

福清核电 1、2 号机组增大应急给水箱容积安全分析

佟立丽¹, 邵 舸¹, 顾 健², 薛峻峰², 彭建平², 王志强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, 福州福清 350318

摘要 辅助给水系统(ASG)作为专设安全设施在主给水或启动给水不可用时向蒸汽发生器供水,以导出堆芯余热。为了提高电厂安全性,增加运行灵活性,福清核电 1、2 号机组对应急给水箱的有效容积进行了增加。本文采用机理性安全分析程序,建立核电厂分析模型,在计算过程中采用保守假设条件,选取 II 类工况下正常给水丧失事故,厂外电丧失事故,IV 类工况下主给水管破裂事故 3 条典型事故序列,分析改进后的应急给水箱容量是否满足压水堆核电 J 系统设计和建造规则(RCC-P)中的相关要求。结果表明,正常给水丧失事故所需辅助给水量为 713m³,厂外电丧失事故所需辅助给水量为 723m³,主给水管破裂事故所需辅助给水量为 799m³。改进后的应急给水箱容量满足 II 类,IV 类工况下对辅助给水量的要求,并有一定的冗余,提高了电厂安全性,并为操纵员执行相关事故规程提供了一定的时间窗口。

关键词 应急给水箱容积;II 类工况;IV 类工况

中图分类号 TL364.4

文献标志码 A

doi 10.3981/j.issn.1000-7857.2013.11.006

Safety Analysis on the Volume Increase of Auxiliary Water Tank for Number One and Two Units of Fuqing Nuclear Power Plant

TONG Lili¹, SHAO Ge¹, GU Jian², XUE Junfeng², PENG Jianping², WANG Zhiqiang²

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 When main feed water system or start-up feed water system is unavailable, auxiliary feed water system, as Engineered Safety Facility (ESF), provides water for Steam Generators (SG) to remove the stored and decay heat from the reactor core. In order to improve the safety of Nuclear Power Plants (NPPs) and increase operational flexibility, the water inventory of the auxiliary feed water tank is increased in the number one and two units of Fuqing NPP. The model of the NPP is built based on mechanical safety analytical code, and conservative assumptions are used in the calculation. Three typical accident sequences, such as loss of main feed water, loss of offsite power in category II accident, and main feed water line break in category IV, are selected to analyze whether or not the inventory in auxiliary water tank after improvement satisfies the relevant requirements in RCC-P. The results show that auxiliary water inventory of 713m³ is needed for loss of main feed water accident, auxiliary water inventory of 723m³ is needed for loss of offsite power accident, and auxiliary water inventory of 799m³ is needed for main feed water line break accident. The inventory in auxiliary water tank after improvement satisfies the requirements for category II and IV accidents. The safety of NPP is improved due to the inventory redundancy and a time window is also provided for the operators to perform related accident procedures.

Keywords auxiliary water tank increment; category II accident; category IV accident

0 引言

辅助给水系统(ASG)是一个专设安全系统,其主要功能

为正常给水系统或启动给水系统不可用时,向蒸汽发生器提供给水,以导出堆芯余热、确保反应堆安全。根据压水堆核电

收稿日期:2012-12-24;修回日期:2013-02-01

作者简介:佟立丽,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

厂系统设计和建造规则(RCC-P)对蒸汽发生器辅助给水系统的设计要求:在延长热停堆时,应急水箱中的水装量应足以使反应堆冷却剂系统转换到余热排出系统投入运行的状态。美国 Los Alamos 国家实验室使用 Trac 程序对 Davis Besse 核电厂主给水丧失事故进行计算,表明在主给水丧失后 28min 内启动一次侧充排措施是成功的^[1],对西屋公司四环路压水堆主给水丧失事故下 6 种瞬态进行分析表明,事故后大约有 1h 的时间窗口启动辅助给水^[2],对 TMI 及 Zion 电厂 1 号机组蒸汽发生器 U 型管破口叠加辅助给水控制系统失效事故进行电厂事故响应以及蒸汽管线内热工水力分析^[3]。Lawrence Livermore 国家实验室对给水管道的裂纹及其影响因素进行分析表明,循环载荷可能是导致裂纹的主要因素^[4],对 40 个电厂辅助给水系统进行抗震鉴定表明,3 家电厂辅助给水系统存在缺陷^[5]。Argonne 国家实验室对 Cessar 核电厂给水管道的破裂及蒸汽管道破裂进行了独立分析与 Combustion Engineering (C-E) 分析结果一致^[6],美国核管理委员会国际项目中 使用 RELAP5/mod 2 程序对 Vandelllos II 核电厂发生的主给水泵跳闸瞬态进行了模拟分析,程序模拟结果与电厂真实数据较为一致^[7]。Oak Ridge 国家实验室对辅助给水系统老

化进行了研究,对辅助给水系统在役检查提出了改进意见^[8], Brookhaven 国家实验室对辅助给水系统可靠性进行了研究^[9],意大利比萨大学使用 RELAP5/mod 3 程序对核电厂以及实验装置丧失给水事故进行计算分析,评估程序计算与实验结果的差别^[10]。为了更进一步提高安全性,增加运行的灵活性和缓解事故的后果,福清核电 1、2 号机组对辅助给水系统进行配置改进^[11],并在保持原有应急水箱隔间平面布置尺寸不变的基础上,通过增加厂房高度和水箱高度,增大应急水箱箱的有效容积。

1 核电厂分析模型及事故主要假设

本文采用机理性分析程序建立福清核电厂模型,节点图如图 1 所示。反应堆冷却剂系统主要模拟了压力容器、稳压器、主泵、蒸汽发生器(SG)和一回路冷却剂管道。压力容器是按照各主要流道和容积进行节点划分的。其中,100 节点代表冷却剂进入压力容器上腔室的旁流流道,106 节点代表冷却剂入口处的空间,112 节点代表压力容器的冷却剂下降段,120 节点代表压力容器下封头空间,125 节点代表堆芯下栅格板到堆芯支撑板的空

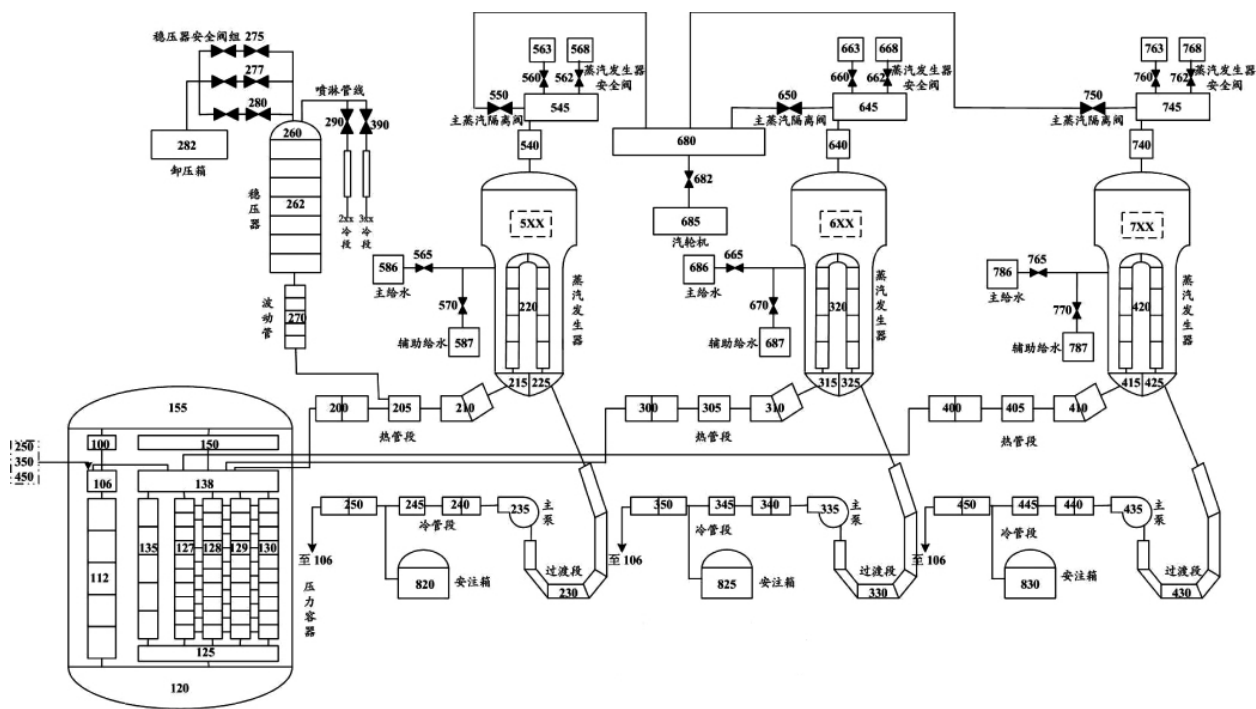


图 1 机理性程序节点示意

Fig. 1 Schema of mechanism code nodes

格板到导向管支撑板的空,155 节点代表压力容器上封头。堆芯按照燃料组件的富集度和功率分布在径向划分为 127、128、129、130 共 4 个环形流道以及 135 节点代表的堆芯旁通流道,在轴向每个流道划分为 10 个节点。二回路系统主要包括主给水系统和主蒸汽系统、辅助给水系统。主给水系统有

主给水调节阀(以三号环路为例为 765)等;主蒸汽系统主要有主蒸汽管道、主蒸汽隔离阀(550、650、750)、主蒸汽安全阀(560、562、660、662、760、762 等)、汽轮机(685)。

在 II 类、IV 类事故工况下需要导出的能量包括:堆芯释热,主泵运行产生的热量,反应堆冷却剂系统金属构件冷却,

反应堆冷却剂系统水和水蒸冷却等。选取正常给水丧失,厂外电丧失事故和主给水管道破裂事故对所需辅助给水量进行分析,计算假设条件如表 1 所示。

表 1 计算假设条件

Table 1 Conditions for calculation assumptions

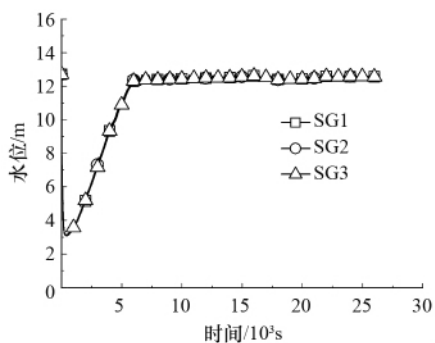
条件	参数值
初始功率(额定功率的百分比)/%	102
反应堆冷却剂初始平均温度/°C	312.2
热停堆工况反应堆冷却剂平均温度/°C	291.4
热停堆工况一回路压力/MPa	15.5
RRA 投入工况反应堆冷却剂热段温度/°C	180.0
RRA 投入工况一回路压力/MPa	3.0
蒸汽发生器二次侧压力(RRA 投入主泵运行)/MPa	0.93
蒸汽发生器二次侧压力(RRA 投入主泵停运)/MPa	0.7
辅助给水温度/°C	50

2 事故序列计算分析

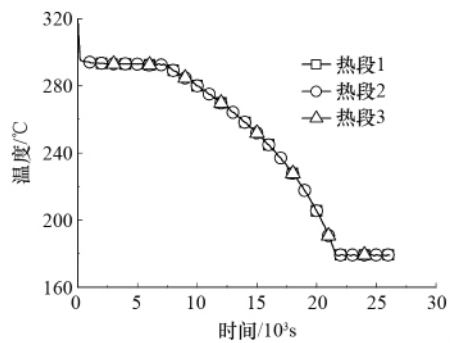
2.1 II 类工况应急给水箱最小容量分析

在 II 类工况时,应急给水箱可用水量应保证:反应堆停堆后至少维持 2h 的热停堆工况;随后向冷停堆过渡,直到反应堆余热排出系统(RRA)运行工况;当厂外电源可用时,冷却过程至多在 4h 内完成,冷却速率为 28°C/h;当厂外电源不可用时,冷却过程约需 8h,冷却速率约为 15°C/h;RRA 系统准备时间为 75min。

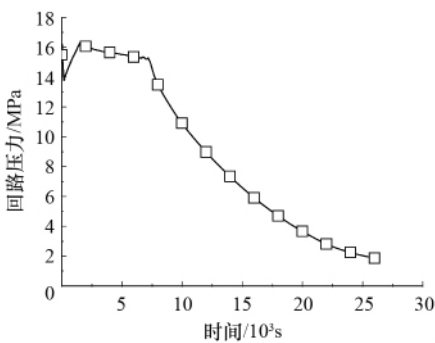
对于正常给水丧失事故,假设 0s 正常给水丧失,蒸汽发生器二次侧水位开始下降,随着辅助给水的启动蒸汽发生器二次侧水位逐渐恢复如图 2(a)。经历 2h 热停堆后向冷停堆过渡直到 RRA 运行工况,热段温度开始下降,如图 2(b),一回路压力开始下降,如图 2(c)。2h 热停堆阶段需要 273m³ 辅助给水量,从热停堆到 RRA 投入阶段的 4h 冷却过程以及 RRA 准备时间内需要 440m³ 辅助给水量,共需 713m³ 辅助给水量,如图 2(d)。



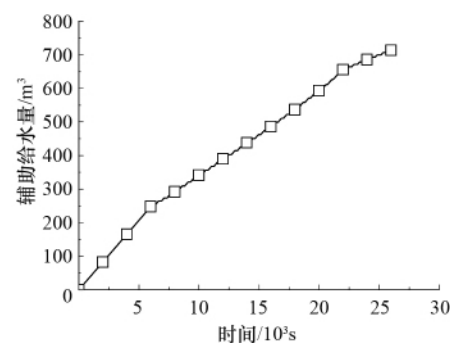
(a) 蒸汽发生器二次侧水位
(a) Water level of SG secondary side



(b) 热段温度
(b) Temperature of hot leg



(c) 一回路压力
(c) Primary loop pressure



(d) 辅助给水量
(d) Inventory of auxiliary feed water

图 2 正常给水丧失事故

Fig. 2 Accident due to main feed water loss

厂外电丧失后主给水泵停转,随着主给水丧失蒸汽发生器二次侧水位下降,直至辅助给水启动蒸汽发生器水位逐渐恢复如图 3(a)。经历 2h 热停堆工况后,在厂外电不可用的情况下经历 8h 冷却到 RRA 运行工况,热段温度逐渐下降如图

3(b),一回路压力逐渐下降如图 3(c)。2h 热停堆阶段需要 210m³ 辅助给水量,从热停堆到 RRA 投入阶段的 8h 冷却过程以及 RRA 准备时间内需要 513m³ 辅助给水量,共需 723m³ 辅助给水量,如图 3(d)。

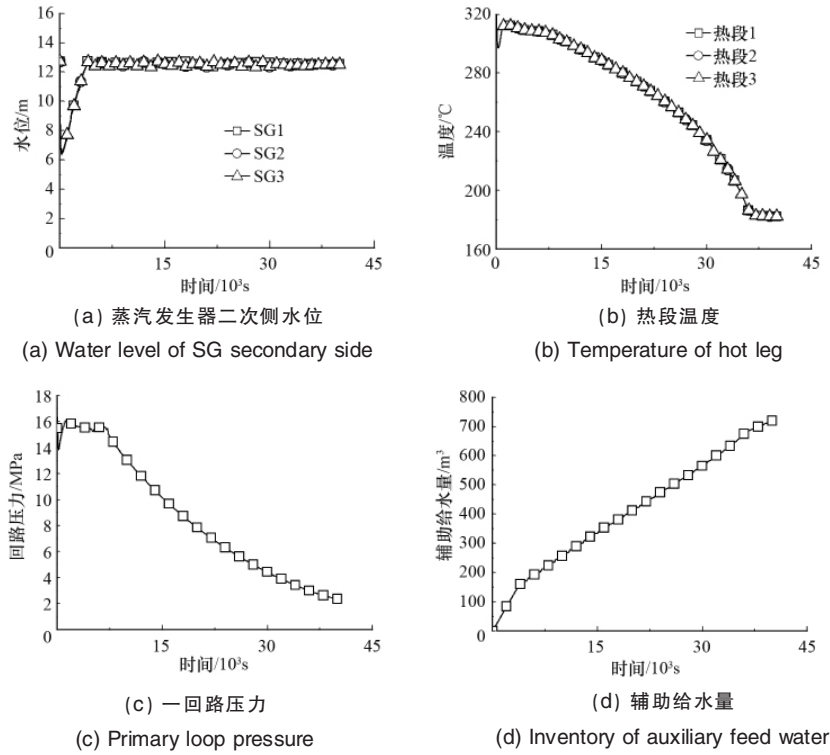


图3 厂外电丧失事故

Fig. 3 Accident due to offsite power loss

2.2 IV类工况应急给水箱最小容量分析

在IV类工况,应急给水箱可用水量必须保证:反应堆维持热停堆状态至少2h;随后向冷停堆过渡,直到RRA运行工况;RRA系统准备时间为5min。选取主给水管破裂事故作

为IV类工况应急给水箱最小容量分析的限制工况。假设0s时2号蒸汽发生器主给水管道发生破裂,主给水经破口全部损失,3台蒸汽发生器同时下降,并很快降到0,如图4(a)所示,失去二次侧热阱时热段温度升高,如图4(b),一回路压力

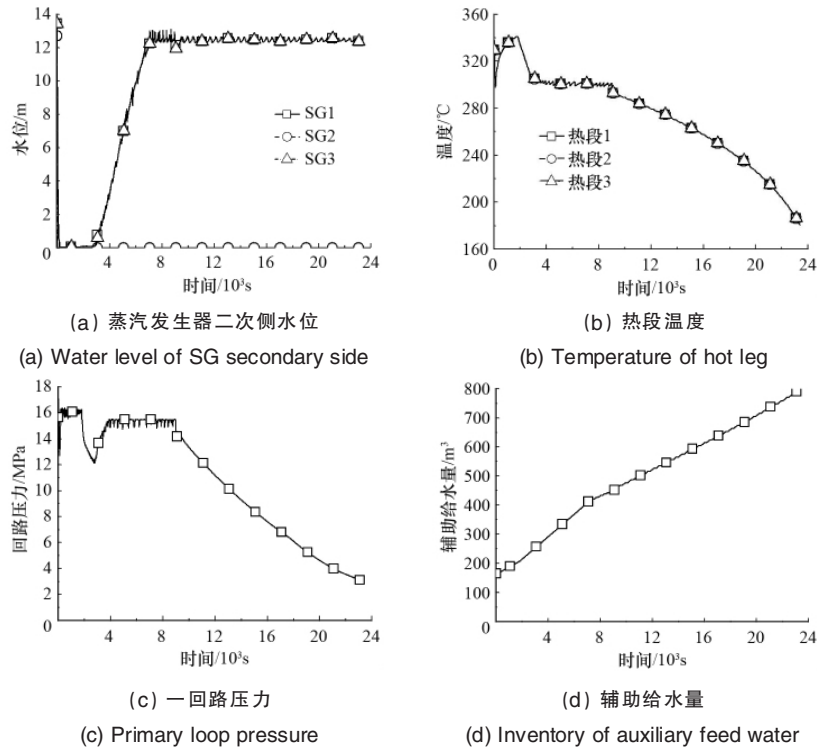


图4 主给水管破裂

Fig. 4 Accident due to main feed water line break

升高并在安全阀整定值附近振荡,如图 4(c)。停堆 30min 后操纵员按照事故处理规程隔离事故 SG,恢复完好的 SG 水位到窄量程并稳定系统压力和温度。随后通过完好的两台 SG 的大气释放阀对一回路进行降温,热段温度开始下降,并通过稳压器喷淋对一回路进行降压直至过渡到 RRA 连接。从事故发生到操纵员关闭通往破口回路的辅助给水流量的 30min,经破口流失的水为 125m³,2h 热停堆阶段需要 324m³ 辅助给水量,从热停堆到 RRA 投入阶段的 4h 冷却过程需要 350m³ 辅助给水量,共需 799m³ 辅助给水量,如图 4(d)。

3 结论

针对福清核电 1、2 号机组增大应急水箱容积设计改进,建立了核电厂关键系统的机理性分析模型。在此基础上选取正常给水丧失,厂外电丧失两类典型的 II 类事故工况以及主给水管道破裂事故典型的 IV 类事故工况分析应急水箱所需的最小容量。分析结果表明,正常给水丧失事故所需辅助给水量为 713m³,厂外电丧失事故所需辅助给水量为 723m³,主给水管道破裂事故所需辅助给水量为 799m³。改进后的应急水箱容积满足 II 类、IV 类工况下对辅助给水量的要求,并有一定的冗余,提高了安全性,并为操纵员在事故情况下执行规程提供了一定的时间窗口。

参考文献 (References)

- [1] Lime J F, Nassersharif B, Boyack B E. Rapid-response analysis of the Davis-Besse loss-of-feedwater event on June 9, 1985[C]. Topical Meeting on Reactor Physics and Safety. Saratoga Springs, New York, USA, September 17-19, 1986.
- [2] Burns R D III. Loss-of-feedwater transients in PWRs [C]. Eighth Water Reactor Safety Research Information Meeting. Washington DC: Nuclear

Regulatory Commission, October 27, 1980.

- [3] Nassersharif B. Analysis of steam-generator tube-rupture events combined with auxiliary-feedwater control-system failure for three mile island-unit 1 and zion-unit 1 pressurized water reactors [C]. Thermal Reactor Safety Meeting, San Diego, CA, USA, February 2-6, 1986.
- [4] Goldberg A, Streit R. Evaluation of cracking in steam generator feedwater piping in pressurized water reactor plants [C]. VII Inter-American Conference on Materials Technology, Mexico city, Mexico, October 19-23, 1981.
- [5] Lu S C, Tsai N C. Seismic qualification of PWR plant auxiliary feedwater systems [R]. NUREG/CR-3271, Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, 1983.
- [6] Peeler G, Kennedy M, Caraher D, et al. Calculation of the limiting CESSAR feedwater line-break and steam line-break transients [C]. Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors Conference, Jackson, WY, USA, September 26, 1983.
- [7] Lopis C, Casals A, Perez J, et al. Assessment of Relap5/mod2 against a main feedwater turbopump trip transient in the vandellos II Nuclear Power Plant [R]. NUREG/IA-0110, Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, 1993.
- [8] Kueck J D. Auxiliary feedwater system aging study [C]. The 20th Water Reactor Safety Information Meeting. Bethesda, Maryland, USA, October 21-23, 1992.
- [9] Youngblood R W, Papazoglou I A. Auxiliary feedwater system reliability studies [C]. American Nuclear Society Winter Meeting. Washington DC, USA, November 14, 1982.
- [10] Auria F D, Debrecin N, Galassi G M, et al. Application of Relap5/mod3 to the evaluation of loss of feedwater in test facilities and in nuclear plants[J]. Nuclear Engineering and Design, 1993, 141(3): 409-428.
- [11] 邵舸, 佟立丽, 曹学武, 等. 辅助给水系统配置改进的概率安全评价[J]. 科技导报, 2012, 30(28-29): 24-28.
Shao Ge, Tong Lili, Cao Xuewu, et al. Science & Technology Review, 2012, 30(28-29): 24-28.

(责任编辑 吴晓丽)



《科技导报》征集“封面文章”

为快速反映我国最新科技研究成果,《科技导报》拟利用刊物最显著位置——封面将最新科研成果第一时间予以突出报道。来稿要求:研究成果具创新性或新颖性;反映该领域我国乃至世界前沿研究水平;可以图片形式予以反映,图片美观、清晰、分辨率超过 300dpi;文章篇幅不限,要说明研究的背景、方法、取得的结果,以及结论。在线投稿:www.kjdb.org。