

文章编号: 1007-4627(2022)02-0266-06

压水堆核电站余热排出系统的可靠性建模与分析

张栋良^{1,2}, 尤文昊^{1,†}, 潘晓磊^{1,2}, 周佳磊¹

(1. 上海电力大学自动化工程学院, 上海 200090;
2. 上海市电站自动化技术重点实验室, 上海 200090)

摘要: 为提高压水堆余热排出系统 (RHRS) 可靠性, 对 RHRS 的定期检修与维护提供指导与参考, 本研究采用故障树对 RHRS 进行可靠性建模, 对系统部件进行重要度指标评价。基于重要度指标评价结果提出了含公用备件的冷备系统的改进方案, 引入动态故障树冷备门描述其失效模式, 利用 Markov 模型进行定量分析。研究表明, 优化后的 RHRS 可靠度有明显提升。

关键词: 余热排出系统; 可靠性评价; 动态故障树; 公用备件; Markov 模型

中图分类号: TL364^{+.1} **文献标志码:** A **DOI:** 10.11804/NuclPhysRev.39.2021084

1 引言

余热排出系统是压水堆核电站重要的一回路辅助系统, 承担着排出堆芯余热、降低一回路水和设备显热等重要任务且完全按照核电站专设安全设施系统的标准设计, 与核安全密切相关^[1]。

目前关于可靠性分析方法的应用方面, 文献[2]采用多层流模型对反应堆保护系统完成了可靠性建模。文献[3]利用 Markov 模型对核安全级 DCS 系统 2oo4 架构进行分析, 但 Markov 模型存在状态空间“爆炸”的问题^[4]。文献[5]利用可靠性框图和故障树方法对核电站应急柴油发电机进行了可靠性分析并比较了两个方法的优缺点。上述分析均涉及对故障模式的建模和定量计算, 但在本文的研究对象中包含公用冷备部件, 其故障过程是与部件故障先后顺序有关的动态过程, 利用传统的故障树、多层流模型等方法无法准确描述, 为此本文引入动态故障树对比进行分析研究。针对 RHRS 的系统级可靠性研究, 文献[6-7]利用 GO-FLOW 方法对压水堆余热排出系统进行了可靠性建模分析, 给出了系统可靠度的运算结果; 但目前国内针对 RHRS 系统级可靠性分析公开发表的研究较少, 而我国新建并投入使用的核电站均为压水堆型^[8], 有对其进行多角度分析的必要性。

因此, 本文基于动态故障树方法, 将对 RHRS 进行可靠性建模与分析。结合系统部件的重要度评价结果拟提出含公用备件的冷备系统优化方法, 将优化前后系统

可靠度进行对比以验证优化方法的有效性。

2 系统概述

余热排出系统又叫停堆冷却系统, 主要功能是在核电站正常或紧急停堆工况下, 排出堆芯余热和设备潜热。图 1 为大亚湾核电站 900 MW 压水堆机组余热排出系统的功能流程图^[1], 该系统是由两个独立小系统并联组成的双冗余结构, 每个小系统由一台余热排出泵、一台 U 形管壳式热交换器及相应的管道阀门和仪表组成。系统工作时两台并联装配的单级离心泵从压水堆核电站一回路二环路热段吸水, 流经 001/021VP 卸压阀后以一定速率送入母管。水分经母管流向两个热交换器及旁路管线。热交换器连通设备冷却水系统, 结构分为管侧和壳侧。反应堆冷却剂通过管侧, 设备冷却水流经壳侧, 两者在此完成热交换实现余热排出。冷却剂降温后在管道接口处汇合, 流向 1、3 环路冷管段。正常工况下, 两台热交换器 001/002RF 同时运行以保证在一台设备在发生故障的情况下系统仍有部分余热排出的能力。

3 基于故障树的余热排出系统建模

3.1 建模的假设

本研究对核电站余热排出系统进行可靠性分析及重要度评价, 需明确建模条件。其中不考虑各设备间的共因失效, 建模条件如下:

收稿日期: 2021-11-09; 修改日期: 2022-01-06

基金项目: 国家自然科学基金青年科学基金项目 (51906133); 上海市自然科学基金项目 (19ZR1420700)

作者简介: 张栋良 (1977-), 男, 吉林白山人, 副教授, 博士, 硕士生导师, 从事火电和核电站控制系统和故障诊断技术研究;

E-mail: fire_zdl@163.com

† 通信作者: 尤文昊, E-mail: yoyobro1120@foxmail.com

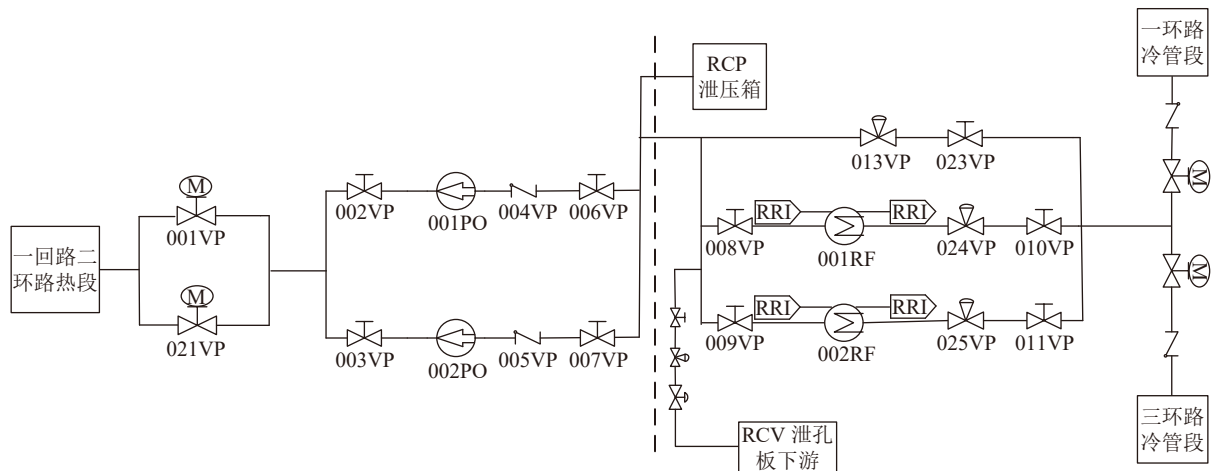


图1 余热排出功能流程

(1) 本研究建模的主体是针对系统及其设备本身,以系统中各个部件间失效的逻辑关系为主要建模依据,其中不涉及人因失效。此外,若针对人为因素进行评估应建立专业的人因可靠性模型以得到精确结果,因此忽略人因失效如操作员误操作引起的系统故障。

(2) 不考虑系统运行期间测量信号、控制信号在传输中发生短路、断路等情况。

(3) 不考虑设备在初次接收动作信号后的启动故障。

(4) 本次建模假定系统运行在核电站一回路水温低于 180 °C、绝对压力低于 3.0 MPa 的正常工况下,且不考虑其他系统对 RHRS 余热排出功能的影响。

(5) 由于冷备件与系统正常工作部件同型号,故假设冷备件在启动后具有与正常工作部件相同的失效率 λ 。

3.2 RHRS 的故障树建模

RHRS 的故障树建模主要考虑冷却剂传输功能失效、热交换功能失效两个方面,在图1中以虚线为分界,有任意一个功能失效则余热排出功能失效,为逻辑或关系。RHRS 中设有两个并联运行的余热排出泵,两泵分属不同支路,每条支路共设有一个电动控制阀门、两个手动截止阀、一个余热排出泵和一个止回阀。由于在正常工

况下系统需保证有足够流量的冷却剂排出,要求两条支路全部正常工作,从可靠性角度来分析,上述两条支路及支路中的所有部件属于串联逻辑。现将上述部件分类,归纳为余热排出泵失效模块、电动控制阀失效模块、手动截止阀失效模块和止回阀失效模块。上述任意一个模块失效则冷却剂传输功能失效,为逻辑或关系。

热交换功能包含热交换 L1 支路失效、热交换 L2 支路和旁路管线等模块。其中旁路管线的设置是为了当“故障全开”的情况下仍有一定流量的冷却剂流经热交换器^[1],从而保证系统余热的排出。当三个子模块全部失效时,热交换功能失效,为逻辑与关系。热交换 L1、L2 支路中包含热交换器、手动截止阀、流量调节阀等模块互相串联,有任意设备故障,则整条支路失效,故用逻辑或门表示。旁路管线中包含手动截止阀和流量调节阀,与热交换支路不同,此处的流量调节阀可置于自动或手动,以保证流过的总流量维持在预定值,故 013VP 有电动、手动控制失效两种模式,为逻辑与关系。手动截止阀和流量调节阀任意一个设备故障,则旁路管线失效,用逻辑或表示。综上,建立如图2所示的故障树模型。

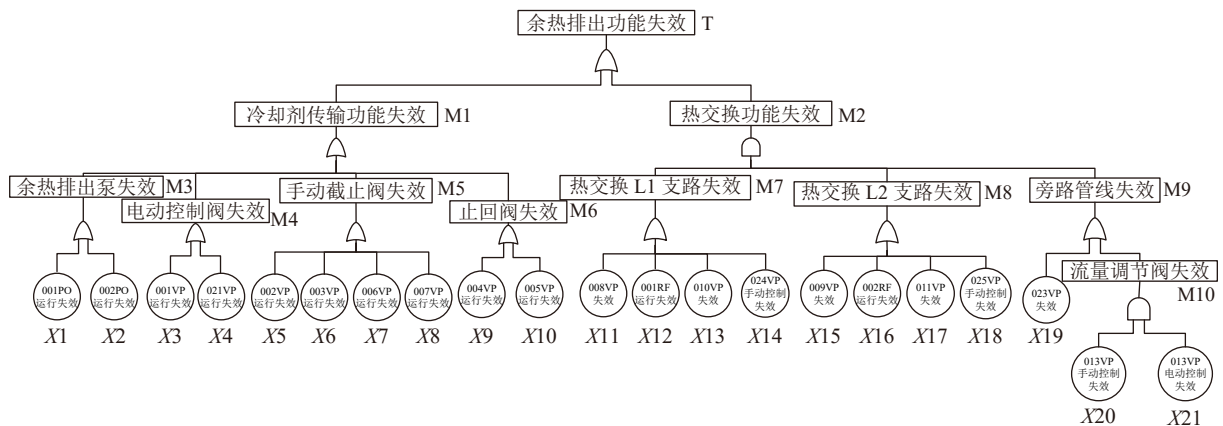


图2 余热排出系统的故障树建模

4 RHRS 系统的可靠性分析

4.1 可靠度计算

在理想情况下, 大部分复杂系统的部件失效情况都被认为服从指数分布^[9]。假设失效率为 λ , 则系统设备的可靠度为

$$R(t) = e^{-\lambda t}; \quad (1)$$

不可靠度为

$$P(t) = 1 - e^{-\lambda t}。 \quad (2)$$

对 RHRS 采用模块化分析方法, 具体计算结果如下。
余热排出泵失效概率:

$$P_{M3}(t) = 1 - e^{-2\lambda_1 t}; \quad (3)$$

电动控制阀失效概率:

$$P_{M4}(t) = 1 - e^{-2\lambda_3 t}; \quad (4)$$

手动截止阀失效概率:

$$P_{M5}(t) = 1 - e^{-4\lambda_4 t}; \quad (5)$$

止回阀失效概率:

$$P_{M6}(t) = 1 - e^{-2\lambda_5 t}; \quad (6)$$

热交换支路失效概率:

$$P_{M7}(t) = P_{M8}(t) = 1 - e^{-(\lambda_2 + 2\lambda_4 + \lambda_7)t}; \quad (7)$$

流量调节阀失效概率:

$$P_{M10}(t) = (1 - e^{-\lambda_6 t})(1 - e^{-\lambda_7 t}); \quad (8)$$

旁路管线失效概率:

$$P_{M9}(t) = 1 - [1 - P_{X19}(t)][1 - P_{M10}(t)]; \quad (9)$$

热交换功能失效概率:

$$P_{M2}(t) = P_{M7}(t) \times P_{M8}(t) \times P_{M9}(t); \quad (10)$$

冷却剂传输功能失效概率:

$$P_{M1}(t) = 1 - [1 - P_{M3}(t)][1 - P_{M4}(t)] \times [1 - P_{M5}(t)][1 - P_{M6}(t)]; \quad (11)$$

整个余热排出系统的可靠度为

$$R_T(t) = [1 - P_{M1}(t)][1 - P_{M2}(t)]。 \quad (12)$$

余热排出系统所有设备的失效率均取自国际原子能机构推荐值^[10], 具体参数值见表 1。

4.2 重要度分析

系统部件的重要度分析是可靠性分析的重要一环, 用来表征某一设备或故障树中基本事件发生对整个系统

表 1 部件失效率取值

设备	失效率
余热排出泵运行失效	$\lambda_1 = 1.1 \times 10^{-4} / \text{h}^{[10]}$
热交换器运行失效	$\lambda_2 = 1.9 \times 10^{-6} / \text{h}^{[10]}$
电动控制阀门运行失效	$\lambda_3 = 5.3 \times 10^{-8} / \text{h}^{[10]}$
手动截止阀运行失效	$\lambda_4 = 8.9 \times 10^{-8} / \text{h}^{[10]}$
止回阀运行失效	$\lambda_5 = 1.9 \times 10^{-7} / \text{h}^{[10]}$
调节阀电动控制失效	$\lambda_6 = 5.3 \times 10^{-8} / \text{h}^{[10]}$
调节阀手动控制失效	$\lambda_7 = 2.0 \times 10^{-7} / \text{h}^{[10]}$

的影响。其评价结果是系统检修、优化的重要依据。本文采用概率重要度和关键重要度进行分析。

(1) 概率重要度^[11]

$$I_i^{\text{Pr}}(t) = I[1_i, P_i(t)] - I[0_i, P_i(t)], \quad (13)$$

式中: $I[1_i, P_i(t)]$ 表示当基本事件 X_i 发生时系统的失效概率; $I[0_i, P_i(t)]$ 表示当基本事件 X_i 不发生时系统的失效概率。

(2) 关键重要度^[12]

$$I_i^{\text{Cr}}(t) = \frac{P_i(t)}{P_T(t)} I_i^{\text{Pr}}(t), \quad (14)$$

式中: $P_i(t)$ 为部件 i 的失效率; $P_T(t)$ 为系统失效率; $I_i^{\text{Pr}}(t)$ 为部件 i 的概率重要度。关键重要度指标反映了部件 i 失效率变化对系统失效率变化的影响效果以及提升部件 i 可靠度的难易程度。因此关键重要度所反映的内容比概率重要度更加全面。重要度越高说明该部件故障引起系统故障的可能性越高。根据式 (13) 和式 (14) 可计算出系统运行 $2 \times 10^4 \text{ h}$ 时部件的重要度值, 见表 2。

表 2 系统运行 $2 \times 10^4 \text{ h}$ 时的部件重要度

部件	概率重要度	关键重要度
001/002PO	1.09×10^{-1}	0.98×10^{-1}
001/002RF	9.51×10^{-7}	3.59×10^{-8}
002/003/006/007VP	0.12×10^{-1}	2.18×10^{-5}
008/009/010/011VP	9.17×10^{-7}	1.65×10^{-9}
023VP	2.39×10^{-5}	4.31×10^{-8}
004/005VP	1.2×10^{-2}	4.65×10^{-5}
001/021VP	1.2×10^{-2}	1.29×10^{-5}
013VP(电动)	9.54×10^{-8}	1.02×10^{-10}
024/025VP	9.19×10^{-7}	3.71×10^{-9}
013VP(手动)	2.53×10^{-8}	1.02×10^{-10}

由表 2 可得, 在概率重要度和关键重要度方面, 余热排出泵的数值均为最高, 手动截止阀 002/003/006/007VP、止回阀 004/005VP 电动控制阀 001/021VP。分析可知, 余热排出泵的失效与否对整个系统的正常运行

至关重要，无论从设备的定期检修角度还是从系统的优化设计角度，都应优先考虑余热排出泵。此外，位于余热排出支路的手动截止阀、止回阀和电动控制阀等部件应作为设备检修与维护的重点。

5 基于动态故障树的余热排出系统优化

5.1 一种含公用设备的冷备系统

基于重要度评价结果，考虑到空间与经济因素，本文提出一种含公用备件的冷备系统：在原系统基础上增加一台同型号的余热排出泵作为001/002PO的公用冷备件。其中一台余热排出泵发生故障时备用泵可接续工作。基于动态故障树的余热排出泵失效模块如图3所示。

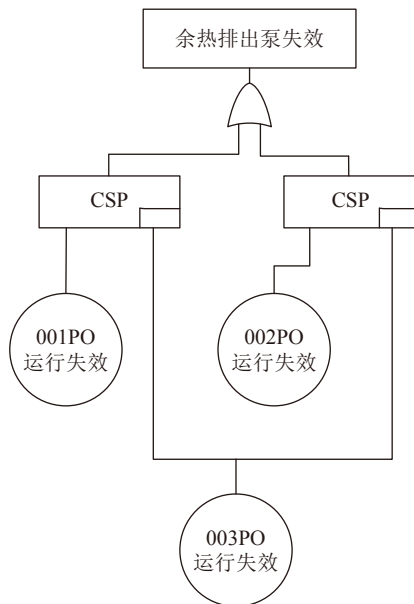


图3 余热排出泵失效模块

5.2 基于Markov模型的动态故障树求解

(1) Markov模型

无记忆性是Markov模型的重要性质。即Markov链 $X(t)$ 从 u 时刻 i 状态转移到 $u+t$ 时刻 j 状态的概率与转移发生的起始时间无关，仅与时差 t 有关^[13]，数学表达如下：

$$P[X(u+t) = j | X(u) = i] = P[X(t) = j | X(0) = i] \\ = P_{ij}(t), j \in N. \quad (15)$$

任何一个Markov模型都是使用一组概率 P_{ij} 来定义的，表示系统从状态 i 转移到状态 j 事件所发生的概率。将 P_{ij} 作为矩阵元素即得齐次Markov链的状态转移矩阵 P ，定义 $A = P - U$ 为系统的转移率矩阵，其中 U 为与 P 同阶的单位矩阵。

得到状态方程为

$$P' = AP, \quad (16)$$

式中： P 为各状态概率的列向量； P' 为各状态概率导数的列向量。

(2) 基于Markov链的定量求解

假设两个主泵的失效率为 λ_1 和 λ_2 ，备用泵的失效率为 λ_3 ，则由动态故障树计算得系统的Markov转移状态链如图4所示，冷备门输出至或门，任意两个余热排出泵失效则冷备系统失效，故状态转移至第三步冷备系统发生故障。图4中共有六种状态，其中“0”表示设备正常，“1”表示设备故障，转移状态图与设备状态的对应关系见表3。可得微分方程组的矩阵形式如式(17)。

$$\begin{bmatrix} X_0'(t) \\ X_1'(t) \\ X_2'(t) \\ X_3'(t) \\ X_4'(t) \\ X_5'(t) \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} -\lambda_1 - \lambda_2 & \lambda_1 & \lambda_2 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & -\lambda_2 - \lambda_3 & 0 & \lambda_2 & \lambda_3 & 0 \\ 0 & 0 & -\lambda_1 - \lambda_3 & \lambda_1 & 0 & \lambda_3 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} X_0(t) \\ X_1(t) \\ X_2(t) \\ X_3(t) \\ X_4(t) \\ X_5(t) \end{bmatrix}. \quad (17)$$

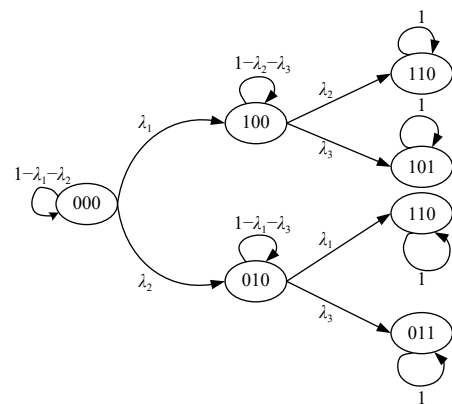


图4 Markov状态转移链

表3 状态对应表

状态	001PO	002PO	003PO
000	运行正常	运行正常	冷备用
010	运行正常	运行失效	冷备用
100	运行失效	运行正常	冷备用
011	运行正常	运行失效	运行失效
101	运行失效	运行正常	运行失效
110	运行失效	运行失效	冷备用

设系统初值为

$$\begin{bmatrix} X_0(0) & X_1(0) & X_2(0) & X_3(0) & X_4(0) & X_5(0) \end{bmatrix}^T = \begin{bmatrix} 1 & 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \end{bmatrix}^T, \quad (18)$$

将式(17)和式(18)联立求解可得余热排出泵模块的失效概率, 根据本研究“冷备件在启动后具有与正常工作部件相同失效率 λ ”的假设, $\lambda_1 = \lambda_2 = \lambda_3$, 故优化后的余热排出泵模块失效概率转换为

$$P_{M3D}(t) = 1 - 2\lambda_1 t e^{-2\lambda_1 t} - e^{-2\lambda_1 t}. \quad (19)$$

优化后的冷却剂传输失效模块:

$$P_{M1D}(t) = 1 - [1 - P_{M3D}(t)][1 - P_{M4}(t)] \times [1 - P_{M5}(t)][1 - P_{M6}(t)], \quad (20)$$

优化后的余热排出功能可靠度为

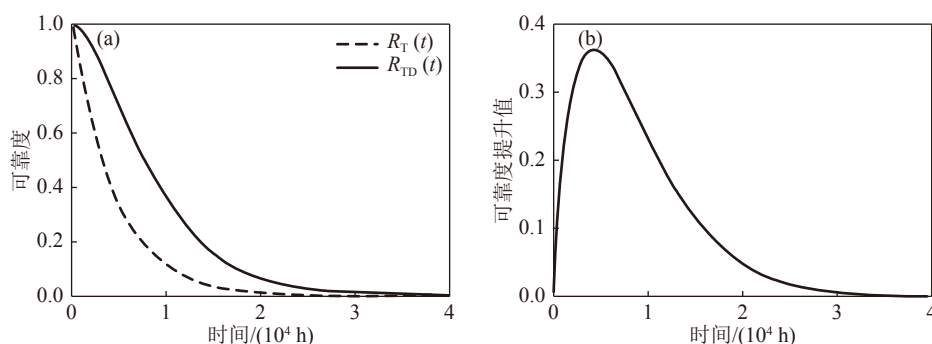


图 5 改进前后可靠度对比

6 结论

本研究利用故障树方法建立了余热排出系统的可靠性模型, 对其进行模块化分析和重要度指标评价, 为 RHRS 的定期与检修提供了指导和参考方向。基于重要度评价结果对 RHRS 进行优化, 提出了含公用备件的冷备系统, 引入动态故障树的冷备门来反映其失效模式。利用 Markov 模型进行定量分析, 并将计算结果与改进前系统可靠度进行对比。结果表明, 提出的优化方法可明显提升系统可靠度。

参考文献:

- [1] Guangdong Nuclear Power Training Center. Systems and Equipment for 900 MW Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plants (Previous)[M]. Beijing: Atomic Energy Press, 2005. (in Chinese)
(广东核电培训中心. 900 MW 压水堆核电站系统与设备(上册)[M]. 北京: 原子能出版社, 2005.)
- [2] CHEN Qiang. Research on Reliability Assessment Technology of Nuclear Safety-Grade Digital Instrumentation and Control System[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2015. (in Chinese)
(陈强. 核安全级数字化仪控系统可靠性评估技术研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2015.)
- [3] ZHANG Qing, MA Quan, XU Biao, et al. Instrumentation, 2016, 23(10): 77. (in Chinese)

$$R_{TD}(t) = [1 - P_{M1D}(t)][1 - P_{M2}(t)]. \quad (21)$$

5.3 可靠度分析

针对 RHRS 的关键设备余热排出泵进行冷备冗余改进, 使得主泵发生故障时可切换到公用冷备件维持系统的正常运转。改进前后系统可靠度及可靠度提升值大小随时间变化曲线和如图 5(a) 和图 5(b) 所示。图 5(a) 中虚线和实线分别表示为改进前和改进后系统可靠度随时间变化曲线。图 5(b) 表示改进前后同一时刻可靠度的差值即提升值。分析结果表明: 系统采用冗余设计后在运行的前 10^4 h 内, 可靠度提升最高可达 0.36, 优化效果明显。

(张庆, 马权, 许标, 等. 仪器仪表用户, 2016, 23(10): 77.)

- [4] ZHANG Dongliang, ZHANG Kaiwen, ZHANG Chaofan. Nuclear Power Engineering, 2021, 42(5): 173. (in Chinese)
(张栋良, 张凯文, 张超凡. 核动力工程, 2021, 42(5): 173.)
- [5] VANDERLEY V, WELLINGTON A S, ANTÔNIO C L C, et al. International Journal of Mathematical, Engineering and Management Sciences, 2019, 4(4): 814.
- [6] HUANG Tao, CAI Qi, ZHAO Xinwen, et al. Nuclear Power Engineering, 2009, 30(04): 55. (in Chinese)
(黄涛, 蔡琦, 赵新文, 等. 核动力工程, 2009, 30(04): 55.)
- [7] YANG Jun, YANG Ming. Nuclear Power Engineering, 2014, 35(S1): 156. (in Chinese)
(杨军, 杨明. 核动力工程, 2014, 35(S1): 156.)
- [8] HUANG Yongchang, ZHANG Jianqi. Corrosion and Protection of Modern Materials[M]. Shanghai: Shanghai Jiaotong University Press, 2012. (in Chinese).
(黄永昌, 张建旗. 现代材料腐蚀与防护[M]. 上海: 上海交通大学出版社, 2012.)
- [9] WANG Yuanyuan, XU Simin, YANG Ting, et al. Nuclear Physics Review, 2020, 37(04): 924. (in Chinese)
(王媛媛, 徐思敏, 杨婷, 等. 原子核物理评论, 2020, 37(04): 924.)
- [10] BOJAN T. Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment[R]. IAEA-TECDOC-478. 1988.
- [11] QIAN Hong, GU Yaqi, LIU Xinjie. Nuclear Power Engineering, 2019, 40(03): 103. (in Chinese)
(钱虹, 古雅琦, 刘鑫杰. 核动力工程, 2019, 40(03): 103.)
- [12] CHEN Yongmei. Reliability Research Based on Dynamic Fault Tree[D]. Xi'an: Xi'an University of Electronic Science and Technology, 2015. (in Chinese)

(陈永梅. 基于动态故障树的可靠性研究[D]. 西安: 西安电子科技大学, 2015.)

[13] ANI Gurvur. Mathematical Methods in Reliability Theory [M].

Beijing: Science Press, 2020. (in Chinese)

(艾尼·吾甫尔. 可靠性理论中的数学方法[M]. 北京: 科学出版社, 2020.)

Reliability Modeling and Analysis of Residual Heat Removal System in Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant

ZHANG Dongliang^{1,2}, YOU Wenhao^{1,†}, PAN Xiaolei^{1,2}, ZHOU Jialei¹

(1. College of Automation Engineering, Shanghai University of Electric Power, Shanghai 200090, China;

2. Shanghai Key Laboratory of Power Station Automation Technology, Shanghai 200090, China)

Abstract: In order to improve the reliability of Residual Heat Removal System(RHRS) in Pressurized Water Reactor nuclear power plant and provide guide and reference for regular overhaul and maintenance of RHRS, the reliability modeling of RHRS was conducted by using fault tree, and the importance index of system components was evaluated. Based on the evaluation results of importance index, an improved scheme of cold standby system with common spare parts is proposed. Dynamic fault tree modeling is adopted and Markov model is used for quantitative analysis. The results show that the reliability of the optimized RHRS is significantly improved.

Key words: residual heat removal system; reliability evaluation; dynamic fault tree; common spare parts; markov model

Received date: 09 Nov. 2021; **Revised date:** 06 Jan. 2022

Foundation item: National Natural Science Foundation of China Youth Science Foundation(51906133); Natural Science Foundation of Shanghai (19ZR1420700)

† Corresponding author: YOU Wenhao, E-mail: yoyobro1120@foxmail.com