

# 核电厂厂用水系统概率安全分析方法研究

曾令刚<sup>1</sup>, 李波<sup>1</sup>, 赵军<sup>2,✉</sup>, 王伟<sup>3</sup>

(1. 中国能源建设集团广东省电力设计研究院有限公司, 广州 510663; 2. 清华大学, 北京 100084;  
3. 香港城市大学, 香港 999077)

**摘要:** [目的] 厂用水系统作为核电厂的最终热阱对核电厂的运行及事故缓解具有重要意义。[方法] 采用故障树方法对正常运行工况与停堆工况在寒冷与非寒冷天气条件下的四种情况进行模化, 并分析了厂用水系统作为事故缓解手段的可靠性; 蒙特卡罗方法被用于分析该系统作为始发事件贡献因素的可行性; 同时, 由敏感性分析得到了设备失效率、定期维修周期与年平均不可用时间的关系并就此给出了相关优化建议。[结果] 量化结果给出厂用水系统对于不同任务时间的不可靠度, 其中重点关注的正常运行工况在非寒冷天气下的不可靠度为 $1.47E-01$  (任务时间1年), 事故缓解过程的不可靠度为 $4.10E-04$  (任务时间72 h); 停堆工况非寒冷天气下的不可靠度为 $6.45E-03$  (任务时间96 h)。丧失厂用水作为始发事件的发生频率约 $2.0E-03$ /年, 系统的年平均不可用时间约3.4 h。[结论] 结果表明: 海水预处理系统作为厂用水冷却塔的补水水源, 对厂用水系统不可靠度贡献较大, 并且该系统中贡献最为显著的主给水管道上电动隔离阀的运行失效, 因没有冗余设计而成为单点故障。此外, 相比于降低设备的失效率, 缩短定期维修周期对于降低年平均不可用时间更具有有效性和可操作性。

**关键词:** 厂用水系统; 概率安全分析; 故障树方法; 蒙特卡罗方法

中图分类号: TL4; TL364+.5

文献标志码: A

文章编号: 2095-8676(2020)02-0132-09

开放科学(资源服务)标识码(OSID):



## Study on Probabilistic Safety Analysis for Service Water System of Nuclear Power Plant

ZENG Linggang<sup>1</sup>, LI Bo<sup>1</sup>, ZHAO Jun<sup>2,✉</sup>, WANG Wei<sup>3</sup>

(1. China Energy Engineering Group Guangdong Electric Power Design Institute Co., Ltd., Guangzhou 510663, China;  
2. Tsinghua University, Beijing 100084, China; 3. City University of Hong Kong, Hong Kong 999077, China)

**Abstract:** [Introduction] The service water system as the ultimate heat sink is of great significance for the operation and accident mitigation of nuclear power plants. [Method] In this paper, the fault tree was built to model the full power and shutdown modes of the investigated plant under cold and non-cold weather conditions respectively, and then to assess the reliability of service water system as an accident mitigation measure. The Monte Carlo method was used to analyse the operability of the system as an initiating event. Relationships between equipment failure rate, maintenance cycle and the annual average unavailability were also attained via sensitivity analysis. [Result] Quantitative results show the failure rates of service water system for different mission time, particularly under the conditions of non-cold weather at full power the failure rates are  $1.47E-01$  per year and  $4.10E-04$  per 72 hours (mission time in accident mitigation process), and at shutdown mode the corresponding failure rate is  $6.45E-03$  per 96 hours. The frequency of the loss of service water is about  $2.0E-03$  per year and the annual average unavailability time of the system is about 3.4 hours. [Conclusion] The results suggest that seawater pretreatment system has more significant influence on the unreliability of service water system, of which the operation failure of electric isolation valve at the main pipeline is the dominant contributor due to having no redundant design. In addition, shortening regular maintenance cycle will be a more effective and operable way to reduce the annual average unavailability time compared with reducing the failure rates of components.

收稿日期: 2019-12-13 修回日期: 2020-02-18

基金项目: 中国能建广东院科技项目“核电厂最终热阱技术研究”(EV04111W)

**Key words:** service water system; probabilistic safety analysis; fault tree analysis; monte carlo method

## 0 引言

厂用水系统 (Service Water System, SWS) 作为核电厂将电厂热量载至最终热阱的重要系统, 虽然自身不承担安全相关功能, 但它通过设备冷却水系统为核岛的相关设备提供冷源以实现核电厂在正常运行工况和事故工况下的热量载出功能, 同时还直接为常规岛的重要设备提供冷源, 因此评价 SWS 在各种运行模式及需求条件下的可靠性与安全性对核电厂的运行及事故缓解具有重要意义。

概率安全分析 (Probabilistic Safety Analysis, PSA) 是核电厂进行安全分析的通用方法<sup>[1]</sup>, 它结合可靠性评价技术 (如故障树、事件树方法) 和概率风险评价技术对复杂系统中各种可能发生的事件及其进程进行全面考虑, 并从事件的发生概率与事故后果进行综合分析<sup>[2]</sup>。

本文将以目标核电厂 SWS 为分析对象, 分别从事故缓解支持手段和核电厂始发事件贡献因素两个角度评价厂用水系统的可运行性与可靠性, 并给出定量化评价结果, 具体内容包括: 建立故障树模型, 定量分析系统的薄弱环节并对系统结构的设计方案提供支撑信息; 根据系统正常运行模式和相关的维修试验规则, 采用蒙特卡罗方法进行可靠性建模<sup>[3-7]</sup>, 计算以丧失厂用水作为始发事件的发生频

率, 并识别与分析影响系统可运行性指标的关键因素。

## 1 厂用水系统

### 1.1 功能描述

厂用水系统 (SWS) 为设备冷却水系统 (Component Cooling System, CCS) 的换热器提供冷却水源, 主要支持与 CCS 的纵深防御相关的功能 (如对余热排出系统的换热器的冷却), 以及 CCS 的其他功能 (如对停堆、热备用、启动和正常运行所需的各个设备的冷却), 因而其功能主要通过 CCS 的冷却得以体现。

### 1.2 系统描述

SWS 包括两列部件, 每列各包括一个 100% 补水能力的给水泵、自动反冲洗过滤器、100% 冷却功能的冷却塔单元, 以及相关管道、阀门、控制装置与仪表, 且每列分别向一台 CCS 热交换器提供冷却功能。SWS 在两列厂用水的过滤器上游与 CCS 换热器下游所分别设有交叉连接管道, 使得在只需 1 台 CCS 换热器工作时, 可自由选择厂用水泵和冷却塔单元完成冷却功能。每个冷却塔单元设有一组位于单元顶部的螺旋桨式风扇组。简化流程见图 1。

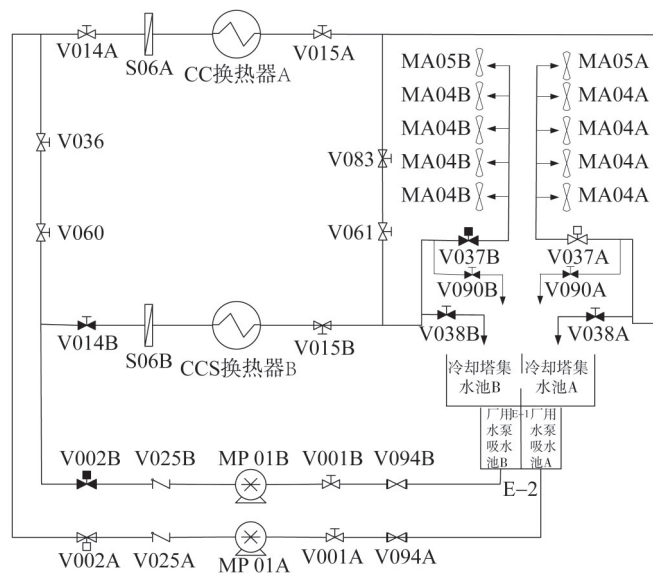


图 1 厂用水系统简化工作流程图  
Fig. 1 Workflow of service water system

SWS 机力冷却塔的补水功能由原生水系统 (Raw Water System) 通过海水预处理系统 (TPS) 来完成, 也即 RWS 实现海水的取排功能, TPS 则对 RWS 供应的海水原水进行处理后向冷却机力塔提供海水清水。SWS 系统机力冷却塔的简化补水工作流程见图 2。

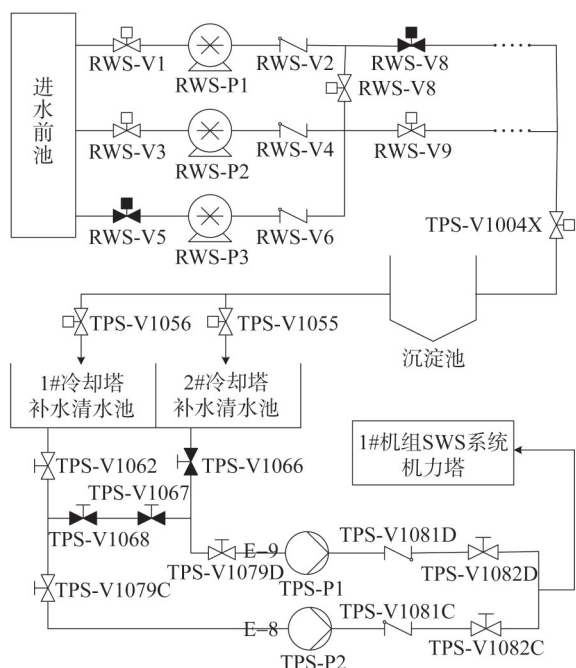


图 2 厂用水系统冷却塔补水工作流程

Fig. 2 Workflow of water supply for the cooling tower of SWS

### 1.3 运行要求

系统正常运行工况下, 若要求 1 台 CCS 换热器工作, 则关闭备用换热器上游的隔离阀 V014A 或 V014B, 并开启旁路阀门, 以维持备用换热器的最小流量。

停堆冷却阶段, 需两列的 SWS 与 CCS 换热器分别独立运行, 此时需关闭隔离阀 V036 或 V060, 以及隔离阀 V083 或 V061。

冷却塔在喷淋头隔离阀前设有旁路管道及隔离阀 V038A 和 V038B, 它开启后可以使系统在冷却塔被隔离的情况下运行。旁路的使用主要是为了防止外界温度过冷导致冷却塔结冰的情况。

寒冷天气下, 需开启旁路阀 V038A/B, 关闭喷淋头电动隔离阀 V037A/B, 以防空冷塔设备结冰; 同时, 必须开启通常情况下不投入运行的空冷塔阀门 V090A/B, 以保证空冷塔的回流管线有小流量回流, 有助于防止位于厂区空地的回流管线被冻结。

不妨假设, 阀门 V090A/B 全年保持开启状态。

### 1.4 监督试验及维修要求

SWS 的定期维修要求主要考虑针对整列的系统预防性维修, 即同时对 A 列的泵、换热器以及冷却塔进行预防性维修。根据目前设计, 系统的预防性维修的周期为 18 个月, 每次预防性维修的时长约为 17 天。

### 1.5 评价指标

本文不考虑系统自身物理参数 (如流量) 的评价, 重点关注与系统可运行性及可靠性相关的内容, 并根据 SWS 非安全相关的设计准则, 确定了如下的 5 个评价指标:

1) SWS 运行可靠性及作为事故缓解措施的可靠性指标

指标 1: 正常运行工况下, 以年 (8 760 h) 为基础评估 SWS 的年度可靠性; 在寒冷天气条件下, 以 2 个月 (1 440 h) 为基础评估其在寒冷季节下的可靠性。

指标 2: 冷停堆阶段, 以 96 h (基于系统运行工况要求) 为基础评估 SWS 在冷停堆开始阶段和冷停堆完成阶段的任务可靠性。

指标 3: 以 72 h (先进堆型 72 h 不干预) 作为任务时间窗口, 评价在可能的事故情况下, SWS 作为支持系统的任务可靠性。

2) SWS 作为始发事件的可运行性指标

指标 4: 正常运行工况下, 以年 (8 760 h) 为基础, 评价以丧失厂用水作为始发事件的年发生频率 (次/年)。

指标 5: 评价 SWS 的年不可用小时数, 是否满足设计准则中规定的 SWS 不用性目标不超过 1.5 h/年。

## 2 数据分析

量化分析所需的数据主要包括设备基础失效数据、维修不可用数据以及共因失效数据。本文参考的通用数据库以中国核电厂设备可靠性数据报告 (2016 版)<sup>[8]</sup> 为主, 辅以美国非能动先进轻水堆用户要求 (URD) 文件中的可靠性数据库、美国商用核电厂设备和始发事件平均性能 (NUREG/CR-6928)。

设备基础失效数据主要参考《中国核电厂设备

可靠性数据报告》(2016版)。对于缺乏个别设备失效模式数据的情况,酌情选择URD文件和NUREG/CR-6928文件中的相关数据加以补充。

试验、维修不可用度数据一般需参考诸如定期实验监督大纲、系统的预防性维修大纲、维修规程/程序等文件。由于本文所考察的核电站没有明确的定期试验监督要求及预防性维修大纲,因此以URD文件和NUREG/CR-6928文件为主要参考。

共因失效在可靠性分析模型中设定的参数同样采用通用数据进行模化。除冷却塔风扇外,本文仅需要考虑两个设备的共因,主要参考URD文件。

### 3 厂用水系统运行及任务可靠性分析

本文从厂用水系统(SWS)自身可靠性的角度出发,采用故障树方法评价其在全年运行及事故工况下作为缓解功能的可靠性指标<sup>[9]</sup>。

#### 3.1 故障树顶事件

根据前面的功能描述及运行要求,本文采用以下不同的配置方式进行包络分析:(1)正常运行工况包括启动、满功率、非满功率(50%、75%)等,需要SWS的1台给水泵、1台空冷塔和1台设冷水换热器工作;(2)停堆阶段包括冷停堆(4~20 h、20 h后)、换料工况等,需要SWS的2台给水泵、2台空冷塔和2台设冷水换热器分为两列独立运行,且工作时间分为停堆起始阶段(停堆后4 h)、停堆结束阶段(停堆后96 h);(3)寒冷天气的运行工况除了要隔离掉两台空冷塔将冷却水直接排入冷却水集水池外,系统的运行配置与前两种情况相同。由此可建立4棵故障树对上述情况进行模化,其对应的顶事件为:

1) 正常运行工况(非寒冷天气)的SWS失效。其成功准则为两列中一列成功运行即可;通过机力冷却塔作为热阱载出系统热量。任务时间为8 760 h。此顶事件还可用于72 h任务时间下事故缓解功能的失效概率评价。

2) 停堆阶段(非寒冷天气)的SWS失效。其成功准则为两列均成功运行;通过机力冷却塔作为热阱载出系统热量;任务时间为96 h。

3) 正常运行工况(寒冷天气)的SWS失效。其成功准则为两列中一列成功运行即可;开启旁路阀V038A/B,关闭喷淋头电动隔离阀V037A/B,通

过冷却塔集水池载出系统热量。任务时间为1 440 h。同样,此顶事件还可用于72 h任务时间下事故缓解功能的失效概率评价。

4) 停堆阶段(寒冷天气)的SWS失效。其成功准则为两列均成功运行;开启旁路阀V038A/B,关闭喷淋头电动隔离阀V037A/B,通过冷却塔集水池载出系统热量。任务时间为96 h。

#### 3.2 故障树建模的基本假设

针对厂用水系统故障树模型,本文作以下假设:

1) 冷却塔集水池、厂用水泵吸水池及管道等非能动设备失效概率极低,在模型中不进行模化。

2) 根据工程经验及分析惯例,支管的管径小于主管道管径1/3的可认为其破裂、外漏等失效模式不会影响主管道的功能。

3) 因条件所限,模型中暂不详细模化电力支持系统对厂用水系统失效的影响逻辑,考虑到核电厂的电源设计大体上类似,在研究中参考核电厂常用类似电源母线的失效数据作为输入进行模化,在条件具备后可对模型进行调整和完善。

4) 厂用水系统设备失效后任务切换时间较长,分析中不考虑人因失误。

5) 根据系统设计要求,两列给水泵、空冷塔和CCS换热器均不可进行同时维修,在故障树中采用互斥事件的方式进行模化。

6) 对系统中设备的共因失效采用多希腊字母(MGL)模型进行模化。

7) 对RWS的模化,仅考虑3台泵(3取2)和1条取水管线,且不考虑取水管线上手动阀门的失效。

8) 假设厂址寒冷期为2个月,因此故障树SWS3的任务时间为1 440 h;并且在评价系统事故工况下作为缓解措施支持手段时,按照72 h不干预的情况进行考虑。

#### 3.3 故障树建模及结果分析

模系统故障树的建模及定量化分析采用业内通用的风险评价软件Risk Spectrum PSA进行,并得到如下的定量化结果。

##### 3.3.1 故障树定量化结果

对应于4棵SWS故障树顶事件的失效率的均值及不确定性分析结果如表1所示。

表1 故障树定量化结果

Tab. 1 Quantitative results of fault tree analysis

故障树	顶事件	失效率(不可靠度)			任务时间/h
		均值	5th	95th	
SWS1	正常运行-非寒冷天气SWS失效	1.47E-01	4.52E-02	4.01E-01	8760
		4.10E-04	8.50E-05	1.64E-03	72
SWS2	停堆-非寒冷天气SWS失效	6.45E-03	4.59E-03	1.00E-02	96
SWS3	正常运行-寒冷天气SWS失效	2.63E-03	7.61E-04	7.59E-03	1440
		1.07E-04	3.98E-05	2.37E-04	72
SWS4	停堆-寒冷天气SWS失效	3.58E-03	1.90E-03	8.01E-03	96

根据定量化结果的最小割集(MCS)分析,得到如下结论:对这4棵故障树顶事件的发生有最大贡献的事件分别为海水预处理系统电动阀V1004X不能保持开、厂用水系统两列电动泵MP01A/MP001B的运行失效、厂用水系统泵出口电动阀V002A/B共因不能保持开、以及厂用水系统两列电动泵MP01A或MP001B的运行失效等。

### 3.3.2 重要度分析

本文采用FV重要度(Fussell-Vesely)和致险价值(RAW)这两种重要度进行分析。第*i*个基本事件的*F-V*重要度定义为包含该基本事件的最小割集之并的概率占顶事件发生概率的份额,即

$$FV_i = \frac{P(\cup MCS_i)}{P(\cup MCS)} = \frac{P(\cup MCS) - P(\cup MCS)_{(x_i=0)}}{P(\cup MCS)} \quad (1)$$

RAW重要度定义为

$$RAW = \frac{P(\cup MCS)_{(x_i=1)}}{P(\cup MCS)} \quad (2)$$

通常*F-V*重要度大于5.00E-03或RAW重要度大于2.0,则反映出相关事件具有较高的重要度。下表以故障树SWS1为例分别给出了重要度分析的主要结果。

由重要度分析结果可知,其结论与定量化结果

表2 故障树SWS1的FV重要度(前5)

Tab. 2 *F-V* importance of fault tree SWS1 (Top 5)

序号	说明	FV
1	A列支持电源失效	2.06E-01
2	B列支持电源失效	2.05E-01
3	电动阀V1004X不能保持开	1.68E-01
4	电动泵MP01A运行失效	4.22E-02
5	电动泵MP01B运行失效	4.21E-02

表3 故障树SWS1的RAW重要度(前5)

Tab. 3 RAW importance of fault tree SWS1 (Top 5)

序号	说明	RAW
1	电动阀V1004X不能保持开	7.23E+00
2	海水预处理系统泵2共因运行失效	7.23E+00
3	V002A/B共因运行失效	7.23E+00
4	V037A/B共因运行失效	7.23E+00
5	海水预处理系统电动阀2共因运行失效	7.23E+00

基本一致。

### 3.3.3 敏感性分析

敏感性分析用于评价系统设计中的相关因素发生变化后对评价指标的影响程度,从而确定系统评估中的敏感因素。主要思想为将分析中原有参数(如不可用度,频率,所用模型的参数)统一乘以某个敏感性分析因子(如10)后重新计算顶事件发生的概率 $Q_U$ ,将原有参数统一除以同一个因子后重新计算顶事件发生的概率 $Q_L$ ,从而定义敏感度

$$S = \frac{Q_U}{Q_L} \quad (3)$$

敏感性分析的结果见表4。

表4 故障树SWS1的敏感性分析(前5)

Tab. 4 Sensitivity analysis for fault tree SWS1 (Top 5)

序号	说明	敏感度
1	A列支持电源失效	3.27E+00
2	B列支持电源失效	3.26E+00
3	电动阀V1004X不能保持开	2.96E+00
4	电动泵MP01A运行失效	1.43E+00
5	电动泵MP01B运行失效	1.43E+00

正常运行工况在非寒冷天气条件下,海水预处理系统作为厂用水冷却塔的补水水源,对系统的故障贡献较大。根据系统设计,在丧失海水预处理系

统提供的正常补水源的情况下,还可以通过原生水系统的二次消防作为备用水源。模型中暂未考虑这种备用措施,因而本文得到的厂用水系统因冷却塔丧失补水而导致系统失效的概率具有保守性。此外,原生水系统和海水预处理系统不仅为厂用水系统提供冷却,还为循环冷却水系统等提供补充水。在这两个系统失效的情况下,厂用水系统也将随系统逐步进入停堆工况的运作,而根据核电厂的系统设计,其低水位下水量仍可保证24 h的运行,因此本评价结果是保守的。

#### 4 厂用水作为始发事件的可运行性分析

蒙特卡罗(Monte Carlo)方法的基本思想是构造一个概率分布使其某一统计量恰好为所求问题的解,然后通过产生满足这个概率分布的随机数进行抽样,将得到的统计特征值作为所求问题的近似解。本文所考虑的厂用水系统是可修系统,可利用蒙特卡罗模拟方法可以对其进行可靠性分析。各部件的失效时间概率分布已由参考数据库给出,而具体的抽样方法采取直接蒙特卡罗方法。

##### 4.1 丧失厂用水系统始发事件分析基本假设

针对丧失厂用水系统始发事件的蒙特卡罗建模与分析,进行以下说明及假设:

1) 根据系统设计,在功率工况下由1列运行,定期对备用列进行预防性维修,维修周期为18个月,维修时间为17天,维修成功率为1。

2) 保持某运行列常运行(以A列为例),仅在运行列A列维修(定期维修、纠正性维修)不可用时切换到备用列B列,并进入常运行状态;待下次B列维修时再切换到A列;如此轮换运行。

3) 日常运行中两列不交叉运行,维修期间整列切换。若运行列(A列)某部件(如泵)运行故障,需要切换到备用列(B列)相同单元及部件运行;不必考虑同时将A列其他单元及部件(如换热器、冷却塔等)也切换到B列,此时两列设备可以组合运行至预防性维修周期。

4) 备用部件失效包括启动失效和运行失效。

5) 系统不可用状态包括:(1)运行列某单元或部件发生运行失效,以及备用列该单元或部件启动失效;(2)定期维修某单元或部件时,备用列该单元或部件启动失效。

6) 对厂用水系统始发事件的模拟时间为6年,包括4个周期的预防性维修。

##### 4.2 建模与模拟分析

采用二回路蒙特卡罗抽样分析方法,对厂用水系统的可用性进行评价。具体步骤如下:

1) 设置系统的初始状态为正常功率工况运行状态。

2) 设置初始时间 $t_0 = 0$ ,任务时间 $T = 6$ 年,预防性维修时间节点 $T_k^p$ , $k = 1, 2, 3, 4$ ,即 $T_1^p = 1.5$ 年, $T_2^p = 3$ 年, $T_3^p = 4.5$ 年, $T_4^p = 6$ 年,预防性维修时间 $\Delta T^p = 17$ 天。

3) 设置时间步长 $dt = 1$ h,将任务时间分隔为 $N_a = T/dt$ 个时间窗口,并赋值每个窗口 $C^q(t_i) = 0$ , $t_i = t_1, t_2, \dots, t_{N_a}$ 。

4) 抽样系统的不可用状态:

4.1) 根据部件失效率的历史数据,抽样各个部件的失效时间。

4.2) 在部件的失效时间节点,抽样备用单元或部件的启动失效:若启动失效发生,保留该部件失效时间。否则,筛除该部件失效时间。

4.3) 升序排列保留的部件失效时间,由此得到系统的最小状态转移时间 $t = t_j$ 。

4.4) 检查 $t_j$ 是否落在下一次预防性维修时间 $T_k^p$ 之前。

若是,抽样纠正性维修时间 $\Delta t$ ,并检查 $\Delta t$ 是否落在下一次预防性维修时间 $T_k^p$ 之前:若是,系统在 $[t_j, t_j + \Delta t]$ 发生失效,赋值每个窗口 $C^q(t_i) = 1$ , $t_i = t_j, t_j + 1, \dots, t_j + \Delta t$ ;若否,系统在 $[t_j, T_k^p]$ 发生失效,赋值每个窗口 $C^q(t_i) = 1$ , $t_i = t_j, t_j + 1, \dots, T_k^p$ 。

若否,在下次预防性维修时间 $T_k^p$ 之前,系统未发生失效。

5) 在预防性维修时间 $t_i = T_k^p$ 时,检修运行列,并切换备用列为常运行列。抽样备用列的启动失效:

若启动失效发生,系统在 $[T_k^p, T_k^p + \Delta T^p]$ 发生失效,赋值每个窗口 $C^q(t_i) = 1$ , $t_i = T_k^p, T_k^p + 1, \dots, T_k^p + \Delta T^p$ 。

若启动失效未发生,系统正常运行。

6) 重复步骤4)~5)至任务时间 $T=6$ 年,并计

数在第  $m$  次模拟中系统在任务时间内的不可用时间:

$$Q_m = C^q(t_i) \quad (4)$$

7) 重复步骤 1) ~6)  $N_b = 1e4$  次, 计算系统在每个时间窗口  $t_i$  的平均可用度  $A(t_i)$  以及系统的年平均不可用时间  $\tilde{Q}$ :

$$A(t_i) = 1 - P\{X(t_i) = 1\} \cong 1 - \frac{\sum_{m=1}^{N_b} C^q(t_i)}{N_b} \quad (5)$$

$$\tilde{Q} \cong \frac{\sum_{m=1}^{N_b} Q_m}{N_b \cdot T} \quad (6)$$

### 4.3 模拟结果

#### 1) 系统平均不可用时间

根据图 3 所示的模拟结果, 厂用水系统随时间变化的平均可用度介于 0.998 5 到 1.0 之间。在某一预防性维修周期内, 系统的平均可用度呈下降趋势。经过周期维修之后, 系统的可用度恢复到最佳状态。

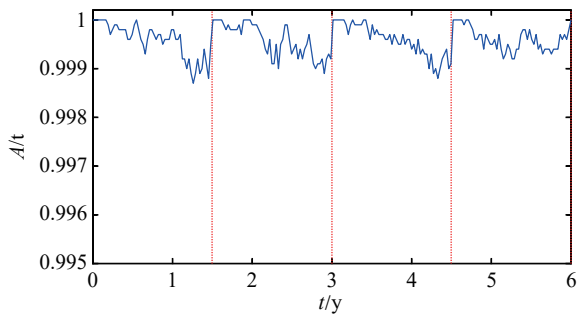


图 3 厂用水系统的平均可用度

Fig. 3 Average availability of service water system

厂用水系统的年平均不可用时间  $\tilde{Q}$  为 3.4 h, 高于系统设计所要求的年平均不可用时间上限 (1.5 h)。通过敏感度分析, 可得到系统年平均不可用时间随预防性维修周期变化的关系。由图 4 可知, 当预防性维修周期大于 10 个月时,  $\tilde{Q}$  值将超过年平均不可用时间的设计标准, 因此为保证系统安全稳定运行, 预防性维修周期应该小于 10 个月。

#### 2) 丧失厂用水系统的频率

图 5 给出了始发事件发生频率随预防性维修周期变化的关系。当维修周期为 18 个月时, 始发事件发生频率约为  $1.9E-3$ /年, 与美国始发事件通用数据库 NUREG/CR-5750<sup>[10]</sup> 中给出的完全丧失厂用水系统始发事件的发生频率  $9.7E-4$ /年基本一致。当预防性维修周期大于 3 个月时, 始发事件的发生频率将维持在  $2.0E-3$ /年的水平, 而超过 2 年后则趋于稳定。

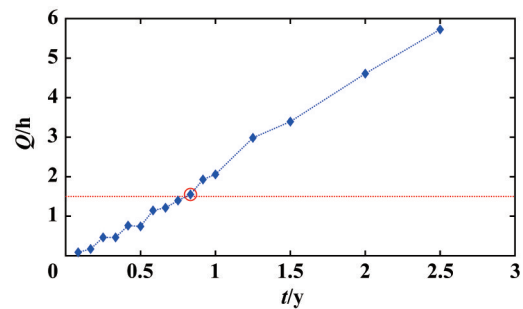


图 4 系统年平均不可用度与预防性维修周期的关系

Fig. 4 Relationship between the annual average unavailability of service water system and the preventive maintenance cycle

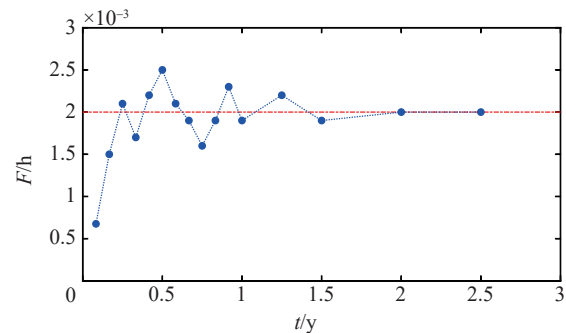


图 5 始发事件发生频率与预防性维修周期的关系

Fig. 5 Relationship between frequency of the initiating event and preventive maintenance cycle

#### 3) 部件失效数据的敏感性分析

这里仅以电动隔离阀为例进行阐述。假定系统的预防性维修周期为 18 个月, 为保证系统的年平均不可用时间  $\tilde{Q}$  处于可接受水平, 即不超过 1.5 h; 假设同一系统中同类阀门由同一厂家生产。通过调整目标部件的失效率, 同时保持其他条件不变 (假定其他部件的失效率不变), 进行敏感性分析。

图 6 给出了蒙特卡罗模拟的结果, 也即系统的年平均不可用时间  $\tilde{Q}$  随电动隔离阀 V094、V002 以及 V037 运行失效率变化的关系。当这个失效率大于  $7E-8$ /h 时,  $\tilde{Q}$  值将 1.5 h。因此, 为保证安全、可靠的厂用水系统运行环境, 电动隔离阀的设计失效率应低于  $7E-8$ /h。

图 7 则给出了始发事件发生频率随电动隔离阀 V094、V002 以及 V037 运行失效率变化的关系。当失效率处于  $1E-9$ /h 至  $1E-6$ /h 的范围时, 始发事件的发生频率将均低于  $2.0E-3$ /年。因此, 较低的部件/子系统的运行失效率能够有效地控制系统在预防性维修周期之内出现失效的情况。

而对于手动阀、逆止阀、电动给水泵、过滤器

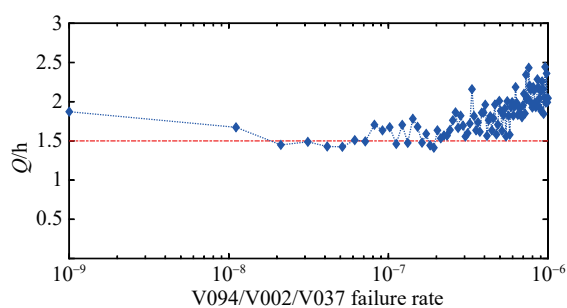


图6 系统年平均不可用度与电动隔离阀运行失效率的关系

Fig. 6 Relationship between the annual average unavailability of service water system and the operating failure rate of the electric isolation valve

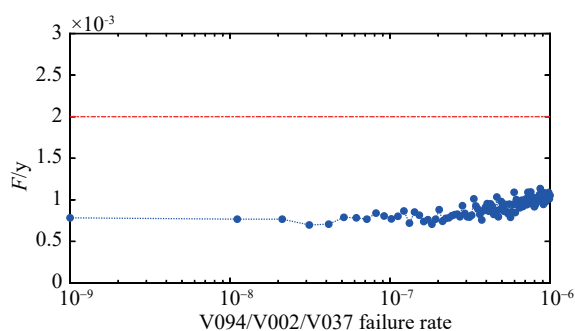


图7 始发事件发生频率与电动隔离阀运行失效率的关系

Fig. 7 Relationship between frequency of the initiating event and failure rate of electric isolation valve

和设冷水换热器这5类设备而言,它们的失效率即使低于 $1\text{E-}9/\text{h}$ ,系统的年平均不可用时间仍将超过 $1.5\text{h}$ 。因此,通过降低设备失效率来减少系统年平均不可用时间的效果并不明显。

## 5 结论

本文对于核电厂厂用水系统作为事故缓解措施进行了可靠性分析,在故障树建模中考虑了正常运行工况与停堆工况在寒冷与非寒冷天气条件下的四种情况,得到了厂用水系统在不同任务时间下的不可靠度。对于目标厂址所主要关注的非寒冷天气条件下正常运行工况的年不可靠度为 $1.47\text{E-}01$ , $72\text{h}$ 的事故缓解过程不可靠度为 $4.10\text{E-}04$ ;停堆工况在 $96\text{h}$ 任务时间内的不可靠度为 $6.45\text{E-}03$ 。

对于厂用水系统作为始发事件的可运行性分析,本文得到以丧失厂用水作为始发事件的发生频率约为 $2.0\text{E-}03/\text{年}$ ,与美国的通用数据NUREG/CR-5750基本一致,这也进一步验证了通过蒙特卡罗方法估算始发事件频率的正确性与有效性。此外,蒙特卡罗模拟结果表明,相比于降低设备的失效率,

缩短系统的定期维修周期对于降低系统的年平均不可用时间更为有效,也更具有可操作性。

## 致谢

本研究得到中国能源建设集团广东省电力设计研究院有限公司科技项目“核电厂最终热阱技术研究”(EV04111W)的资助,谨此致谢。

## 参考文献:

- [1] 杨志超,刘雷雷. 内部事件概率安全评价在核电厂设计中的应用[J]. 中国核电,2019,12(5):578-585.  
YANG Z C, LIU L L. Applications of internal events probabilistic safety assessment in nuclear power plant's design [J]. China Nuclear Power Engineering, 2019, 12(5): 578-585.
- [2] 倪曼,宫宇,肖军. 基于故障树的核电厂全部丧失热阱始发事件频率研究[J]. 科技通报,2018,34(2):237-241.  
NI M, GONG Y, XIAO J. Research on initiating event frequency of loss of ultimate heat sink based on fault tree [J]. Bulletin of Science and Technology, 2018, 34(2): 237-241.
- [3] 玉宇,董娟娟,赵军,等. 应用蒙特卡罗方法模拟核电厂丧失设备冷却水系统始发事件的频率[J]. 核动力工程,2010,31(4):57-60.  
YU Y, TONG J J, ZHAO J, et al. Application of MC method to simulate initiating event frequency of loss of equipment cooling water system in nuclear power plants [J]. Nuclear Power Engineering, 2010, 31(4): 57-60.
- [4] 肖刚,李天柁. 系统可靠性分析中的蒙特卡罗方法[M]. 北京:科学出版社,2003.  
XIAO G, LI T T. Monte carlo method in system reliability analysis [M]. Beijing: Science Press, 2003.
- [5] 左建业,郝宗敏. 基于蒙特卡罗仿真的某直升机系统任务可靠度计算[J]. 电子元器件与信息技术,2019,22(4):55-58.  
ZUO J Y, HAO Z M. Mission reliability calculation of a helicopter system based on monte-carlo simulation [J]. Electronic Component and Information Technology, 2019, 22(4): 55-58.
- [6] 牛群凯,朱瑞,朱全军,等. 基于蒙特卡罗模拟法的输电塔架结构可靠度分析[J]. 上海电力学院学报,2018,34(3):291-296.  
NIU Q K, ZHU R, ZHU Q J, et al. Reliability analysis of transmission tower structure based on monte carlo method [J]. Journal of Shanghai University of Electric Power, 2018, 34(3): 291-296.
- [7] 李飞. 国产DCS系统在超超临界机组可靠性应用研究[J]. 南方能源建设,2016,3(3):85-90.  
LI F. Reliability application and research of domestic DCS system in ultra-supercritical unit [J]. Southern Energy Construction, 2016, 3(3): 85-90.
- [8] 国家核安全局. 中国核电厂设备可靠性数据报告[R]. 北



京:国家核安全局,2015.

National Nuclear Safety Administration. Reliability data report of nuclear power plant equipment in China [R]. Beijing: National Nuclear Safety Administration, 2015.

- [9] HAASL D F, ROBERTS N H, VESELY W E, et al. Fault tree handbook (NUREG-0492) [R]. Washington D. C. : U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1981.
- [10] POLOSKI J P, MARKSBERRY D G, et al. Rates of initiating events at U. S. nuclear power plants: 1987-1995 (NUREG/CR-5750) [R]. Washington, D. C. : U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1998.

#### 作者简介:



曾令刚

#### 曾令刚

1978-, 男, 湖北云梦人, 工学硕士, 从事火力发电厂和核电厂冷却水工程勘测设计研究工作 (e-mail) zengling-gang@gedi. com. cn.

#### 李波

1976-, 男, 陕西西安人, 广东省电力设计研究院有限公司, 教授级高级工程师, 武汉水利电力大学学士, 主要从事发电厂水工设计 (e-mail) libo@gedi. com. cn.

#### 赵军 (通信作者)

1980-, 男, 山东临沂人, 清华大学, 副研究员, 清华大学工学博士, 主要从事核电厂概率风险评价工作 (e-mail) zhaojun@tsinghua. edu. cn.

#### 王伟

1987-, 男, 山东日照人, 香港城市大学, 客座助理教授, 米兰理工大学博士, 主要从事复杂工业系统可靠性、安全性、风险分析等工作 (e-mail) wwang326@cityu. edu. hk.

#### 项目简介:

**项目名称** 核电厂最终热阱技术研究 (EV04111W)

**承担单位** 中国能源建设集团广东省电力设计研究院有限公司 清华大学

**项目概述** 项目主要对国内已建与在建三代核电厂最终热阱设计与建造情况进行调研; 并以最终热阱供水系统为对象, 从核电厂始发事件贡献因素和事故缓解支持手段两个角度评价系统的可运行性/可靠性, 并给出定量化评价结果, 用以指导核电厂最终热阱供水系统的设计与改进方向。

**主要创新点** (1) 借鉴已建三代核电厂最终热阱设计情况, 提出带机械通风冷却塔的最终热阱的可靠性评估方法; (2) 根据最终热阱系统功能要求与设计准则, 提出系统的评价指标与目标要求; (3) 采用定量分析的方法, 辨识出最终热阱系统中可能存在的薄弱环节, 提出系统设计改进的方向。

(责任编辑 李辉)

