生概率也显著降低。

图 7 和图 8 给出了 ASGQP0300 和 ASGP0300 顶事件的

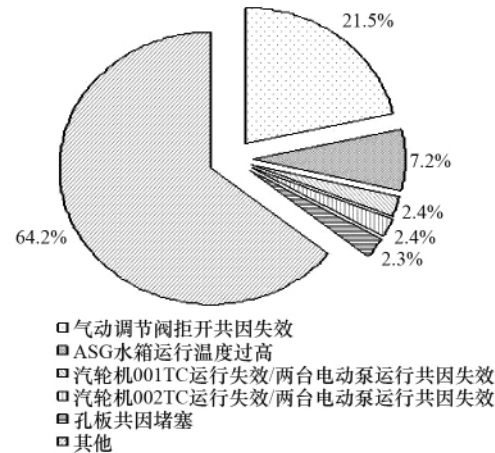


图 6 ASGP0200 前 5 位最小割集

Fig. 6 First five minimal cutsets of ASGP0200

前 5 位最小割集, 可知系统改进前该顶事件最小割集的前 5 位都是与汽动泵相关的事件, 并且失效概率之和为 0.0205, 占该顶事件发生概率的 99.8%, 因此 003PO 汽动泵列是 ASGP0300 顶事件的关键影响设备。对系统配置改进后的 ASGP0300 顶事件割集分析表明, 新增一列汽动泵后, 原汽动泵列失效需要同时发生“汽轮机 002TC 运行失效”或“汽轮机 001TC 运行失效”或“汽动泵 004PO 运行失效”等才会导致该顶事件发生, 因此降低了汽动泵列失效事件在最小割集的位置及概率。

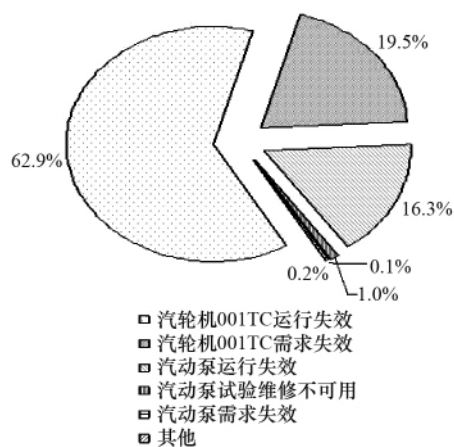


图 7 ASGQP0300 前 5 位最小割集

Fig. 7 First five minimal cutsets of ASGQP0300

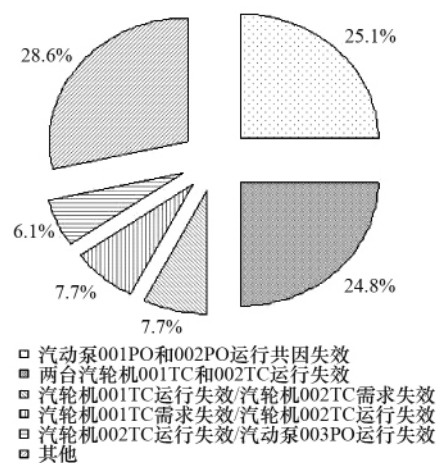


图 8 ASGP0300 前 5 位最小割集

Fig. 8 First five minimal cutsets of ASGP0300

3 ASG 系统的核电厂安全评估

3.1 事件树模型的堆芯损伤频率结果

针对 ASG 系统对与辅助给水系统相关的核电厂 CDF 的影响定量评估系统改进带来的好处, 功率运行工况下的 14 个始发事件需要 ASG 系统投入运行, 作为事件树模型中缓解事故发生的功能事件。图 9 给出了功率运行工况下 ASG 系统

改进前后的 CDF 贡献, 可以看出, ASG 系统失效导致堆芯损伤频率由改进前 6.33×10^{-9} 堆年降低为改进后为 1.11×10^{-9} 堆年, 表明在原 ASG 系统中新增一列汽动泵后提高了 ASG 系统的可靠性, 使得 ASG 系统失效对 CDF 贡献降为原来的 17.5%, 说明 ASG 系统改进后对功率运行工况 CDF 的降低影响较大。

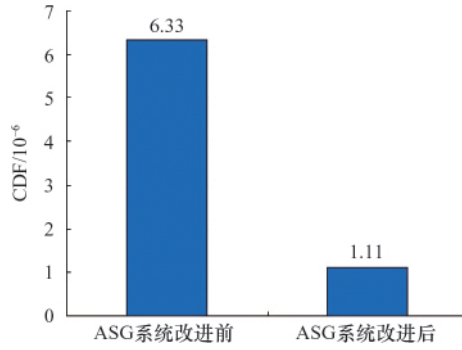


图 9 ASG 系统失效的 CDF

Fig. 9 CDF caused by ASG failure

3.2 ASG 系统改进对始发事件组影响分析

图 10 给出了功率运行工况下, ASG 系统改进前、后各始发事件组(TS:丧失外电源;PT:一回路瞬态;OS:丧失压缩空气;ST:二回路瞬态;OD:丧失直流电源;SW:丧失主给水;OQ:丧失热阱;VL:主蒸汽管道破裂;GR:蒸汽发生器传热管破裂;GC:蒸汽管道破裂叠加蒸汽发生器传热管破裂;BS:小LOCA;WL:给水管道破裂;ATWS:未能停堆预期瞬态;BI:中LOCA)的 CDF 贡献百分比(由 ASG 系统失效导致的 CDF), 可以看出, ASG 系统改进后对丧失外电源的影响最大, ASG 系统改进前丧失外电源事故是导致 CDF 的重要始发事件, 对 CDF 的贡献比例大于 80%, 在 ASG 系统改进后丧失外电源对 CDF 贡献降低为 22%; 其次是未能紧急停堆的预期瞬态始发事件对 CDF 贡献也明显下降。因此 ASG 系统配置改进后减缓始发事件对堆芯损伤影响, 从而提高功率运行工况下辅助给水系统对堆芯安全的贡献。

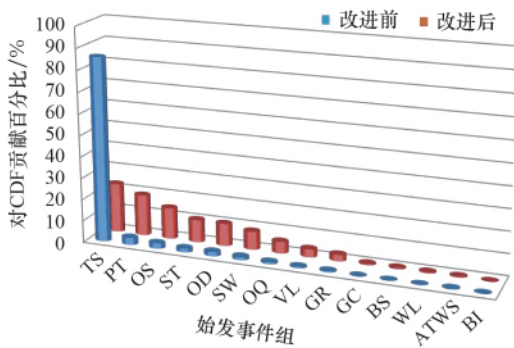


图 10 始发事件组对 CDF 贡献百分比

Fig. 10 Percentage of initial events to CDF contribution

4 结论

核电厂专设安全系统 ASG 系统设计改进, 本文采用概率安全分析方法针对 ASG 系统改进进行评价。构建了 ASG 系统改进前后故障树模型, 进行故障树模型定量分析得出 ASG 系统改进后关键事件。同时, 针对与 ASG 系统相关的事件序列构建简化事件树模型, 通过 CDF 和始发事件组贡献百分比的计算分析, 对 ASG 系统改进前后对核电厂整体安全进行评

价。通过分析确定了功率运行工况的两个关键顶事件, 在 ASG 系统改进后发生概率明显降低, 说明汽动泵列是上述顶事件的重要影响设备, 新增一冗余汽动泵列后, 顶事件发生概率显著减小, 从而提高 ASG 系统运行可靠性。ASG 系统改进后使功率运行工况的堆芯损坏频率降低为改进前的 17.5%; ASG 改进后不同程度地降低各始发事件组的 CDF 贡献比例, 因此, ASG 系统改进后增强核电厂各工况时的事故缓解能力和运行安全性。

参考文献 (References)

- [1] 阙强生, 黄灿华. 核电站辅助给水系统设计 [J]. 核动力工程, 1998, 19(3): 208-213.
Kan Qiangsheng, Huang Canhua. *Nuclear Power Engineering*, 1998, 19(3): 208-213.
- [2] 韩晓峰, 薛大知. 辅助给水系统设计中的可靠性问题 [J]. 核动力工程, 1988, 9(5): 29-35.
Han Xiaofeng, Xue Dazhi. *Nuclear Power Engineering*, 1988, 9(5): 29-35.
- [3] USNRC. An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decision on plant specific changes to the licensing basis [R]. Regulatory Guide 1.174, Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, 1998.
- [4] USNRC. An approach for plant-specific risk-informed decision-making: inservice testing [R]. Regulatory Guide 1.175, Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, 1998.
- [5] USNRC. An approach for plant-specific risk-informed decision-making: graded quality assurance [R]. Regulatory Guide 1.176, Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, 1998.
- [6] USNRC. An approach for plant-specific risk-informed decision-making: technical specifications [R]. Regulatory Guide 1.177, Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, 1998.
- [7] USNRC. An approach for plant-specific risk-informed decision-making for inservice inspection of piping [R]. Regulatory Guide 1.178, Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, 1998.
- [8] Lederman L, Tomic B. Nuclear Power Plant: Using PSA to enhance operational safety [J]. *IAEA Bulletin*, 1989, 31(1): 39-43.
- [9] Kang D I, Hwang M J, Han S H. Estimation of common cause failure parameters for essential service water system pump using the CAFE-PSA [J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2011, 53(1): 24-31.
- [10] 王朝贵, 郭建兵. 大亚湾核电站全厂断电事故及第 5 台应急柴油机的概率安全评价 [J]. 核动力工程, 2004, 25(4): 324-327.
Wang Chaogui, Guo Jianbing. *Nuclear Power Engineering*, 2004, 25(4): 324-327.
- [11] 郑丽馨. 田湾核电站主冷却剂管道小破口失水事故概率安全分析 [D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2007.
Zheng Lixin. Probabilistic safety analysis for small LOCA on primary coolant piping of Tianwan nuclear power plant [D]. Harbin: University of Harbin Engineering, 2007.
- [12] Mosleh A, Rasmuson D M, Marshall F M. Guidelines on modeling common cause failures in probabilistic risk assessment [R]. NUREG/CR-5485, Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, 1998.
- [13] Wierman T E, Rasmuson D M, Mosleh A. Common-cause failure database and analysis system: Event data collection, classification, and coding [R]. NUREG/CR-6268, Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, 2007.
- [14] 周法清. 核电站概率风险评价中相依故障分析方法评述 [J]. 原子能科学与技术, 1990, 24(1): 70-77.
Zhou Faqing. *Atomic Energy Science and Technology*, 1990, 24(1): 70-77.

(责任编辑 吴晓丽)