

核安全

NUCLEAR SAFETY

主管单位 中华人民共和国生态环境部
主办单位 生态环境部核与辐射安全中心
出版单位 《核安全》编辑部
主 编 周启甫
执行副主编 王承智
编辑部主任 于大鹏
地 址 北京市海淀区红联南村54号
邮 编 100082
信 箱 北京8088信箱
编 辑 部 010-82205563 82205716
010-82203444 82203547
广 告 部 010-82205645
发 行 部 010-82205713
18910796298 汪瑞
传 真 010-82203590
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)
邮 箱 heanquanzazhi@263.net.cn
广告发布登记 京海工商广登字20180003号
国际标准刊号 ISSN 1672-5360
国内统一刊号 CN11-5145/TL
海 外 发 行 中国国际图书贸易集团有限公司
发 行 代 号 BM9557
印 刷 北京一二零一印刷有限公司
国 内 定 价 80.00元

版权所有 未经许可 不得转载

如发现印刷、装帧等刊物质量问题请与发行部联系。
声明：本刊与网络数据库合作，以数字化方式传播本刊全文。作者著作权使用费与本刊稿酬一次性给付，不再另行发放。作者如不同意将文章入编，投稿敬请说明。

2023年第1期 总第90期

双月刊 公开发行

2023年2月28日出版

阅读·检索



中国知识基础设施工程



关于·我们



《核安全》微信公众号



生态环境部
核与辐射安全中心



《核安全》杂志
微信公众号



《核安全》杂志
官方微博

《核安全》编委会

编委会主任

王大中
清华大学·科学院院士·副主席

编委会副主任

于俊崇
中国核动力研究设计院·工程院院士

陈佳洱
北京大学·科学院院士

叶奇慕
秦山核电集团筹备组·工程院院士

林忠钦
上海交通大学·工程院院士

孙玉发
中国核动力研究设计院·工程院院士

郑建超
中国广核集团有限公司·工程院院士

吴祖泽
军事医学科学院·科学院院士

魏炳波
西北工业大学·科学院院士

(按姓氏笔画排序)

编委会委员

于涛

王为

田文喜

史克亮

刘非

张庆贤

陈义学

周涛

顾汉洋

黄小桁

蒋诗平

程琦福

谭思超

(按姓氏笔画排序)

◆ 辐射安全

- 1 电子加速器辐照装置清场巡检联锁的优化设计·····陈光荣, 位同厦, 唐娜, 等

◆ 核电厂实践

- 7 某核电厂建安阶段防异物管理·····陈晓霞, 李伟, 白兰
11 华龙一号核电厂辐射监测系统国产化情况与发展建议·····张军旗, 杜俊涛, 花锋

◆ 国际瞭望

- 16 英国核电通用设计审查特色与实践·····毛庆, 方亮
23 核电厂事故保护表设计方法研究·····徐苗苗, 林支康, 纪文英, 等

◆ 研究与探讨

- 30 核电厂破口事故后喷射压力计算和工况选取研究·····郭丹丹, 向文娟, 吴辉平
36 浅谈回旋加速器退役拆解过程中实现放射性废物最小化的方法·····汪源, 张天义, 陈杨, 等
43 压力诱发 SGTR 的概率计算方法探讨·····王照, 裴亮, 李琼哲
49 近五年核电厂人因相关运行事件统计分析与建议·····许友龙, 刘莞, 郑丽馨, 等
55 ACP100 非能动安全壳空气冷却系统换热性能模拟研究·····冯雨, 刘卓, 李云屹, 等
63 一种基于敌手入侵时序图的水域和低空实物保护外部入侵
定量评价软件功能模块设计·····葛帅, 孟赛, 王瑞楠
71 关于推进第三代核电严酷工况关键阀门国产化的探索·····李想, 程应冠
76 局部区域减薄条件下核级压力容器筒壁安全性分析与评价·····张敬, 余毅, 孙兴见, 等
81 蒙特卡罗仿真计算前处理平台的开发与初步验证·····李静文, 孙国民, 周文, 等
89 失效分析方法在某核电系统可靠性工程中的应用·····刘燕芳, 李楠, 王冬, 等
99 风险管理在核岛主设备采购中的应用浅析·····陈权, 张鑫, 高行, 等

◆ 一线风采

- 105 倾力打造涉核环保先锋品牌·····辽宁省环保集团辐洁生态环境有限公司
108 以扎实作风和系统思维做好企业安全环保管理·····中核四〇四有限公司 田红安

◆ 参考文献

- 111 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 许龙飞)

- 1 Optimization Design of Cleaning Inspection Interlock for Electron Accelerator Irradiation Device
(Chen Guangrong, Wei Tongxia, Tang Na, Xiao Haibin, Lv Xiaoliang)
- 7 Foreign Material Management During NPP Construction
(Chen Xiaoxia, Li Wei, Bai Lan)
- 11 Localization and Development Suggestions of Radiation Monitoring System for HPR1000
(Zhang Junqi, Du Juntao, Hua Feng)
- 16 Introduction to the UK Context for Generic Design Assessment
(Mao Qing, Fang Liang)
- 23 Nuclear Power Plants Fault & Protection Schedule Implementation
(Xu Miaomiao, Lin Zhikang, Ji Wenying, Shen Yonggang, Ouyang Yong)
- 30 Research on Break Jet Pressure and Condition Selection of Nuclear Power Plant
(Guo Dandan, Xiang Wenjuan, Wu Huiping)
- 36 Discussion on Decommissioning and Dismantling of Cyclotron Methods to Minimize Radioactive Waste
(Wang Yuan, Zhang Tianyi, Chen Yang, Yi Yalei, Chen Hongtao)
- 43 Discussion of Calculation Method of CSGTR Probability
(Wang Zhao, Pei Liang, Li Qiongzhe)
- 49 Statistical Analysis and Suggestions on Human-related Operating Events of Nuclear Power Plants in Recent Five Years
(Xu Youlong, Liu Wan, Zheng Lixin, Jiao Feng, Zhang Hao, Zhang Li, Zou Yanhua)
- 55 Simulation Study on Heat Transfer Performance of Passive Containment Air Cooling System for ACP100
(Feng Yu, Liu Zhuo, Li Yunyi, Yu Mingrui, Wang Hongliang, Han Xu, Yuan Yidan)
- 63 A Function Module Design for Water Area and Low-altitude Area Physical Protection System Quantitative Evaluation Software based on ASD
(Ge Shuai, Meng Sai, Wang Ruinan)
- 71 Exploration on Promoting the Localization of Key Valves under Severe Working Conditions of the Third Generation Nuclear Power Plant
(Li Xiang, Cheng Yingguan)
- 76 Safety Analysis and Evaluation of Local Wall Thickness Thinning of Nuclear Class Pressure Vessel Wall
(Zhang Jing, Yu Yi, Sun Xingjian, Zhao Lingshou, Li Yang)
- 81 Development and Preliminary Verification of Monte Carlo Pre-processing Platform
(Li Jingwen, Sun Guomin, Zhou Wen, Chen Weihua, Yu Jie)
- 89 Application of Failure Analysis Method in Reliability Engineering of a Nuclear Power System
(Liu Yanfang, Li Nan, Wang Dong, Ye Baocun)
- 99 Simple Exploration on Risk Management in Procurement of Nuclear Island Main Equipments
(Chen Quan, Zhang Xin, Gao Hang, Liu Weijun)

陈光荣,位同厦,唐娜,等.电子加速器辐照装置清场巡检联锁的优化设计[J].核安全,2023,22(1):1-6.

Chen Guangrong, Wei Tongxia, Tang Na, et al. Optimization Design of Cleaning Inspection Interlock for Electron Accelerator Irradiation Device [J].

Nuclear Safety, 2023, 22(1): 1-6.

电子加速器辐照装置清场巡检联锁的优化设计

陈光荣, 位同厦*, 唐娜, 肖海滨, 吕晓亮

(山东蓝孚高能物理技术股份有限公司, 济南 250101)

摘要: 电子加速器运行期间, 辐照室和主机室会产生多种辐照源, 人员误入辐照室或主机室会受到辐射危害, 为此我们必须建立性能齐全且稳定可靠的辐射安全联锁系统。清场巡检联锁是辐射安全联锁系统的重要组成部分, 本文介绍清场巡检联锁的优化设计方案, 将清场巡检与控制门联锁、与防人误入信号联锁、与声光报警联锁, 实现了开门必须清场巡检、巡检警示和巡检过程中防人员跟随等功能, 进一步完善了清场巡检, 更好地保护人员的人身安全。

关键词: 电子加速器; 清场巡检联锁; 防人误入; 防人跟随

中图分类号: TL507 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0001-06

辐照加工业是核技术在民用中一项新技术, 已广泛应用于辐照食品、辐照化工、化妆品、日用品和医疗用品消毒灭菌等方面^[1]。电子加速器辐照装置有其安全可控、有效和环保等优点, 渐渐成为辐照加工业的主流设备^[1]。但是, 电子加速器辐照运行期间, 辐照室和主机室会产生多种辐照源(被加速的电子、X射线、中子射线和感生放射性), 为了避免电子加速器辐照装置运行时人员误入辐照室或主机室受到辐射危害, 我们必须建立性能齐全且稳定可靠的辐射安全联锁系统, 以保护人员的人身安全。

清场巡检联锁是辐射安全联锁系统的重要组成部分, 本文介绍电子加速器辐照装置清场巡检联锁的优化设计方案, 在满足清场巡检与加速器联锁要求的同时, 将清场巡检与控制门

(主机室屏蔽门和辐照室防护门)联锁、与声光报警联锁、与防人误入信号联锁, 实现了开门必须清场巡检、巡检过程中警示和巡检过程中防人员跟随等功能, 进一步完善了清场巡检, 更好地保护人员的人身安全。

1 系统优化原因

1.1 清场巡检联锁现状

现有的清场巡检联锁是主机室和辐照室内设置“巡检按钮”, 并与控制台联锁^[2]。加速器开机前, 巡检人员进入主机室和辐照室按序按动“巡检按钮”, 巡查有无人员误留^[2]。只有巡检人员按下辐照室或主机室的全部巡检按钮后, 才能触发清场巡检完毕的信号。

清场巡检的目的是防止辐照室或主机室内

收稿日期: 2022-03-13 修回日期: 2022-04-01

作者简介: 陈光荣(1970—), 男, 工程师, 工学学士, 现主要从事电子加速器运行与维护, 辐射防护研究工作

* 通讯作者: 位同厦, E-mail: chen_1001@163.com

有人误留且未被发现就进行电子加速器出束,对误留人员造成人身伤害。

1.2 清场巡检联锁不足

清场巡检联锁是安全联锁系统的重要组成部分。在清场巡检的过程中,巡检人员按顺序按下巡检按钮,可能存在检修人员处在巡检人员视野盲区的情况;巡检人员在清场巡检过程中没发现有人员滞留在辐照室或主机室内,也会存在有人跟随在巡视人员身后进入辐照室或主机室的情况;在巡检人员巡检完成后立即进行电子加速器出束,会对潜在的滞留检修人员或跟随人员造成人身伤害。

2 清场巡检联锁组成

电子加速器辐照装置清场巡检联锁包括辐照室与主机室的门限位开关、防人误入光电开关、巡检按钮开关和声光报警器等设备,以及PLC可编程逻辑控制器和触摸屏,如图1所示。

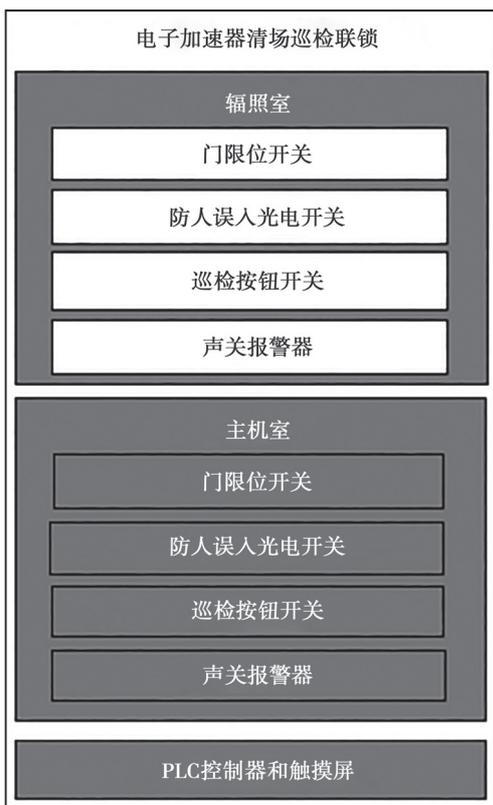


图1 清场巡检联锁组成示意图

Fig.1 Composition diagram of site clearing and patrol inspection interlocking

门限位开关:控制门关闭状态的信号确认设备,安装于控制门一侧,与加速器联锁,并与清场巡检联锁,只要打开过控制门就必须重新清场巡检,即开门必须清场巡检功能。

防人误入光电开关:检测人员误入信号的设备,安装于出入口,并与清场巡检联锁,在清场巡检过程中再有人误入,原已按动的巡检按钮失效,巡检人员必须重新清场巡检,实现了防人员跟随功能。

巡检按钮开关:巡检人员按下巡检按钮的信号确认设备,安装于巡检路线上多处,应覆盖所有人员可达区域,巡检人员按照顺序按下全部巡检按钮后才能触发巡检完毕的信号,实现了巡检的全覆盖。

声光报警器:对辐照室或主机室内滞留人员的警示,安装于控制门内,并与清场巡检联锁,在第一巡检按钮按动有效时,声光报警器发出警示声音及闪烁红光,用于对滞留人员警示。

上述设备接入PLC,通过逻辑控制程序实现清场巡检联锁功能。

3 主机室清场巡检联锁

3.1 主机室清场巡检联锁布置

主机室控制门的门限位开关、防人误入光电开关、巡检按钮开关和声光报警器等设备的安装位置,如图2所示。从主机室进门处,安装防人误入光电开关;巡检按钮共4个,过了防人误入光电开关往里安装巡检按钮1,再往里是巡检按钮2,最里面是巡检按钮3,然后折返,快到防人误入光电开关处时安装巡检按钮4;声光报警器安装在防人误入光电开关附近。

3.2 主机室清场巡检联锁控制流程

主机室清场巡检必须执行严格的预定流程,才能完成主机室清场巡检,如图3所示。

(1)在加速器停机状态下,厂房满足室外开门的联锁要求(钥匙控制、门机联锁、剂量联锁和通风联锁)就可以开始清场巡检;(2)巡检人员打开主机室控制门;(3)巡检人员清场巡检故障置位;(4)巡检人员按动巡检按钮1,若不是巡检按钮1则按动无效;(5)巡检人员若是按动巡检

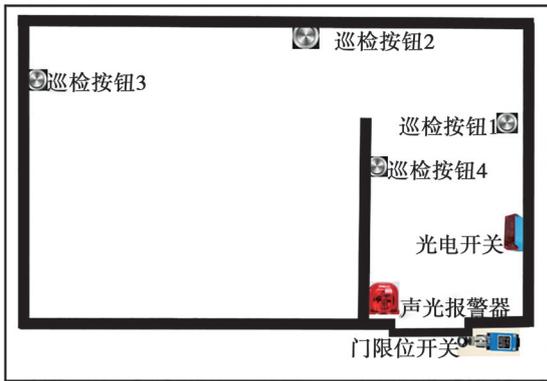


图 2 主机室清场巡检联锁布置示意图

Fig.2 Schematic diagram of interlocking layout for site clearing and patrol inspection of main engine room

按钮 1,清场巡检声光报警器开始警示;(6)系统用防人误入光电开关检测有无跟随人员,若有跟随人员,清场巡检声光报警器警示消失,原先按动巡检按钮无效,清场巡检过程需从(4)重新操作;(7)巡检人员按顺序按动下一个巡检按钮,若不是按顺序,则本次按动无效,需按顺序按动下一个巡检按钮;(8)系统用防人误入光电开关检测有无跟随人员,若有跟随人员,清场巡检声光报警器警示消失,原先按动巡检按钮无效,需从(4)重新操作;(9)直到按动最后一个巡检按钮,若不是最后一个,重复(7)、(8)过程;(10)防人误入光电开关检测失效,清场巡检人员走过防人误入光电开关位置,原先按动继续有效;(11)巡检人员关闭主机室控制门;(12)声光报警器警示消失,防人误入光电检测生效,清场巡检故障清除;(13)清场巡检结束。

从打开主机室控制门开始,清场巡检故障就置位了,直到所有巡检按钮按动有效,再关闭好主机室控制门,清场巡检故障才能消除。

3.3 主机室清场巡检程序

主机室清场巡检控制逻辑程序是辐射安全联锁系统程序的一部分,主机室清场巡检故障信号(Q0.0)送给加速器控制系统,实现清场巡检与加速器联锁;在清场巡检过程中实现清场巡检与控制门联锁,即开门必须重新清场巡检;与防人控制门联锁,即开门必须重新清场巡检;与防人误入光电开关联锁,即可以做到有人员

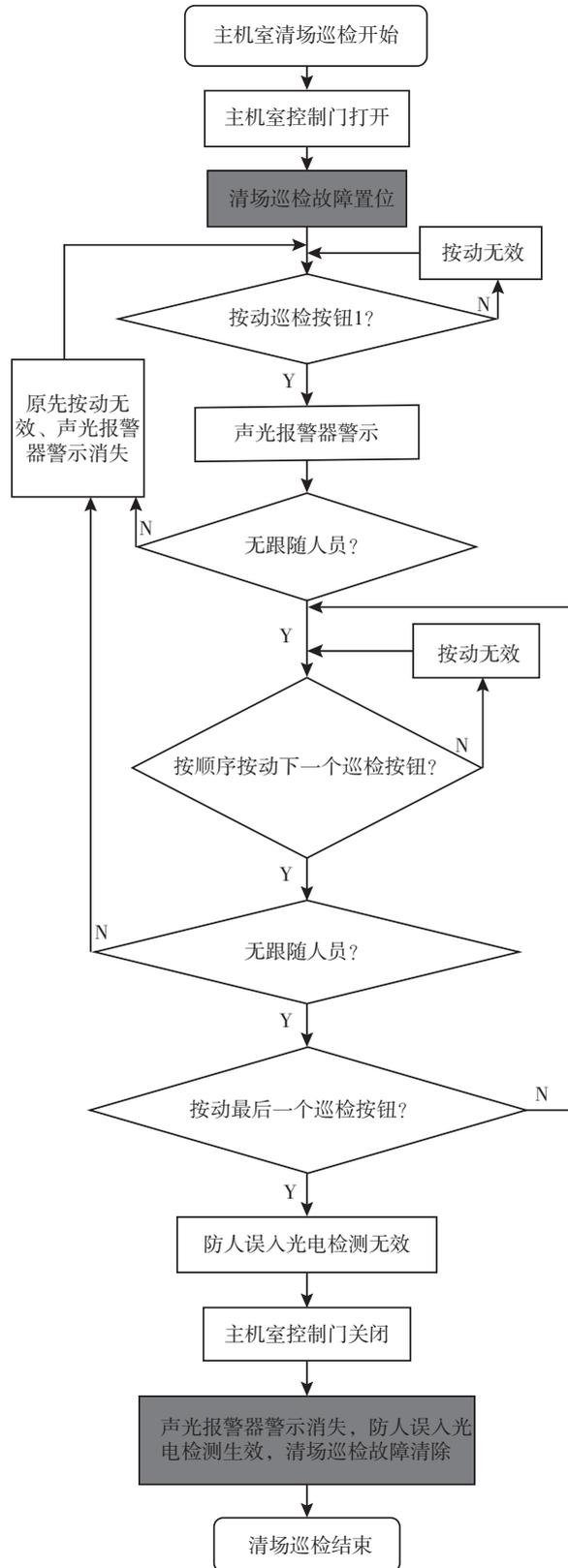


图 3 主机室清场巡检联锁控制流程

Fig.3 Flow chart of cleaning inspection for main engine room

跟随就需重新清场巡检;与声光报警联锁,即在清场巡检过程中有警示作用。主机室清场巡检联锁控制信号主要为输入及输出信号,见表1。其程序段如图4所示。

表1 主机室清场巡检输入输出信号
Table 1 I/O signal of main engine room clearing inspection

| 序号 | 输入/输出 | 信号名称 |
|----|-------|--------------|
| 1 | I0.0 | 门限开关常开(开门)信号 |
| 2 | I0.1 | 防人误入光电常开信号 |
| 3 | I0.2 | 巡检按钮1常开信号 |
| 4 | I0.3 | 巡检按钮2常开信号 |
| 5 | I0.4 | 巡检按钮3常开信号 |
| 6 | I0.5 | 巡检按钮4常开信号 |
| 7 | Q0.0 | 清场巡检故障信号 |
| 8 | Q0.1 | 声光报警警示信号 |

4 辐照室清场巡检联锁

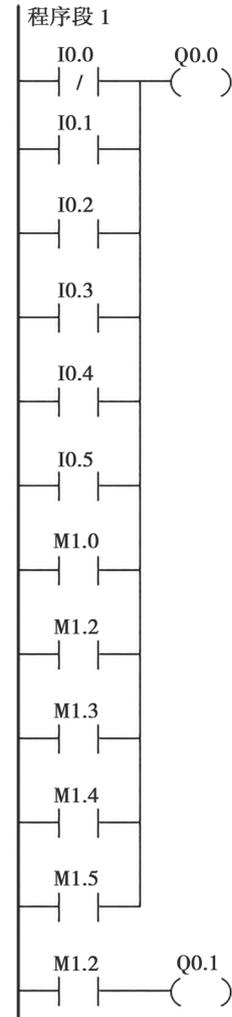
辐照室一般有单门和双门两种结构,单门结构和上面介绍的主机室控制流程一样,只是增加了巡检按钮和声光报警器数量。这里只介绍双门结构,两个控制门分为清场巡检进门和清场巡检出门。

4.1 辐照室清场巡检联锁布置

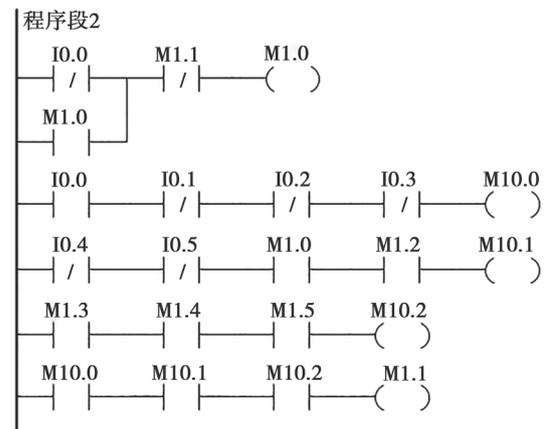
辐照室设置门限位开关、防人误入光电开关、巡检按钮开关和声光报警器等设备。门限位开关2个,分为进门门限开关和出门门限开关;防人误入光电开关2组,分为进门防人误入光电开关和出门防人误入光电开关,进门防人误入光电开关安装于进门与巡检按钮1之间,出门与巡检按钮8之间安装出门防人误入光电开关;巡检按钮共8个,从进门至出门,按顺序依次安装巡检按钮1至8;声光报警器安装多个,实现辐照室各个位置均能听到警示声音。

4.2 辐照室清场巡检联锁控制流程

与主机室清场巡检控制流程的区别:(1)巡检人员必须关闭进门,按动巡检按钮1,按动才有效;(2)进门打开及进门防人误入光电开关触



(a) 程序段 1

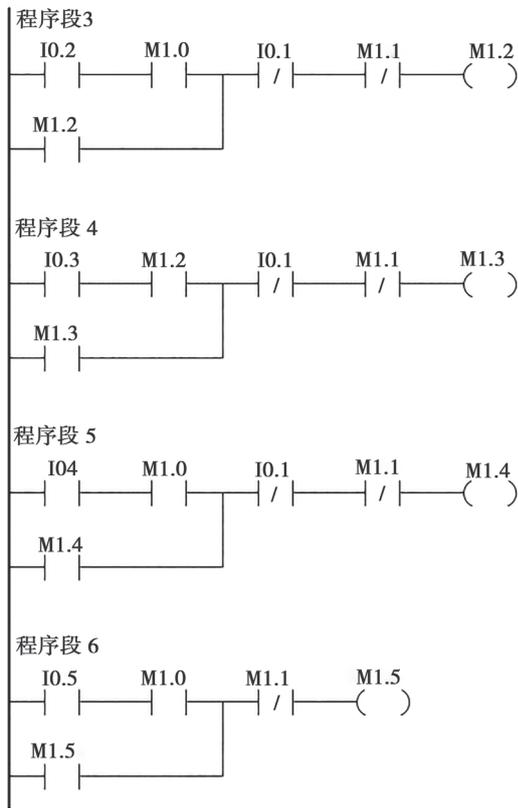


(b) 程序段 1

注:(a) 开门、触发误入及按下巡检按钮均输出巡检故障,按下第1个巡检按钮后进行巡检警示;(b) 开门必须巡检,巡检完成关门复位

图4 主机室清场巡检程序

Fig.4 Main engine room clearing patrol procedure



(c) 程序段 3~6

注:(c) 4个巡检按钮

图 4 (续) 主机室清场巡检程序

Fig.4 Main engine room clearing patrol procedure

发均认为有跟随人员;(3)进门防人误入光电开关始终有效,出门防人误入光电开关在清场巡检过程中不起作用;(4)在各巡检按钮按动有效的状态下,巡检人员关闭出门,清场巡检故障清除,清场巡检结束。

4.3 辐照室清场巡检程序

辐照室清场巡检控制逻辑程序是辐射安全连锁系统程序的一部分,辐照室清场巡检故障信号(Q0.2)送给加速器控制系统,实现清场巡检与加速器连锁;在清场巡检过程中实现清场巡检与控制门连锁,即开门(进门或出门)必须重新清场巡检;与进门门限开关和进门防人误

入光电开关联锁,即可做到有人跟随就需重新清场巡检;与声光报警连锁,即在清场巡检过程中有警示作用。辐照室清场巡检连锁控制信号主要为输入以及输出信号,见表2。

表 2 辐照室清场巡检输入输出信号
Table 2 Input and output signals of radiation room cleaning inspection

| 序号 | 输入 / 输出 | 信号名称 |
|----|---------|--------------|
| 1 | I0.6 | 进门门限开关常开信号 |
| 2 | I0.7 | 进门防人误入光电常开信号 |
| 3 | I1.0 | 巡检按钮 1 常开信号 |
| 4 | I1.1 | 巡检按钮 2 常开信号 |
| 5 | I1.2 | 巡检按钮 3 常开信号 |
| 6 | I1.3 | 巡检按钮 4 常开信号 |
| 7 | I1.4 | 巡检按钮 5 常开信号 |
| 8 | I1.5 | 巡检按钮 6 常开信号 |
| 9 | I1.6 | 巡检按钮 7 常开信号 |
| 10 | I1.7 | 巡检按钮 8 常开信号 |
| 11 | I2.0 | 出门防人误入光电常开信号 |
| 12 | I2.1 | 出门门限开关常开信号 |
| 13 | Q0.2 | 清场巡检故障信号 |
| 14 | Q0.3 | 声光报警警示信号 |

5 结论

此次优化设计,实现开门清场巡检、巡检过程中警示和巡检过程中防人员跟随等功能,进一步完善了清场巡检连锁功能,提高清场巡检质量,更好地保护人员的人身安全。

参考文献

- [1] 杨芝歌, 张保增, 王玮. 某工业电子直线加速器的辐射危害及防护[J]. 铀矿地质, 2015, 31(5): 541-546.
- [2] 中华人民共和国生态环境部. 电子加速器辐照装置辐射安全和防护: HJ979-2018[S]. 北京: 中国环境出版社, 2018.

Optimization Design of Cleaning Inspection Interlock for Electron Accelerator Irradiation Device

Chen Guangrong, Wei Tongxia*, Tang Na, Xiao Haibin, Lv Xiaoliang

(Shandong Lanfu High-energy Physics Technology Co., Ltd., Jinan 250101, China)

Abstract: During the operation of the electron accelerator, a variety of radiation sources will be generated in the irradiation room and the main engine room, and personnel entering the irradiation room or the main engine room by mistake will be exposed to radiation hazards. A radiation safety interlocking system with complete performance, stability and reliability must be established. The site clearing inspection interlock is an important part of the radiation safety interlock system. This paper introduces the optimal design scheme of the site clearing inspection interlock, which interlocks the site clearing inspection with the control door, with the signal to prevent people from entering by mistake, and with audible and visual alarm. It realizes the functions of site clearing inspection when opening the door, patrol inspection alarm and patrol inspection personnel following, which further improves the site clearing inspection and better protects the personal safety of personnel.

Key words: electron accelerator; site clearing and patrol inspection interlocking; prevent people from entering by mistake; prevent personnel from following

(责任编辑: 许龙飞)

陈晓霞,李伟,白兰.某核电厂建安阶段防异物管理[J].核安全,2023,22(1):7-10.

Chen Xiaoxia, Li Wei, Bai Lan. Foreign Material Management During NPP Construction [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(1): 7-10.

某核电厂建安阶段防异物管理

陈晓霞¹, 李 伟², 白 兰²

(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河北分公司, 石家庄 050000)

摘要: 本文分析了几起核电厂建安阶段典型异物事件经验反馈, 阐明了防异物工作对于核电厂质量、安全管理的重要意义, 并从人、机、料、法、环五个方面阐述了建安阶段防异物的措施, 对于核电厂建安阶段防异物控制具有借鉴意义, 为核电厂防异物管理水平的提升提供参考。

关键词: 核电厂; 异物; 经验反馈; 管理措施

中图分类号: TL48 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0007-04

异物管理是确保核电厂运行安全的重要环节。如果异物进入核电厂管道系统或设备, 没有在机组运行前被发现和取出, 那么就会降低系统和设备的可靠性或者使其失效, 增加非计划性的维护检修, 甚至会导致重大核安全事故, 增加对人员及环境的放射性危害^[1,2]。

1 概述

根据国际原子能机构(IAEA)技术文件的定义, 异物是按照设计不属于系统或设备组成部件、材料或介质, 并会对系统或设备结构完整性和功能造成损伤的外来物质^[8]。这些异物包括: 施工环境异物, 如尘土、砂砾、雨水以及施工垃圾等; 施工行为异物, 如抹布、手套和施工机具等; 临时措施用材料异物, 如转运临时固定用材料, 施工用加固、支撑和防护材料、设备及管道包装材料等; 施工衍生物, 如焊瘤、焊渣、金属屑和焊接余料等; 设备易脱落松散部件; 设备供货异物; 设备制造期间产生的且在供货前未被

发现并及时清理的各类异物^[3-5]。

从研究报告以及同行业的经验反馈来看, 异物控制贯穿于设计、制造、安装和运行等核电厂全寿命周期^[6,7]。IAEA 的研究显示: 核电厂建设安装是引入异物的主要阶段^[8]。

考虑异物控制对核电厂安全至关重要, 本文基于几起典型的建安阶段发生的异物事件, 分析异物产生的根本原因, 进而从人、机、料、法、环五个方面提出杜绝建安阶段异物事件的措施。

2 建安阶段典型异物事件经验反馈

2.1 凝汽器内部异物事件

事件描述: 2020 年 6 月, 检查人员在某核电厂 X 号机组凝汽器 A 内部(右侧进气管外表面)发现一块尺寸为 90 mm × 50 mm 的金属块。

原因分析: 金属块为施工班组在进行凝汽器内部进汽管隔热板或凝汽器与低压外下缸连接的进汽管封板焊接时, 用于临时调整间隙或

收稿日期: 2022-02-28 修回日期: 2022-07-06

作者简介: 陈晓霞(1984—), 女, 工程师/学士, 现主要从事核电厂工艺管道设计工作

固定用的调整块,该金属块遗留在进汽管外表面未取出;施工人员防异物意识不强,凝汽器内部检查不到位;临时物项管控不到位,对临时物项缺乏清点管理措施;技术指导文件不全面,未设置相关工序,导致施工过程缺乏防异物质量管控措施。

纠正措施:立即清除异物,完善安装工艺指导文件,增加隔热板及封板安装后整体检查工序,并升版了质量计划,加强安装过程的质量管控,防止此类事件再次发生。

2.2 主给水系统三环路管道内异物事件

事件描述:2019年8月,某核电厂X号机组施工人员在执行主给水三环止回阀回装前的清洁工作时,使用自制工具排除止回阀阀腔底部积水的过程中,不慎将该自制工具滑落至主给水管段内部,如图1所示。

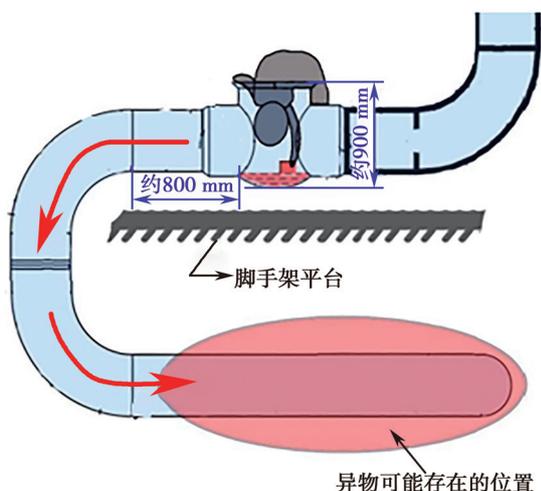


图1 异物遗留位置示意图

Fig.1 Diagrams of foreign residual location

原因分析:施工方案及安全技术交底文件编制不完善,缺乏对阀门内部积水量进行估计,没有针对性地选择适当的排水方式和排水工具,缺少防异物、防止工具掉落的措施;并且操作人员核安全意识淡薄,现场遇到异常情况时未及时上报,导致错过最佳抓取时机。

纠正措施:编制异物处理方案,取出异物;升版工艺施工方案,补充制定排除阀门内部积水的措施;完善相应的安全技术交底文件,明确

防异物和防工具掉落的措施;进行全员培训,宣贯核安全文化,并对重点人员开展专项技能培训,对排水工作进行模拟操作。

2.3 凝结水泵机封水管线异物事件

事件描述:2021年10月,在某核电厂X号机组常规岛机组启动期间,运行人员巡检时发现凝结水泵机封水压力数值为零,检查示流器转轮,发现其没有转动。现场将机封水管线拆除后,发现机封水管线某阀门上缠有白色胶带类异物。

原因分析:堵塞在机封水管线阀门内的异物为螺纹密封用生胶带,推测是在安装阶段带入系统内的,安装阶段防异物管理属于失控状态。

纠正措施:拆除机封水管进行整体冲洗,将管道及阀门内冲洗干净;使用内窥镜检查机械密封内部,确保不存在任何异物。

2.4 余热排出热交换器异物事件

事件描述:2020年10月,某核电厂X号机组在役检查,在余热排出系统某热交换器内部管板上方发现1个约80 mm×40 mm的黑色异物;在水室底部发现4个黑色异物;在该系统另外某热交换器内部发现15块黑色异物。

原因分析:通过材质分析及尺寸拼接,判断该异物为调试期间余热排出泵入口临时过滤器法兰安装使用的黑色橡胶垫片,调试期间垫片拆装掉落并遗留,随着泵的启动被冲到换热器内。

纠正措施:将黑色异物全部取出,并对该机组相同设备内部进行全面排查,确保无类似异物残留。事件根本原因是现场工作开展时监督不全面、防异物工作不到位。

3 建安阶段防异物管理措施

核电厂建安阶段由于异物导致的质量问题及事件将会给后期调试运行环节带来极大的安全隐患,必须采取有效措施杜绝异物进入和残留。笔者基于已有的国内外经验反馈,从人、机、料、法、环五个方面给出防异物措施,从而实现建安阶段防异物的有效管理。过程分析如图2所示。

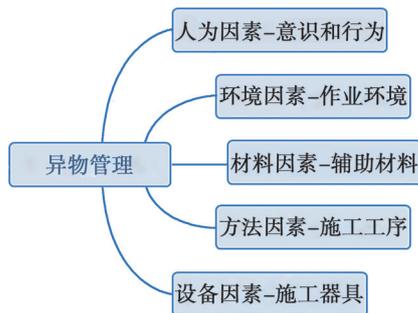


图2 异物管理影响因素分析图

Fig 2 Analysis of influencing factors of foreign management

3.1 加强人因措施管理

(1) 提高操作人员的防异物意识。大力开展核安全文化培训,认识核安全,敬畏核安全,强化责任意识、安全意识和质量意识。对施工单位作业人员加强培训,将防异物培训纳入入场培训计划,施工班组利用班前班后会对外物管控注意事项进行宣讲,使一线作业人员从思想意识上认识防异物的重要性。

(2) 落实人的防异物行为。提高现场作业人员的防异物意识的同时加强操作人员的行为管理,禁止携带非工作相关的物品进入现场,对进出关键施工工序人员检查并登记携带物品,工作开始前完成后,开展现场作业环境的整理和清洁,生产设备每日进行点检,变被动为主动,让可能成为失效点的每一名作业人员成为防异物管理的一道屏障。将防异物的意识外化于行,内化于心。

3.2 加强施工器具及材料的管控

(1) 建立施工器具及材料登记制度,根据实际施工对象和施工工序情况,制定有针对性的工具、半成品、成品和辅材等管理措施,将施工器具和材料存放在指定区域,并按照规定进行覆盖和标记。所有进入设备内部及管道内部的工具和辅材等均需严格进行物项登记,建立使用和带进带出台账,妥善保管。

(2) 加强施工器具及材料防脱落管理,严禁将施工器具和材料等放在设备或管道的开口边缘。

(3) 在开口封闭前对重要管道和设备进行异

物检查,要使用内窥镜进行全面检查。

(4) 对可能在作业时脱落的施工器具及材料,须采用软连接或刚性固定的方式,防止其掉落。

(5) 焊接过程中,对焊接填充材料要随用随取,逐根取出,对焊条头或焊丝头要使用专门的容器进行回收清点。(PS:核电焊接用的焊条头和焊丝头,都是要回收清点的,发放数量和焊材标识要进行严格比对,防止用错焊材。)

3.3 加强工序管控

(1) 建立建安阶段防异物管理细则,全面落实建安各承包商的职责,规定建安各阶段防异物控制措施细则。

(2) 各安装单位结合工作范围及特点,编制防异物管理工作程序,对程序审查发现的问题进行修订,建立防异物管理体系。

(3) 各安装单位结合工作范围及特点,成立防异物管理组织机构,按照区域和系统明确防异物管理责任人,对防异物工作进行有力监管。

(4) 按照管理程序和组织机构,落实防异物管理各项措施,形成全方位的监管体系。

3.4 强化施工环境管理

根据实际施工对象和施工工序情况,制定现场环境管理制度。主要注意事项如下:

(1) 工作区域划分:现场安装活动中,控制区域要按照清洁度要求进行相应级别划分,按照清洁度要求分类存放相关物项,施工环境要达到相应清洁度的要求。

(2) 见证点的要求:设置异物检查质量控制见证点,针对清洁度检查进行重点见证。

(3) 操作平台要干净整洁,不能堆放施工器具和零部件,控制区上方及临近区域要进行检查,以防异物落入控制区。

(4) 打磨切割作业时,做好管口的防护,避免铁屑等异物进入管道和系统内部,打磨切割完成后对敞口区域进行清洁,确保无异物遗留在管道内部。

(5) 对于施工过程中产生的垃圾,必须在作业完成后清理干净,禁止将其遗留在专区内。

(6)对碳钢、不锈钢管道及部件预制实施分区管理,防止交叉污染。

(7)进行墙体和地面打磨时,要对周围的物项进行成品保护,以免灰尘对物项造成污染。

4 结语

建安阶段是核电厂防异物全流程管理中最薄弱的环节。本文基于几起核电厂建设安装阶段的异物事件反馈,从人、机、料、法、环五个方面切入,从加强人因措施管理、加强施工器具及材料管控、加强工序管控和强化施工环境管理等方面给出了具体的异物管理措施。核电建安阶段应重视防异物质量管理,为后续核电厂调试和运行阶段的异物问题扫清障碍,降低事故的发生概率,对核电厂的安全运行具有重要意义。

参考文献

- [1] 段游, 黄伟, 周燕, 等. 核电厂工程建设机组防异物管理与实践 [J]. 中国核电, 2021, 14 (3): 382-388.
- [2] 余腾昱, 尹祥平. 核电工程建设期间防异物管理探讨 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 29-34+51.
- [3] 丁维民, 何志伟. AP1000 核电建设成品保护管理 [J]. 核安全, 2013, 12 (2): 36-38.
- [4] 李春, 依岩, 刘宇, 等. 压水堆核电厂安全壳内碎片源的踏勘方法介绍 [J]. 核安全, 2010 (2): 25-29+38.
- [5] 孔静, 赵大为, 赵颖兵, 等. 核电厂主变压器制造过程中的监管要点 [J]. 核安全, 2015, 14 (1): 12-18.
- [6] 王娅琦, 陶书生, 李世欣, 等. M310 及改进型机组运行阶段共性问题研究 [J]. 核科学与工程, 2017, 37 (6): 902-907.
- [7] IAEA TECDOC SERIES. Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with Light Water Reactors and Measures Taken for Their Resolution [R]. No. IAEA-TECDOC-1044.
- [8] IAEA TECDOC SERIES. Foreign Material Management in Nuclear Power Plants and Projects [R]. No. IAEA-TECDOC-1970.

Foreign Material Management During NPP Construction

Chen Xiaoxia¹, Li Wei², Bai Lan²

(1. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China; 2. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Hebei Branch, Shijiazhuang 050000, China)

Abstract: We investigate typical foreign material experiment feedback in course of construction and Installation stage of nuclear power plants, and key properties of foreign material management for nuclear safety and quality improvement. Based on this investigation and aiming to improve the management quality of foreign material prevention in nuclear power plants, we propose measurements for the control of foreign material in the construction and Installation stage of nuclear power plants from five aspects associated with human being, machine, material, method and environment.

Key words: nuclear power plants; foreign material; experiment feedback; management measure

(责任编辑: 徐晓娟)

张军旗,杜俊涛,花锋. 华龙一号核电厂辐射监测系统国产化情况与发展建议[J]. 核安全,2023,22(1):11-15.

Zhang Junqi, Du Juntao, Hua Feng. Localization and Development Suggestions of Radiation Monitoring System for HPR1000 [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(1): 11-15.

华龙一号核电厂辐射监测系统国产化情况与发展建议

张军旗, 杜俊涛*, 花 锋

(西安中核核仪器股份有限公司, 西安 710041)

摘要: 辐射监测系统作为“华龙一号”核电装备的重要组成部分, 不仅能够保障核电站安全运行, 同时也能够保障工作人员、公众和环境的安全。本文分析了“华龙一号”全球首堆福清核电 5 号机组的辐射监测系统的配置, 分别从传感器和设备层面对国产化情况进行了探讨。本文从产品线、技术指标、资质等方面论述了国产厂家与进口厂家之间的差距, 并阐述了差距产生的原因。本文对后续核电厂辐射监测设备的国产化路径和趋势进行了探讨, 可为辐射监测系统的设计和研发提供参考思路。

关键词: 华龙一号; 核电厂辐射监测系统; 国产化; 发展趋势

中图分类号: TL81 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0011-05

作为国家名片的“华龙一号”核电机组成功投入商业运行, 标志着我国的三代核电技术已经跻身世界前列。同时“华龙一号”核电机组也是推进“中国制造 2025”的标志性示范工程。作为大国重器, “华龙一号”承担着国家核电“走出去”的重要战略责任, 承担着带动国内装备制造产业技术发展的重要使命, 在助力“双碳”战略、优化能源结构、推动绿色低碳生活等方面具有重要的战略意义。

与传统能源不同的是: 核能发电在运行过程中会伴随着电离辐射的产生。辐射监测系统 (IRM) 在核电机组运行过程中能够对核电各安全屏障失效的可能性进行监测, 保障核电的安全运行, 控制放射性物质的扩散, 保障核电厂工作人员、公众和环境的安全^[1]。

1 核电厂辐射监测系统 (IRM) 简介

《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》规定, 民用核设施在设计和建造时必须要有足够的措施保证质量, 保证安全运行, 预防核事故, 限制可能产生的有害影响; 必须保障工作人员、群众和环境不致遭到超过国家规定限值的辐射照射和污染, 并将辐射照射和污染减至可以合理达到的尽量低的水平。因此, 核电厂设置了辐射监测系统 (IRM)。IRM 主要包含工艺辐射监测系统、区域辐射监测系统和流出物监测系统等。

工艺辐射监测系统用于监测厂房工艺管道破损情况及厂房空气的放射性, 监测目的是检查屏障的完整性, 防止放射性物质释放或泄漏。

收稿日期: 2022-10-24 修回日期: 2022-12-20

作者简介: 张军旗 (1971—), 男, 高级工程师, 现主要从事核仪器仪表管理工作

* 通讯作者: 杜俊涛, E-mail: dujuntaox@163.com

区域辐射监测系统用于对工作场所的放射性水平进行监测,保证场所工作人员安全。流出物监测系统用于对烟囱排放流出物和液态流出物中的放射性进行监测,防止放射性流出物排放对环境和公众造成危害。

典型的核电厂辐射监测系统架构如图 1 所示,主要包含辐射探测传感器、就地处理显示单元(LPDU)与数据服务器。辐射探测传感器是用于探测核辐射的部件,通常包含气体探测器、闪烁探测器、半导体探测器等。就地处理显示单元(LPDU)的功能是将辐射探测器的信号进行处理、计算、分析以及设备状态诊断、参数设置和最终结果显示,其内部含有信号处理模块、数据处理软件等。数据服务器是将各个测量通道的测量结果、状态信息等数据进行集中采集、存储与处理,并与核电厂 DCS 系统通信。将不同的辐射探测传感器和就地处理显示单元(LPDU)进行配置可以对工艺管道、气态流出物、液态流出物和区域辐射水平等进行测量。

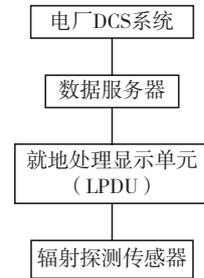


图 1 典型辐射监测系统配置

Fig.1 Typical configuration of radiation monitoring system

2 华龙一号辐射监测系统配置

“华龙一号”全球首堆福清核电 5 号机组的核电厂辐射监测系统共配置了 84 个监测通道,其中核安全级通道 18 个,分别安装在反应堆厂房、燃料厂房、电气厂房和流出物厂房等。通道配置情况如表 1 所示。系统总体采用的“分散布置、就地数据处理、集中数据管理”架构,相对于二代核电,安全性、可靠性更高,能够很好地

表 1 华龙一号辐射监测系统配置情况

Table 1 Configuration of HPR1000 radiation monitoring system

| 监测道类别 | 监测道名称 | 安全等级 | 数量 | 生产厂家 |
|--------|------------------------------|-------------------------|----|-----------|
| 工艺辐射监测 | 蒸汽发生器泄漏率监测道 | 1E | 3 | 美国 Mirion |
| | 临线介质活度监测道 | NC | 2 | XNIC |
| | PCS 系统泄漏活度监测道 | NC | 6 | |
| | 惰性气体活度监测道 | 1E | 6 | |
| | 安全壳内气体 N ¹³ 和碘监测道 | NC | 2 | |
| | 扫描式风管中放射性气体监测道 | NC | 2 | |
| 区域辐射监测 | 事故及事故后安全壳内 γ 剂量率监测道 | 1E | 2 | 美国 Mirion |
| | 在线中放液体活度监测道 | NC | 7 | XNIC |
| | I 型区域 γ 剂量率监测道 | 1E | 2 | |
| | II 型区域 γ 剂量率监测道 | 1E | 4 | |
| | 高放液体活度监测道 | NC | 12 | |
| 流出物监测 | III 型区域 γ 剂量率监测道 | NC | 21 | |
| | 烟囱排放气体气溶胶、碘和惰性气体活度监测道 | 气溶胶、碘监测:NC 惰性气体监测:1E | 8 | 美国 Mirion |
| | 安全壳卸压排放活度监测道 | NC | 1 | XNIC |
| | 离线低放液体活度监测道 | 1E | 6 | |

注:XNIC 为西安中核核仪器股份有限公司缩写。

满足系统独立性要求。在通信方式与数据管理模式上,核安全级设备与核电厂通信系统采用硬线连接方式,设备的电气箱内含有模拟量输出接口实时向通信系统发送测量信息。从通信网络、供电、数据存储和重要测点等方面进行了冗余设置,对非安全级设备的所有信息进行集中采集与显示,同时具备网络通信功能,与核安全级设备进行通信隔离,从而提高了系统可靠性^[2]。

根据百万千瓦级先进压水堆核电机组电厂辐射监测系统技术规格书要求,辐射监测系统整体采用数字化技术架构,解决了以往采用模拟技术中的一些关键问题。这主要包含三个方面:一是就地处理显示单元数字化,摆脱了传统架构对信号状态的依赖,同时也实现了产品标准化,只需要将不同功能的电子学板卡与软件进行合理搭配便能实现预期的测量功能,提升了设备的可靠性和可维修性;二是辐射探测传感器数字化,对探测器进行数字化后能优化设备结构,显著提升了信号的抗干扰能力;三是采用服务器终端对辐射监测系统数据进行集中处理,包括设备状态诊断、通道参数分析、测量数据处理与DCS系统通信等。

3 华龙一号辐射监测系统国产化情况

随着一系列国产化扶持政策的落地,“华龙一号”的核岛、常规岛等设备率先实现了国产化,但电厂辐射监测系统国产化进程缓慢,这在很大程度上制约了我国核电事业和民族工业的发展。为摆脱关键设备受制于人的局面,“华龙一号”辐射监测设备的国产化具有重要意义。“华龙一号”全球首堆福清核电5号机组电厂辐射监测系统的84个通道中已有71个实现国产化,未国产化的13个通道采用的是美国Mirion公司的产品。其国产化情况主要体现在辐射探测传感器的国产化和设备的国产化两方面。

3.1 辐射探测传感器国产化情况

辐射探测传感器作为核电厂辐射监测系统的上游零部件,主要功能是探测核辐射信号,重要性不言而喻,主要包含电离室探测器、GM计数管、NaI探测器、塑料闪烁探测器、半导体探测

器。其性能的优劣程度直接影响着辐射监测设备的系统指标。西安中核核仪器股份有限公司结合自身优势,坚持自主创新与基础研发,已经攻克电离室制作和闪烁体封装等技术难点。由于GM计数管和半导体探测器对关键材料、设计水平和生产要求较高,国内产品整体与国外存在较大差距,因此,主要依赖进口。国内部分企业通过技术引进与消化吸收再创新等手段对半导体探测和GM管探测器进行国产化研究,但由于产品制造工艺和产业化批量生产能力不足,整体产品在指标一致性与可靠性等方面还存在一定不足。人才流失和缺乏经验反馈也是导致产品设计落后于国外的一个重要原因。

3.2 设备国产化情况

从辐射监测系统整体功能来看,其研发工作是一项涉及核物理、电子技术、计算机技术等多学科的综合工程。其具备一般电气电子设备的普遍规律,又在其专业领域内具有一定的独特性。从表1中可得出,福清核电5号机组IRM除蒸汽发生器泄漏率监测道、事故后安全壳 γ 剂量率监测道、PING监测道外,基本已实现国产化。根据国家核电规划总体发展要求,为提升辐射监测设备的国产化率和自主可控水平,2021年西安中核核仪器股份有限公司通过承担重点科研项目对剩余三种设备进行国产化研究,攻克了多项相关技术,项目的技术指标和研制结果满足任务书要求,填补了三代核电辐射监测设备空白,摆脱了关键设备进口依赖,总体上实现“华龙一号”辐射监测设备100%自主化。

4 核安全级产品与进口产品的差距

核电厂辐射监测系统最基础的探测对象是待测物或待测区域内的 α 、 β 和 γ 射线。不同辐射水平和监测对象对核电厂辐射监测系统的要求存在一定差异,例如核安全级与非安全级、K3鉴定等级与K1鉴定等级、抗震I类与NO类、低量程与高量程等。最早进入中国市场的国外厂家是美国Mirion公司,其在中国市场占有率较高^[3],目前已运行的核电机组中的安

全级辐射监测设备均由美国 Mirion 公司供货。通过对国产厂家产品线与美国 Mirion 公司进行对比,并结合核电现场的使用信息反馈,国产产品总体上与进口产品还存在一定差距,主要包含以下几方面:

(1) 产品线覆盖面不足。国外厂家产品线范围较宽,从基础传感器到成套装备、从常规量程到事故后量程、从非核级到核级、从固定式设备到移动式设备等都有。总体上可实现整个系统供货,可根据用户需求和具体使用条件进行配置。国产厂商产品线较单一,通常只包含已成型的成套设备。在基础传感器领域还缺乏一定的技术积累,一些技术复杂程度和价值较高的产品一般只进行过基础研究,尚未进行过现场试用反馈。此外,新技术应用有所欠缺,例如:半导体固定式剂量率仪、移动式惰性气体监测仪、安全壳大气污染监测仪等^[4,5]。

(2) 技术指标。对于非安全级辐射监测设备,国产产品与进口产品技术指标在多数情况下基本持平,总体可以满足工程应用需求。

(3) 资质情况。对于安全级辐射监测设备,其研发与生产通常受到国家核安全局的监管,并由国家核安全局颁发民用核安全电气设备设计与制造许可证。国产厂家通过多年技术积累,已经取得了某些辐射探测传感器的设计制造许可,也完成了部分安全级设备的工程供货。随着科学技术和新材料的发展,出现了一批新型辐射探测传感器,国产厂家在某些情况下对这些新技术认识还不够深入,而且监管力度加大,导致这类辐射探测器的取证变得较为困难。在以往核电项目中,这些新型辐射探测传感器类的设备通常由国外厂家垄断。

(4) 技术成熟度差异。近年来,国产厂家通过加大科研投入,集中优势,已经对一些技术难度高和未国产化的设备进行国产化研究,通过了各类试验,总体上已经满足技术指标要求。但是由于缺乏工程验证,因此无法对样机进行优化改善,对于产品的技术成熟度也就无法做出具体判断。

(5) 用户态度。由于进口产品在国内使用较

为普遍,相对于国产产品来说故障率较低,其在预防性维修等许多方面操作模式简便。因此,核电业主更加倾向于使用进口产品。

5 辐射监测系统国产化的建议

作为推动国家“双碳”战略的重要举措,核电以其近零排放的特性将逐步替代部分承担基荷电源作用的煤电机组。国家大力发展核电的同时,核电装备的国产化步伐也在加快。国家核电中长期规划也强调要以核电项目为依托,大力提升核电装备自主化比例,掌握各项新技术,努力实现核电装备产业战略升级。这些都体现了国家相关部门对核电装备国产化的支持与重视。对国产厂商来说,要从诸多方面进行考虑:

(1) 坚持自主创新能力,利用自身优势实现消化吸收并形成产业化,不仅要掌握系统集成与装备制造能力,更要提升基础辐射探测传感器的技术水平。通过总体设计和成套供货以实现核电厂辐射监测系统的完全国产化。

(2) 实行产学研合作开发模式,积极推动企业与企业、企业与高校之间的科技成果转化,各取所需,取长补短。通过联合研制,人才双向交流与共建技术中心等方式,提升科技成果转化率。

(3) 国产厂商形成战略联盟,企业之间从恶性竞争走向共同合作,发挥各自优势,集中资源以实现资源共享。同时与上游国产厂商建立成套产业链供应体系,通过国家重点建设项目等带动全产业链的技术水平提升^[6]。

(4) 设计方、业主、供应商之间应保持长期的交流与合作,辐射监测设备的国产化研发工作与工程设计、设备采购、安装、调试和使用各个环节息息相关。通过信息反馈带动国产厂家的产业化能力和提升技术水平,从而使国产辐射监测设备产业实现跨越式发展。

参考文献

- [1] 刘国伟,陈晓琼,谭钧才.论核设施退役辐射监测计划的内涵[J].核标准计量与质量,2017(01):25-30.

- [2] 郭伟, 罗传杰. 核电站辐射监测系统国产化可行性研究 [J]. 核电子学与探测技术, 2010, 30 (06): 751-754+767.
- [3] 花锋, 杜俊涛, 唐联华, 等. 核电厂堆用核仪器技术现状与发展趋势 [J]. 核电子学与探测技术, 2019, 39 (04): 517-522.
- [4] 黄瑞铭. 事故后高量程辐射监测技术探索 [J]. 产业与科技论坛, 2022, 21 (11): 47-48.
- [5] 徐进财, 张迪. 从系统设计分析核电站辐射监测仪表的特点和发展趋势 [J]. 核电子学与探测技术, 2009 (05).
- [6] 马宇箭. 辐射监测系统国产化方向研究 [J]. 核电子学与探测技术, 2009, 29 (05): 1235-1240+94.

Localization and Development Suggestions of Radiation Monitoring System for HPR1000

Zhang Junqi, Du Juntao*, Hua Feng

(CNNC Xi'an Nuclear Instrument Co., Ltd., Xi'an 710041, China)

Abstract: As an important part of the HPR1000 equipment, the radiation monitoring system can not only ensure the safe operation of nuclear power plants, but also ensure the safety of workers, public and the environment. This paper analyzes the domestic situation of the radiation monitoring system of HPR1000, the world's first Fuqing Nuclear Power Unit No. 5, and discusses the localization of the system from the sensor and equipment levels. This paper discusses the gap between domestic manufacturers and imported manufacturers from the aspects of product line, technical index and qualification, and expounds the reasons for the gap. This paper discusses the path and trend of localization of nuclear power plant radiation monitoring equipment, and provides some reference ideas for the design and development of radiation monitoring system.

Key Words: HPR1000; radiation monitoring system; localization; development trend

(责任编辑: 徐晓娟)

毛庆,方亮.英国核电通用设计审查特色与实践[J].核安全,2023,22(1):16-22.

Mao Qing,Fang Liang. Introduction to the UK Context for Generic Design Assessment [J]. Nuclear Safety,2023,22(1):16-22.

英国核电通用设计审查特色与实践

毛庆,方亮*

(中广核工程有限公司,深圳 518026)

摘要:英国核安全和环境监管体系中存在很多极具英国特色的要求(UK context),包括 Safety Case、ALARP 和 BAT 等概念。这些具有英国特色的要求需要核电厂的设计方(Designer)、执照申请方(Licensee)或运行单位(Operator)在英国核电项目的设计、建造、运行和退役全生命周期中对其有深入理解并加以应用。本文通过作者五年来从事华龙一号英国通用设计审查(GDA)的实践,着重介绍了三个具有英国特色的概念并提出了自己的认识。

关键词:英国通用设计审查;核安全和环境监管; Safety Case; ALARP; BAT

中图分类号: TL71 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)01-0016-07

根据英国核安全监管规定,项目建造前可以直接申请建造许可,或者先开展通用设计审查(Generic Design Assessment,GDA)再开展厂址执照申请。鉴于 GDA 有助于降低后续法律、投资、财务等风险,也有利于核电新技术路线的技术问题得以在项目开工前暴露并解决,因此英国监管机构及执照申请者一般都先开展 GDA。对于在英国没有使用过的我国核电技术华龙一号来说,通过 GDA 是落地英国的重要前提条件之一。GDA 由英国核能监管办公室(Office for Nuclear Regulation,ONR)和环境署(Environment Agency,EA)共同负责,针对新建核电厂设计从安全(含核安全、常规安全及火灾安全)、安保和环境三大方面进行评估。2017年1月10日,英国政府发布声明,正式受理了华龙一号的 GDA 申请。该项目以防城港核电厂 3

号机组为参考电厂,于2022年2月7日正式通过相关审查,顺利结束。

英国对核电监管的理念与中国、欧洲、美国不同,其监管机构很少采用固定标准或限值来衡量审查对象能否被接受,而是需要申请方用安全论证文件包(Safety Case)的方式来证明其设计满足合理可行尽量低原则(As Low As Reasonably Practicable,ALARP)和最佳可行技术原则(Best Available Techniques,BAT)的要求。换言之,世界上最普遍应用的核电体系中,判断核设施安全水平能否被接受的准则是能否满足监管方的规定性(Prescriptive)要求。而英国核电监管的实践是申请方提出证据(Evidence-Based Approach)来证明其设计或运行的核设施风险水平尽可能低而非仅仅满足监管方提出的一系列强制性安全标准。因此,英国核电

收稿日期:2021-11-22 修回日期:2022-11-24

作者简介:毛庆(1969—),男,研究员级高工,博士,中广核工程有限公司总工程师

*通讯作者:方亮,E-mail:fang.liang@cgnpc.com.cn

监管方认为其监管要求是非规定性的(Non-Prescriptive)。

本文对英国核电通用设计审查过程中最突出的特点(Safety Case/ALARP/BAT)进行介绍,并结合华龙一号 GDA 的实践,阐述华龙一号为满足英国要求所开展的应对和心得。

1 英国核电安全体系中的 Safety Case 概念

Safety Case 是英国核电监管的特殊要求(UK Context)之一。Safety Case 是由设计方(Designer)、执照申请方(Licensee)或运行单位(Operator)等机构编制的有逻辑、有层次地证明其设计或运行的核设施具有足够安全性的一整套文件。这套文件具有内在逻辑关联,将一个核电厂的核安全要素成体系地展现出来,其表达方式是英国普遍采用的论点-论证-论据(Claims-Arguments-Evidences, CAE)模式。ONR 将其翻译为“安全状况文件”^[1],而中国广核集团有限公司(简称中广核集团)在 2019 年底将中文表述统一为“安全论证文件包”。

在英国的《核安全监管许可证条件》^[2]中,有三条明确提出 Safety Case 相关要求:

(1) 许可证条件 14: 执照申请方应为 Safety Case 的评估作出充分的安排,包括证明制造、设计、施工、运行调试和退役阶段的相关安全文件。

(2) 许可证条件 15: 执照申请方应为 Safety Case 的定期系统审查和重新评估实施适当的安排。

(3) 许可证条件 23: 对于任何可能影响安全的操作,执照申请方应提供足够完善的 Safety Case,以证明其安全性。

因此,建立一套完善的 Safety Case 是英国对核设施的一项法律要求。这是核设施安全性的证明,包括责任承担人展示高标准核安全和放射性废料管理的全部文件。

ONR 认为, Safety Case 的结构应确保其:

- (1) 易于更新(作为一种动态文件保存);
- (2) 具有可达性,并易于使用;

(3) 对于可能影响安全的任何考虑和决定而言,是第一参考文件;

(4) 在所有技术领域/方面都提供明确的“声明”,支持这些声明的论证以及清晰的、可追溯的“证明”;

(5) 所有要求和假设都清晰陈述,并在核电厂的设计、施工、制造、安装、运行和退役阶段均可查阅。

ONR 希望并鼓励核电厂的设计方、执照申请方或运行单位采用“声明-论证-证据”模式来建立 Safety Case,如图 1 所示。

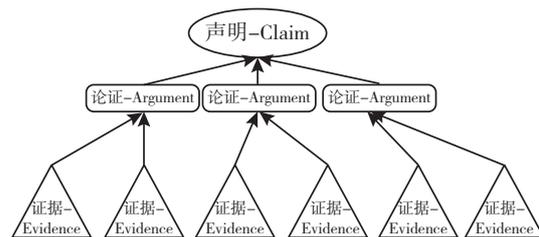


图 1 安全论证文件包的 CAE 结构

Fig.1 CAE Structure in Safety Case

在 ONR 的《核设施安全评估原则》(Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities, SAPs)^[3]中描述了 ONR 如何对 Safety Case 进行审评,包括:

- (1) 抽样方法;
- (2) 对展示范围的评估;
- (3) 对文件的深度、完整性和准确性的评估;
- (4) 对责任承担人已经采取的所有合理可行的降低风险措施的审查。

此外,ONR 还发布了涵盖 Safety Case 的目的、范围和内容的《技术评估指南-051》(Technical Assessment Guide, TAG-051)^[4]用于帮助 ONR 审评官员更为详细地开展技术审查。按照 TAG-051, Safety Case 应该包括十二个要点,见表 1。

表 1 Safety Case 的主要特征
Table 1 Main Features of Safety Case

| 序号 | 主要特征 | 例子 |
|----|------------------|--------------------|
| 1 | Safety Case 覆盖范围 | 新建核电厂/核设施,核设施扩建,改进 |

续表

| 序号 | 主要特征 | 例子 |
|----|---------------------|------------------------|
| 2 | 核电厂 / 核设施的主要特征 | 核电厂布置、设计、主要参数 |
| 3 | 关键设备 | 结构完整性 |
| 4 | 设计要求 | 法规、标准和要求 |
| 5 | 潜在的风险 | 故障、灾害(包括内部和外部灾害) |
| 6 | 预防和缓解措施 | 保护系统、冗余、多样化、规程 |
| 7 | 后果分析 | 风险 / 后果、应急安排 |
| 8 | 风险是否达到了 ALARP | — |
| 9 | 改进项 | 在哪些领域需要进一步开展工作(如论证、调研) |
| 10 | 实现 Safety Case 中的要求 | 如运行限制和条件、规程、维修、资源和培训要求 |
| 11 | Safety Case 的有效期 | 如全寿期或因限制寿期的特征而更短 |
| 12 | 电站寿期末的安排 | 退役原则 / 策略 |

2 英国核电体系中的 ALARP 概念

根据英国颁布的《劳动卫生与安全法案(1974年)》(The Health and Safety at Work Act, HSWA74)^[5],企业雇主有法定义务来尽可能地保障雇员的健康和安全:

(1) 第2条:在合理可行的情况下,每名雇主都有责任确保其所有雇员的健康、安全和福利。

(2) 第3条:每名雇主均有责任以合理切实可行的方式履行其承诺,以确保可能受其影响的雇员的健康和安全不会受到风险。

ONR 在参考文献中阐明了因核安全审评目的使用的 ALARP 概念等同于英国政府法律中要求的 SFAIRP(So Far As Is Reasonably Practicable)且具有同等的法律效力。ALARP 概念与其他国家和组织在电离辐射中广泛使用的 ALARA(As Low As Reasonably Achievable)概念是相当的。

对于核电设计者或运行单位如何使核电厂的安全水平达到 ALARP,ONR 在 SAPs 中给出的原则性要求如下:

简言之,SAPs 要求采取一切措施降低风险。在大多数情况下,降低风险不是通过明确比较成本和收益来完成的,而是通过应用既定的相关良好实践和标准来完成的。这包括 ALARP 的相关考量,因此在许多情况下满足这些因素就足够了。在其他情况下,如果标准和良好实践不适用,则被许可方有责任实施额外措施来降低风险。除非被许可方可以证明额外措施的实施带来的成本(包括经济性、时间和牺牲)与安全收益严重不成比例。

即在大多数情况下,核电厂的设计方、执照申请方或运行单位需要证明其设计是满足工业界的相关良好实践(Relevant Good Practices, RGP)与相关法规标准,并充分考虑同类型反应堆的运行经验反馈。如果某些具体设计无法满足上述几点,核电厂的设计方、执照申请方或运行单位则必须向英国监管机构证明现有的设计在合理可行的情况下无法进一步改进,即实施设计变更所带来的负面效应(成本、进度等等因素)远大于(Grossly Disproportionate)其安全收益(Risk Reduction)。否则,核电厂的设计方、执照申请方或运行单位则需要实施相应的设计改进来降低相关风险。

同时,ONR 在 SAPs 中也提出了数值目标(Numerical Targets)的设计概念,制定了9个与人员辐照风险相关联的辐射防护数值目标,用于评估和限制新建核设施给工作人员和公众带来的放射性风险。根据是《降低风险保护人民》(Reducing Risks, Protecting People, R2P2)^[7]中的人员死亡风险接受水平,见表2。

表2 人员死亡风险接受水平
Table 2 Acceptance level of the fatalities

| 人员分类 | 可接受死亡风险水平 /a |
|------|--------------|
| 工作人员 | 1.0E-3 |
| 公众 | 1.0E-4 |
| 所有人员 | 1.0E-6 |

每个目标对应分为基本安全水平(Basic Safety Level,BSL)和基本安全目标(Basic Safety Objective,BSO),ONR要求新建核设施论证其设计至少满足目标中的BSL,并尽可能地靠近或者超越BSO。其中,数值目标1-3针对核电厂正常运行工况,数值目标4-9针对事故工况。对于新建核电项目,例如蒸汽发生器传热管破裂事故下,如果厂内和厂外的人员剂量水平超过BSL的限值,则相关设计不会被ONR所接受。如果低于BSL但没高于BSO的限值,则核电厂的设计者或运营方需要进一步分析论证是否有合理可行的设计改进方案。而如果相关的数值目标水平已经达到BSO,则该设计就更可能被ONR接受为已经达到ALARP水平。

3 英国核电环保监管体系中的BAT概念

BAT是欧盟和英国对于工农业的环保通用法规要求,而不是对核电的特殊要求。比如,建设和运行钢铁厂、石化厂、畜牧业基地或是食品加工企业都要在环保方面符合BAT的规定。欧盟委员会对各个行业的BAT都有详细的规定^[7]。EA在其颁布的《BAT参考文件》中对BAT有如下的定义^[8]:

“最佳可用技术”(BAT)是指防止或尽量减少排放和对环境影响方面最有效的可用技术。相应的设施(如炼油厂、食品加工厂等工业设施)需要符合BAT的要求。

BAT中的“技术”包括相应设备的设计、建造、维护、运行和退役的方式。

对于核电行业,BAT的内涵是核电厂需要采用最新最好的技术来使得废物的产生、排放、释放和对环境的影响最小化,直至零排放、零影响。

对于不同类型的废物,欧盟和英国政府也有一系列需要强制遵守的排放限值。此外,英国环境署对于每一类废物给出BAT-Associated Emission Level^[9],作为排放申请许可条件(Permit Conditions)的一部分。

4 华龙一号在英国的GDA实践和认识

4.1 Safety Case

在充分调研并吸取其他堆型GDA的经验教训后,中广核确定了总体上按照英国特殊要求来建立Safety Case文件体系,但具体操作细节必须结合华龙一号的设计特点来实施现实且可行的策略。

为了由浅入深地逐步向英国监管当局介绍华龙一号的设计,中广核先编制了相当于国内概念设计深度的《初步安全报告》(Preliminary Safety Report,PSR),同时制定了作为华龙一号Safety Case骨架的《核安全文件体系路线图》(Safety Case Route Map)^[10]。通过编制PSR和Safety Case Route Map,中广核搭建起了华龙一号的Safety Case框架体系,便于后续编制更详细的相当于国内初步设计深度的《建造前安全报告》(Pre-Construction Safety Report,PCSR)和《建造前环境报告》等重要的顶层文件,并为编制下个层级的支撑文件打下了良好的基础。

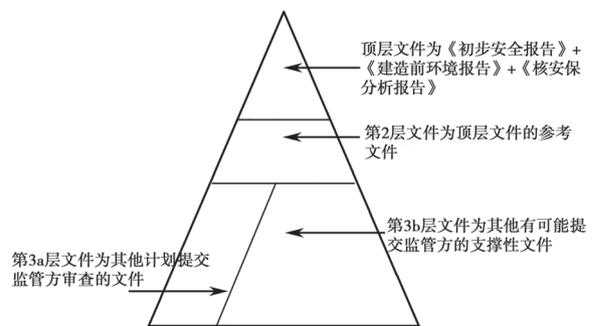


图2 华龙一号的Safety Case文件架构^[11]
Fig.2 Safety Case Structure for UK HPR1000

如图2所示,中广核编制了PCSR等总体性报告作为顶层文件(Tier 1)来阐述我方总体安全性的论点和论证。而这些顶层文件又是由几千份低层级的文件(Tier 2 & Tier 3a & Tier 3b)作为论据及证据来支撑。大量的技术文件通过Safety Case Route Map中的Claims-Arguments-Evidences有机地结合起来,在安全论证中发挥了各自不同的作用,构成了华龙一号完整的Safety Case。

中广核设计院是 Safety Case 编制的主要责任单位。同时,中广核从英国咨询公司聘请了专家团队对我方的技术人员开展相关培训并指导设计专业人员开展 Safety Case 编制。英国核电专家深度参与了报告的编制过程,尤其是在极具英国特色的领域。随着 GDA 项目的不断推进,中广核相关专业人员在学习和实践中逐步领会贯通了英国监管当局的要求和 Safety Case 的编制通用要求,确保了华龙一号 Safety Case 从形式到技术内容上都符合各方的期望。

4.2 ALARP 与 BAT

根据英国监管机构的要求,核电厂的设计者和业主需要建立一套完整、规范和严谨的体系,以确保 ALARP/BAT 的相关要求在核电厂的设计建造和运行中能得到贯彻和落实。

在充分消化和吸收英国监管机构要求的 ALARP 和 BAT 的基础上,中广核制定了一套 ALARP 和 BAT 分析论证方法论,并将其在华龙一号 GDA 项目上成功实施,取得了良好的成效,获得了英国监管当局的认可。

值得一提的是,ALARP 和 BAT 需要平衡考虑,甚至有些时候两者是相互冲突的。因此,开发一套共同适用的系统化方案比选 (Optioneering) 流程可以更好地统筹兼顾 ALARP 和 BAT 的要求,从而最终选择最合适可行的方案。

ALARP 流程的起点是参考电厂的设计。我方将其与英国的 RGP 和国际上同类核电厂的运行经验反馈进行对标分析,同时采用确定论、概率论等多种安全分析方法,找到潜在改进项。我方接着对潜在改进项提出多个改进方案并开展系统化的方案比选分析,直至找出最优方案。最后,中广核还对所有改进项进行整体性评估,进而确保核电厂设计的安全性和环保水平得到了整体性的提升。

BAT 的分析方法和上述 ALARP 分析方法类似,其中有两个重要步骤:我方首先回顾性审查现有设计,评估相关设计特征是否满足 BAT 要求;其次如果评估发现了不能满足 BAT 要求的不符合项,我方需要通过方案比选来进行设

计改进。

BAT 不仅仅是应用于核电厂设计阶段,其范围应覆盖核电厂的整个生命周期,包括设计、建造、调试、运行、维护和退役等。

华龙一号 ALARP 和 BAT 论证在 PCSR 第 33 章^[12]和 PCER 的第 3 章中有进一步的介绍。

在华龙一号的实践中,英国监管者在 ALARP/BAT 论证过程中对良好实践的要求是与时俱进的。这就需要核电厂的设计方、执照申请方或运行单位做到随时保持对业界发展的关注,一旦有更新更好的技术方法和规范标准可用,就需要去评估是否可以应用在现有的设计上。总体而言,这样的监管要求对于提高核电厂安全性和确保核电厂对环境影响最小化是有正面作用的。

4.3 认识

英国核电监管者应用 Safety Case/ ALARP/ BAT 等具有英国特色的理念来实现其“非规定性”(Non Prescriptive)的监管,但这并不意味着其监管水平低于世界标准。相反,这种监管方式恰恰在很大程度上保证了英国核电厂的安全性和环保水平。

应用 Safety Case 模式来论证安全性对于保证电站安全水平是有益的,特别是对核电厂设计者整理设计技术信息的完整性、连贯性和一致性有帮助。因为其要求核电厂设计者知其然并知其所以然,且需要非常清晰完整地把相关论证信息记录保存下来。同时,对于核电厂的执照申请方和运行者而言,追溯设计要求和过程对于核电厂建造、运行和退役中控制技术变更和实施技术改进也大有好处。Safety Case 是一套有证据支撑的结构化论述,英国不仅在核电领域,在其他领域也有使用,如航空、汽车、铁路和医疗设施等。不过,ONR 通过 SAPs,TEGs 等对 Safety Case 的编制提出了很多的期望,有逐渐形式化之嫌。申请方通常需要数年的时间来编制并通过审评,后续维护还需要不菲的投入,从利益代价比角度考虑是否值得,作者存在质疑。需要说明,EA 并不要求申请者采用 Safety Case 模式,即不适用于环境评价。

ALARP/BAT 不同于国际核工程界普遍采用的美国体系监管方式,即核电厂设计达到最低标准是不够的,而要求申请者在代价可行的条件下做到更好。因此核电厂的设计者需要不断自我挑战原有的成熟设计,不断地试图采纳更优的做法。ALARP/BAT 没有确定性准则和量化标准,对申请者而言,ALARP/BAT 要求其尽量做到最好;对审评者而言,没有确定性的条条框框约束,有利于其发挥主观能动性。在这样的理念下,可能有助于审评者发现一直都被忽略的核安全和环境风险及隐患。但是,ALARP/BAT 不可避免地会存在公平性方面的质疑。在美国 NRC“规定性”(Prescriptive)的监管体系下,监管当局设置了明确的审评准则和量化标准,所有申请者需满足同样的审评最低要求,一视同仁。在英国的“非规定性”(Non Prescriptive)体系中,监管当局认为 ALARP/BAT 是依据英国法律提出的,是强制要求。但是,ALARP/BAT 没有明确的标准来判断,因人而异,因项目而异。通常英国监管当局的审评官员的个人判断起决定性作用,自由裁量权很大。而审评官员个体差异大,不管是横向(不同技术领域的审评官员对比),还是纵向(同一领域不同时期的审评官员对比),都可能出现明显的不确定性和对不公平性的质疑。

在作者看来,英国这一套独特的核安全和环境监管理念优劣如何,需要针对审评对象来具体分析,不应一概而论。对于全新的技术方案,如微堆、小堆、空间堆等,由于研发设计思路和方法通常都是没有先例的,也缺乏实践经验的积累和反馈,监管机构采用 Safety Case/ALARP/BAT 这一套注重过程、追求最新最好设计的监管理念是有益于技术发展的。对这些全新的技术方案,如果套用成熟技术框架和法规要求可能本身就不再适用,因此类似美国 NRC“规定性”(Prescriptive)的监管体系反倒不太适用。这可能也是美国 NRC 在审评小堆等新技术方案时做了很多调整的原因。而对于大型压水堆和沸水堆,各国经过几十年的研发设计和运行实践,积累了大量经验,技术方案从

一代、二代,发展到现在的第三代,主要的技术都很成熟,核电厂设计、建造和运营标准和规范也很完备。对于这类“成熟”的核电技术,更适用“规定性”(Prescriptive)的监管模式。而监管机构采用英国的“非规定性”(Non Prescriptive)体系并应用 Safety Case/ALARP/BAT 要求对这些相对成熟的设计进行审查后,对核电厂安全性和环保水平的提升作用并不明显。以 EPR 和 AP1000 等通过了 GDA 的反应堆设计为例,这些核电设计方案为满足英国监管要求而实施的设计变更的体量是相对有限的。换言之,满足传统的“规定性”(Prescriptive)监管体系的三代反应堆是可以基本满足英国“非规定性”(Non Prescriptive)监管要求的,所以我们可以认为这两种形式不同的监管体系对新建核电厂的安全与环保水平的要求是基本相当的。这两个监管体系本身并无明显的优劣之分。

5 结语

英国核安全和环境监管有其不同于国际通行的“规定性”(Prescriptive)监管体系的特殊要求,本文介绍了其中最重要的三个概念 Safety Case、ALARP 和 BAT,并通过作者在英国通用设计审查项目上的实践,对比分析了英国特色的“非规定性”(Non Prescriptive)监管体系与国内采用的“规定性”(Prescriptive)监管体系的异同。

参考文献

- [1] Office for Nuclear Regulation and Environment Agency. The way we regulate [C]. 深圳:中英核能研讨会, 2013.
- [2] Office for Nuclear Regulation. Licence Condition Handbook [EB/OL]. (2017-02-01) [2021-08-19]. <https://www.onr.org.uk/documents/licence-condition-handbook.pdf>.
- [3] Office for Nuclear Regulation. Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities [EB/OL]. 2014 Edition, revision 1. (2020-01-01) [2021-08-19]. <https://www.onr.org.uk/saps/saps2014.pdf>.
- [4] Office for Nuclear Regulation. Nuclear Safety Technical Assessment Guide: The Purpose, Scope, and Content of SCs [EB/OL]. NS-TAST-GD-051, Revision 6. (2019-12-01)

- [2021-08-19] . http://www.onr.org.uk/operational/tech_asst_guides/ns-tast-gd-051.pdf.
- [5] Health and Safety Executive. Health and Safety at Work Act 1974 SI 1974/1439 [S] .London: The Stationery Office, 1974 ISBN 0 11 141439 X.
- [6] Health and Safety Executive. Reducing risks, protecting people, R2P2 [M] .UK: HSE Books, 2001.
- [7] BAT. Reference Documents (BREFs) [EB/OL] . European Committee. [2021-08-19] .<https://eippcb.jrc.ec.europa.eu/reference>.
- [8] Environment Agency. Best available techniques: environmental permits, EA guidances [S] .London: Environment Agency, 2016.
- [9] UK Statutory Instruments. Environmental Permitting (England and Wales) Regulations 2010 (as amended in 2011 and 2012) [EB/OL] .2010 No. 675. (2010-03-10) [2021-08-19] .<https://www.legislation.gov.uk/ukdsi/2010/9780111491423/contents>.
- [10] General Nuclear System Limited. Pre-Construction Safety Report Chapter 1 Introduction, Rev 001 [EB/OL] . (2020-02-06) [2021-08-19] . <http://www.ukhpr1000.co.uk/wp-content/uploads/2020/02/HPR-GDA-PCSR-0001-Pre-Construction-Safety-Report-Chapter-1-Introduction-Rev-001.pdf>.
- [11] General Nuclear System Limited. Pre-Construction Safety Report Chapter 33 ALARP Evaluation, Rev 001 [EB/OL] . (2020-02-06) [2021-08-19] .<http://www.ukhpr1000.co.uk/wp-content/uploads/2020/02/HPR-GDA-PCSR-0033-Pre-Construction-Safety-Report-Chapter-33-ALARP-Evaluation-Rev-001.pdf>.
- [12] General Nuclear System Limited. Pre-Construction Environmental Report Chapter 3 Demonstration of BAT, Rev 001 [EB/OL] . (2020-02-06) [2021-08-19] . http://www.ukhpr1000.co.uk/wp-content/uploads/2020/02/HPR-GDA-PCER-0003-Pre-Construction-Environmental-Report-Chapter-3-Demonstration-of-BAT-Rev-001_.pdf.

Introduction to the UK Context for Generic Design Assessment

Mao Qing, Fang Liang*

(China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Shenzhen 518026, China)

Abstract: Based on the experiences of the Generic Design Assessment Project for UK HPR1000, this paper reviewed and summarized the UK context in the civil nuclear regulatory requirements for the nuclear new build, with a focus on the three specific concepts: Safety Case, ALARP and BAT. The purpose is to provide the readers with insights into the civil UK nuclear regulation context from a Chinese perspective.

Key words: UK nuclear regulation; Generic Design Assessment; Safety Case; ALARP; BAT

(责任编辑: 许龙飞)

徐苗苗,林支康,纪文英,等. 核电厂事故保护表设计方法研究[J]. 核安全,2023,22(1):23-29.

Xu Miaomiao, Lin Zhikang, Ji Wenying, et al. Nuclear Power Plants Fault & Protection Schedule Implementation [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(1): 23-29.

核电厂事故保护表设计方法研究

徐苗苗, 林支康, 纪文英, 沈永刚, 欧阳勇

(中广核研究院有限公司 反应堆理论与安全研究所, 深圳 518000)

摘要: 事故保护表 (Fault & Protection Schedule) 是英国核安全审评中的设计金线, 其目的在于呈现所有设计基准工况要求的安全功能, 完整地展现核电厂设计。基于国际法律法规调研以及华龙一号 GDA 审查经验, 本文对事故保护表的设计方法及其应用进行研究, 事故保护表从事故保护需求出发, 通过安全功能分解, 明确功能要求, 并关联到具体实现保护功能的系统、仪控、电气等实体, 呈现了事故保护功能的设计链条, 同时能够呈现事故保护功能设计的完整性, 为核电厂执照申请及审评提供了一种工具参考。

关键词: 通用设计审查、事故分析、安全功能、核电厂设计、多样化

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0023-07

目前,中国核电企业正在广泛参与英国民用核能建设项目,希望将拥有自主知识产权的核电技术向英国推广。通用设计审查(Generic Design Assessment, GDA)是我国自主核电技术华龙一号落地英国的技术前提,也是华龙一号走向世界的关键性一步。通用设计审查制度始于2007年,主要针对新建核反应堆设计通用安全性和环境影响进行评估。这两部分分别由英国核能监管办公室 ONR (Office for Nuclear Regulation) 和英国环境署 EA (Environment Agency) 负责,审查通过后将获得相应的设计认可证书 (Design Acceptance Confirmation, DAC) 及设计许可声明 (Statement of Design Acceptability, SoDA)。

2016年9月,中广核与法国电力(EDF)、英国政府正式签署了英国合作协议,除华龙

一号外,此前申请该审查的堆型还有欧洲压水堆 (European Pressurized Reactor, EPR)、先进沸水堆 (Advanced Boiling Water Reactor, ABWR)、先进非能动压水堆 (Advanced Passive Pressurized Water Reactor, AP1000)。审查人员主要基于监管机构颁布的安全审查准则 (Safety Assessment Principle, SAP) 和相应的技术评审导则 (Technical Assessment Guide, TAG) 开展审查。该审查具有“非明确规定”的特点,主要体现在两点:一是送审文件没有具体内容格式的要求;二是 SAP 仅仅给出了监管方的要求和期待,需要申请者决定和论证如何满足^[1]。基于这个特点,英国通用设计审查一般持续时间较长。

事故保护表是英国核安全审查特有的要求,是一种关联事故、反应堆保护功能及相应的

收稿日期: 2022-07-20 修回日期: 2022-12-12

作者简介: 徐苗苗 (1992—), 女, 安全分析工程师, 硕士研究生, 现主要从事流体系统设计与安全分析工作

支撑文件,呈现安全功能的设计来源和实现方式。事故保护表中对安全功能进行明确的限定,包括功能的安全级别、仪控信号、仪控平台、执行系统、执行模式等信息。对于设计者来说,事故保护表便于建立对事故保护功能的全面了解,是承接事故分析需求的有效方式;对于审查者来说,便于看到电厂设计的“全貌”,有助于增强信心或识别问题。基于华龙一号 GDA 审查经验,事故保护表是一种辅助堆型研发、审查的有效工具,可以统一设计线上下游的认知,提高设计效率,国内核电厂设计研发、安审或可借鉴该方式。

1 英国监管要求

SAP^[1]在安全系统的设计准则 ESS.11 中要求使用事故保护表连接事故、事故序列以及安全措施,事故保护表应涵盖所有始发事件,识别始发事件频率、可能的事故后果,提供执行安全功能所需要的安全系统、安全相关系统以及行政安全措施,其中包括非能动系统。在设计基准事故分析准则 FA.8 中要求,识别安全功能、安全功能需求的论证应在事故保护表中进行总结。

GDA 过程中,英国监管当局十分重视设计逻辑,要求功能需求的传递过程在设计文件中明显体现,追溯设计逻辑链的一致性和完整性。由于事故保护表的目的是总结事故下的保护功能,全面覆盖各设计基准事故下的功能,在具体工作的开展过程中,下游设计专业势必经常将其作为参考文件,以体现设计逻辑的可追溯性,因此,事故保护表在 GDA 过程中自然而然地成为“设计金线”。

2 事故保护表设计方法

根据上文提到的 SAP 中的要求,事故保护表中应涵盖如下要素:

- (1) 始发事件及其频率;
- (2) 安全功能;
- (3) 支撑安全功能的分析。

2.1 始发事件

SAP 在设计基准事故分析准则 FA.2 中要求始发事件识别应具有完备性,始发事件及

其频率的确定需要有完整且系统的识别分析过程。

安全功能是事故保护表的核心。根据国内外法规要求,核电厂应在所有状态下实现三大基本安全功能:反应性控制、余热排出和放射性包容。不同事故下核电厂的响应呈现出不同的特征,设计人员需根据事故特点确定相应的保护功能,这使得事故保护表的形式必然是依赖于事故的。

SAP 在工程设计准则 EDR.3 中要求在系统、部件、构筑物设计时考虑共因失效,且提出应考虑共因失效的发生频率不低于 10^{-5} 。鉴于始发事件的截断频率为 10^{-7} ,考虑共因失效频率为 10^{-4} ,则所有频率高于 10^{-3} 的事故应考虑共因失效的影响,并设计相应的多样化保护线。从这里我们可以看出,英国监管要求下的多样化设计应是系统且全面的,范围包括所有高频事故及所有可能的共因失效。

因此,在英国的核安全监管要求中,事故保护表的范围不仅包括国内熟悉的设计基准事故,还应包含设计基准事故叠加一重共因失效的多样化事故序列。

2.2 安全功能分解

事故所需的缓解功能,包括主保护线和多样化保护线,由安全分析确定。设计人员为清晰定义安全功能,尽可能地覆盖不同状态下的系统功能,需对基本安全功能进一步分解,划分子功能。根据 TECDOC-1787^[3]的推荐,设计人员一般将基本安全功能进行两个层级的划分,本文中称高层次安全功能、低层次安全功能。反应性控制的功能分解示例见表 1。

表 1 反应性控制功能分解示例

Table 1 Example for decomposition of reactivity control

| 基本安全功能 | 高层次安全功能 | 低层次安全功能 |
|--------|------------|--------------------|
| 反应性控制 | R1- 堆芯临界控制 | R-1.1 控制硼浓度 |
| | | R-1.2 控制一回路冷却剂平均温度 |
| | | R-1.3 堆芯棒位控制 |
| | | R-1.4 控制堆芯功率分布 |
| | | R-1.5 控制线功率密度 |

续表

| 基本安全功能 | 高层次安全功能 | 低层次安全功能 |
|--------|--------------------------|-------------------------|
| 反应性控制 | R2- 停堆并维持堆芯次临界 | R-2.1 快速插棒引入负反应性以停堆 |
| | | R-2.2 注硼引入负反应性以停堆 |
| | | R-2.3 补偿一回路冷却过程中的慢化剂反馈 |
| | | R-2.4 保证足够的停堆裕量 |
| | R3- 防止不可控正反应性引入堆芯 | R-3.1 控制棒引起的反应性误引入保护 |
| | | R-3.2 硼稀释保护 |
| | | R-3.3 堆芯过冷保护 |
| | R4- 维持核电厂内(堆芯以外)燃料贮存次临界度 | R-4.1 维持乏燃料水池的次临界度 |
| | | R-4.2 维持燃料操作和中间贮存时的次临界度 |

2.3 安全功能分类

SAP 在工程设计准则 ECS.1 中要求, 正常运行和事故工况下电厂的安全功能均应被识别并按照功能的重要程度进行分类。TAG094^[4]中进一步明确了安全功能分类原则。安全功能分类应考虑三个要素, 国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA) 准则中有类似的要求:

- (1) 不能执行安全功能导致的后果(要求 1);
- (2) 需要执行安全功能的频率(要求 2);
- (3) 该安全功能的依赖程度(要求 3)。

2.3.1 英国监管要求

英国监管要求对安全功能分类的划分遵守原则为:

- (1) 确保核安全的关键功能划分为 A 类功能;
- (2) 对核安全有重要贡献的功能划分为 B 类功能;
- (3) 其他对核安全有贡献的功能划分为 C 类功能。

安全功能分类过程可划分为两步, 设计人员首先根据定量结果进行初步划分, 再进行整

体考虑, 最后进行细化调整。结合要求 1 和要求 2, 功能分类的频率后果依据如图 1 和图 2 所示, 与数值目标 4 (numerical target 4) 保持一致。数值目标 1-9 是英国监管体系下一系列放射性后果限值, 其中数值目标 4 是针对设计基准事故的限值。在功能分类细化阶段, 根据要素 3, 设计人员可对初步划分的功能分类进行调整。

2.3.2 IAEA 导则建议

根据 IAEA 导则 SSG-30^[5,6], 设计人员将安全功能失效引起的后果分为“高、中、低”三类, 其定义如下。

高: 直接导致放射性物质释放超出监管单位规定的限值, 或者引起关键物理参数超出设计基准事故的验收准则。

中: 直接导致放射性物质释放超出预计运行瞬态限值, 或者引起关键物理参数超出预计运行瞬态的设计准则。

低: 导致工作人员剂量超出规定限值。

需要执行安全功能的频率, 考虑的实际是始发事件发生的频率。

对于设计基准工况的可控和安全停堆状态, SSG-30 给出了表 2 所示的功能分类原则。该原则按照不能执行安全功能导致后果的高、中、低情况, 对功能分类进行了要求。对于高、中、低的具体限值要求, IAEA 建议应根据不同监管单位的要求制定。

表 2 IAEA 设计基准事故功能分类原则

Table 2 IAEA safety function categorization principle for design basis conditions

| 安全功能 | 不能执行安全功能的后果 | | |
|-------------|-------------|-----|-----|
| | 高 | 中 | 低 |
| 达到可控状态的功能 | 1 类 | 2 类 | 3 类 |
| 达到安全停堆状态的功能 | 2 类 | 3 类 | 3 类 |

2.3.3 安全分类原则的制定

国内的法律法规对安全分级的要求体现在《核动力厂设计安全规定》(HAF102-2016)中。HAF102^[7]中对安全分级方法的要求, 更多的是

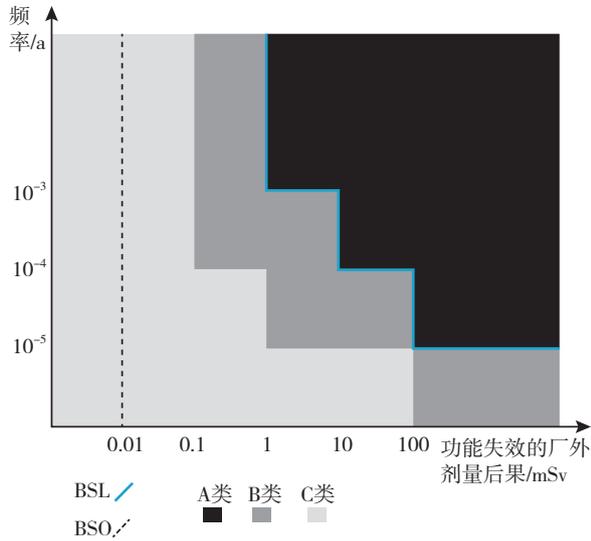


图1 厂外剂量频率后果与功能分类的关系(英国监管要求)^[4]

Fig.1 Off-site frequency/consequence regions for safety function categorization (ONR)

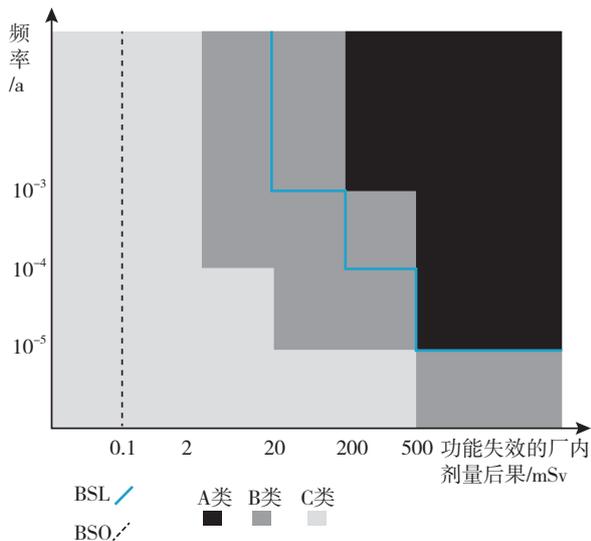


图2 厂内剂量频率后果与功能分类的关系(英国监管要求)^[4]

Fig.2 On-site frequency/consequence regions for safety function categorization (ONR)

对物项分级的要求,其中也包含了对功能分类的要求。HAF102在5.3节指出:划分安全重要物项的安全重要性的方法,主要基于确定论方法,并适当辅以概率论方法。使用概率论方法时,设计人员应考虑以下因素:

- (1) 该物项要执行的安全功能;

- (2) 未能执行其安全功能的后果;
- (3) 需要该物项执行某一安全功能的可能性;
- (4) 假设始发事件发生后,需要该物项执行某一安全功能的时刻或持续时间。

对比英国监管要求、IAEA 导则和 HAF102 规定,我们可以看出,在安全功能分类的基本要求上,国际上和国内要求一致。但由于不同国家对放射性后果的要求限值不同,在实际电厂设计过程中可能带来功能分类上的差异。在英国监管体系下,放射性后果限值称为数值目标,数值目标 4 对应设计基准事故的后果验收准则,包括场内剂量和厂外剂量的限值要求。数值目标 4 的场内剂量相对中国核电站来说是新的要求,同时数值目标 4 在高频事故区间的限值要求比国内的放射性后果限值更加严苛,见表 3。

国内核电厂出口英国需满足英国的核安全监管要求,根据以上对比,安全分类应考虑三个因素:

- (1) 不能执行安全功能导致的后果;
- (2) 需要执行安全功能的频率;
- (3) 该安全功能的依赖程度。

我们在评价事故后果时,应不低于英国核安全法规的限值要求。

在能够满足事故后果要求的情况下,对于缓解设计基准事故所需功能的分类要求如下:达到可控状态的所需功能为 1 类功能;达到安全停堆状态所需功能为 2 类功能。

表 3 放射性后果限值对比

Table 3 Comparison of limits on radiological consequences

| 事故频率/ 堆年 | 场内剂量 | | | |
|------------------------------------|------------------|------------------|-------------|-------|
| | 数值目标 4 有效剂量限值 | | GB6249 | |
| | BSL ^① | BSO ^② | 有效剂量 | 甲状腺剂量 |
| >10 ⁻² | 20 mSv | 0.1mSv | 国内无场内剂量限值要求 | |
| 10 ⁻³ ~10 ⁻² | 20 mSv | | | |
| 10 ⁻⁴ ~10 ⁻³ | 200 mSv | | | |
| 10 ⁻⁵ ~10 ⁻⁴ | 500 mSv | | | |

续表

| 事故频率 / 堆年 | 场外剂量 | | | |
|-----------------------|-------------------|---------|-----------------------|-----------|
| | 数值目标 4 有效剂 量限值 | | GB6249 | |
| | BSL | BSO | 有效剂量 | 甲状腺 剂量 |
| $>10^{-2}$ | 1 mSv | 0.01mSv | 0.25 mSv ^③ | \ |
| $10^{-3}\sim 10^{-2}$ | 1 mSv | | 5 mSv | 50 mSv |
| $10^{-4}\sim 10^{-3}$ | 10 mSv | | 5 mSv | 50 mSv |
| $10^{-5}\sim 10^{-4}$ | 100 mSv | | 100 mSv | 1 Sv |

注: ① BSL: Basic Safety Level 是必须满足的限值要求;
② BSO: Basic Safety Objective 是电厂设计应该追求的目标;
③按正常运行限值要求。

2.4 多样化防线配置

英国监管要求高频事故(频率 $>10^{-3}$ /堆年)考虑共因失效,要求有足够的后备手段缓解共因失效的后果。

多样化要求属于纵深防御的第3b层次[西欧核监管协会(Western European Nuclear Regulators Association, WENRA)]^[8]或者第4层次(IAEA)^[9,10]。功能的实现需要具体的执行机构、系统,包括机械系统和仪控系统。仪控系统的监测信号(仪控平台配合完成信号的产生、传递)传达至机械系统执行相应动作,进而实现某一具体功能。这一过程中每个环节的共因失效,均需要考虑多样化防线,因此,多样化防线需要从三个维度配置,即传感器、仪控平台和机械。

实际上,在配置过程中,我们可能会遇到某一种多样化防线缺失的情况。根据前文所述,GDA具有“非明确规定”的特点,在这种情况下,设计人员可进入合理可行尽量低(As Low As Reasonably Practical, ALARP)论证流程。在ALARP论证流程中,设计人员可以考虑新增多样化保护功能或消除共因源头来降低多样化防线缺失的风险,用应对各种可能的方案进行安全、技术、成本、进度等因素的全方位综合评估,进而决定采取何种方案。需要注意的是,方案选项中应包括原有设计方案,因为原有方案也可能是最佳的。改进方案的舍弃原因可能来自

技术实现难度、成本与收益(安全、经济)不成正比等。

总的来说,在英国监管体系下,事故保护表可以实现对仪控、系统多样化的全面梳理,但最终的目标并非实现全面多样化,而是证明电厂的风险已经足够低,继续增加安全性的成本较高,与其带来的收益不成正比,这也很好地体现了GDA的特点。

2.5 事故保护表示例

综合上述内容,事故保护表中应涵盖如下信息。

(1)始发事件及其频率。

(2)安全功能信息:包括安全功能的目标状态、安全功能分解信息以及用于实现功能的安全设施、系统、信号、仪控平台、功能分类。

(3)支撑安全功能的分析:包括主防线、多样化防线的相关论证分析。

另外,为方便功能向下游传递,统一各专业文件中的表述,设计人员应制定相应的功能编码,有效降低专业间的沟通成本,避免误解。同时,设计人员需要在事故保护表中进行功能的对应。

表4以小破口事故(SBLOCA)后停堆保护功能为示例,提供了一种可能的事故保护表。

3 事故保护表应用领域

通过GDA审评过程,本文总结事故保护表主要应用的领域包括以下几个方面。

(1)人因领域:通过事故保护表,实现事故后人员动作的筛选分析,开展功能分配工作。

(2)系统领域:审查安全分析与系统设计之间的承接关系,设计链条完整性。

(3)仪控领域:仪控系统改进。

(4)综合领域:多样化充分性评估及ALARP论证。

4 总结与讨论

本文研究了核电厂事故保护表设计方法,从事事故保护需求出发,通过安全功能分解,明确功能要求,并关联到具体实现保护功能的系统、仪控、电气等实体,既呈现了事故保护功能的设

表 4 事故保护表示例 (小破口事故停堆)
Table 4 Fault & Protection Schedule example

| 始发事件 | 发生频率 | 状态 (可控、安停) | 基本安全功能 | 高层安全功能 | 低层次安全功能 | 功能编码 | 安全措施 (safety feature) | 信号 | 动作模式 (自动、手动、就地) | 仪控平台 | 安全功能分类 | 多样化防线类型 | 支撑分析 | 备注 |
|--------|--------|---------------|--------|--------------|------------------|----------------|-----------------------|----------|-----------------|------|--------|---------|----------------|----|
| SBLOCA | 1.5E-3 | 可控 | 反应性控制 | R2-停堆并维持堆芯临界 | R-2.1快速插入负反应性以停堆 | RGL-FFR-01-A29 | 停堆 | 稳压器压力低 2 | 自动 | RPS | 1 | | PCSR12.8.5.3 | |
| | | | | | | | | | | | | | | |
| 多样化保护线 | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | RGL-FFR-01-A18 | RGL | RPS 2 | 信号 | | | | | |
| | | | | | | RGL-FFR-01-A75 | 停堆 | 稳压器压力低 2 | 自动 | KDS | 2 | 仪控平台 | PCSR13.4.5.8 | |
| | | | | | | RBS-FFR-02-A41 | RBS 应急响应 | ATWS 信号 | 自动 | SAS | 2 | 机械 | PCSR13.4.5.9.3 | |

计链条,也能够呈现事故保护功能设计的完整性。由于其内容的全面性,便于设计专业了解核电厂事故保护设计全貌,减少专业间的沟通成本,是一个方便的工具,无论是在研发过程中还是在审评对话过程中,事故保护表都具备较高的应用价值。

同时,事故保护表中涵盖的信息量较大,对编制质量提出了很高的要求,后续可进一步优化编制工作的开展方式。目前计算机及相应的软件条件都十分完善,后续企业可以结合计算机优势,开发配套工具,以节省人力、降低成本。

参考文献

- [1] 谌登华, 姜宏, 张翔宇, 等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 42-49.
- [2] ONR. Safety assessment principles for nuclear facilities, 2014 edition, revision 1 [S]. Bootle: ONR, 2020.
- [3] IAEA. Application of the Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants: TECDOC-1787 [S]. Vienna: IAEA, 2016.
- [4] ONR. Categorisation of safety functions and classification of structures, systems and components: NS-TAST-GD-094 [S]. Bootle: ONR, 2015.
- [5] IAEA. Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants: SSG-30 [S]. Vienna: IAEA, 2014.
- [6] 司恒远. 国际原子能机构 SSG-30 安全分级方法应用解析 [J]. 核动力工程, 2019, 40 (6): 118-123.
- [7] 国家核安全局. 核动力厂设计安全规定, HAF102-2016, 2016 (10).
- [8] WENRA. Safety of New NPP Designs [R]. Europe: WENRA, 2013.
- [9] IAEA. Safety of Nuclear Power Plants: Design: SSR-2/1 [S]. Vienna: IAEA, 2016.
- [10] IAEA. Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants: TECDOC-1791 [S]. Vienna: IAEA, 2016.

Nuclear Power Plants Fault & Protection Schedule Implementation

Xu Miaomiao, Lin Zhikang, Ji Wenying, Shen Yonggang, Ouyang Yong

(China Nuclear Power Technology Research Institute, Shenzhen 518000, China)

Abstract: Fault & Protection Schedule presents the golden thread during the Generic Design Assessment (GDA). It clearly shows the safety functions required by design basis conditions and give a visible review of the nuclear power plant. This paper gives a sight on how to produce the Fault & Protection Schedule and discusses its future application on the basis of international codes and standards investigation and personal experience gained from GDA of HPR1000. Fault & Protection Schedule could be a useful tool both for the future licensee and authority party to be generalized in the license application process.

Key words: GDA; fault analysis; safety functions; NPP design; diversity

(责任编辑: 许龙飞)

郭丹丹, 向文娟, 吴辉平. 核电厂破口事故后喷射压力计算和工况选取研究[J]. 核安全, 2023, 22(1): 30-35.

Guo Dandan, Xiang Wenjuan, Wu Huiping. Research on Break Jet Pressure and Condition Selection of Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(1): 30-35.

核电厂破口事故后喷射压力计算和工况选取研究

郭丹丹, 向文娟, 吴辉平

(上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233)

摘要: 核电厂发生高能管道破口事故后会在一定区域内造成喷射, 从而使得该区域内的材料破裂成碎片。本文基于 ANSI/ANS 58.2 的计算方法研究破口工况下的喷射流的喷射系数、喷射外形和喷射压力, 从而获得不同工况下在不同距离处的喷射压力分布情况, 并选取对于安全壳内材料破裂最保守的破口工况。本文通过敏感性工况分析研究, 发现自由膨胀流体在同一初始压力工况下随着过冷度的增加喷射压力也逐渐增大, 因此建议选取过冷度高的工况作为喷射压力设计工况。此外, 本文通过核电厂典型工况分析研究, 发现需要根据实际电厂工况确定最大过冷度从而确定最大圆锥区域长度, 并且核电厂计算破口喷射压力时可选取零功率工况作为破口设计工况。

关键词: 喷射系数; 喷射外形; 喷射压力; 过冷度; 圆锥区域

中图分类号: TL334 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0030-06

核电厂发生高能管道破口事故后会在一定区域内造成喷射, 从而使得该区域内的材料破裂成碎片后进入应急堆芯冷却系统、喷淋系统以及反应堆堆芯, 从而造成滤网和堆芯的堵塞问题, 影响长期冷却功能的执行^[1-3]。核电厂的高能管道破口工况参数复杂, 安全壳内不同材料的破坏压力也不同, 因此设计时需要选取造成最大喷射压力的破口, 从而确保设计的保守性。核电厂不同的破口工况参数会形成不同的喷射外形和喷射压力, 如何选取一个符合电厂实际工况又偏保守的破口工况是本文研究的目标。NEI 04-07^[4]推荐了不同堆型电站的典型破口工况, 但是需要进一步研究合理性和保守性。所以, 本文基于 ANSI/ANS 58.2 的方法研究不同工况下的喷射系数、喷射外形和喷射压

力, 从而获得不同工况下在不同距离处的喷射压力分布情况, 最终选取对于安全壳内材料破裂最保守的破口工况。

1 喷射压力计算方法

核电厂设计时需要考虑高能管道发生破裂的工况, 从破口喷出的流体将释放到环境中形成喷射力, 喷射力将造成安全壳内材料的破裂。破口的喷射压力与喷射距离与破口直径的比值 (L/D_0) 有关, 比值越大则喷射压力越大, 根据参考文献 [4] 和 [5] 的要求以及参考文献 [6] 的方法, 需要根据以下几个步骤计算假想破口的自由膨胀喷射力:

(1) 如 ANSI/ANS 58.2-1988 附录 B 所推荐的, 使用 Henry-Fauske 模型确定保守的临界质

收稿日期: 2022-05-02 修回日期: 2022-08-04

作者简介: 郭丹丹 (1982—), 女, 高级工程师, 现主要从事核电厂工艺系统设计工作

量通量,通过管嘴的过冷水喷放,均一的非平衡的流动过程。

(2) 根据 ANSI/ANS 58.2-1988 的附件 B 和假想的工况(根据核电厂的典型参数选取压力和温度,比如冷热段参数),计算初始推力和稳态推力,即喷射系数。

(3) 根据 ANSI/ANS 58.2-1988 的附件 C,确定喷射外边界和区域。

(4) 根据 ANSI/ANS 58.2-1988 的附件 D,确定等压线。

2 喷射模型研究

2.1 喷射系数计算

破口喷射时假设破口出口处为一控制体(如图 1 所示,下标 0 表示上游容器内的工况,下标 e 表示破口处的工况),则控制体内的力必须考虑静压和边界上的动量变化,因此:

$$F_e = P_e A_e - P_{amb} A_e + \frac{1}{g_c} \frac{d}{dt} (m_e v_e) \quad (2-1)$$

式中: P_e 为破口处压力;

P_{amb} 为环境压力;

A_e 指破口处面积;

m_e 指破口进入控制体的质量;

v_e 指破口处速度;

g_c 指重力加速度。

破口处进入控制体的质量 m_e 为常数,则(2-1)可简化为下式:

$$F_e = P_e A_e - P_{amb} A_e + \frac{1}{g_c} (\rho_e v_e^2 A_e) \quad (2-2)$$

喷射系数 C_T 定义为:

$$C_T = \frac{1}{P_0} \left[P_e - P_{amb} + \frac{G_e^2}{g_c \rho_e} \right] \quad (2-3)$$

式中:破口处质量流量通量 $G_e = \rho_e v_e$;

ρ_e 指破口处密度;

P_0 指上游容器处压力。

2.2 喷射外形研究

ANSI/ANS 58.2 假设破口处发生双端断裂,破口喷放后将形成锥形区,根据膨胀过程的不同特性将破口喷射区划分为 3 个区域,区域示意图见图 2^[7,8]。

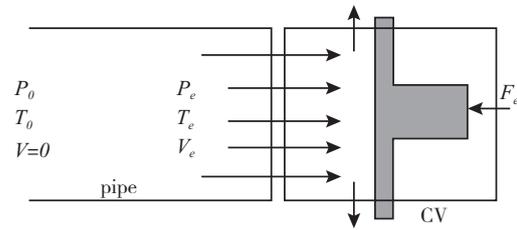


图 1 控制体内的力平衡

Fig.1 Control-Volume Force Balance

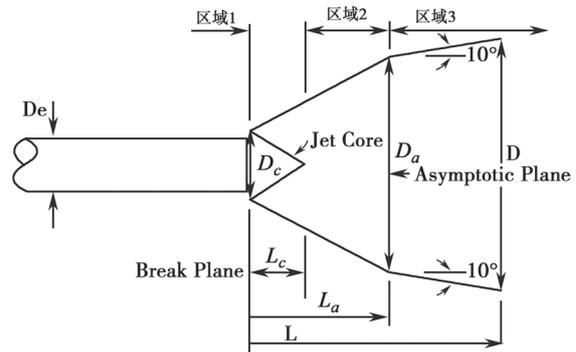


图 2 喷射外形图

Fig.2 Jet Zone Shape

2.2.1 区域 1

区域 1 指从破口平面(Break plane)开始的圆锥区域(Jet core),该区域内压力保守假设为上游容器内压力 P_0 。

区域 1 圆锥区域的长度 L_c 和直径 D_c 的计算公式如下:

$$\frac{L_c}{D_e} = 0.26 \sqrt{\Delta T_{sub}} + 0.5 \quad (2-4)$$

式中: ΔT_{sub} 为上游容器内的过冷度;

D_e 为破口内径。

$$\frac{D_c}{D_e} = \sqrt{C_{Tc}^* \left(1 - \frac{L}{L_c} \right)} \quad (2-5)$$

式中, $\Delta T_{sub} > 0$, 则 $C_{Tc}^* = 2$; $\Delta T_{sub} = 0$, 则 $C_{Tc}^* = 1.26$ 。

2.2.2 区域 2

区域 2 指从圆锥区域结束平面到渐进平面(Asymptotic plane)之间的区域。该区域中的流体等熵膨胀。

区域 2 渐进平面长度 L_a 和直径 A_a 的计算公式如下:

$$\frac{P_a}{P_{amb}} = 1 - 0.5 \left(1 - \frac{2P_{amb}}{P_0} \right) f(h_0) \quad (2-6)$$

式中, P_a 是渐进面的压力, 若 P_{amb}/P_0 大于 0.5, 则 P_{amb}/P_0 取 0.5。

$$f(h_0) = \begin{cases} \sqrt{0.1 + \left(\frac{h_0 - h_f}{h_{fg}}\right)} & \text{如果 } \left(\frac{h_0 - h_f}{h_{fg}}\right) > -0.1 \\ 0 & \text{如果 } \left(\frac{h_0 - h_f}{h_{fg}}\right) < -0.1 \end{cases} \quad (2-7)$$

式中: h_0 为容器工况下的焓值;

h_f 为 P_0 压力下的饱和液体焓;

h_{fg} 为 P_0 压力下的汽化潜热。

$$\frac{A_a}{A_e} = \left(\frac{G_c^2}{g_c \rho_{ma} C_T P_0} \right) \quad (2-8)$$

式中: A_a 为渐进面的面积;

ρ_{ma} 为渐进面的密度。

若是两相流, 则

$$\rho_{ma} = 1 / [x/\rho_g + (1-x)/\rho_f] \quad (2-9)$$

式中: ρ_f 指渐进面压力下的饱和水密度;

ρ_g 指渐进面压力下的饱和蒸汽密度;

x 指 P_a 和 h_0 工况下的含汽率。

$$\frac{L_a}{D_e} = \frac{1}{2} \left(\sqrt{\frac{A_a}{A_e}} - 1 \right) \quad (2-10)$$

区域 2 内其他 L 处的 A_j 的计算公式如下:

$$\frac{A_j}{A_{je}} = \left[1 + \frac{L}{L_a} \left(\frac{A_a}{A_{je}} - 1 \right) \right] \quad (2-11)$$

式中: $A_{je} = C_{Te}^* A_{e0}$ 。

如果容器内流体的初始温度低于环境压力下的饱和温度, 则喷射为非膨胀喷射, 则 L_c 设定为 0, 破口处的流量 G_c 采用下列公式计算:

$$\frac{1}{g_c} \rho_c v_e^2 = 2(P_0 - P_{amb}) \quad (2-12)$$

2.2.3 区域 3

区域 3 指渐进平面之后的区域。该区域中的流体过度扩张, 喷射外形与中心线夹角为 10 度。

区域 3 的直径 A_j 的计算公式如下:

$$\frac{A_j}{A_a} = \left(1 + \frac{2(L - L_a)}{D_a} \tan 10^\circ \right)^2 \quad (2-13)$$

2.3 喷射压力计算

公式 2-3 变换后喷射力 F_j 公式如下:

$$F_j = A_e (C_T P_0 - P_{amb}) \cong C_T P_0 A_e \quad (2-14)$$

(1) 区域 1 中心线的喷射压力 P_{jc} 计算公式如下:

$$P_{jc} = \frac{F_j}{A_{je}} = P_0 \quad (2-15)$$

(2) 区域 2 中心线的喷射压力 P_{jc} 计算公式如下:

$$\frac{P_{jc}}{P_0} = F_c - \left[F_c - 3C_T \left(\frac{D_e}{D_a} \right)^2 \right] \frac{L_a}{L} \frac{(L - L_c)}{(L_a - L_c)} \quad (2-16)$$

式中, 在 $L = L_c$ 处, 如果 $(D_j/D_c)^2 \leq 6C_{Te}^*$ 则 $F_c = 1.0$; 在 $L = L_c$ 处, 如果 $(D_j/D_c)^2 > 6C_{Te}^*$ 则 $F_c = 6C_{Te}^* (D_e/D_j)^2$ 。

如果容器内流体的初始温度低于环境压力下的饱和温度, 则喷射为非膨胀喷射, 则假设各 L 处的喷射压力均匀分布, 计算公式为 F_j/A_{je} 。

(3) 区域 3 中心线的喷射压力 P_{jc} 计算公式如下:

$$P_{jc} = 3F_j/A_j \quad (2-17)$$

如果容器内流体的初始温度低于环境压力下的饱和温度, 则喷射为非膨胀喷射, 则假设各 L 处的喷射压力均匀分布, 计算公式为 F_j/A_{je} 。

典型核电厂工况下的喷射压力见图 3。蓝线的工况参数为 15.5 MPa(a)/282.2 °C, 红线的工况参数为 15.5 MPa(a)/276.7 °C, 从外到内共 10 根线, 分别对应 0.028、0.041、0.069、0.117、0.165、0.276、0.345、0.441、1.034、1.310 MPa。

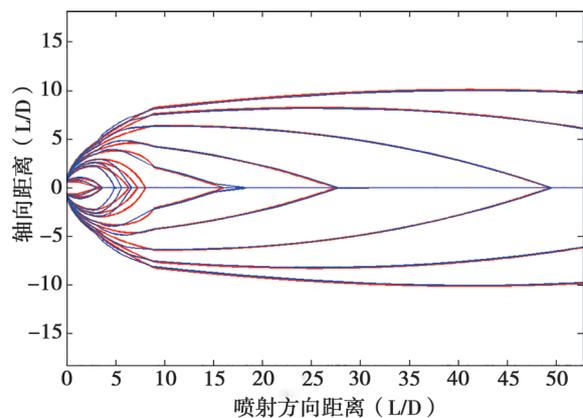


图 3 典型核电厂工况下的喷射压力图

Fig.3 Jet Pressure Scheme of Typical NPP Condition

3 喷射压力计算分析

3.1 敏感性分析

根据第2节的研究结果,上游容器内初始压力越大、过冷度越大则喷放力越大,因此假设容器内压力为典型核电厂压力 15.5 MPa(a),研究不同温度下不同 L/D_0 处的喷射压力的计算结果。工况 3、4、5 和 6 的温度是核电厂典型工况温度(如安全停堆温度),实际此工况下的压力也会降低,所以在实际电厂运行过程中这些工况是不存在的,仅是研究同一压力下随着过冷度的增加对喷射压力的影响。6 个工况的温度、喷射系数和质量流量通量^[9,10]计算结果见表 1,喷射压力计算结果见图 4。

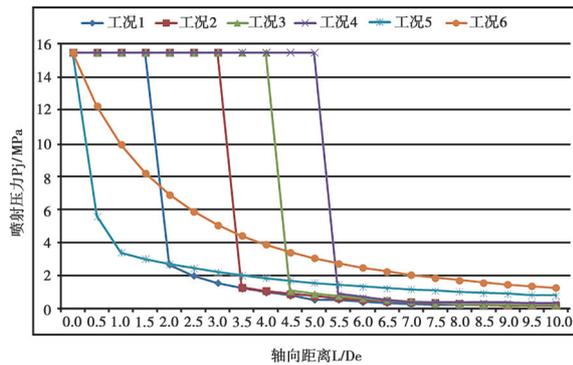


图 4 喷射压力敏感性工况计算结果

Fig.4 Jet Pressure Analysis Result of Sensitivity Condition

工况 1 和工况 2 是电厂的典型工况,分别代表热段和冷段工况,图 4 的结果表明,冷段工况的喷射压力基本大于热段工况。工况 1、2、3、4 处于膨胀喷射状况,这些工况下随着过冷度的增加,喷射压力也逐渐增大。工况 5 和工况 6

处于非膨胀喷射状况,这些工况在圆锥区域外的喷射压力随着过冷度的增加喷射压力也逐渐增大。

3.2 典型工况分析

为了研究实际电厂工况参数的喷射情况,本节基于电厂的启停堆过程的压力温度情况选取压水堆电厂的典型工况评估不同 L/D_0 处的喷射压力,以获得设计所需的最大喷射压力对应的破口工况。6 个工况的温度、喷射系数和质量流量通量^[9,10]计算结果见表 2,喷射压力计算结果见图 5。

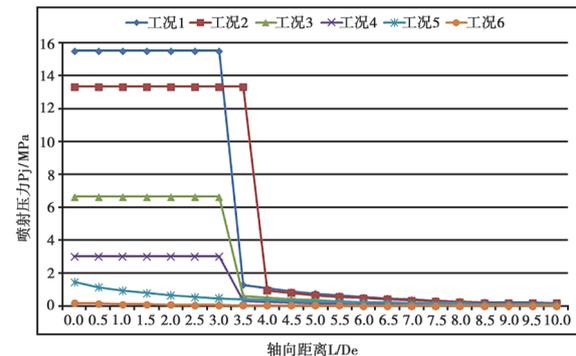


图 5 喷射压力典型工况计算结果

Fig.5 Jet Pressure Analysis Result of Typical Condition

本节的 6 个工况为电厂全部运行期间的工况,包括功率运行和启停堆,在功率运行期间压力维持 15.5 MPa,在降温降压过程中流体维持一定的过冷度。图 4(工况 1 和工况 2)和图 5(工况 1)的结果表明,功率运行期间,温度越低则喷射压力越高,因此应选取零功率工况(温度为 276.7 °C)作为破口设计工况。图 5 的结果

表 1 敏感性工况计算结果

Table 1 Analysis Result of Sensitivity Condition

| 工况 | 温度(°C) | 喷射系数 C_T | 质量流量通量 $G_c/(kg \cdot m^{-2} \cdot s^{-1})$ | 区域 1 L_c/De | 区域 2 L_a/De |
|----|--------|------------|---|---------------|---------------|
| 1 | 332.2 | 1.28 | 75189.4 | 1.74 | 7.16 |
| 2 | 276.7 | 1.63 | 123671.9 | 3.38 | 8.96 |
| 3 | 215.6 | 1.85 | 152126.7 | 4.47 | 8.23 |
| 4 | 176.7 | 1.93 | 162255.8 | 5.02 | 6.91 |
| 5 | 100 | 2.0 | 172506.0 | 0 | 1.02 |
| 6 | 48.9 | 2.0 | 175076.8 | 0 | 0 |

表 2 典型工况计算结果
Table 2 Analysis Result of Typical Condition

| 工况 | 压力 (MPa) | 温度(℃) | 喷射系数 C_T | 质量流量通量 $Ge/(kg \cdot m^{-2} \cdot s^{-1})$ | 区域 1Lc/De | 区域 2La/De |
|----|----------|-------|------------|--|-----------|-----------|
| 1 | 15.5 | 276.7 | 1.63 | 123671.9 | 3.38 | 8.96 |
| 2 | 13.34 | 250 | 1.70 | 124786.6 | 3.68 | 8.72 |
| 3 | 6.65 | 215.6 | 1.68 | 88538 | 3.35 | 7.61 |
| 4 | 3.03 | 176.7 | 1.73 | 61621.8 | 3.15 | 6.16 |
| 5 | 1.48 | 71.1 | 2.0 | 51993.0 | 0 | 0 |
| 6 | 0.2 | 60 | 2.0 | 14275.7 | 0 | 0 |

表明,在降温降压过程中(工况 2-6),圆锥区域可能会大于 0 功率工况(工况 2),所以要关注这些工况下的圆锥区域长度。

4 结论

本文通过敏感性分析和典型工况计算核电厂不同破口工况下不同距离处的喷射压力,主要研究结论如下:

(1) 同一压力工况下,随着流体过冷度的增加,同一距离处的喷射压力增加,圆锥区域的长度也将增大,所以核电厂在计算破口喷射压力时应考虑过冷度高的工况。

(2) 不同压力温度工况下,随着降温降压过程的进行,会出现圆锥区域长度大于功率运行工况的情况,所以要关注这些工况下的圆锥区域长度。

(3) 既要考虑高压力又要考虑过冷度,所以核电厂计算破口喷射压力时可选取零功率工况作为破口设计工况,压力保守取稳压器压力。同时也要核实是否存在圆锥长度长的工况并适当修正该区域的喷射压力。

参考文献

- [1] U.S. NRC. ISSUE 191: Assessment of debris accumulation on PWR accumulation on PWR sump performance [J/OL]. GSI-191, Rev.2, 2008. <http://www.nrc.gov>.
- [2] U.S. NRC. Water sources for long-term recirculation cooling following a loss-of-coolant accident [J/OL]. RG 1.82, Rev.4, 2012. <http://www.nrc.gov>.
- [3] 郭丹丹, 向文娟, 王高阳. 核电厂安全壳喷射碎片问题研究[J]. 核安全, 2021, 20(5): 65-69.
- [4] Nuclear Energy Institute (NEI). Pressurized water reactor sump performance evaluation methodology [J/OL]. NEI 04-07, Vol.1, Rev.0, 2004. <http://www.nrc.gov>.
- [5] U.S. NRC. Safety evaluation by the office of nuclear reactor regulation related to NRC generic letter 2004-02 [J/OL]. NEI 04-07, Vol.2, Rev.0, 2004. <http://www.nrc.gov>.
- [6] American Nuclear Society (ANS). American national standard design basis for protection of light water nuclear power plants against the effects of postulated pipe rupture [J/OL]. ANSI/ANS 58.2-1988, 1988. <http://www.nrc.gov>.
- [7] 王伟伟, 曹克美, 戚展飞. GSI-191 问题喷射冲击影响区域的计算分析[J]. 核技术, 2016, 39(2): 020604-1-020604-7.
- [8] 王中立. GSI-191 不同破坏压力材料对应的碎片影响区域半径计算方法研究[J]. 核科学与工程, 2016, 36(1): 97-102.
- [9] Henry, E.R., Fauske, H.K., The two-phase critical flow of one-component mixtures in nozzles, orifices, and short tubes [J]. Journal of Heat Transfer, May 1971.
- [10] Reference Fluid Thermodynamic and Transport Properties (REFPROP), NIST Standard Reference Database 23, Version 8.0, National Institute of Standards and Technology (NIST).

Research on Break Jet Pressure and Condition Selection of Nuclear Power Plant

Guo Dandan, Xiang Wenjuan, Wu Huiping

(Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, Shanghai 200233, China)

Abstract: After high-energy pipeline break accident occurs in a nuclear power plant, it will cause jet in a certain area, which will cause the material in this area to break into debris. In this paper, based on the calculation method of ANSI/ANS 58.2, the thrust coefficient, jet shape and jet pressure of the jet under the break condition are studied, thus the jet pressure distribution at different distances under different working conditions is obtained, and the most conservative break condition for the material rupture in the containment is selected. Through the analysis and study of sensitivity conditions, it is found that the injection pressure of free expansion fluid increases gradually with the increase of sub-cooling under the same initial pressure condition, so it is suggested that the working condition with high sub-cooling should be selected as the design condition of jet pressure. In addition, through the analysis and study of the typical working conditions of the nuclear power plant, it is found that it is necessary to determine the maximum sub-cooling according to the actual working conditions of the nuclear power plant so as to determine the length of the maximum jet core. and zero power condition can be selected as the break design condition when calculating the break jet pressure of the nuclear power plant.

Key words: thrust coefficient; jet shape; jet pressure; sub-cooling; jet core

(责任编辑：梁 晔)

汪源,张天义,陈杨,等. 浅谈回旋加速器退役拆解过程中实现放射性废物最小化的方法[J]. 核安全,2023,22(1):36-42.

Wang Yuan,Zhang Tianyi,Chen Yang, et al. Discussion on Decommissioning and Dismantling of Cyclotron Methods to Minimize Radioactive Waste [J]. Nuclear Safety,2023,22(1):36-42.

浅谈回旋加速器退役拆解过程中实现放射性废物最小化的方法

汪 源¹, 张天义², 陈 杨², 易亚磊^{2,*}, 陈洪涛³

(1. 陕西省生态环境厅, 西安 710000; 2. 西安江原安迪科正电子技术有限公司, 西安 710000;
3. 北京国原新技术有限公司, 北京 102400)

摘要: 本文主要针对陕西某三甲医院回旋加速器实施退役过程中, 放射性废物最小化处理方法的分析和总结, 旨在为今后类似回旋加速器退役治理过程中放射性废物处理提供良好的实践经验。本文中的回旋加速器主要用于生产医用放射性同位素, 因设备老旧无法满足生产要求, 故对其实施退役, 以达到场所和设备清洁解控的目的。本次退役范围主要包括回旋加速器主体及主机房、药物合成室及其配套用房, 需要进行清洁治理的为回旋加速器主体及主机房。在对回旋加速器进行拆解和大块部件切割之前和切割过程中, 进行现场监测和实验室采样分析, 通过现场监测结果和产生的放射性废物源项分析, 按照废物最小化原则, 对低放射性废物和极低放射性废物进行分类收集整备并送贮, 对达到清洁解控水平的部件进行清洁解控与资源回收利用。本次退役共产生放射性废物约 25 吨, 依据本文论述方法分拣出的可解控废物约 12 吨, 实现了废物最小化。

关键词: 回旋加速器; 核技术利用项目退役; 核与辐射; 清洁解控; 放射性废物

中图分类号: X7 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0036-07

根据《中华人民共和国放射性污染防治法》《放射性同位素与射线装置管理条例》等国家相关法律法规要求, 在核技术利用项目退役过程中应尽可能实现放射性废物的最小化原则^[1], 本文在陕西某三甲医院回旋加速器退役项目的基础上, 对被污染的放射性废物进行分拣、清洁的过程进行总结分析, 简述如何实现放射性废物最小化的方法。本次产生放射性废物的主体为一台 2002 年安装的比利时 IBA 生产的 18 MeV 回旋加速器, 型号:Cyclone18/9(以

下简称加速器), 引出束流最大流强为 30 μA , 使用年限为 17 年, 位于某三甲医院负一楼核医学科, 因设备老旧无法满足生产故实施退役^[2]。因加速器能量较高, 在初期调试与使用过程中也存在不当操作, 致使部分加速器金属部件被活化, 且产生的感生放射性核素深度、核素种类、比活度均未知, 故按照相关标准要求, 对被活化金属部件进行切割分拣, 以实现产生的放射性废物的分类处理, 达到减量化、最小化目的。

收稿日期: 2022-10-23 修回日期: 2022-12-23

作者简介: 汪源 (1972—), 女, 高级工程师, 现主要从事核与辐射安全监管相关工作

* 通讯作者: 易亚磊, E-mail: yiyalei@pet-tracer.com.cn

1 源项调查

1.1 确定退役范围

在实施退役前,需对退役场所可能被活化的部件(物件)进行源项分析^[3]。依据前期 γ 剂量率与表面沾污检测划分退役治理的范围,并对退役场所划分监督区和控制区,其中药物合成室及其配套用房^[4],因不存在放射性污染,不在退役治理范围之内。根据监测结果可知:加速器主机房内 γ 辐射剂量率^[5]的范围为(44~808) nSv·h⁻¹,其中高于200 nSv·h⁻¹的区域为主机房、废物间和废靶放置区,故将加速器主机房确定为控制区。各个场所 α 表面污染和 β 表面污染均小于仪表探测限。加速器主体亦存在感生放射性核素,加速器主体 α 表面污染和 β 表面污染(擦拭测量法)均小于仪表探测限。回旋加速器主体 γ 辐射剂量率的范围为(0.24~26.5) μ Sv·h⁻¹,部分零件 γ 辐射剂量率的范围为(2.85~138) μ Sv·h⁻¹。故本次实施清洁治理与退役范围为加速器主机房与加速器主体。

1.2 源项调查方式

本项目源项调查分为三部分,为理论模拟计算、现场源项调查(取样分析)、放射性废物量估算^[6]。

1.2.1 理论模拟计算

使用Fluka软件建模后模拟计算该套回旋加速器运行期间H-质子和中子对磁体和磁轭产生感生放射性核素及其比活度。

1.2.1.1 质子核反应计算:

使用Fluka软件建模如下:

(1) 由于18 MeV质子在铜内的射程为0.66 mm,在铁内的射程为0.71 mm,在铝内的射程为1.75 mm,故设置靶厚度为1 cm足够使质子完全沉积;

(2) 靶形状为长10 cm,宽2 cm,厚1 cm;

(3) 以最高能量18 MeV,束流集中损失3 μ A进行模拟(轰击磁铁部分束流以加速器总束流的10%计),分别轰击磁铁和真空室,因此每次运行2.5 h,停机24 h,连续运行30天进行模拟计算,Fluka软件设置界面见图1。

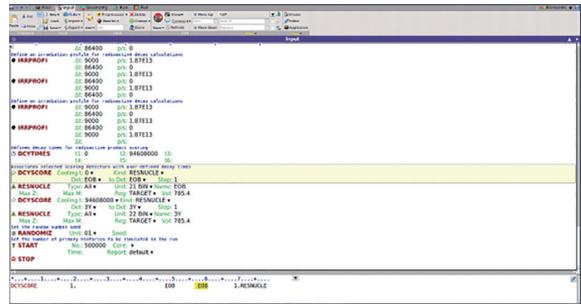


图1 Fluka软件模拟计算质子核反应设置界面
Fig.1 Fluka software simulation calculation proton-nuclear reaction setting interface

根据Fluka软件建模计算,以轰击结束时EOB(Eed of Bombardment)产生的感生放射性核素为一个计算单元,假设其1个月内比活度不变,依次类推至运行17年结束,共计204个基础单元,各单元的核素分别经过相应衰变至2021年12月31日的总比活度。

1.2.1.2 中子活化核反应计算:

使用Fluka软件建模如下: XZ平面,由外向内依次为磁轭、线圈(铜材质)、真空室、主磁铁(蓝色,灰色为真空); YZ平面:水平为Z方向,垂直为Y方向。如图2和图3所示。

18 MeV质子沿Z正方向轰击靶,靶主体材料为铌,靶内为重氧水H₂¹⁸O,发生¹⁸O(p,n)¹⁸F反应,产生中子。采用束流强度30 μ A,每次照射2.5 h,停机24 h,连续运行30天。

1.2.1.3 理论模拟计算结果(以真空室部件为例)见表1。

表1 部分部件模拟计算结果
Table 1 Simulation results of some components

| 模拟计算类型 | 产生核素 | 半衰期 | 比活度 (Bq/kg) | 是否有 γ 射线 |
|--------|------------------|--------|--------------------|-----------------|
| 质子核反应 | ⁵⁷ Co | 271.8天 | 7.91×10^3 | 有 |
| | ⁵⁶ Co | 77.3天 | 3.48×10^2 | 有 |
| | ⁵⁵ Fe | 2.73年 | 1.12×10^4 | X射线 |
| | ⁵⁴ Mn | 312.1天 | 1.90×10^4 | 有 |
| | ⁴⁹ V | 330天 | 5.11×10^4 | X射线 |
| 中子活化 | ²² Na | 2.6年 | 3.29×10^5 | 有 |
| | ⁵⁷ Co | 271.8天 | 5.43×10^3 | 有 |
| | ⁵⁵ Fe | 2.73年 | 4.83×10^3 | X射线 |

续表

| 模拟计算类型 | 产生核素 | 半衰期 | 比活度 (Bq/kg) | 是否有 γ 射线 |
|--------|------------------|-------|--------------------|-----------------|
| 中子活化 | ^{49}V | 330 天 | 2.59×10^2 | X 射线 |
| | ^{22}Na | 2.6 年 | 2.22×10^3 | 有 |

1.2.2 现场源项调查

现场源项调查的内容主要包括场所 γ 辐射剂量率检测、表面污染监测、样品中 γ 核素分析和元素分析。

根据现场取样分析结果显示：加速器所有

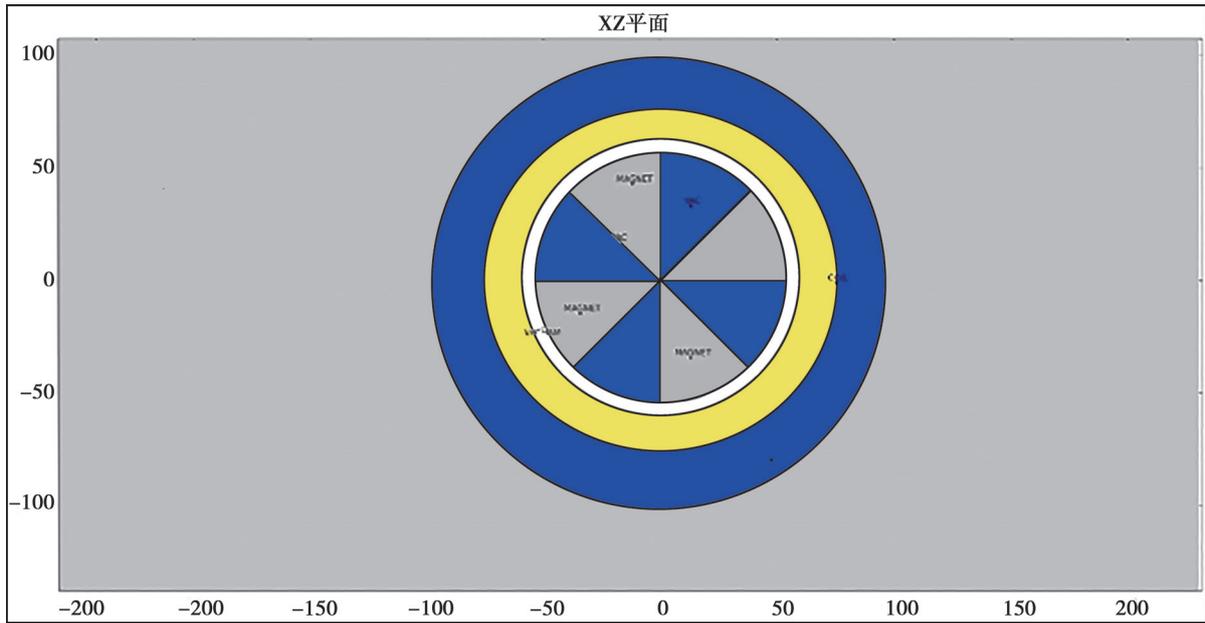


图 2 中子活化回旋加速器模型图 (XZ 平面)

Fig.2 Model of neutron activated cyclotron (XZ plane)

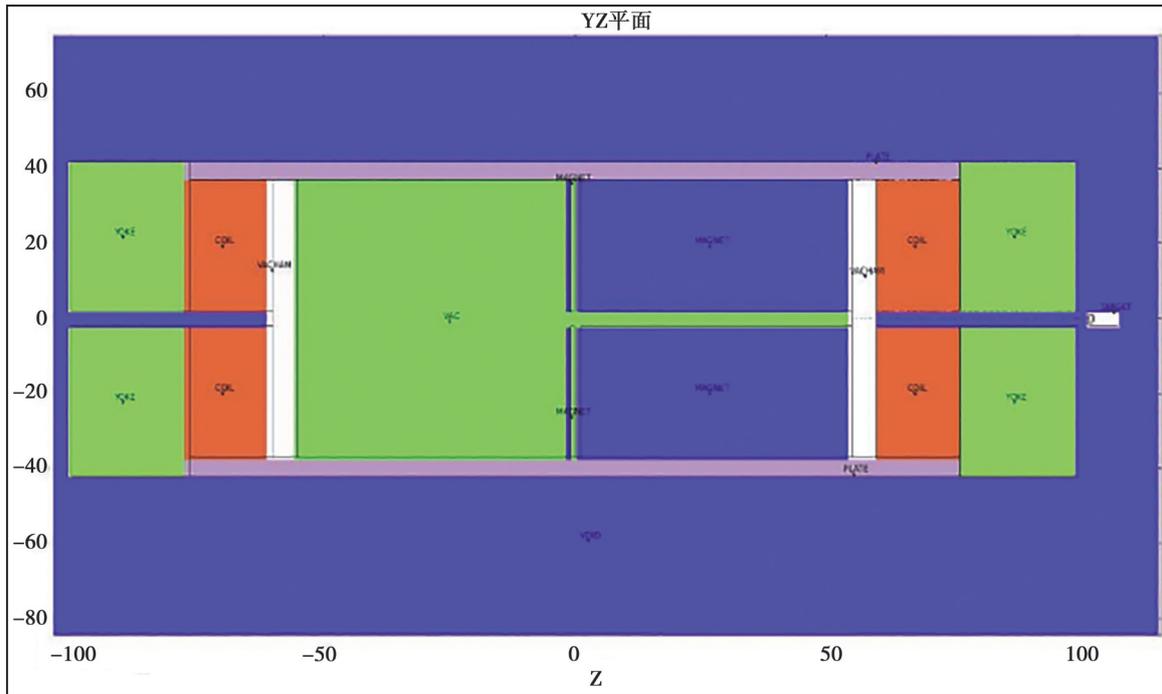


图 3 中子活化回旋加速器模型图 (YZ 平面)

Fig.3 Model of neutron activated cyclotron (YZ plane)

部件中的主要感生放射性核素为: ^{54}Mn 、 ^{55}Fe 、 ^{56}Co 、 ^{57}Co 、 ^{60}Co 、 ^{65}Zn 、 ^{22}Na , 其中待清洁解控部分存在的感生放射性核素为: ^{54}Mn 、 ^{55}Fe 、 ^{56}Co 、 ^{57}Co 、 ^{60}Co 、 ^{65}Zn , 引出口正对墙壁混凝土的主要感生放射性核素为: ^{57}Co 和 ^{60}Co 。根据现场取样分析结果显示, 样品(除真空室外)中放射性核素比活度值均在极低水平放射性废物比活度上限值以下(^{22}Na 、 ^{54}Mn 、 ^{65}Zn : $1 \times 10^5 \text{ Bq/kg}$; ^{57}Co : $1 \times 10^6 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$); 其中真空室有一个样品的 ^{22}Na 比活度($1.36 \times 10^5 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$) 稍微超过极低水平放射性废物比活度上限值, 但是另外两个真空室样品的 ^{22}Na 比活度($2.72 \times 10^3 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ 和 $1.01 \times 10^4 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$) 低于极低水平放射性废物比活度上限值。

1.2.3 源项调查结果

(1) 经过上述理论计算得知, 回旋加速器中感生放射性核素较多, 包括 ^{109}Cd 、 ^{65}Zn 、 ^{63}Ni 、 ^{60}Co 、 ^{58}Co 、 ^{57}Co 、 ^{56}Co 、 ^{55}Fe 、 ^{54}Mn 、 ^{22}Na 、 ^{49}V , 与实际取样测量存在较大的区别。经过分析, 可能原因包括建模时模型中元素成分是依据各部件发生核反应后的元素分析结果, 此时各部件中元素已经不是原始元素成分; 由于建模时是使用 18 MeV 质子、束流 $3 \mu\text{A}$ (轰击磁铁部分束流以加速器总束流的 10% 计) 直接轰击磁铁或真空室, 该方式为保守估算方式, 而该加速器实际运行时, 质子及束流损失可能都未达模拟计算数值, 相应核素可能未产生; ^{63}Ni 衰变时, 无 γ 射线, 因此实际测量时高纯锗 γ 谱仪无法对其进行测量; ^{55}Fe 和 ^{49}V 衰变时, 仅产生 7 keV 以下的低能 X 射线, 目前常用的高纯锗 γ 谱仪能量范围一般在 20 keV~2 MeV, 因此实际测量时高纯锗 γ 谱仪无法对其进行测量; 对于 ^{63}Ni 、 ^{55}Fe 和 ^{49}V 一般使用液体闪烁仪进行测量, 但由于样品中存在多种放射性核素, 因此目前无法通过化学浓缩提纯后再进行测量。

(2) 取样分析结果显示, 磁铁样品未分析出 ^{60}Co 核素, 同时磁轭样品分析出 ^{60}Co 核素, 理论计算时, 磁铁只有与质子发生核反应时可能产生 ^{60}Co 核素, 中子无法与磁铁发生核反应产生 ^{60}Co 核素, 因此判断中子未能与磁铁发生核

反应。因此在放射性废物估算以及退役实施过程中只需考虑质子与磁铁核反应产生的放射性核素, 同时根据理论计算 18 MeV 质子在铜内的射程为 0.66 mm, 在铁内的射程为 0.71 mm, 在铝内的射程为 1.75 mm, 因此以保守估算方式, 可将磁铁深度在 2 cm 以内的物质作为放射性废物。

(3) 对于磁轭只需考虑中子活化产生的放射性核素。

(4) 现场源项调查取样分析后的结果基本都在理论计算值以内, 因此在进行放射性废物量分析及估算时, 以现场源项调查取样分析结果作为依据进行估算。

2 回旋加速器的拆解和切割

根据源项调查结果, 按照不同部位产生的感生放射性核素深度、核素种类、比活度等对回旋加速器各部位进行区分并标注, 最终根据加速器说明书, 对回旋加速器进行了拆解工作, 回旋加速器现场图见图 4。

(1) 首先关闭回旋加速器真空室, 将其举升抬起; (2) 对内部小型零部件进行拆除, 如离子源、加速电极、束流引出系统、射频系统、靶系统等; (3) 拆除水冷系统、粒子加速真空腔等; (4) 使用手动葫芦将回旋加速器主体上半部分吊装好, 将上下部分连接件拆除后, 将上半部分卸下; (5) 将磁轭和盖板之间连接的紧固螺丝拆除后, 将磁轭和盖板分开; (6) 拆除磁铁周围的线圈; (7) 将磁铁和盖板之间连接的紧固螺丝拆除后, 将磁铁和盖板分开; (8) 拆解后对较大的回旋加速器部件完成切割。存在感生放射性核素的位置是回旋加速器主体部分, 结合源项调查和现场 γ 剂量率测量的结果, 对加速器主体部分进行切割, 并完成废物分类^[7]。

3 废物的分拣

3.1 按现场检测分拣

根据《可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度》GB 27742-2011 中第 7 条对满足免管浓度值的验证的要求, 将废物表面 γ



图4 回旋加速器拆解前现场图

Fig.4 Field diagram



图5 回旋加速器拆解后部分部件现场图

Fig.5 Cyclotron disassembled field view

剂量率比本底水平是否高出 $50 \text{ nSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 作为放射性废物现场筛选的保守依据,高于 $50 \text{ nSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 时筛选为待送贮废物,不高于 $50 \text{ nSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 时筛选为待解控废物。放射性废物现场筛选最终将按照取样测量的核素比活度结果完成分类^[8]。

具体筛选流程是,退役施工期间采用便携式 γ 剂量率仪对废物表面的剂量率进行现场测量,根据现场测量结果完成对拆解和切割后放射性废物的现场筛选。

选择 $50 \text{ nSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 作为放射性废物筛选的依据基于以下 2 个因素:(1)参照源项调查结果中放射性废物中包含的主要放射性核素种类及相应核素的解控活度浓度水平进行模拟计算,一年实践所产生的公众个人年有效剂量值远低于 1 mSv 的限值水平,经过防护最优化^[9]分析表明,解控^[10]是最优的选择^[9],表面 γ 剂量率 $50 \text{ nSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 作为筛选评判标准是保守的;

(2)工作现场环境下, $50 \text{ nSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 可以通过便携式剂量率仪直接测量样品表面 γ 剂量率得到。

在工作现场设置了专门的测量区域,使用便携式剂量率仪直接测量受到周围环境影响时,将待测量废物推送至测量区域进行测量。

切割后放射性废物各方向表面剂量率比本底水平不高于 $50 \text{ nSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 时,该块放射性废物筛选为待解控废物;切割后放射性废物仅有部分方向剂量率比本底水平高出 $50 \text{ nSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 时,结合废物情况对金属废物进一步切割直至将所有废物筛选为待解控废物和待送贮废物^[11]。

3.2 按实验室能谱分析结果分拣

废物现场检测分拣完成后,对待解控的放射性废物全部采样,对待送贮的放射性废物部分采样,获得的样品送至资质单位进行测量分析,并依据测量结果完成对放射性废物的分类。

取样方法:金属废物采用钻孔 5 cm 的方式采样,取金属屑作为样品;对每个待解控金属废物都取一个样品,在金属废物的两面均匀各取五个点,均匀混合后的金属屑作为该块金属废物的样品用于测量。

废物的分类:根据放射性废物取样测量的结果,依据相关国家标准完成对放射性废物的分类,最终将废物分类为待送贮废物和待解控废物。

与废物现场筛选的结果相比较,有部分筛选出的待解控废物依据取样测量的结果改为待送贮放射性废物,筛选出的待送贮放射性废物根据取样测量的结果仍均为不可解控废物。因此判断现场实施过程中将废物表面 γ 剂量率比本底水平是否高出 $50 \text{ nSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 作为放射性废物筛选的依据是保守、合理的^[12]。

4 废物分类验证

对分拣出的不同类别放射性废物取样进行伽马能谱分析,检出核素均为人工放射性核素,可申请清洁解控部分的各块金属废物中单一放射性核素浓度均低于标准规定的解控限值;需送贮部分放射性核素的活度浓度与各自的免管浓度值的比值之和均大于 1 ^[5]。

依据相关标准,计算了分拣出的待解控废物中放射性核素的活度浓度与各自的免管浓度值的比值之和约为 0.63(见表 2),满足“≤1”的解控限制,计算公式如下:

$$f(x) \sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{oi}} \leq 1$$

式中: C_i 为第 i 种人工放射性核素在物料中的活度浓度;

C_{oi} 为第 i 种人工放射性核素的免管浓度值;

n 为存在于物料中的人工放射性核素的种类数,无量纲。

表 2 本批次解控废物中放射性核素的活度浓度与各自的免管浓度值的比值之和

Table 2 The sum of the ratio of the activity concentration of radionuclides in the de-controlled wastes of this batch to their respective free concentration values

| 核素种类 | 活度浓度 / (Bq·kg ⁻¹) | 放射性核素的活度浓度与各自的免管浓度值的比值 |
|------------------|-------------------------------|------------------------|
| ⁵⁴ Mn | 0.01 | 9.10×10^{-5} |
| ⁶⁰ Co | 62.66 | 0.63 |
| 合计 | | 0.63 |

5 结论

本次回旋加速器退役项目共产生放射性废物约 25 吨,按照本文论述的方法分拣出可申请解控的放射性废物约 12 吨,实际需送贮约 13 吨,具体见表 3。

表 3 放射性废物数量一览表

Table 3 List of radioactive waste quantities

| 放射性废物数量一览表(单位:t) | | | |
|------------------|----|-------|-------|
| 退役产生放射性废物总量 | | 25 | |
| 分拣出的可解控数量 | 12 | 放射性水平 | 极低水平 |
| 需送资质单位贮存数量 | 13 | | 中、低水平 |

综上所述,回旋加速器退役工作中分拣出的待解控废物中核素活度浓度测量结果满足相关标准要求,达到了可清洁解控的水平,分拣出的不可解控废物实现了废物最小化,需送贮到相关收贮单位进行收贮^[13],本次核技术利用退役项目实现了废物最小化的基本原则。

参考文献

- [1] 熊忠华, 潘自强, 范显华, 等. 清洁解控研究进展及在放射性废物最小化中的应用 [A]. 全国核与辐射设施退役学术研讨会论文集 [C]. 2007.
- [2] 蒋云. 城市放射性废物安全管理的探讨 [J]. 中国辐射卫生, 2007 (01).
- [3] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. GB 18871-2002 电离辐射防护与辐射源安全基本标准 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2002.
- [4] Rhenium and technetium radiopharmaceuticals. Design and development for applications in nuclear medicine. [D]. James, Shelly. 2007.
- [5] 中华人民共和国生态环境部. HJ 1157-2021 环境 γ 辐射剂量率测量技术规范 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2021.
- [6] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. GB 27742-2011 可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2011.
- [7] 李韧杰. 对我国铀矿冶设施退役问题的探讨 [J]. 铀矿冶, 1994 (04).
- [8] 林晓玲, 董永和, 冯定胜. 清洁解控在反应堆退役放射性废物最小化管理中的应用 [A]. 中国核科学技术进展报告——中国核学会 2009 年学术年会论文集 (第一卷·第 5 册) [C]. 2009.
- [9] 中华人民共和国国务院. 国务院令 709 号: 放射性同位素与射线装置安全和防护条例 (修订). 2019.
- [10] 吴斌, 王晓伟, 余涛. 放射性废物清洁解控水平初探 [A]. 中国核科学技术进展报告——中国核学会 2009 年学术年会论文集 (第一卷·第 3 册) [C]. 2009.
- [11] 张智勇. 放射性废物管理浅谈 [J]. 陕西环境, 1997 (03).
- [12] 刘忠义, 唐谋生. 放射性废物的来源及其安全管理 [A]. 2011 中国环境科学学会学术年会论文集 (第四卷) [C]. 2011.
- [13] Proposed management and exemption of radioactive waste in nuclear medicine facilities according to the recommendations of the ICRP Publication 103 [C]. A. S. Carmo, A. X. da Silva, E. A. Vianello International Conference on Waste Management and the Environment. 2016.

Discussion on Decommissioning and Dismantling of Cyclotron Methods to Minimize Radioactive Waste

Wang Yuan¹, Zhang Tianyi², Chen Yang², Yi Yalei^{2*}, Chen Hongtao³

(1. Department of Ecology and Environment of Shaanxi Province, Xi'an 710000, China; 2. Xi'an AMS Co., Ltd., Xi'an 710000, China; 3. Beijing Guoyuan New Technology Co., Ltd., Beijing 102400, China)

Abstract: This paper mainly analyzes and summarizes the radioactive waste minimization treatment methods in the cyclotron decommissioning process of a Class III Grade A hospital in Shaanxi Province, aiming to provide good engineering practice experience for the radioactive waste treatment in the similar cyclotron decommissioning process in the future. The cyclotron in this paper is mainly used for the production of medical radioisotopes. Because the equipment is old and cannot meet the production requirements, it is decommissioned to achieve the purpose of cleaning and decontrolling the site and equipment. The decommissioning scope mainly includes the cyclotron main body and main room, drug synthesis room and its supporting rooms, which need to be cleaned and decontrolled. In the dismantling of cyclotron and large components before cutting and cutting process, on-site monitoring sampling and laboratory analysis, through the field monitoring results and produce radioactive waste source term analysis, in accordance with the principle of waste minimization, the low-level radioactive waste and low gearing up radioactive waste sorting collection and storage, Clean, decontrol and recycle the components that reach the level of cleaning and decontrol. About 25 tons of radioactive waste were generated in this decommissioning, and about 12 tons of decommissioning waste could be sorted out according to the method described in this paper, so as to minimize waste.

Key words: cyclotron; decommissioning of nuclear technology utilization projects; nuclear and radiation; cleaning and control; radioactive waste product

(责任编辑: 梁 晔)

王照,裴亮,李琼哲. 压力诱发 SGTR 的概率计算方法探讨[J]. 核安全,2023,22(1):43-48.

Wang Zhao, Pei Liang, Li Qiongzhe. Discussion of Calculation Method of CSGTR Probability [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(1):43-48.

压力诱发SGTR的概率计算方法探讨

王 照, 裴 亮, 李琼哲

(苏州热工研究院有限公司, 江苏苏州 215000)

摘要: 诱发蒸汽发生器传热管破裂现象对核电厂堆芯损伤和放射性早期大量释放风险有非常大的影响。准确地对诱发蒸汽发生器传热管断裂概率进行计算和定值对正确认知核电厂的核安全风险非常重要。文章调研了已有压力诱发蒸汽发生器传热管破裂概率的取值计算方法,通过对不同取值计算方法的对比分析,结合国内实际情况,提出了一套较为合理可行的压力诱发蒸汽发生器传热管破裂概率的计算方法。文章推荐的诱发蒸汽发生器传热管破裂数据采集和分析计算方法为后续国内核电厂概率安全分析应用和安全监管提供了参考。

关键词: 核电厂; 蒸汽发生器; 传热管; 诱发 SGTR; 概率安全分析

中图分类号: TL33 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0043-06

蒸汽发生器工作在高温、高压和大蒸发流量的条件下,传热管降级是常见现象。如果事故瞬态造成反应堆一、二回路压力波动,一、二回路之间的压差超过降级蒸汽发生器传热管的耐压能力,将诱发蒸汽发生器传热管断裂(Consequential Steam Generator Tube Rupture, CSGTR),导致一回路冷却剂装量损失和安全壳直接被旁通。因此 CSGTR 的概率取值对核电厂核安全风险的认知以及一级、二级概率安全分析结果常常有较大影响。

CSGTR 的概率取值,过去常常因为国内缺乏基础研究和对核安全总风险量化的影响而没有超出可以接受的范围,因此在定值时往往粗放地借鉴了国外的公式和数据。但随着概率安全分析模型应用的深入和配置风险管理技术在

国内各核电厂落地应用,CSGTR 概率取值的准确性和合理性,将会影响核电厂配置风险定量结果,在工程应用中直接限制电厂运维的灵活性,不合理的取值甚至有可能造成核电厂不必要的停堆或后撤。因此 CSGTR 的平均概率亟须结合国内核电机组的实际情况和运维经验,以科学合理的方式开展计算和定值。

1 蒸汽发生器传热管管材发展简史

蒸汽发生器传热管的选材可分为三个阶段^[1],如表 1 所示。我国目前已经完全具备自主生产 Inconel 690 TT 蒸汽发生器传热管的能力,国内的核电机组蒸汽发生器基本都选用了 Inconel 690 TT 合金传热管。国内外的运行经验表明^[2,3],使用 Inconel 690 TT 材料的合金传

收稿日期: 2022-06-06 修回日期: 2022-06-26

作者简介: 王照 (1988 年—), 男, 高级工程师, 现主要从事核电厂及反应堆安全分析

热管,耐腐蚀性能大大提升,已经基本消除了晶间腐蚀和裂纹现象,其主要缺陷机制为磨损,发生 SGTR 事故的频率大大降低。

表 1 蒸汽发生器传热管管材
Table 1 Material of steam generator tube

| 特性 管材 | 时间 | 材料 | 性能表现 |
|----------|-------------------|------------------------------|---------------|
| 第一代 | 20 世纪 50~60 年代 | 304 或 316 不 锈钢管 | 大量出现应 力腐蚀 |
| 第二代 | 20 世纪 70~80 年代 | Inconel 600 或 Inconel 800 | 耐腐蚀性能 不够理想 |
| 第三代 | 20 世纪 90 年代以后 | Inconel 690 TT | 耐腐蚀性明 显提升 |

2 CSGTR 事故机理

在压水堆安全分析中,CSGTR 现象主要有两类。第一类为运行事件或设计基准事故瞬变中由一、二次侧压差增大诱发的破裂,第二类是由严重事故堆芯融化后不断升温升压诱发的蒸汽发生器传热管蠕变破裂。本文只关注第一类 CSGTR 现象。

由一、二次侧的压力波动导致的 CSGTR 有两个关键因素。其一,蒸汽发生器传热管在始发事件发生时承受压差的能力;其二,始发事件后反应堆一次侧和二次侧之间出现的峰值压差。传热管的抗压能力取决于管的类型、直径、材料、管壁厚度等参数和传热管的老化和降级程度。文献显示,无缺陷的蒸汽发生器传热管通常可以承受内外两侧约 70~80 MPa 的压差^[2,4]。如传热管壁腐蚀变薄、磨损或有非贯穿裂纹,导致其抗压差能力降级至事故瞬变可导致的一、二次侧峰值压差之下时,就会出现 CSGTR。

可能导致 CSGTR 的事故和瞬态主要有:主给水管道破裂;主蒸汽管道破裂;未能停堆的预期瞬态;LOCA;其他瞬态,如汽轮机跳闸、失去主给水、丧失厂外电、汽机旁路阀拒开、丧失一系列主泵等。

3 诱发 SGTR 概率计算方法

目前,国内对 CSGTR 事件的概率研究较

少,国外的研究主要见于美国核管会发布的 NUREG 系列出版物。

3.1 方法一:半经验二次多项式

在文献[5]中,NRC 针对 4 个核电厂,统计了运行期间存在承压能力不足 2600 psi (17.9 MPa) 的传热管的运行时间,在机组总运行时间中的份额,结论是有 2.7% 的时间,机组带着降级至承压能力降至 17.9 MPa 以下的传热管运行。这 0.027 的时间份额内,如果发生事故瞬态,可能发生诱发 SGTR。据此,NRC 给出了基于事故进程中一、二次侧峰值压差的 CSGTR 计算公式:

$$P_{SGTR} = 0.027 \times \frac{(\Delta P - \Delta P_{OP})^2}{(\Delta P_{MAX} - \Delta P_{OP})^2}$$

式中: P_{SGTR} 为诱发 SGTR 的概率;

ΔP 为事故下一、二回路压差峰值;

ΔP_{OP} 为正常运行时的一、二回路压差;

ΔP_{MAX} 为事故可能导致的一、二回路峰值压差,应取为 17.9 MPa。

该公式为二次多项式,在 $\Delta P=17.9$ MPa 时,CSGTR 的概率为 0.027;在 $\Delta P=\Delta P_{OP}$ 时,CSGTR 的概率为 0。

在国内外的实际应用中,常常把 0.027 这个因子除以一个系数后使用^[6],因为采用 Inconel 690 TT 材料的传热管性能较公式对应传热管材料性能有了较大的提升。但是除以的系数数值缺乏统一或明确的科学依据。

在事故分析中常常还需要知道 CSGTR 的根数分布,在 NUREG-0844 中,NRC 专家给出判断认为,有 50% 的诱发 SGTR 是多根的,有 1% 的诱发 SGTR 是超过 10 根的。

该公式是目前国内使用最为广泛的 CSGTR 概率计算方法,但存在以下不足:(1)公式采用的参数来源于美国 1988 年以前的运行经验,机组使用了早期的传热管,与国内情况不符。(2)机组在瞬态中发生 CSGTR 的概率只与反应堆一、二次侧峰值压差相关,没有考虑不同型号机组传热管数量的不同。比如,EPR 机组有 4 个蒸汽发生器,CPR1000 机组有 3 个蒸汽发生器,EPR 机组每个蒸汽发生器有 5980 根传热管,

而 CPR1000 机组每个蒸汽发生器有 4474 根传热管。而公式并不能体现 EPR 机组和 CPR1000 机组的这一区别。(3) 该公式不考虑蒸汽发生器的使用年限,也不考虑蒸汽发生器传热管疲劳和老化的情况。(4) 如使用该公式,CSGTR 根数分布使用了专家判断,缺乏依据。以上问题导致该方法用到国内机组时科学性较差。

3.2 方法二:线性公式

文献[7]提出,将 NUREG-0844 中公式计算得来的 1400 psi (9.65 MPa) 和 2500 psi (17.23 MPa), 作为线性拟合点,拟合一条直线,作为一、二次侧峰值压力 - 诱发概率的关系曲线。该关系式拟合结果如下:

$$P_{SGTR} = 3.02 \times 10^{-3} \times \Delta P - 2.88 \times 10^{-2}$$

式中, ΔP 为事故下一、二回路压差峰值。

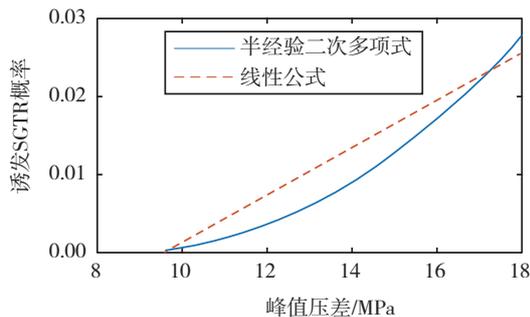


图1 方法1和方法2对比

Fig.1 Comparison between method 1 and method 2

方法二计算简便,只需 ΔP 一个参数就可以快速计算 CSGTR 的概率,但是该方法继承了 NUREG-0844 的缺点。方法 1 和方法 2 的曲线对比如图 1 所示。

3.3 方法三:分布抽样方法

文献[7]中还提出了一种分布抽样计算的方法,该方法提出,可以将所有蒸汽发生器的传热管的耐压能力视为一个随机变量,认为其服从正态分布或对数正态分布。可以通过随机抽样来对每一根蒸汽发生器传热管在某一压差下是否会 CSGTR 进行抽样,并通过统计得到对应事故情景的一、二次侧压差下,诱发一根传热管 SGTR 或多根传热管 SGTR 的概率。

实际试算中发现,正态分布或对数正态分

布难以用于蒸汽发生器传热管降级的描述。例如,假设所有传热管耐压能力服从正态分布,耐压能力中值为 68 MPa,5%~95% 的蒸汽发生器传热管耐压能力落在 68 ± 8 MPa 的范围内,则可以得到 ΔP 服从正态分布 $\Phi(68, 4.85)$,采用蒙特卡洛抽样方法进行的试算中进行了一千亿次抽样,一根耐压能力低于 22 MPa 的传热管都没有在样本中出现。通过概率分布公式可以算得一个传热管耐压能力低于 22 MPa 的概率为 1.22×10^{-21} 。而机组瞬态过程中不大可能出现 22 MPa 以上的峰值压差,这意味着在以上分布的假设中,拥有一万到两万根蒸汽发生器传热管的机组,不太可能出现 CSGTR 现象。

因此用极值分布抽样来计算描述蒸汽发生器传热管耐压能力或降级情况,难以科学准确地获取极值分布的类型、特征和参数,导致该方法难以实际应用。

3.4 方法四:传热管缺陷分布预测方法

传热管缺陷分布预测方法可以参见文献[8-10]对蒸汽发生器传热管的性能和表现的研究,其计算可以总结为三个主要的环节:(1) 缺陷传热管平均数量;(2) 缺陷传热管缺陷尺寸分布;(3) 不同尺寸的缺陷传热管发生诱发 SGTR 概率。

环节 1,可以通过拟合缺陷传热管数量 - 等效满功率运行年 (Effective Full Power Year, EFPY) 曲线来预测机组在当前状态下存在的缺陷传热管数量。

如美国信息系统实验室在文献[8]中,根据 8 个使用 Inconel 690 合金传热管机组的运行历史数据拟合给出了以等效满功率年为变量的 Inconel 690 合金传热管失效率为:

$$h(k) = 5.5826 \times 10^{-5} \times k + 6.6827 \times 10^{-4}$$

式中: h 为传热管缺陷率;

k 为等效满功率年。

相应的累积缺陷传热管概率公式为:

$$P(k) = 1 - e^{-\frac{1}{2} \times h(k) \times k}$$

式中, P 为累积缺陷概率。

例如,对于一个有 13200 根传热管的机组,与 EFPY 相关的平均缺陷传热管数量可以通过 $13200 \times P(k)$ 来计算,所得结果曲线如图 2 所示。

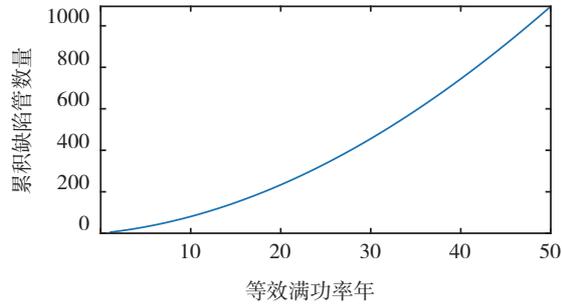


图2 平均缺陷管的数量

Fig.2 Average number of flaw tubes

环节2,确定缺陷传热管缺陷尺寸的概率分布。如文献[8]中以伽马分布分别拟合历史缺陷数据的长度和深度,拟合获得缺陷的长度-深度联合概率密度分布如表2所示。并且,文献[8]指出,表2中的数据与蒸汽发生器的

EFPY 无关。

环节3,计算不同缺陷尺寸在不同的一、二次侧峰值压差下对应的发生CSGTR的概率。如文献[9]中给出的可以包括ATWS和SLB事故的缺陷对应CSGTR概率如表3所示。缺陷尺寸较小的情况下,被认为不会发生CSGTR的情况。对应每一个一、二回路峰值压差,都存在这样一张表。

通过上述三个环节的分析,将上述环节2和环节3对应的缺陷特性与CSGTR的概率相乘并求和,可以获得单根缺陷管CSGTR的概率。再根据环节1和机组的探伤规程、缺陷堵管规则,可以得到机组当前平均缺陷管数量。使用机组当前平均缺陷管数量乘以单根缺陷管CSGTR的概率即可得到机组当前瞬态下可能

表2 缺陷的长度-深度联合概率密度分布

Table 2 Flaw length-depth joint probability distribution

| | | 缺陷长度 | | | | | | 行总计 |
|------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| | | 0~1 cm | 1~2 cm | 2~3 cm | 3~4 cm | 4~5 cm | 5~6 cm | |
| 缺陷深度占壁厚的比例 | 0~0.1 | 2.74×10^{-3} | 4.62×10^{-2} | 2.23×10^{-2} | 5.38×10^{-3} | 1.04×10^{-3} | 1.80×10^{-4} | 7.78×10^{-2} |
| | 0.1~0.2 | 1.86×10^{-2} | 3.14×10^{-1} | 1.52×10^{-1} | 3.66×10^{-2} | 7.08×10^{-3} | 1.23×10^{-3} | 5.30×10^{-1} |
| | 0.2~0.3 | 9.59×10^{-3} | 1.62×10^{-1} | 7.81×10^{-2} | 1.89×10^{-2} | 3.64×10^{-3} | 6.31×10^{-4} | 2.73×10^{-1} |
| | 0.3~0.4 | 3.09×10^{-3} | 5.21×10^{-2} | 2.52×10^{-2} | 6.07×10^{-3} | 1.17×10^{-3} | 2.03×10^{-4} | 8.78×10^{-2} |
| | 0.4~0.5 | 8.47×10^{-4} | 1.43×10^{-2} | 6.90×10^{-3} | 1.66×10^{-3} | 3.22×10^{-4} | 5.57×10^{-5} | 2.41×10^{-2} |
| | 0.5~0.6 | 2.14×10^{-4} | 3.61×10^{-3} | 1.74×10^{-3} | 4.21×10^{-4} | 8.13×10^{-5} | 1.41×10^{-5} | 6.08×10^{-3} |
| | 0.6~0.7 | 5.14×10^{-5} | 8.67×10^{-4} | 4.19×10^{-4} | 1.01×10^{-4} | 1.95×10^{-5} | 3.38×10^{-6} | 1.46×10^{-3} |
| | 0.7~0.8 | 1.19×10^{-5} | 2.01×10^{-4} | 9.73×10^{-5} | 2.35×10^{-5} | 4.54×10^{-6} | 7.86×10^{-7} | 3.39×10^{-4} |
| | 0.8~0.9 | 2.71×10^{-6} | 4.57×10^{-5} | 2.21×10^{-5} | 5.32×10^{-6} | 1.03×10^{-6} | 1.78×10^{-7} | 7.70×10^{-5} |
| | 0.9~1.0 | | | | 可忽略 | | | |
| 列总计 | 3.51×10^{-2} | 5.93×10^{-1} | 2.87×10^{-1} | 6.92×10^{-2} | 1.34×10^{-2} | 2.32×10^{-3} | 1 | |

表3 不同长度深度的缺陷诱发SGTR的概率

Table 3 Probability of SGTR induced by defects with different length and depth

| 深度 \ 长度 | 长度 | | | | | |
|---------|--------|--------|--------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | 0~1 cm | 1~2 cm | 2~3 cm | 3~4 cm | 4~5 cm | 5~6 cm |
| 0.1~0.6 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 0.6~0.7 | 0 | 0 | 0 | 1.0×10^{-3} | 1.0×10^{-3} | 1.0×10^{-3} |
| 0.7~0.8 | 0 | 0 | 0 | 5.7×10^{-1} | 5.7×10^{-1} | 5.7×10^{-1} |
| 0.8~0.9 | 0 | 0 | 0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |

CSGTR 的平均概率。

方法四的主要优点有:(1)将传热管的寿命纳入计算;(2)将传热管的数量纳入计算;(3)方法科学性强,可以较好地结合实验、运行数据,计算过程中避免了过多的主观假设和专家判断。

例如,计算某 CPR1000 机组丧失主给水的 ATWS 事故(一、二回路峰值压差 11.37 MPa)的 CSGTR 概率,假定传热管的性能和表现服从本节的缺陷概率公式、表 2 和表 3 的规律。机组有 13422 根传热管,每 18 个月对一个蒸汽发生器进行涡流探伤,并对缺陷深度超过 40% 的传热管进行堵管,大的缺陷管只可能在上一次检测后出现。假设机组运行在第 15.2 个 EFPY,机组的三个蒸汽发生器分别在 11.1、12.5、13.8 个 EFPY 进行了探伤。通过上文的公式计算可得如表 4 的结果,机组的平均缺陷管数量为 39.74 根。将表 2 和表 3 的虚线部分对应缺陷尺寸和 CSGTR 的概率相乘并求和可得每根缺陷管 CSGTR 概率为 2.31×10^{-5} 。根据伯努利分布公式可以算得 CSGTR 的总概率为 9.18×10^{-4} ,诱发一根 SGTR 的概率为 9.17×10^{-4} ,诱发两根 SGTR 的概率为 4.10×10^{-7} 。

表 4 平均缺陷管数量

Table 4 Average flaw tube numbers

| 蒸汽发生器 | SG _a | SG _b | SG _c |
|--------------------|-----------------|-----------------|-----------------|
| 上一次检修时间(EFPY) | 11.1 | 12.5 | 13.8 |
| 上一次检修时平均缺陷管数量 | 31.87 | 38.04 | 44.19 |
| 15.2 EFPY 平均缺陷管数量 | — | 51.28 | — |
| 上一次检修后新增缺陷管数量 | 19.41 | 13.24 | 7.09 |
| 15.2 EFPY 时总计缺陷管数量 | — | 39.74 | — |

与方法一计算结果的区别见表 5。对比表明不同的计算方法和参数对计算结果的不确定性影响较大,尤其是 CSGTR 根数的分布情况有非常大的差异,这也印证了前文指出的对 CSGTR 概率的研究有很强的必要性。

表 5 方法一和方法四的 CSGTR 计算结果对比
Table 5 Comparison of method 1 and method 4 calculation consequence

| CSGTR 传热管根数分布 | 方法一 | 方法四 |
|--------------------|-----------------------|-----------------------|
| CSGTR 总概率 | 2.38×10^{-3} | 9.18×10^{-4} |
| 1 根传热管 CSGTR 概率 | 1.19×10^{-3} | 9.17×10^{-4} |
| 2 根传热管 CSGTR 概率 | — | 4.10×10^{-7} |
| 2~10 根传热管 CSGTR 概率 | 1.17×10^{-3} | 可忽略 |
| 10 根以上传热管 CSGTR 概率 | 2.38×10^{-5} | 可忽略 |

4 推荐的方法和未来应开展的工作

从以上各方法的对比来看,方法四给出的缺陷分布预测方法在逻辑上是最科学合理的。但是如需将方法四投入应用,在国内核电厂和国产蒸汽发生器传热管的数据上还需要做较多的工作。

对于方法四的环节 1、环节 2,目前国内各核电厂已经累积了非常多的蒸汽发生器传热管探伤和堵管数据,但还没有部门对这类数据进行统计处理和趋势分析。方法四的环节 3 已有国内学者开展研究,相关研究可参见文献[4]。目前尚需对国产合金管开展更多的缺陷样本耐压能力研究。

5 结论

(1) CSGTR 概率的准确评估对正确地认知核电机组的安全风险有较大影响,且有很大的不确定性。

(2) 传热管缺陷分布预测方法通过研究蒸汽发生器传热管的平均缺陷传热管数量、传热管缺陷尺寸的概率分布、有不同尺寸缺陷的传热管 CSGTR 概率等环节,经过计算获取 CSGTR 的概率,不存在逻辑缺陷,相较其他方法更加科学合理。

(3) 建议由行业协会、核电厂业主协会或核安全监管部牵头,对国内核电厂蒸汽发生器缺陷传热管的缺陷数据进行收集、统计和处

理,参考传热管缺陷分布预测的方法,提供一种对国内核电厂在各个事故瞬态下普遍适用的CSGTR 平均概率计算方法。

参考文献

- [1] 高志远, 董毅. 我国核电事业的发展与 Inconel 690 合金的研制 [J]. 2004, 3: 45-48.
- [2] U.S. NRC. operating experience with thermally treated alloy 690 steam generator tubes [R]. NUREG-1841, 2007.
- [3] 杨亚军, 詹文辉. 基于不同传热管材料的 SGTR 始发事件频率分析 [J]. 2015, 49: 1243-1246.
- [4] 惠虎, 李培宁, 唐毅, 等. 含缺陷 Inconel 690 蒸汽发生器传热管的强度及堵管准则研究. 原子能科学技术 [J]. 2008, 42: 634-640.
- [5] U.S. NRC. Integrated Program for the Resolution of Unresolved safety Issues A-3, A-4, and A-5 Regarding Steam Generator Tube Integrity [R]. NUREG-0844, 1988.
- [6] 杨健, 朱文韬. 蒸汽发生器传热管诱发破裂风险评估. 核动力工程 [J]. 2017, 38: 51-55.
- [7] U.S. NRC. Steam generator tube failures [R]. NUREG/CR-6365, 1996.
- [8] U.S. NRC. Flaw Distributions for Steam Generator Tubes with Thermally Treated Alloy 600 and 690 Materials [R]. ISL, 2012.
- [9] U.S. NRC. Consequential SGTR Analysis for Westinghouse and Combustion Engineering Plants with Thermally Treated Alloy 600 and 690 Steam Generator Tubes [R]. NUREG-2195, 2017.
- [10] U.S. NRC. Risk Assessment of Operational Events handbook Volume 5-Risk Analysis of Containment-Related Events (LERF) [R]. 2012.

Discussion of Calculation Method of CSGTR Probability

Wang Zhao, Pei Liang, Li Qiongzhe

(Suzhou Nuclear Power Research Institute Co. Ltd., Suzhou, 215000, China)

Abstract: The phenomenon of consequential steam generator tube rupture has a great influence on the risk of core damage and early large-scale release of radioactivity in nuclear power plant. It is very important to accurately calculate and determine the probability of consequential SGTR in order to correctly recognize the nuclear safety risk of nuclear power plant. In this paper, the existing calculation methods of the probability of CSGTR are investigated, compared and summarized. Based on the comparative analysis of various methods, and combined with the actual situation in China, a set of calculation method path of the fracture probability of CSGTR is proposed. The data collection and analysis calculation method of CSGTR proposed by the paper provides a reference for the application of PSA and safety supervision in the following domestic nuclear power plants.

Key words: nuclear power plant; steam generator; heat transfer tube; CSGTR; PSA

(责任编辑: 梁 晔)

许友龙,刘莞,郑丽馨,等.近五年核电厂人因相关运行事件统计分析与建议[J].核安全,2023,22(1):49-54.

Xu Youlong, Liu Wan, Zheng Lixin, et al. Statistical Analysis and Suggestions on Human-related Operating Events of Nuclear Power Plants in Recent Five Years [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(1): 49-54.

近五年核电厂人因相关运行事件统计分析与建议

许友龙¹, 刘 莞^{1,*}, 郑丽馨¹, 焦 峰¹, 张 浩¹, 张 力², 邹衍华²

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 湖南工学院, 衡阳 421000)

摘要: 我国核电自20世纪80年代起步以来,在核电建设和运行方面都取得了长足的进步,如平均到机组的核电厂执照运行事件数量大幅下降,WANO指标(世界核能运行者协会运行安全指标)处于国际前列。但核安全是核电的生命线,更高的安全业绩是永远的追求目标。我国核电的运行情况也表明,目前人因事件在核电厂事件中仍占有较大比例。作者依托国家核安全局核电厂人因工作组近年来的工作成果,对我国核电厂近五年发生的人因相关事件进行了统计分析,得出我国核电厂人因事件的总体现状,发现了人因管理存在的问题,为进一步加强我国核电厂人因监管提出了建议。

关键词: 人因失误; 运行事件; 防人因失误工具; 人因失误陷阱; 人因工作组

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)01-0049-06

世界核电行业曾发生过的几起重大人因事故,如美国三里岛核电站事故、苏联切尔诺贝利核电站事故、日本JCO核原料加工厂临界事故和福岛核事故,这些重大事故的原因都直接或间接与人因失误有着密切的关系,人因失误是导致事故发生的重要因子或主要原因。从核安全监管的角度出发,通过对人因运行事件的统计与分析,针对各种类型的人因失误进一步强化防人因失误工具的使用力度,提升人员的核安全意识,改善电厂的核安全文化,从而全面地预防人因运行事件的发生,保证电厂良好安全的运行是从业人员共同的目标。近年来,一系列采用非能动安全理念、冗余序列设计、氦气冷却等新技术、新设计的核动力厂相继投入运行,堆型涵盖AP1000、EPR、WWER、华龙一号、

HTR。新投运核动力厂技术来源广泛,包括美国、法国、俄罗斯和自主创新。新投运核动力厂既包括具有一定运行经验的扩建项目,如田湾核电站、红沿河核电厂、阳江核电厂、福清核电厂,也包括一些新建项目,如三门核电厂、海阳核电厂、台山核电厂和石岛湾高温气冷堆。核动力厂陆续装料运行,新技术、新团队核动力厂在运行初期发生多起人因失误引起的运行事件。本文对此现象进行了数据分析,得出统计结论并提出了监管建议。

1 近五年我国核电厂人因事件数量趋势分析

世界多个核电国家运行经验表明,人因失误是诱发核电厂运行事件的主要因素。我国自

收稿日期: 2022-03-28 修回日期: 2022-10-31

作者简介: 许友龙(1988—),男,工程师,现主要从事核安全审评与经验反馈工作

* 通讯作者: 刘莞, E-mail: 598417967@qq.com

第一组核电厂商运以来到 2016 年,共发生 866 起运行事件。其中人因失误导致事件占比达到 47.1%^[1]。图 1 给出了我国运行核电厂近年人因事件趋势。

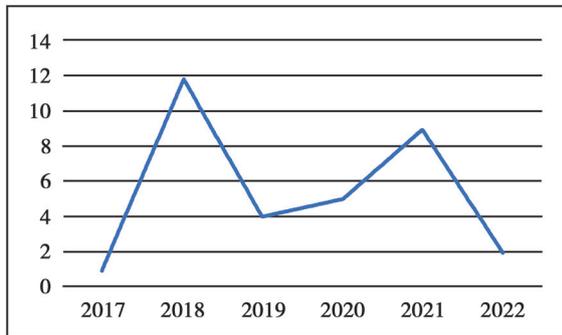


图 1 我国运行核电厂近 5 年人因事件趋势图

Fig.1 Trend chart of human error incidents in China's NPPs in the past five years

由图可见,2018 年及 2021 年是人因事件高发年,其原因在于台山核电及石岛湾高温气冷堆示范工程分别于 2018 年及 2021 年投入运行,投运当年两核动力厂分别发生人因事件 7 起和 5 起,远高于其他核动力厂投运首年人因事件发生数量。

从装料后人因事件发生周期看,19 台核电机组装料后首个自然年累计发生 19 起人因事件,次年发生 6 起人因事件,第三个自然年发生 5 起人因事件,第四个自然年发生 3 起人因事件,五年半内累计发生人因事件总计 33 起,可见新建核动力厂装料后人因事件主要集中在前三年,此后随着运行管理水平、人员技能水平提升,人因事件发生频度持续下降。

从人因事件发生堆型看,19 台核电机组过去五年半平均发生 1.74 起人因事件,其中田湾核电站 3 号机组(WWER)、阳江核电厂 5 号机组(M310)、福清核电厂 5 号机组(华龙一号)发生 2 起人因事件,海阳核电 2 号机组(AP1000)发生 3 起人因事件,略高于人因事件平均水平。高温气冷堆(HTR)双堆装料后五年累计发生人因事件 6 起,台山核电站(EPR)双堆装料后五年累计发生人因事件 14 起,显著高于其他新建核电机组人因事件发生频率。

从核动力厂营运单位运行经验看,扩建项目 11 台核电机组过去五年半发生人因事件 8 起,平均每堆发生 0.73 起。新建项目 8 台核电机组过去五年半发生人因事件 25 起,平均每堆发生 3.125 起,去除人因事件高发的台山核电厂及石岛湾高温气冷堆示范工程 4 台机组后,三门及海阳核电 4 台机组发生人因事件 5 起,平均每堆发生 1.25 起,仍然高于扩建项目。可见新建项目人因事件发生频率显著高于扩建项目,说明营运单位的运行安全管理水平和运维人员知识技能水平、熟练度等因素对人因事件发生频率有较大影响。

2 人因相关运行事件统计分析

2.1 人因失误分类统计

当前,核电行业内对核电厂人因失误按照拉斯姆森的 SRK 模型可分为:知识型、技能型与规则型人因失误^[2]。

知识型人因失误指人们通过分析、判断来解决问题的过程中所犯的失误。这类失误通常是由于工作人员的知识欠缺、经验不足、成见或偏见等因素所致,往往可以通过培训、宣贯等方式进行弥补。

技能型人因失误指在进行一些经常性的、简单的、较为熟练的操作过程中所犯的错误。导致这类失误的原因通常是注意力不集中,或注意力仅集中于某一点而忽视其他方面,即通常所说的“一时疏忽”。

规则型人因失误指按规则进行操作时所犯的失误及未遵守规则及程序便进行操作,以及工作相关人员未取得应具备的资质与资格或工作票等工作开展许可即进行工作的人因失误。

三种类型的人因失误导致运行事件的数据统计见图 2 和图 3。

图 2 为 1991-2011 年的核电厂人因失误类型统计,其中技能型人因失误占比最高达到 59%,规则型占比为 13%。图 3 为近五年核电厂人因失误类型统计,其中规则型人因失误占比上升至 35%,技能型占比则下降至 24%。由于疏忽导致的技能型人因失误占比下降符合其随

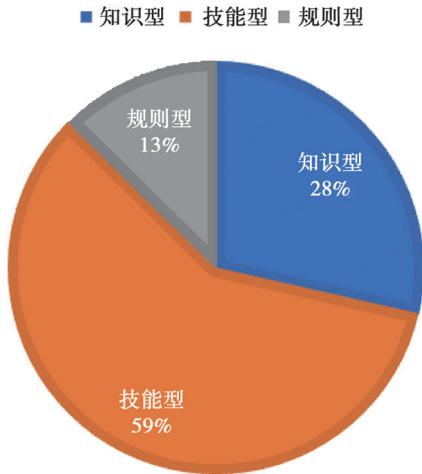


图2 1991-2011年核电厂人因失误类型统计

Fig.2 Statistics on types of human errors, 1991-2011

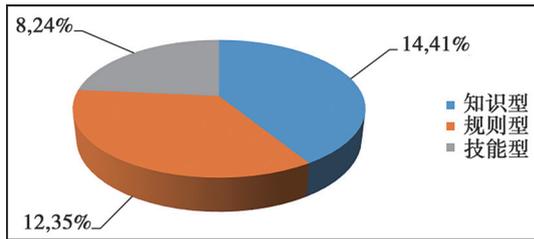


图3 近五年核电厂人因失误类型统计

Fig.3 Statistics on types of human errors in recent 5 years

机、偶发的特点,而规则型人因失误占比增加则表明核电厂工作人员对电厂规程的遵守和使用情况有所劣化。

2.2 防人因失误工具失效分类统计

目前,核电厂广泛使用的防人因失误工具包括“明星”(STAR)自检、监护、独立验证、三向交流、遵守/使用规程、工前会、质疑的态度、不确定时暂停等。各核电集团、核电厂会在此基础上开发一些具有各自管理特色的防人因失误工具,如管理者巡视等,在此不纳入统计分析范围。

近五年人因相关运行事件中,防人因失误工具失效统计如图4所示。

统计表明防人因失误工具中未能“遵守/使用规程”导致的人因事件占比最大,该结论与图3中规则型人因失误占比最高的统计结果吻合。此外,在工作实践中缺乏质疑的工作态度、未使用明星自检、工作监护缺失和未在不确定

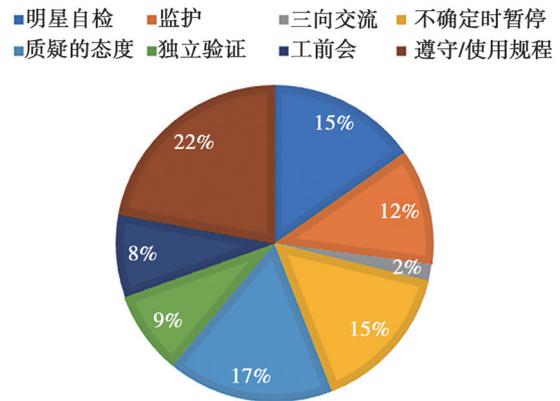


图4 失效的防人因失误工具统计

Fig.4 Statistics on failed human error prevention tool

时暂停工作等因素也是导致人因事件发生的主要因素。

2.3 人因失误陷阱分类统计

诱发人因事件的人因失误陷阱或促成因素可以分为以下6类:标牌标识或界面不清、值长/机组长管理屏障失效、工作安排不当导致操纵员状态下降、风险分析不足、程序/工作包等文件准备不足、关键设备/备品备件管理缺陷。这些人因陷阱间接促成了人因失误的发生。统计数据见图5。

统计表明,“程序/工作包等文件准备不足”的人因陷阱导致了12起人因事件,占比最高。而“风险分析不足”“标识标牌不清”“工作安排不当”等问题也时有发生。

3 统计分析结论

上述统计分析表明:

(1) 违规操作成为近五年人因事件中的突出问题。随着我国核电机组运行经验越来越丰富,相关规程也越来越复杂细致。在运行初期,由于缺乏规程指引,工作人员的许多失误被归类于知识型或技能型人因失误,而现在无章可循的操作逐步减少,被归类为未严格遵照程序的人因事件,因此此类型人因失误呈增加趋势。

(2) 标牌不清、工作安排不合理等人因失误陷阱频现。人因失误陷阱统计分析表明,标牌

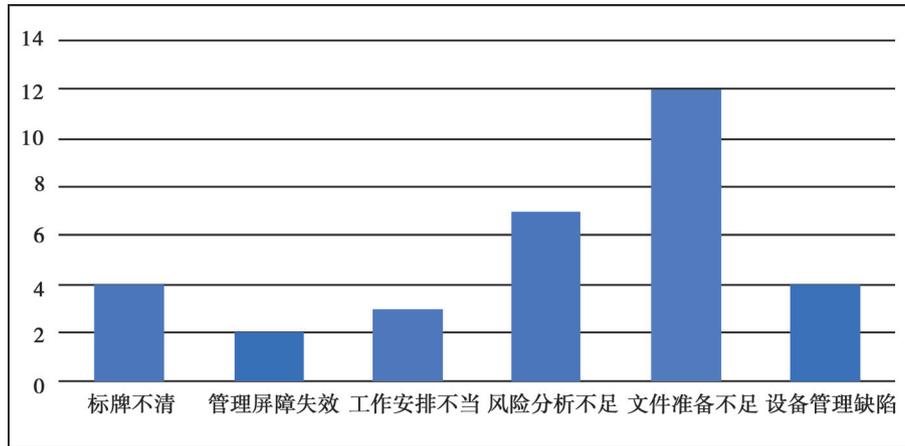


图5 人因失误陷阱分类统计

Fig.5 Human error trap classification statistics

标识或操作界面不明晰、工作人员因工作任务繁重导致状态下降、风险分析不足、值长/机组长等工作负责人监督屏障失效等问题时有发生。

(3) 误碰、走错间隔的事件数量在减少。误碰、走错间隔等技能型人因失误在逐年减少,但由于技能型人因失误包含一定的随机性,不可能完全避免。按照美国通用电气公司(GE P II)的数据统计^[3],技能型人因失误往往多发生于熟悉程度很高的工作活动中,工作人员对熟悉的工作可能存在麻痹大意思想。运行时间较长的机组发生技能型失误的风险较高。

(4) 人因事件分析深度不够。一些运行事件报告中,存在着人因事件分析深度不够甚至回避人因与管理问题的现象。如2021年一季度发生的岭澳核电厂4号机组应急柴油机厂房消防泡沫灭火剂检验不合格,导致设备不可用时间超过运行技术规范要求的检修期。运行事件中,泡沫灭火剂浓缩液储存橡胶胶囊多批次、多个备件的打压试验不合格,仍然采用临时修补的方式进行使用,而不是更换全新合格设备。事件发生后营运单位开展的原因分析只关注了设备缺陷,未关注事件中存在的人因失误与管理失效因素。对于关键设备采购失误、备品备件管理失误等问题,营运单位通常仅分析设备层面存在的问题,并不深入追究人因与管理方面的问题与责任。

(5) 防人因失误工具未完全下沉到每项重要工作。各核电厂均已开发了防人因失误工具,并已在部分程序文件中得以体现,同时开展了一定的防人因失误培训工作,但从事件的数据统计分析来看,在实际工作中,防人因失误工具并没有落实在每一项重要工作中。

4 监管建议

4.1 加强遵守规程等防人因失误措施的宣贯与实施力度

根据近五年来核电厂人因事件的统计规律,本文建议核电厂营运单位应:

(1) 加强遵守/使用规程宣贯和培训,使工作人员具备遵守规程的自觉意识和习惯,形成良好的核安全文化氛围。

(2) 运行时间较长的机组对技能型人因失误应继续保持高度警惕,尽力避免疏忽、麻痹大意等导致的人因失误。

(3) 客观公正分析人因事件原因和系统设备事件背后的人因因素,采取“对事不对人”的处理原则,切实解决人因失误陷阱,提高人员行为可靠性。

(4) 对于标牌、界面、设备编号不清晰的人因失误陷阱应当从“技防”(技术安全防护)^[4]的角度设置,如防误碰保护罩、清晰明了的标牌等方面减少人因失误的发生。

(5) 对于一些由于电厂工作活动密集、人力

资源安排紧张等导致操纵员精神与身体状态差、注意力下降最终产生人因失误的现象,核电厂应当加强对于如大修期间工作与人力资源安排合理性与可行性的论证,充分考虑操纵员身体与精神状态等因素,尽力避免工作时长、强度高导致操纵员状态下降的现象。

4.2 加强核电厂防人因失误管理体系建设

目前国家核安全局尚未提出核电厂防人因失误体系建设相关的导则和技术标准。本文建议参考IAEA技术文件TECDOC-1846《核设施人员与组织因素核安全监督管理》^[5]与NG-T-2.7《为提升核设施安全运行的人员表现管理》等文件,编制核电厂防人因失误管理核安全导则,为核电厂建立防人因失误管理体系提供指引,制定发布防人因失误相关技术文件,编制人因失误事件的调查和原因分析程序,编制人因失误事件的调查与检查大纲,更好地规范核电厂营运单位人因事件的调查处理工作,确保人因事件调查或分析的深度和广度的一致性。

4.3 开展核电厂防人因失误专项检查

参考其他国家核安全监管实践经验,本文建议结合我国核安全监管需求和人因失误的特点,编制专门的防人因失误监督检查程序,明确防人因失误监管的目标、要求、监督检查内容。建立核电厂防人因失误检查评估机制,对核电厂发生的重要人因事件开展调查,以例行检查或专项检查的形式对核电厂营运单位防人因失误管理体系的建立、体系运转有效性、人因事件的经验反馈进行检查,评估核电厂人因失误风险,发现防人因失误屏障的薄弱环节,有的放矢加强监管,预防人因事件的发生。

4.4 加强人因工作组技术支撑作用

本文建议依托国家核安全局核电厂人因工

作组,加强对核电厂人因失误监管与经验反馈的技术研究分析,加强人因失误的调查与分析工作,开发人因失误数据库,对我国核电厂人因失误数据进行统计归纳,为核电厂安全分析和人机接口优化提供设计输入,为国家核安全局提供人因失误的技术支持。

同时,本文建议鼓励各电厂营运单位开发、使用先进、有效的防人因失误方法、技术、工具、装置,促进各核电厂加大对防人因失误工作的投入。

4.5 加强人因失误事件的经验反馈

本文建议依托国家核安全局经验反馈体系,继续通过季度例会、专题经验反馈、典型人因事件调查和信息通报等形式开展核电厂人因事件技术交流和信息通报,督促核电厂营运单位持续保持对防人因失误的关注度,鼓励核电厂及相关技术支持单位开展防人因失误经验反馈,总结典型人因事件的教训和防人因失误良好实践经验,共同推进核电厂防人因失误经验反馈工作。

参考文献

- [1] 中国核电厂运行事件综合报告[M].北京:中国环境科学出版社,2012.
- [2] 张力,许康,等.核电厂激发事故初因人因事件分析[J].系统工程理论与实践,2004.
- [3] 张力,赵明.WANO人因事件统计及分析[J].核动力工程,2005(03).
- [4] International Atomic Energy Agency. Human reliability analysis in probability safety assessment for nuclear power plants[M].1995.
- [5] Regulatory Oversight of Human and Organizational actors for Safety of nuclear installations, IAEA-TECDOC-1846[M].2018.

Statistical Analysis and Suggestions on Human-related Operating Events of Nuclear Power Plants in Recent Five Years

Xu Youlong¹, Liu Wan^{1*}, Zheng Lixin¹, Jiao Feng¹, Zhang Hao¹, Zhang Li², Zou Yanhua²

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China; 2. Hunan Institute of Technology, Hengyang 421000, China)

Abstract: Since the start of nuclear power in my country in the 1980s, considerable progress has been made in nuclear power construction and operation. For example, the number of nuclear power plant license operation events on average to the unit has dropped significantly, and the WANO indicator (World Association of Nuclear Power Operators Operational Safety Indicator) is at International forefront. But nuclear safety is the lifeblood of nuclear power, and higher safety performance is the eternal goal. The operation of my country's nuclear power also shows that human-related incidents still account for a large proportion of nuclear power plant incidents. Relying on the work results of the nuclear power plant human factors working group of the National Nuclear Safety Administration in recent years, the author has carried out a statistical analysis of the human factors related events in my country's nuclear power plants in the past five years, and obtained the overall status of human factors in my country's nuclear power plants. The problems existing in the management of nuclear power plants in China are also put forward, and suggestions are put forward for further strengthening the supervision of human factors in my country's nuclear power plants.

Key words: human error; operational events; human error prevention tool; human error trap; human working group

(责任编辑: 梁 晔)

冯雨,刘卓,李云屹,等. ACP100 非能动安全壳空气冷却系统换热性能模拟研究[J]. 核安全,2023,22(1):55-62.

Feng Yu,Liu Zhuo,Li Yunyi,et al. Simulation Study on Heat Transfer Performance of Passive Containment Air Cooling System for ACP100 [J].

Nuclear Safety,2023,22(1):55-62.

ACP100非能动安全壳空气冷却系统换热性能模拟研究

冯雨,刘卓,李云屹*,于明锐,王洪亮,韩旭,元一单

(中核核电安全严重事故研究重点实验室,中国核电工程有限公司,北京 100840)

摘要: ACP100 是中国核工业集团公司设计的模块化小型压水堆,非能动安全壳空气冷却系统(PAS)属于 ACP100 重要的专设安全设施之一,其在事故情况下的换热性能对 ACP100 的安全性能具有重要影响。本文采用 ANSYS Fluent 19.0 建立了 PAS 的 CFD 模型,研究了稳态事故工况条件下安全壳内壁面温度和空气相对湿度对 PAS 换热性能的影响。研究表明:在空气相对湿度为 0% 的条件下,安全壳内壁面温度从 353.2 K 升高至 403.2 K,总换热功率增加 1233.76 kW,安全壳内壁面温度对 PAS 换热性能有明显影响;在内壳内壁面温度为 403.2 K 的条件下,空气相对湿度从 0% 升高至 100%,总换热功率增加 46.51 kW,空气相对湿度对 PAS 的换热性能影响不显著。研究结果可以为 PAS 的设计和优化提供数据参考和支持,具有一定的工程实际意义。

关键词: 非能动安全壳空气冷却系统;换热性能;ANSYS Fluent 19.0;壁面温度;空气相对湿度

中图分类号: TL364⁺.4 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)01-0055-08

ACP100 是中国核工业集团公司(CNNC)设计的模块化小型压水堆^[1],非能动安全壳空气冷却系统(Passive containment Air cooling System,PAS)属于 ACP100 重要的安全设施之一,其功能是在事故情况下通过空气冷却自然循环的方式持续导出安全壳内的热量,使安全壳内的温度和压力不超过设计限值,从而保证安全壳的完整性不被破坏。因此,PAS 在事故情况下的换热性能对 ACP100 的安全性能具有重要影响。王晔云开展了小型堆非能动安全壳冷却系统传热特性实验研究^[2],王洪亮等人开展了 ACP100 非能动安全壳空气冷却系统风载

荷性能试验研究^[3],其他专家学者也开展了一些关于非能动安全壳冷却系统的研究工作^[4-8]。

本文采用 ANSYS Fluent 19.0 建立了 PAS 的 CFD 模型,研究了在稳态事故工况条件下安全壳内壁面温度和空气相对湿度对 PAS 换热性能的影响。

1 PAS 结构组成及工作原理

1.1 PAS 结构组成

ACP100 采用双层安全壳设计,内壳为钢制安全壳,外壳为混凝土安全壳,外壳与屏蔽厂房相连接。PAS 由空气入口、内壳与外壳之间的

收稿日期:2022-08-16 修回日期:2022-09-16

作者简介:冯雨(1990—),男,工程师,硕士研究生,现从事反应堆严重事故研究和热工水力安全分析等工作

*通讯作者:李云屹,E-mail:liyaya@cnpe.cc

冷却环廊、空气入口与冷却环廊相连接的四根风管和空气出口组成,PAS 结构如图 1 所示。

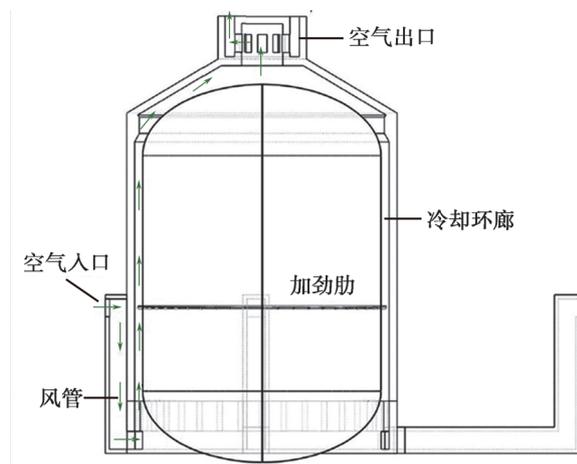


图 1 PAS 结构示意图

Fig.1 General configuration of PAS

1.2 PAS 工作原理

PAS 的工作原理主要是利用内壳外表面作为传热表面,冷却环廊内的空气被不断加热,导致空气受热上升,空气在上升过程中形成了抽吸作用,空气从空气入口进入,分别沿着四根风管进入冷却环廊,持续导出内壳内的热量,最终从空气出口流出返回至大气环境中,形成自然循环。在此过程中,涉及的换热方式为热传导、热对流和热辐射。

2 CFD 模型及参数输入

2.1 CFD 模型

PAS 的 CFD 模型与 PAS 原型尺寸相同,旨在通过数值计算的方式研究在不同的内壳内壁面温度和空气相对湿度的条件下,PAS 通过空气自然循环的方式导出内壳热量的换热性能。PAS 的 CFD 模型主要分为外壳、内壳、加劲肋、基座、风管 1、风管 2、风管 3 和风管 4,PAS 的 CFD 模型示意图如图 2 所示。风管 1、风管 2、风管 3 和风管 4 为非对称布置。

2.2 计算控制方程

PAS 内的空气在涉及换热流动的稳态计算中,需要满足质量守恒、动量守恒和能量守恒^[9],计算控制方程和相关计算公式如下所示。

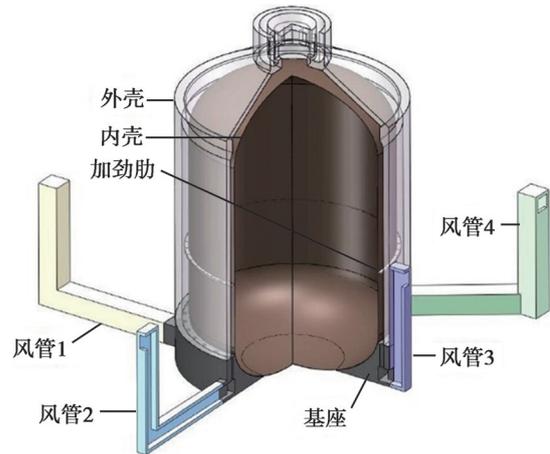


图 2 PAS 的 CFD 模型示意图

Fig.2 Scheme of the CFD model of PAS

质量守恒方程:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{v}) = S_m \quad (1)$$

动量守恒方程:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho \vec{v}) + \nabla \cdot (\rho \vec{v} \vec{v}) = -\nabla \cdot p + \nabla \cdot (\vec{\tau}) + \rho \vec{g} + \vec{F} \quad (2)$$

能量守恒方程:

$$\frac{\partial(\rho T)}{\partial t} + \text{div}(\rho v T) = \text{div}\left(\frac{\lambda}{c_p} \text{grad} T\right) + S_T \quad (3)$$

其中, ρ 为气体密度, $\text{kg}\cdot\text{m}^{-3}$; \vec{v} 为气体速度, $\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$; S_m 为质量源项, $\text{kg}\cdot\text{m}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$; p 为气体压强, Pa ; $\vec{\tau}$ 为应力, $\text{N}\cdot\text{m}^{-2}$; \vec{g} 为重力加速度, $\text{m}\cdot\text{s}^{-2}$; \vec{F} 为侧体力, $\text{N}\cdot\text{m}^{-3}$; T 为气体热力学温度, K ; λ 为气体热导率, $\text{W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$; c_p 为气体定压比热容, $\text{J}\cdot\text{kg}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$; S_T 为粘性耗散项, $\text{kg}\cdot\text{K}\cdot\text{m}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$ 。

气体状态方程:

$$\rho = \frac{p}{RT \sum \frac{Y_j}{M_j}} \quad (4)$$

其中, R 为摩尔气体常数, $8.3145 \text{ J}\cdot\text{mol}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$; Y_j 为组分 j 质量分数; M_j 为组分 j 相对分子质量, $\text{kg}\cdot\text{mol}^{-1}$ 。

热平衡时,PAS 总换热功率可通过下式计算:

$$q_t = c_p q_m (T_{out} - T_{in}) \quad (5)$$

其中, q_t 为总换热功率, W ; q_m 为气体质量流量, $kg \cdot s^{-1}$; T_{out} 为出口气体温度, K ; T_{in} 为入口气体温度, K 。

在计算动量守恒的侧体力 \bar{F} 中的浮升力时, 本文使用真实气体模型, 采用 $k-\varepsilon$ 方程及组分运输方程进行计算。

2.3 计算边界条件设置

表 1 计算工况设置

| 计算工况 | 内壳内壁面温度 /K | 空气相对湿度 /% |
|------|------------|-----------|
| CH-1 | 353.2 | 0 |
| CH-2 | 363.2 | |
| CH-3 | 373.2 | |
| CH-4 | 383.2 | |
| CH-5 | 393.2 | |
| CT-1 | 403.2 | 0 |
| CT-2 | | 20 |
| CT-3 | | 40 |
| CT-4 | | 60 |
| CT-5 | | 80 |
| CT-6 | | 100 |

我们在计算边界条件设置时需考虑一定的保守性和包络性, 由于 ACP100 建立在海南昌江, 我们需对海南昌江的环境温度和空气相对湿度进行分析。海南昌江 2012—2021 年全年最高环境温度约为 313.2 K, 因此本文将计算边界条件中的环境温度设置为 318.2 K, 从而保证计算结果具有一定的保守性和包络性。在事故工况条件下, 内壳内部在事故后会产生大量水蒸气, 不断加热内壳内壁面, 导致其温度升高, 本文重点关注事故中后期内壳内壁面温度对 PAS 换热性能的影响。353.2 K 至 403.2 K 可以包络事故中后期的全部温度, 因此本文选择内壳外壁面温度 353.2 K 至 403.2 K 进行研究, 将计算边界条件中的内壳内壁面温度设置为 353.2 K 至 403.2 K。

表 2 计算边界条件设置

| 环境温 度 /K | 环境压 力 /Pa | 内壳壁 面粗糙 度 / μm | 外壳壁 面粗糙 度 / μm | 外壳外壁面 热流密度 / ($W \cdot m^{-2}$) |
|-------------|--------------|---------------------------|---------------------------|---|
| 318.2 | 101325 | 20 | 25 | 0 |

计算工况设置如表 1 所示, 计算边界条件设置如表 2 所示。内壳材质为碳钢, 外壳材质为混凝土, 碳钢物性参数如表 3 所示, 混凝土物性参数如表 4 所示。

本文计算考虑重力和浮升力的影响, 流动类型同时考虑层流和湍流。

表 3 碳钢物性参数

| 碳钢热导率 / ($W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$) | 碳钢比热容 / ($J \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}$) | 碳钢密度 / ($kg \cdot m^{-3}$) | 碳钢壁面 发射率 |
|--|---|---------------------------------|-------------|
| 43 | 440 | 7800 | 0.84 |

表 4 混凝土物性参数

| 混凝土热导率 / ($W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$) | 混凝土比热容 / ($J \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}$) | 混凝土密 度 / ($kg \cdot m^{-3}$) | 混凝土壁 面发射率 |
|---|--|-----------------------------------|--------------|
| 1.28 | 970 | 2400 | 0.92 |

2.4 计算网格无关性分析

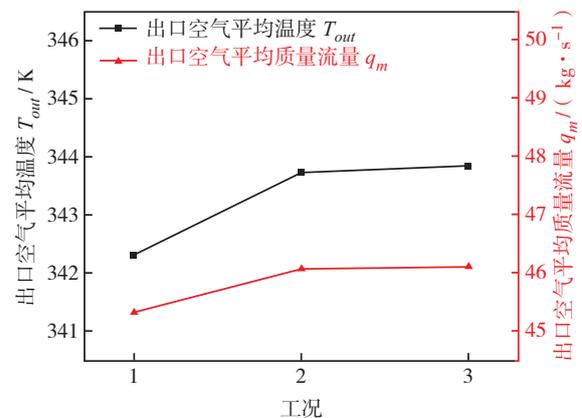


图 3 网格无关性分析结果

Fig.3 Results of mesh irrelevance analysis

本文选取网格数分别为 3.3×10^5 (工况 1)、 4.4×10^5 (工况 2) 和 5.3×10^5 (工况 3) 进行计算

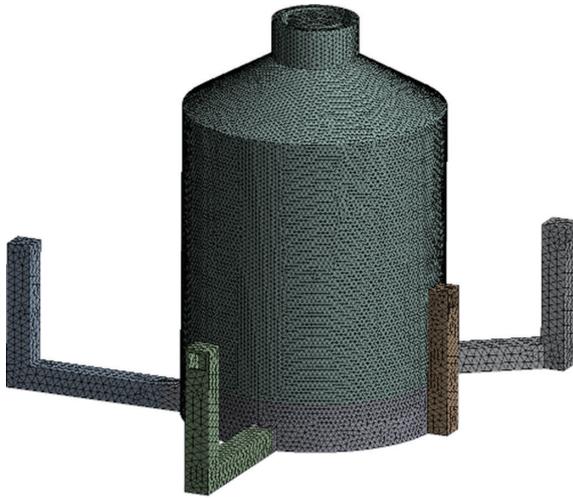


图4 PAS的CFD模型网格示意图

Fig.4 Scheme of the CFD mesh of PAS model

网格无关性分析,结果如图3所示。从图3可以看出,工况2与工况3计算结果中的出口空气平均温度差为0.11 K,出口空气平均质量流量差为 $0.03 \text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$,均在可接受范围内。因此,本文计算最终选取的网格数为 4.4×10^5 ,PAS的CFD模型网格示意图如图4所示。

3 计算结果与分析

3.1 内壳内壁面温度对PAS换热性能的影响

图5为PAS换热功率随内壳内壁面温度的变化。从图5可以看出,PAS非辐射换热功率(换热方式为热传导和热对流)、辐射换热功率和总换热功率均随内壳内壁面温度的升高而增加,内壳内壁面温度从353.2 K上升至403.2 K,总换热功率从584.05 kW增加至1817.81 kW,共增加1233.76 kW。其中,非辐射换热功率从317.75 kW增加至1048.14 kW,共增加730.39 kW,辐射换热功率从266.3 kW增加至769.67 kW,共增加503.37 kW。非辐射换热功率占比从54.4%增加至57.66%,共增加3.26%,辐射换热功率占比从45.6%减少至42.34%,共减少3.26%。

图6为PAS壁面平均换热系数随内壳内壁面温度的变化。从图6可以看出,PAS内壳外壁面平均换热系数随内壳内壁面温度的升高而增

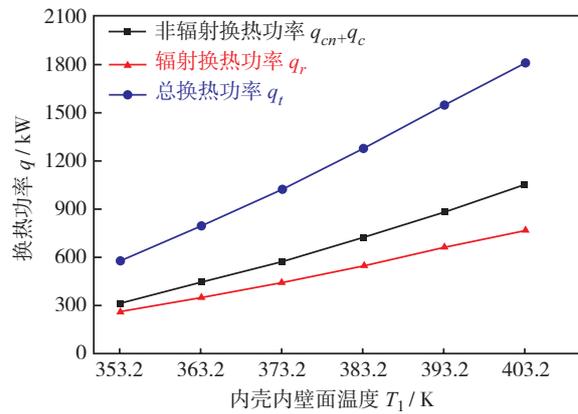


图5 PAS换热功率随内壳内壁面温度的变化

Fig.5 PAS heat transfer power versus the inner wall temperature of the inner shell

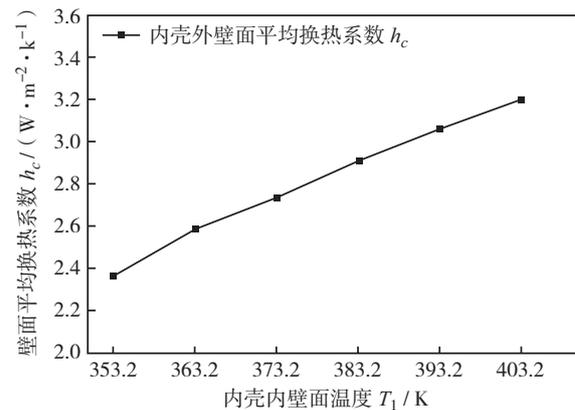


图6 PAS壁面平均换热系数随内壳内壁面温度的变化

Fig.6 PAS average heat transfer coefficient of the outer wall versus the inner wall temperature of the inner shell

加,内壳内壁面温度从353.2 K升高至403.2 K,内壳外壁面平均换热系数从 $2.36 \text{ W}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{K}^{-1}$ 增加至 $3.2 \text{ W}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{K}^{-1}$,共增加 $0.84 \text{ W}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{K}^{-1}$ 。

图7为PAS壁面平均温度随内壳内壁面温度的变化。从图7可以看出,PAS内壳外壁面温度 and 外壳内壁面温度均随内壳内壁面温度的升高而增加,内壳内壁面温度从353.2 K升高至403.2 K,内壳外壁面平均温度从352.57 K增加至401.58 K,共增加49.01 K,外壳内壁面平均温度从338.97 K增加至375.41 K,共增加36.44 K。

图8为PAS出口空气温度和质量流量随内壳内壁面温度的变化。从图8可以看出,PAS出口空气温度和质量流量均随内壳内壁面温度

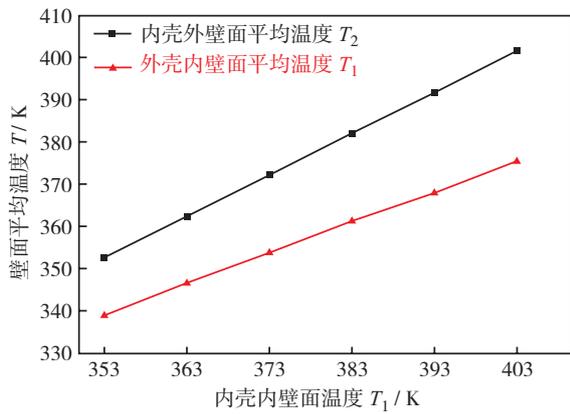


图7 PAS 壁面平均温度随内壳内壁面温度的变化
Fig.7 PAS average wall temperatures versus temperature of the inner shell

的升高而增加,内壳内壁面温度从 353.2 K 升高至 403.2 K, PAS 出口空气温度从 329.07 K 增加至 343.73 K,共增加 14.66 K,出口空气质量流量从 $31.17 \text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$ 增加至 $46.07 \text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$,共增加 $14.9 \text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$ 。

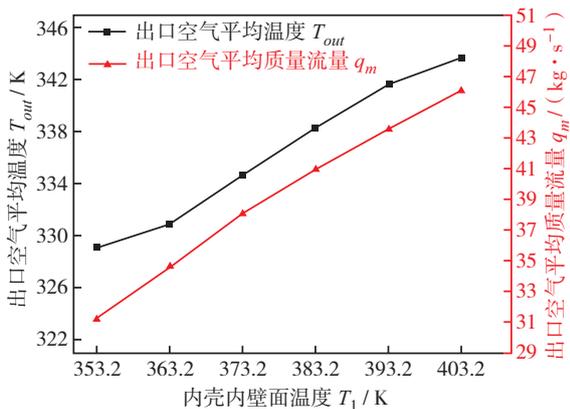


图8 PAS 出口空气平均温度和平均质量流量随内壳内壁面温度的变化

Fig.8 Average air temperature and average mass flow rate versus temperature of the inner wall surface of the inner shell of the PAS outlet

本文选取计算工况(CT-1)作云图展示说明。图9为计算工况(CT-1)的PAS内空气流动迹线图。从图9可以看出,空气入口、冷却环廊内和空气出口的空气流速范围分别为 $2.2\sim 3.9 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ 、 $0\sim 1.1 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ 和 $3.3\sim 5.6 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$,空气流速先下降再升高。造成此现象的原因在于风管1、风管2、

风管3、风管4和空气出口较狭窄,导致空气流速增加,冷却环廊较宽敞,导致空气流速下降。

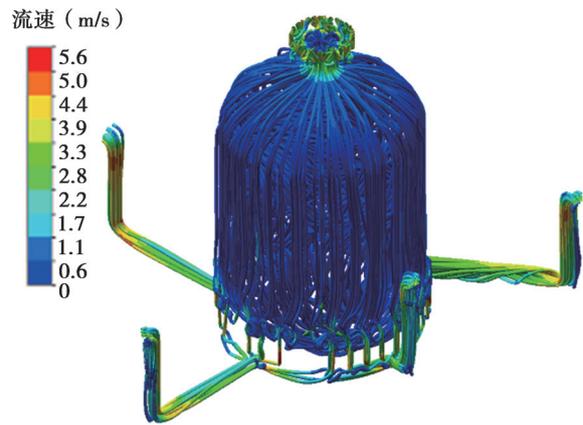


图9 计算工况(CT-1)的PAS内空气流动迹线图
Fig.9 Air flow tracing diagram of the PAS at simulation working condition (CT-1)

造成以上现象的原因在于,内壳内壁面温度(T_1)升高使内壳外壁面温度(T_2)升高,导致其与冷却环廊内的空气和外壳内壁面的温度差(T_2-T_a 和 T_2-T_3)均增加,内壳外壁面平均换热系数(h_c)也随着内壳内壁面温度的升高而增加,PAS对流换热功率(q_c)和辐射换热功率(q_r)均增加,出口空气平均温度(T_{out})和平均质量流量(q_m)增加,入口空气平均温度(T_{in})相同,根据公式(5)可知,PAS总换热功率(q_t)增加。

因此,安全壳内壁面温度对PAS换热性能有明显影响。

3.2 空气相对湿度对PAS换热性能的影响

根据上述结论,本文选取计算工况(CT-1, CT-2, CT-3, CT-4, CT-5, CT-6)研究空气相对湿度对PAS换热性能的影响。

图10为PAS换热功率随空气相对湿度的变化。从图10可以看出,PAS非辐射换热功率、辐射换热功率和总换热功率均随内壳内壁面温度的升高而增加,空气相对湿度从0%上升至100%,总换热功率从1817.81 kW增加至1864.32 kW,共增加46.51 kW。其中,非辐射换热功率从1048.14 kW增加至1078.12 kW,共增加29.98 kW,辐射换热功率从769.67 kW增加至786.2 kW,共增加16.53 kW。非辐射换热功

率和辐射换热功率占比基本保持不变,其平均值分别为 57.64% 和 42.36%。

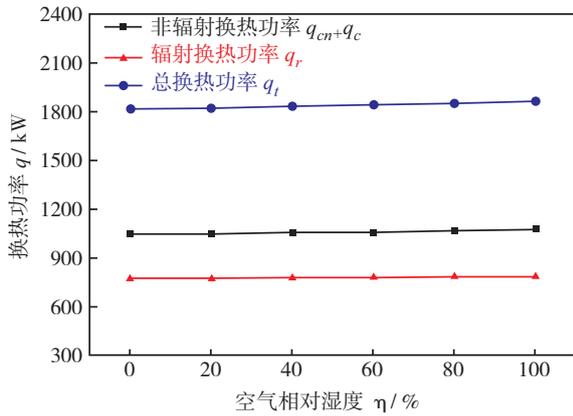


图 10 PAS 换热功率随空气相对湿度的变化

Fig.10 PAS heat transfer power versus air relative humidity

图 11 为 PAS 壁面平均换热系数随空气相对湿度的变化。从图 11 可以看出,PAS 内壳外壁面平均换热系数随空气相对湿度的升高而增加,空气相对湿度从 0% 升高至 100%,内壳外壁面平均换热系数从 $3.2 \text{ W} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{K}^{-1}$ 增加至 $3.26 \text{ W} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{K}^{-1}$,共增加 $0.06 \text{ W} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{K}^{-1}$ 。

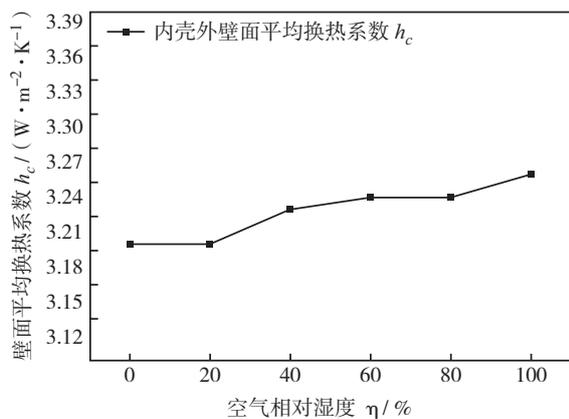


图 11 PAS 壁面平均换热系数随空气相对湿度的变化

Fig.11 PAS average heat transfer coefficient of the outer wall of the inner shell versus air relative humidity

图 12 为 PAS 壁面平均温度随空气相对湿度的变化。从图 12 可以看出,PAS 内壳外壁面温度和外壳内壁面温度基本保持不变,其平均值分别为 401.57 K 和 375.09 K 。

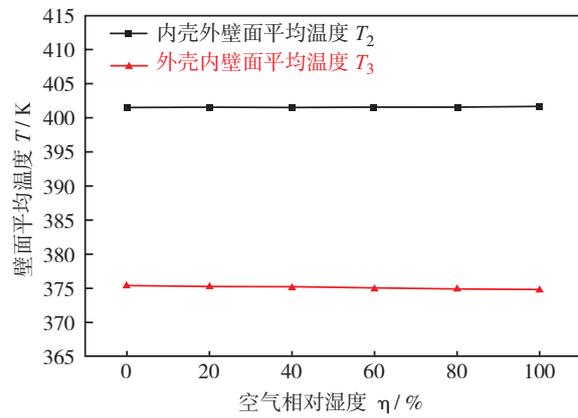


图 12 PAS 壁面平均温度随空气相对湿度的变化

Fig.12 PAS average wall temperatures versus air relative humidity

图 13 为 PAS 入口和出口空气平均定压比热容随空气相对湿度的变化。从图 13 可以看出,PAS 入口和出口空气定压比热容均随空气相对湿度的升高而增加,空气相对湿度从 0% 升高至 100%,入口空气平均定压比热容从 $1008 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ 增加至 $1061.6 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$,共增加 $53.6 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$,出口空气平均定压比热容从 $1009.6 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ 增加至 $1064.7 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$,共增加 $55.1 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ 。

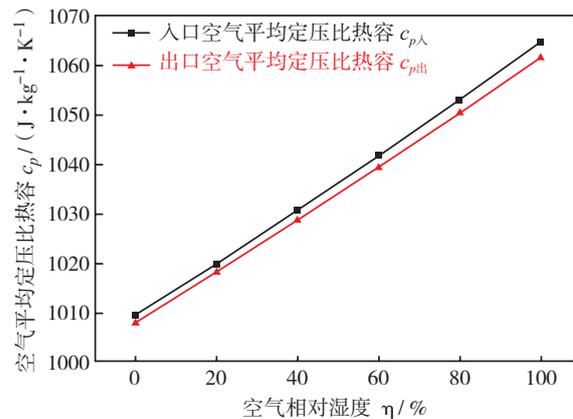


图 13 PAS 入口和出口空气平均定压比热容随空气相对湿度的变化

Fig.1 Average air constant pressure specific heat capacity versus air relative humidity of the PAS inlet and outlet

图 14 为 PAS 出口空气平均温度和平均质量流量随空气相对湿度的变化。从图 14 可以看出,PAS 出口空气平均温度基本保持不变,出口空气平均质量流量随空气相对湿度的升高而

减少,空气相对湿度从 0% 升高至 100%,出口空气平均温度平均值为 343.77 K,出口空气平均质量流量从 $46.07 \text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$ 减少至 $44.57 \text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$,共减少 $1.5 \text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$ 。

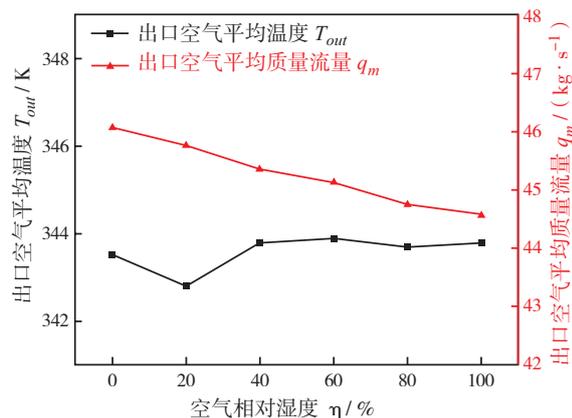


图 14 PAS 出口空气平均温度和平均质量流量随空气相对湿度的变化

Fig.14 Average air temperature and average mass flow rate versus air relative humidity of the PAS outlet

造成以上现象的原因在于,空气相对湿度(η)升高,使空气平均定压比热容(c_p)升高,出口空气平均温度(T_{out})基本保持不变,虽然出口空气平均质量流量(q_m)随空气相对湿度(η)的升高而减少,但是空气平均定压比热容(c_p)升高更显著。根据公式(5)可知,PAS 总换热功率(q_t)略有增加;另外,空气相对湿度(η)升高,也导致空气密度(ρ)减少,空气的格拉晓夫数(Gr)数增加,自然对流换热能力随空气相对湿度(η)的升高而增强,但增强效果极小,内壳外壁面平均换热系数(h_c)也随空气相对湿度(η)的升高而略有增加(如图 11 所示),其与冷却环廊内的空气温度差(T_2-T_0)基本保持不变,PAS 对流换热功率(q_c)略有增加,内壳外壁面平均温度与外壳内壁面平均温度差(T_2-T_3)随空气相对湿度(η)的升高而略有增加,PAS 辐射换热功率(q_r)略有增加。

因此,空气相对湿度对 PAS 换热性能影响极小。

4 结论

本文研究了在稳态事故工况条件下的安全壳内壁面温度和空气相对湿度对 PAS 换热性能的影响,得出以下结论:

(1)在空气相对湿度为 0% 的条件下,安全壳内壁面温度从 353.2 K 升高至 403.2 K,总换热功率增加 1233.76 kW,非辐射换热功率增加 730.39 kW,辐射换热功率增加 503.37 kW,安全壳内壁面温度对 PAS 换热性能有明显影响。

(2)在内壳内壁面温度为 403.2 K 的条件下,空气相对湿度从 0% 升高至 100%,总换热功率增加 46.51 kW,非辐射换热功率增加 29.98 kW,辐射换热功率增加 16.53 kW,空气相对湿度对 PAS 换热性能影响不显著。

以上结论可以为 PAS 设计和优化提供一些必要的参考和支持,具有一定工程实际意义。

参考文献

- [1] 宋丹戎,秦忠,程慧平.等.ACP100 模块化小型堆研发进展[J].中国核电,2017,10(2):172-177+187.
- [2] 王晔云.小型堆非能动安全壳冷却系统传热特性实验研究[D].北京:华北电力大学(北京),2017.
- [3] 王洪亮,于明锐,李云屹,等.ACP100 非能动安全壳空气冷却系统风载荷性能试验研究[J].核动力工程,2022,43(2):175-180.
- [4] 王斌,庄源,姚俊涛,等.ASTEM 材料 B209 在三代核电安全壳非能动冷却系统中的应用[J].热加工工艺,2012,41(18):90-92.
- [5] 刘友宏,孙明月.出口高度对非能动安全壳冷却系统影响[J].强激光与粒子束,2015,27(12):273-278.
- [6] 李乐,李成,张亚军,等.非能动安全壳冷却系统性能提高的初步分析[J].核动力工程,2017,38(1):36-40.
- [7] 潘新新,向文娟,宋春景.非能动安全壳冷却系统空气流动阻力特性及结构敏感性研究[J].核动力工程,2016,37(2):122-126.
- [8] 孙燕宇,郑云涛,马秀歌,等.自然循环冷却的钢制安全壳压力响应敏感性分析[J].核动力工程,2019,40(3):66-69.
- [9] 林建忠,阮晓东,陈邦国,等.流体力学(第二版)[M].北京:清华大学出版社,2013.

Simulation Study on Heat Transfer Performance of Passive Containment Air Cooling System for ACP100

Feng Yu, Liu Zhuo, Li Yunyi*, Yu Mingrui, Wang Hongliang, Han Xu, Yuan Yidan

(CNNC Key Laboratory on Severe Accident in Nuclear Power Safety, China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China)

Abstract: ACP100 is a small modular pressurized water reactor designed by China National Nuclear Corporation (CNNC). The Passive containment Air cooling System (PAS) is one of the important Engineering Safety Feature of the small modular pressurized water reactor ACP100. The heat transfer performance of the PAS under accident conditions has an important impact on safety features of ACP100. In this paper, ANSYS Fluent 19.0 was used to build a CFD model for the PAS, investigating the effects of inner wall temperature of the containment and air relative humidity on heat transfer performance of the PAS under accident scenarios at steady state. The numerical simulation results show that 1233.76 kW increase in the total heat transfer power when the inner wall temperature of the containment increases from 353.2 K to 403.2 K under the condition that the air relative humidity is 0%. Inner wall temperature of the containment has a significant influence on heat transfer performance of the PAS. 46.51 kW increase in the total heat transfer power when the air relative humidity increases from 0% to 100% under the condition that the inner wall temperature of the containment is 403.2 K. Air relative humidity has an insignificant influence on heat transfer performance of the PAS. The numerical simulation results can provide data reference and support for the PAS design and optimization, which could be practically meaningful on engineering basis.

Key words: passive containment air cooling system; heat transfer performance; ANSYS Fluent 19.0; wall temperature; air relative humidity

(责任编辑: 许龙飞)

葛帅,孟赛,王瑞楠.一种基于敌手入侵时序图的水域和低空实物保护外部入侵定量评价软件功能模块设计[J].核安全,2023,22(1):63-70.
Ge Shuai,Meng Sai,Wang Ruinan. A Function Module Design for Water Area and Low-altitude Area Physical Protection System Quantitative Evaluation Software based on ASD [J]. Nuclear Safety,2023,22(1):63-70.

一种基于敌手入侵时序图的水域和低空实物保护外部 入侵定量评价软件功能模块设计

葛 帅¹, 孟 赛¹, 王瑞楠²

(1. 河南中核五院研究设计有限公司, 郑州 450001; 2. 中核兰州铀浓缩有限公司, 兰州 730000)

摘要: 针对我国现有核设施实物保护定量评价缺少关于水域和低空系统评价的问题, 本文提出一种基于敌手入侵时序图(ASD)的水域和低空实物保护外部入侵定量评价软件功能模块设计, 通过对现有软件中区域设置的修改, 增加水域和低空路径元件的方法, 实现对水域和低空实物保护系统的外部入侵定量评价。

关键词: 实物保护; 外部入侵; 定量评价; 水域; 低空

中图分类号: TP311.53 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)01-0063-08

实物保护系统评价是实物保护领域的一项重要内容,是验证其设计方案和系统是否有效的重要方法。多项法规和标准中明确了实物保护系统评价的重要性:HAF 103-2022《核动力厂调试和运行安全规定》中表明,营运单位应当定期开展实物保护系统有效性评估及突发事件处置演练,以确保实物保护措施有效;EJ 1054-2018《核材料与核设施核安保的实物保护要求》中表明,许可证持有单位应定期评估实物保护系统的有效性,配合国家相关部门检查该系统的性能是否符合国家法规的要求;GJB 5838-2006《军用核材料实物保护系统评价导则》中表明,实物保护系统评价方法分为定量评价和定性评价,定量评价的内容分为有效性评价和风险评价,有效性评价的结果为截住概率、制止概率、内部探测概率;风险评价的结果为核设施风险值。目前,国内常用的定量评价模型大多

基于敌方序列中断方法(EASI、MP_VEASI)和入侵薄弱路径系统性分析方法(SAVI)两种^[1]。这些程序、软件能够对陆上的固定设施进行实物保护系统的定量评价,暂时没有对水域、低空等威胁目标的定量评价方法。本文在 SAVI 的基础上,通过建立不同的路径元件模型,完成对水域和低空实物保护系统的定量评价。

1 评价方法概述

水域和低空系统的定量评价与陆域实物保护系统的定量评价方法原理相同,依据及时探测理论、兰彻斯特作战毁伤理论进行评估,在此不做过多表述。

在进行评价之前,本文先对设施进行区域划分。在水域中,对于控制区的实体屏障,我们可以利用核安保技术防范手段(如海岸雷达、水下声呐探测器等水面和水下探测技术)形成虚

收稿日期: 2022-06-09 修回日期: 2022-08-31

作者简介: 葛帅(1990—),男,工程师,硕士,现主要从事核安保相关科研、设计和标准编制工作

拟水域屏障;对于保护区周界,我们可以利用海岸防波堤接入布设栅栏型屏障以及相应的出入口等作为保护区周界实体屏障;对于要害区的实体屏障,我们可以利用建筑物实体墙、水面水下阻拦网等作为要害区实体屏障^[2]。在低空中,我们根据实际情况划定的空域来区分控制区、保护区和要害区。假想的设施布局如图1所示,由内向外依次是要害区、保护区、控制区和非控制区。

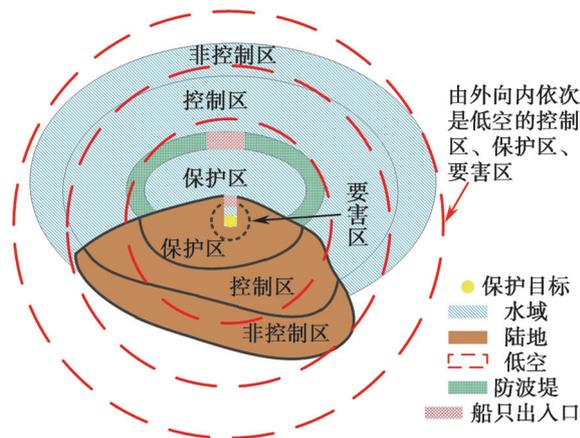


图1 假想设施场地布局图

Fig.1 The site layout of the assumed facility

1.1 “区域”模块的修改

在原有的评价软件中,“区域”模块主要对区域进行设定,我们通过对区域中的通过距离和允许通过的种类进行设定,从而得到人员、车辆等通过区域的时间数据,其包含的主要内容为“区域名称”“陆地通过距离”和“陆地允许通过的种类”。

对于水域的定量评价而言,区域是具备探测手段和延迟能力的。在进行定量评价时,我们应将区域的探测能力和延迟时间纳入评价中,将“区域”模块修改为如图2所示。在修改后的“区域”模块中,除了包括了原有的“区域名称”“陆地通过距离”“陆地允许通过的种类”,还新增了“区域包含类型”“水域通过距离”“水域允许通过的种类”“水域探测手段”“水域探测手段”“低空通过距离”“低空探测手段”两项内容。

| | | | |
|-------------------------------|---|----------------------------------|--------------------------------|
| 区域名称: [] | 该区域包含类型 <input type="checkbox"/> 水域 <input type="checkbox"/> 陆地 <input type="checkbox"/> 低空 | | |
| 陆地通过距离: [] 米 | 水域通过距离: [] 米 | 低空通过距离: [] 米 | |
| 陆地允许通过的种类 | 水域允许通过的种类 | 水域探测手段 | 低空探测手段 |
| <input type="radio"/> 允许人、车通过 | <input type="radio"/> 允许人、船通过 | <input type="checkbox"/> 水面雷达探测器 | <input type="checkbox"/> 雷达探测器 |
| <input type="radio"/> 只允许人通过 | <input type="radio"/> 只允许人通过 | <input type="checkbox"/> 水面无探测 | <input type="checkbox"/> 声学探测器 |
| | | <input type="checkbox"/> 水下声呐探测器 | <input type="checkbox"/> 光学探测器 |
| | | <input type="checkbox"/> 水下无探测 | <input type="checkbox"/> 无探测 |

图2 “设置区域属性”模块框

Fig.2 “Set Zone Properties” dialog

1.2 新增水域、低空实物保护路径元件

1.2.1 海岸防波堤

防波堤是为阻断波浪的冲击力、围护港池、维持水面平稳以保护港口免受坏天气影响、以便船舶安全停泊和作业而修建的水中建筑物。防波堤掩护的水域常有一个或几个口门供船只

进出。海岸防波堤路径元件模型如图3所示。

海岸防波堤路径元件模型分为外部、中间和内部三个区域。中间区域为防波堤,包括了入侵探测、巡逻哨兵等要素,内部和外部区域均包括通路延迟、巡逻哨兵和入侵探测等要素。



图3 海岸防波堤路径元件模型

Fig.3 Path element model of coastal breakwater

1.2.2 船只出入口

船只出入口是控制船只进出的门体或通道,其路径元件模型如图4所示,船只出入口一般与海岸防波堤或者实体建筑物相连,形成闭合、完整的屏障。



图4 船只出入口路径元件模型

Fig.4 Path element model of ship access

船只出入口路径元件模型分为外部、中间和内部三个区域。中间区域的船只出入大门是核心区域,由门体构成,门上包含了入侵探测、锁具等要素,内部和外部区域均包括巡逻哨兵和入侵探测等要素。

1.2.3 水域连通

在水域有效性评价时,如图1中,从非控制区到控制区之间没有实体屏障,即不存在路径元件,我们设置“连通”路径元件,仅仅表示区域之间的连通。该路径元件仅能够在水域评价,且只有在上、下两层区域均选择了水域时,我们才能使用该路径元件。

1.2.4 低空连通

路径元件“低空连通”仅仅代表区域之间的连通,不存在任何的探测和延迟等数据,其与“水域连通”功能类似,但我们在“低空连通”中

增加了关于低空防御系统的设定。

1.3 评价规则的修改

在SAVI4中,一条薄弱路径的临界探测点(Critical Detection Point, CDP)都落在了对应的路径元件上,而在MP_VEASI和EASI中,CDP可以落在区域上。

在水域定量评价时,我们需要将水域区域的探测概率和延迟时间带入到CDP的计算中,也就是说,在含有水域的薄弱路径评估时,CDP可以落在区域中。在水域有效性评估中,我们需要对水域进行分别计算,分水面、水下两条路径进行分析。

在低空定量评价中,与水域定量评价相同,我们需要将低空区域的探测概率和延迟时间带入到CDP的计算中。但在低空评价中,我们应先对系统响应时间和距离等信息进行比较判断,才能进行下一步计算,判断的逻辑关系如图5所示。

2 定量评价方法的实例

本文将图1中的假想设施用敌手入侵序列图(Adversary Sequence Diagram, ASD)的方式进行表述,如图6所示。在图6的入侵序列图中,我们结合现有各个核设施的实际情况,为各个区域假定距离和相应的通过类型,各个区域的设定结果如表1所示。

结合ASSESS等评价软件数据、部分设施设计基准威胁和调研统计数据结果,我们假定人员入侵时,人员的徒步行进速度为 $5\text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$,开车行进速度为 $60\text{ km}\cdot\text{h}^{-1}$ ($\approx 17\text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$);在水域中,人员游泳行进速度为 $1.5\text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$,水面开船行进速度为50节($\approx 28\text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$),配备潜水助推器行进速度为 $2\text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$;低空无人机速度为 $120\text{ km}\cdot\text{h}^{-1}$ ($\approx 33\text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$)。同时,水面、水下探测器的探测概率为0.5,低空系统每一种探测器的探测概率均为0.5,则各个区域的延迟时间和探测概率如表2所示。

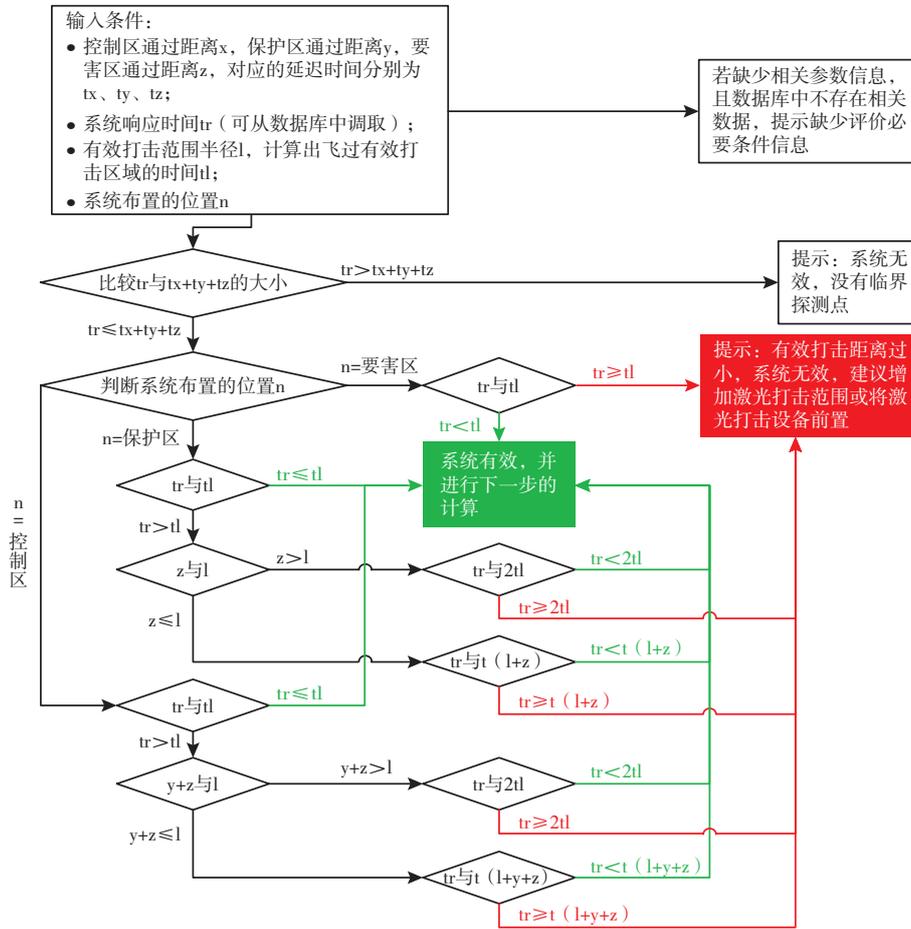


图 5 低空定量评价逻辑判断流程图

Fig.5 The flow chart of low altitude quantitative evaluation

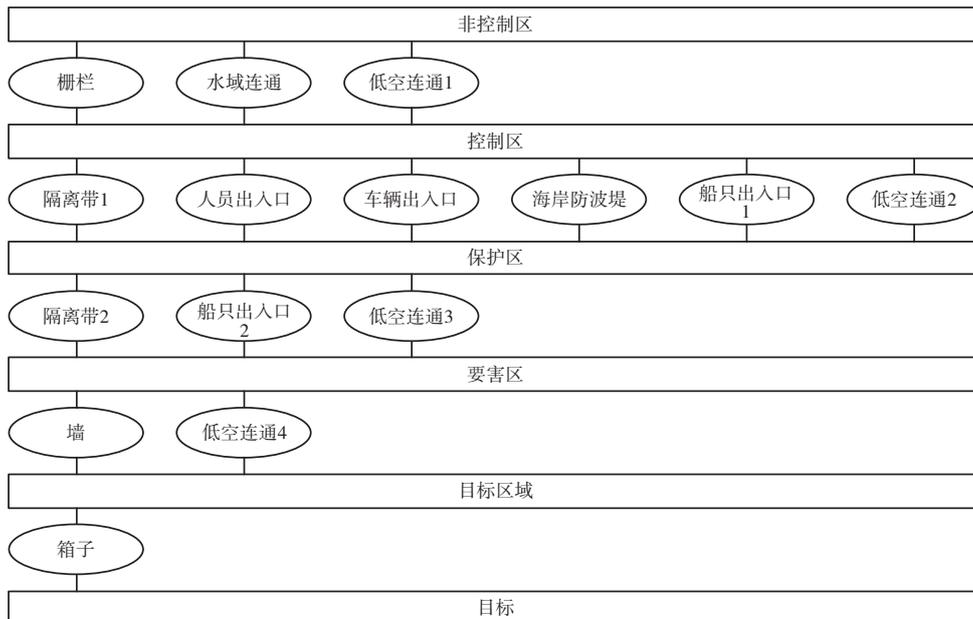


图 6 假想设施场地入侵序列图

Fig.6 The ASD of the assumed facility

表1 入侵序列图中各个区域的设定结果
Table 1 The setting result of each area in ASD

| 区域名称 | 包含类型 | 陆地通过 距离/m | 陆地允许 通过种类 | 水域通过 距离/m | 水域允许 通过种类 | 水域探测手段 | 低空通过 距离/m | 低空探测手段 |
|------|--|--------------|--------------|--------------|--------------|-----------------|--------------|----------------|
| 非控制区 | <input checked="" type="checkbox"/> 陆地 <input checked="" type="checkbox"/> 水域 <input checked="" type="checkbox"/> 低空 | / | 人、车 | / | 人、船 | 水面、水下均 无探测 | / | 无探测 |
| 控制区 | <input checked="" type="checkbox"/> 陆地 <input checked="" type="checkbox"/> 水域 <input checked="" type="checkbox"/> 低空 | 200 | 人、车 | 300 | 人、船 | 水面、水下均 有探测 | 4000 | 雷达探测 |
| 保护区 | <input checked="" type="checkbox"/> 陆地 <input checked="" type="checkbox"/> 水域 <input checked="" type="checkbox"/> 低空 | 100 | 人、车 | 200 | 人 | 水面无探测、 水下有探测 | 500 | 雷达、声学探测 |
| 要害区 | <input checked="" type="checkbox"/> 陆地 <input checked="" type="checkbox"/> 水域 <input checked="" type="checkbox"/> 低空 | 50 | 人 | 50 | 人 | 水面、水下均 无探测 | 500 | 雷达、声学、光 学探测 |
| 目标区域 | <input checked="" type="checkbox"/> 陆地 <input type="checkbox"/> 水域 <input checked="" type="checkbox"/> 低空 | 20 | 人 | / | / | / | / | / |
| 目标 | <input checked="" type="checkbox"/> 陆地 <input type="checkbox"/> 水域 <input checked="" type="checkbox"/> 低空 | 0 | 人 | / | / | / | / | / |

表2 区域探测、延迟时间统计
Table 2 The detection probability and the delay time of each zone

| 序号 | 区域名称 | 陆地延迟 | | 水域延迟 | | | 水域探测 | | 低空延迟 | 低空探测 |
|----|------|------|----|------|-----|----|------|-----|------|-------|
| | | 人 | 车 | 人 | 潜航器 | 船 | 水面 | 水下 | | |
| 1 | 非控制区 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 2 | 控制区 | 40 | 12 | 200 | 150 | 11 | 0.5 | 0.5 | 120 | 0.5 |
| 3 | 保护区 | 20 | 6 | 133 | 100 | 7 | 0 | 0.5 | 15 | 0.75 |
| 4 | 要害区 | 10 | 3 | 33 | 25 | 2 | 0 | 0 | 15 | 0.875 |
| 5 | 目标区域 | 4 | 1 | / | / | / | / | / | / | / |

单位:s

我们对图6中的路径元件进行设置,假定设定好所有的路径元件后,路径元件中总体的探测概率和延迟时间如表3所示。我们从图6入侵序列图中选取3条具有代表性的低空和水域的路径进行分析,分析结果如表4所示。

我们假定响应力量的响应时间为120s,视频复核概率为0.95,通讯概率为0.9,截住概率

PN的计算方式与陆地原有的计算方式相同,根据兰彻斯特作战毁伤原理进行计算。假定计算出的PN为0.9,那么路径2、路径3的计算结果如表5所示。假定无人机防御系统的响应时间(从开始到击落/驱离)为10s,布置在图6中“低空连通4”的位置上,那么路径1的计算结果如表6所示。

表 3 路径元件探测、延迟统计表
Table 3 The detection probability and the delay time of each path element

| 单位:s | | | | | |
|------|---------|----------|---------|------|------|
| 序号 | 路径元件 | 路径元件所在区域 | 是否使用爆炸物 | 探测概率 | 延迟时间 |
| 1 | 栅栏 | 非控制区、控制区 | 否 | 0.3 | 10 |
| | | | 是 | 1 | 5 |
| 2 | 连通 | 非控制区、控制区 | 否 | 0 | 0 |
| | | | 是 | 1 | 0 |
| 3 | 隔离带 1 | 控制区、保护区 | 否 | 0.9 | 30 |
| | | | 是 | 1 | 20 |
| 4 | 人员出入口 | 控制区、保护区 | 否 | 0.9 | 30 |
| | | | 是 | 1 | 20 |
| 5 | 车辆出入口 | 控制区、保护区 | 否 | 0.9 | 30 |
| | | | 是 | 1 | 20 |
| 6 | 海岸防波堤 | 控制区、保护区 | 否 | 0.8 | 30 |
| | | | 是 | 1 | 20 |
| 7 | 船只出入口 1 | 控制区、保护区 | 否 | 0.1 | 20 |
| | | | 是 | 1 | 10 |
| 8 | 隔离带 2 | 保护区、要害区 | 否 | 0.9 | 30 |
| | | | 是 | 1 | 20 |
| 9 | 船只出入口 2 | 保护区、要害区 | 否 | 0.1 | 20 |
| | | | 是 | 1 | 10 |
| 10 | 墙 | 要害区、目标区域 | 否 | 0.5 | 20 |
| | | | 是 | 1 | 10 |
| 11 | 箱子 | 目标区域、目标 | 否 | 0.5 | 50 |
| | | | 是 | 1 | 20 |

表 4 低空和水域典型路径分析 (延迟时间: s)
Table 4 Analysis of typical paths in low altitude and water area (delay time: s)

| 路径 1(低空) | | | | | | |
|----------|-------|-------|------|-------|------|-------|
| 路线 | 非控制区→ | 低空连通→ | 控制区→ | 低空连通→ | 保护区→ | 低空连通→ |
| 方式 | 无人机 | 无人机 | 无人机 | 无人机 | 无人机 | 无人机 |
| 方位 | 低空 | 低空 | 低空 | 低空 | 低空 | 低空 |
| 探测 | 0 | 0 | 0.5 | 0 | 0.75 | 0 |
| 延迟 | 0 | 0 | 120 | 0 | 15 | 0 |
| 路线 | 要害区→ | 目标 | | | | |
| 方式 | 无人机 | 无人机 | | | | |
| 方位 | 低空 | 低空 | | | | |
| 探测 | 0.875 | 0 | | | | |
| 延迟 | 15 | 0 | | | | |

续表

| 路径 2(水域) | | | | | | |
|----------|-------|-----|-------|-----------|------|-----------|
| 路线 | 非控制区→ | 连通→ | 控制区→ | 船只出入口 1 → | 保护区→ | 船只出入口 2 → |
| 方式 | 船、武 | 船、武 | 船、武 | 游、武 | 游、武 | 游、武 |
| 方位 | 水面 | 水面 | 水面 | 水面 | 水面 | 水面 |
| 探测 | 0 | 0 | 0.5 | 0.1 | 0 | 0.1 |
| 延迟 | 0 | 0 | 11 | 20 | 100 | 20 |
| 路线 | 要害区→ | 墙→ | 目标区域→ | 箱子→ | 目标 | |
| 方式 | 游、武 | 步、武 | 步、武 | 步、武 | 步、武 | |
| 方位 | 水下 | 陆地 | 陆地 | 陆地 | 陆地 | |
| 探测 | 0 | 0.5 | 0 | 0.5 | | |
| 延迟 | 25 | 20 | 4 | 50 | | |
| 路径 3(水域) | | | | | | |
| 路线 | 非控制区→ | 连通→ | 控制区→ | 船只出入口 1 → | 保护区→ | 船只出入口 2 → |
| 方式 | 船、武 | 船、武 | 船、武 | 游、武 | 游、武 | 游、武 |
| 方位 | 水面 | 水面 | 水面 | 水面 | 水下 | 水面 |
| 探测 | 0 | 0 | 0.5 | 0.1 | 0.5 | 0.1 |
| 延迟 | 0 | 0 | 11 | 20 | 100 | 20 |
| 路线 | 要害区→ | 墙→ | 目标区域→ | 箱子→ | 目标 | |
| 方式 | 游、武 | 步、武 | 步、武 | 步、武 | 步、武 | |
| 方位 | 水下 | 陆地 | 陆地 | 陆地 | 陆地 | |
| 探测 | 0 | 0.5 | 0 | 0.5 | | |
| 延迟 | 25 | 20 | 4 | 50 | | |

表 5 路径 2、路径 3 计算结果

Table 5 The calculation result of path 2 and path 3

| 路径 | 临界探测点 | 临界探测点前探测概率 | 累计探测概率 | 复核、通讯概率 | PI | PN | PI × PN |
|------|---------|------------|--------|---------|-------|-----|---------|
| 路径 2 | 船只出入口 1 | 0.5 | 0.5 | 0.855 | 0.428 | 0.9 | 0.385 |
| 路径 3 | 保护区 | 0.5、0.1 | 0.55 | 0.855 | 0.476 | 0.9 | 0.429 |

表 6 路径 1 计算结果

Table 6 The calculation result of path 1

| 路径 | 临界探测点 | 临界探测点前探测概率 | 累计探测概率 | 通讯概率 | PI |
|------|-------|------------|--------|------|-------|
| 路径 1 | 要害区 | 0.5、0.75 | 0.875 | 0.9 | 0.788 |

3 结论与展望

本文主要介绍了一种基于 ASD 的水域和低空定量评价软件的开发思路。目前软件正处于开发阶段,预计 2022 年 9 月之前能够完成相关功能的开发和调试,进行试用。同时,本文

提出的仅为特定场景下的水域和低空核安保模型,相关路径元件模型的开发还不全面,有待进一步的补充和完善。对于未来定量评价系统软件,结合相关文献,本文提出几点展望:

(1) 路径元件的完善:定量评价系统在传统核设施中建立了大量的路径元件,比如车辆门、

人员通道、周界隔离带等,但针对水域、低空等新威胁形势下的系统没有对应的路径元件。本文仅列出了少数水域路径元件的模型,针对不同的水域环境,没有提出相应的覆盖全面的路径元件模型。

(2)评价数据库的完善:定量评价系统中用于计算的数据均来自评价数据库,本文中大多数探测概率、延迟时间均为假定时间,缺少相关的测试验证。

(3)评价算法的升级:我国常用的实物保护定量评价软件是基于 SAVI 模型开发的,采用 ASD 分析所有路径和识别最薄弱路径,这种方法存在一定的缺陷,例如难以描述复杂地貌环境、层间敌手行进的延迟时间计算方法过于简单、未考虑层上的探测概率等。因此,提出新的定量评价计算方法也是实物保护系统定量评价急需发展的方向^[3]。

(4)三维评价软件的开发:现有评价系统采用的 SAVI、美国 DOE 的 ASSESS、日本的 SATANO、韩国的 SAPE、俄罗斯的 SPURT 等评价软件都是基于二维平面模型进行的评价,虽然能够体现出核设施实物保护系统的能力,但缺少对实物保护系统中细节的体现,例如不同防区之间探测概率和延迟时间的差异。以每个实物保护探测设备为单元的三维评价软件能够有效模拟出探测器在不同位置下探测概率的差异,更好地反映出实物保护系统的有效性和薄弱路径。

参考文献

- [1] 赵培祥, 江俊, 曾毅, 等. 实物保护系统的定量评估模型之研究现状及发展 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 56-63.
- [2] 赵昆明, 张彦敏, 李峻峰, 等. 水域核安保系统总体设计标准规范分析 [J]. 电视技术, 2019, 43 (7): 63-67.
- [3] 苗强, 方忻. SAVI 模型及软件缺陷研究 [J]. 科技与创新, 2020 (18): 11-15.

A Function Module Design for Water Area and Low-altitude Area Physical Protection System Quantitative Evaluation Software based on ASD

Ge Shuai¹, Meng Sai¹, Wang Ruinan²

(1. Henan Fifth Research & Design Corporation of CNNC, Zhengzhou 450001, China; 2. CNNC Lanzhou Uranium Enrichment Co., Ltd., Lanzhou 730000, China)

Abstract: In order to solve the problem that the evaluation of physical protection of nuclear facilities in our country is short of the evaluation of water area and low-altitude system, a function module design for water area and low-altitude area physical protection system quantitative evaluation software based on ASD is proposed. By modifying the area settings in the existing software and adding water area and low altitude path elements, the external intrusion quantitative evaluation of the water area and low altitude physical protection system is realized.

Key words: physical protection; external invasion; quantitative evaluation; water area; low altitude area

(责任编辑: 许龙飞)

李想,程应冠.关于推进第三代核电严酷工况关键阀门国产化的探索[J].核安全,2023,22(1):71-75.

Li Xiang, Cheng Yingguan. Exploration on Promoting the Localization of Key Valves under Severe Working Conditions of the Third Generation Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(1): 71-75.

关于推进第三代核电严酷工况关键阀门国产化的探索

李 想, 程应冠

(上海市核电办公室, 上海 200032)

摘要: 在第三代核电建设的过程中, 严酷工况下的高端控制阀目前主要依赖进口, 为保障三代核电项目核电厂建设的顺利实施, 降低核电机组的建设和维护成本, 上海市核电办公室走访调研了大量生产制造企业、高校、科研院所及工程建设单位, 了解阀门产业的发展现状, 对比分析现有技术和国际先进水平的差距。结合市场需求及紧迫程度, 本文指出第三代核电严酷工况关键阀门国产化的主攻方向, 并找到技术难点及突破点。基于上海地区的核电产业基础, 为响应国家和地方的引导政策, 本文提出了探索采用工业强基专项, 整合各相关单位资源, 促进优势互补, 组织推进第三代核电严酷工况下关键阀门的国产化攻关。

关键词: 核电; 阀门; 国产化; 攻关路径

中图分类号: TG47; TM623 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0071-05

随着社会、经济的发展, 电力需求日益增加, 目前世界范围的电力供给依然主要依赖火力发电, 我国火电发电占比约为 70%。近年来, 我国高度重视生态文明建设及构建清洁低碳安全高效的能源体系, 提出了 2030 年实现碳达峰、2060 年实现碳中和的目标^[1]。在此背景下, 核电可以作为低碳高效、高功率且稳定的电力供应和热源供应, 为当下实现低碳可持续发展提供重要支撑。目前, 我国已掌握“国和一号”“华龙一号”等三代核电技术, 三代核电的批量化建设迎来了发展机遇期^[2]。

然而, 目前我国在建的第三代核电机组所用的高端控制阀大部分依赖进口, 价格昂贵且

在国际贸易纷争的情况下容易受制于人。随着我国核电建设的推进, 此类阀门的需求会日益增多, 因此梳理存在差距的阀门及相关技术, 组织推进国产化攻关, 可以保障三代核电项目建设的顺利实施, 同时对降低核电机组建设和维护成本有着重要意义。

1 国内严酷工况关键阀门的差距

1.1 技术差距

以华龙一号机组为例, 在严酷工况下的控制阀市场份额主要被费希尔控制设备国际有限公司、美国控件有限公司 (CCI)、梅索尼兰有限公司所掌握, 国内企业在阀门设计、制造、试验

收稿日期: 2022-10-12 修回日期: 2022-11-11

基金项目: 上海市工业强基专项“第三代核电严酷工况关键阀门”项目, 项目编号: GYQJ-2020-1-17, 沪经信技[2020]804号

作者简介: 李想 (1985—), 男, 高级工程师, 主要从事核电产业推进、核电装备国产化的研究工作

验证技术以及完整知识产权等方面相比国外有着较大差距,主要体现在:

(1)运用FEM、CFD等计算机辅助分析技术设计合理的阀内件结构,解决由高压差和流体的高流速产生的噪音、振动以及流体对阀门的冲刷等问题;

(2)运用新技术、新结构、新工艺解决阀门整体结构与多级降压的能力;

(3)阀门承压件的结构设计;

(4)阀门关键位置非金属件的设计制造。

1.2 重点产品

结合核电建设过程中实际的市场需求,以及技术受制于人的紧迫程度,本文依据第三代核电严酷工况阀门的技术规范要求,梳理出几类重点产品,分别为安全注入系统用调节阀、汽水分离再热系统调节阀、大气排放阀及其气动阀执行机构隔膜、平衡波纹管式重载导向机构辅助系统安全阀。

2 第三代核电严酷工况关键阀门国产化的必要性和基础

2.1 市场空间广阔

根据我国核电发展规划,预计到2030年,我国核电装机容量将达到3.7亿千瓦左右,在全社会装机容量中占比将达到10%^[3]。这意味着今后一段时间,国家要以每年6~8台的速度,建设一批百万千瓦级核电站。严酷工况关键阀门作为工程建设中的重要装备,也将迎来重大市场机遇。

安全注入系统用调节阀研制完成后可覆盖整个核岛严酷工况调节阀,整个核岛严酷工况调节阀合同采购价约3000万元人民币。汽水分离再热系统调节阀研制完成后可覆盖整个汽水分离再热系统调节阀,整个汽水分离系统用调节阀的合同采购价约1000万元人民币。每台核电机组平衡波纹管式重载导向机构辅助系统安全阀占比约为60%,数量200余台,总采购合同约为1400万元人民币。此外,在产品研发成果替代进口产品后,在机组运行过程中还会带来大量的备品备件需求,市场前景良好。

2.2 国产化研发的必要性

进口产品除了价格昂贵外,还存在维修周期长、产品序列生产不连续、备品备件采购困难、技术支持服务响应速度无法满足现场生产需求等诸多难题。在目前疫情防控常态化以及国际贸易争端日益加剧的背景下,进口产品的采购周期存在较大的不确定性,因此,结合现有的产业基础条件,逐批次推进核电设备的国产化,对保障我国核电工程建设自主化而言,具有重要的现实意义。

2.3 政策引导支持

推进第三代核电严酷工况关键阀门国产化的工作符合国家政策支持导向,是国家“工业制造2025”“工业强基工程”的重要组成部分^[4]。核级阀门是核电厂一回路重要的承压边界,其设备质量及运行状态事关核电机组的安全^[5]。工信部在《关于加快推进工业强基的指导意见》中指出,围绕重大装备、重点领域整机的配套需求,研究突破一批有一定基础、市场迫切需要的关键技术,从而不断提升我国重点领域关键基础零部件的保障能力^[6]。在《上海市工业强基工程实施方案(2017-2020)》中提出了“重点领域补短板”“强链补链一条龙行动”以及“产业技术基础立柱架梁行动”^[4],并将核电严酷工况关键阀门国产化作为上海市工业强基专项重点支持方向。第三代核电严酷工况关键阀门国产化的研发涉及面广,技术难度高,研发企业有了政府专项政策的支持,可在短时间内汇聚资源。政府专项政策为攻关工作提供便利条件和有力支撑,推动补足关键设备及其零部件的技术短板。

2.4 产业基础优势

随着近年来我国核工业的发展,在阀门领域涌现出了中核苏阀科技实业股份有限公司、大连大高阀门厂股份有限公司、江苏神通阀门股份有限公司、鞍山电磁阀有限责任公司等一批技术实力雄厚的企业,阀门领域形成了NB/T20010《压水堆核电厂阀门》、NB/T20036.6《核电厂能动机械设备鉴定》等较为完善的标准体系,这些发展为国产化攻关打下了良好的基础。

上海地区核电产业链完善,目前有约 200 家企业从事核电相关业务^[7],其中上海阀门厂股份有限公司、上海一核阀门股份有限公司等七家阀门企业为民用核安全设备持证单位(见表 1),约占全国持证阀门企业总数的四分之一。前期针对第三代核电机组严酷工况阀门,七家阀门企业已经开展了大量的国外产品分析比对及相关技术积累工作,为国产化攻关创造了有利的条件。

表 1 上海地区主要阀门制造企业
Table 1 Table of major valve manufacturers in Shanghai

| 企业名称 | 主要产品 |
|--------------------|---------------------|
| 上海自动化仪表有限公司 | 阀门(调节阀) |
| 上海阀门厂股份有限公司 | 阀门(隔离阀、单向阀、安全阀) |
| 上海一核阀门股份有限公司 | 阀门(调节阀、隔离阀、单向阀、隔膜阀) |
| 上海阀门五厂有限公司 | 阀门 |
| 上海良工阀门厂有限公司 | 阀门(闸阀、截止阀) |
| 上海艾维科阀门股份有限公司 | 阀门(减压阀) |
| 艾默生自动化流体控制(上海)有限公司 | 阀门[安全阀(弹簧式)] |

3 第三代核电严酷工况关键阀门国产化的途径

3.1 做好项目研制推进方案

围绕三类重点阀门,本文针对各自的技术难点,制定了一体化的研制方案。

(1)安全注入系统用调节阀和汽水分离再热系统调节阀。它的核心技术在于阀门设计、制造技术、性能试验验证技术、阀门鉴定技术(包括分析和试验)等。难点在于安全注入系统用调节阀的启闭压差达 8 MPa,阀门内部结构需尽量减小不平衡面积;该阀门的调节流量范围宽,调节性能要求高,其性能要求既满足高可调比情况下阀门调节精度不降低,又满足在宽流量阀门下的全范围高精度调节;同时阀门要求波

纹管密封,由于该密封的特点,导致阀门高度较高,不利于抗震设计,需要结构优化。以上三个方面造成阀门机构设计难度大。

(2)大气排放阀及其气动阀执行机构隔膜。大气排放阀的主要难点在于解决样机在高温、高压工况下阀门结构设计、材料选用,解决执行机构较重造成难以达到整机抗震要求等难题,进而掌握该大气排放阀设计、制造、鉴定核心技术。执行机构隔膜作为一种重要的阀门配件,之前主要依赖进口,它的研发涉及基础材料研究、成品研究和产品环境试验研究。研发企业需通过橡胶配方研究,找到橡胶材料压缩永久变形与曲挠寿命的最佳平衡点,达到提高隔膜使用可靠性的目的,解决各核电站用气动阀执行机构隔膜潜在的失效风险。

(3)平衡波纹管式重载导向机构辅助系统安全阀。该阀门的主要难点在于研发液体介质专用的安全阀,使产品能够在超过压力 $\leq 10\%$ 整定压力的工况下,阀门的开启高度达到 1/4 的喉部直径,额定排量系数能够达到 0.6,同时使阀门的大小、重量和造价都能有效降低。

3.2 第三代核电严酷工况关键阀门国产化的组织推进

推进过程由行业主管部门协调,牵头单位总负责,整合资源,形成合力。

(1)充分发挥行业主管部门的协调组织作用。行业主管部门推动牵头单位与参与单位加强协调,明确职责分工,确保各项重点任务落实。行业主管部门督促各单位根据自身发展基础,优势互补,按照确定的发展目标,制定具体行动方案,按计划推动。牵头单位建立研发平台,助力上下游企业组成研发共同体推动关键技术突破。

(2)分析产业结构。牵头单位组织对行业基础薄弱环节、痛点难点问题梳理分析,提出共性问题 and 突出难点,分类施策,发挥行业协同优势,建立产业链创新机制,提高系统集成能力。

(3)鼓励提升产品质量和打造品牌。质量

是核电的生命线,也是核级产品能否从研发走

向应用的关键因素。行业主管部门应支持企业重视核安全文化,提升质量管理技术和方法,健全管理体系和机制,守住质量底线。行业主管部门应重视知识产权保护,鼓励企业积极参与国家标准、行业标准、团体标准的制定,在细分领域掌握主动权,打造属于自己的品牌,不断扩大影响力,进而共同擦亮“上海核电”这块金字招牌。

(4)加强应用推广。牵头单位与各参与单位应对最新的科研成果做好市场引导,在实践中反馈问题实现迭代创新。牵头单位与各参与单位要用好用足市区两级各项支持政策,包括高新技术成果转化、高端智能装备首台套、新材料首批次等扶持政策^[8],推动相关产品的产业化,促进军民融合应用场景推广。

4 结语

在双碳的背景下,以及最新的、积极的发展方针指引下,核电又一次迎来了发展的黄金机遇。我国要实现三代核电的自主可控,并完成在国际竞争中脱颖而出的目标,离不开关键设备及其零部件,乃至上下游产业链的国产化发展。由此,以第三代核电关键阀门国产化为突破点,探索提升我国核电阀门装备整体技术水平具有重要意义。此次技术攻关行动利用各相关单位在阀门领域的积累,由上海自动化仪表有限公司牵头,联合上海一核阀门股份有限公司、上海阀门厂股份有限公司等优势单

位,由上海交通大学、华东理工大学、上海工程技术大学、上海电机学院等院校的科研能力作为技术支撑,引入国内其他地区优势资源,对阀门领域的卡脖子问题进行为期两年的研究探索。攻关行动集合了政、产、学、研、用五位一体的优势,是推进产业发展的具体实践,是进行其他核电装备国产化攻关的路径探索,可以提高核电领域工业基础能力^[4],有力推动核电自主创新发展,促进核电产业高质量发展。

参考文献

- [1] 侯艳丽. 双碳目标下核电的高质量发展 [J]. 能源, 2022(4): 32-36.
- [2] 叶奇葵. 我国核电及核能产业发展前景 [J]. 南方能源建设, 2015, 2(4): 18-21.
- [3] 张晴丹. 2035年核电将占我国总发电量10% [N]. 中国科学报. 2022-08-11.
- [4] 李想, 刘焕. 关于推进核电焊接领域国产化、智能化的探索 [J]. 南方能源建设, 2020, 7(4): 93-97.
- [5] 余庆林, 湛力, 吴小飞, 等. 核电厂阀门组件鉴定标准对比分析 [J]. 核标准计量与质量, 2021, (4): 41-45.
- [6] 佚名. 工业和信息化部关于加快推进工业强基的指导意见 [N]. 中国电子报, 2014-02-28.
- [7] 张宏韬, 刘伟瑞. 关于推进上海核电技术装备自主化的探索与思考 [J]. 南方能源建设, 2018, 5(1): 22-28.
- [8] 佚名. 上海市人民政府办公厅关于转发市经济信息化委制订的《上海市工业强基工程实施方案(2017-2020)》的通知 [J]. 上海市人民政府公报, 2017(15): 11-24.

Exploration on Promoting the Localization of Key Valves under Severe Working Conditions of the Third Generation Nuclear Power Plant

Li Xiang, Cheng Yingguan

(Shanghai municipal nuclear power office, Shanghai 200032, China)

Abstract: In the process of the construction of the third generation nuclear power plant, the high-end control valves under severe conditions are rely to import at present, In order to ensure the project smooth construction, and reduce the cost of construction and maintenance, Shanghai Municipal Nuclear Power Office visited a large number of manufacturing enterprises, universities, research institutes and construction enterprises to investigate the development of the valve industry, analyze the gap between the existing technology and the international advanced level. According to the market demands and urgency, main research direction and breakthrough point of technical problems are founded. Based on the nuclear power industry foundation in Shanghai, respond to the national and local guiding policies, It is proposed to use government support project, integrate the resources of relevant enterprises, promote complementary advantages, organize and promote the localization of key valves under severe conditions of the third generation nuclear power plant.

Key words: nuclear power plant; valves; localization; roadmap

(责任编辑：许龙飞)

张敬,余毅,孙兴见,等.局部区域减薄条件下核级压力容器筒壁安全性分析与评价[J].核安全,2023,22(1):76-80.

Zhang Jing, Yu Yi, Sun Xingjian, et al. Safety Analysis and Evaluation of Local Wall Thickness Thinning of Nuclear Class Pressure Vessel Wall [J].

Nuclear Safety, 2023, 22(1): 76-80.

局部区域减薄条件下核级压力容器筒壁安全性分析与评价

张 敬¹, 余 毅¹, 孙兴见¹, 赵令收¹, 李 洋^{2,*}

(1. 生态环境部华北核与辐射安全监督站, 北京 100082; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 针对核级压力容器局部区域壁厚尺寸小于设计壁厚尺寸的问题, 本文分析了 ASME 规范的相关要求, 对核 1 级压力容器壁厚局部区域减薄的安全性进行了总结和分析, 并基于蒸汽发生器二次侧人孔旁的筒壁螺纹孔, 评估了某第三代压水堆压力容器局部区域壁厚尺寸小于设计壁厚的情况, 以期核安全监管和审评工作提供参考和依据。

关键词: 核级压力容器; 局部区域减薄; 安全性分析与评价; 核安全监管

中图分类号: TL353 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0076-05

核电厂反应堆一回路包括了反应堆压力容器、蒸汽发生器、稳压器等核级压力容器, 封闭着高温、高压带有强放射性的冷却剂, 对反应堆的安全和正常运行起着至关重要的保障作用^[1]。为了避免放射性物质泄漏或破裂威胁核电厂的安全, 核级压力容器在整个运行寿命期间必须确保结构完整性^[2]。压力容器壁厚尺寸是评估结构完整性的首要因素, 美国机械工程师协会(The American Society of Mechanical Engineer, ASME) 标准规范^[3]和法国《压水堆核岛机械设计和建造规则》(Design and Construction Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands, RCC-M) 标准规范^[4]均规定了压力容器的设计壁厚。但在压力容器的设计和制造过程中, 受到尺寸过渡、开工补强连接或加工不符合项导致局部区域减薄等因素的影响, 压力容器局部区域壁厚尺寸可能会小于设

计壁厚尺寸, 进而引起应力集中和整体强度的削弱等^[5-9]。在核安全监管和审评工作中, 监管人员对压力容器局部区域壁厚尺寸小于设计壁厚尺寸的情况, 往往需要重点评估减薄局部区域的安全问题。为了便于认识和理解标准规范对壁厚减薄情况的具体要求, 本文依据 ASME 标准规范的要求, 对核 1 级压力容器壁厚局部区域减薄后的安全性进行了总结和分析, 并评估了某第三代压水堆压力容器局部区域壁厚尺寸小于设计壁厚的情况, 以期核安全监管和审评工作提供参考和依据。

1 ASME 标准规范要求

ASME 锅炉及压力容器规范^[3]第 III 卷第 1 册 NB 分卷的 NB-3100、NB-3200 和 NB-3300 给出了核 1 级容器设备的设计规则和要求, 分别包含设计总则、分析法设计、通用设计要求等

收稿日期: 2022-06-17 修回日期: 2022-09-15

作者简介: 张敬 (1979—), 男, 博士, 现主要从事核安全监管工作

* 通讯作者: 李洋, E-mail: ly_mly@126.com

内容,工作人员在使用过程中要相互引用、相互借鉴。

1.1 壁厚计算

ASME 锅炉及压力容器规范第Ⅲ卷第 1 册 NB-3324 分别针对圆筒形壳体和球形壳体给出了核 1 级压力容器试用承压厚度 t 的计算公式。

一般认为公式计算得到的试用承压厚度是可接受的基础壁厚或最小壁厚,又称为计算壁厚。在实际的壁厚设计中,设计人员考虑到材料会受到腐蚀、侵蚀、机械磨损或其他环境的影响而出现减薄,一般会适当增加母材厚度使之超过公式计算值,该厚度称为设计壁厚。

1.2 局部区域厚度

NB-3324 规定,除了局部区域之外(见 NB-3221.2),容器壁厚不应小于 NB-3324.1 或 NB-3324.2 中公式所确定的计算壁厚。对于局部区域,容器壁厚允许小于计算壁厚,但要满足 NB-3221.2 对局部一次薄膜应力强度的要求。

局部区域厚度减薄,削弱了结构的整体强度,因此设计人员要考虑补强问题。关于开孔补强,NB-3330 有详细的规定,包含开孔及补强的规定和要求,本文不详细阐述。NB-3331(c) 规定,如果分析表明所有的应力要求都已满足,则不会限制任何规定的截面限制或其他设计细节的设计,可不考虑补强的要求。也就是说,如果计算表明应力分析能够通过,则不限制局部区域的厚度和结构型式等,但需要对局部减薄区域进行应力分析和评价评定。

1.3 应力强度限制

应力分析依据 NB-3200 分析法设计的要求进行设计工况、A 类工况、B 类工况、C 类工况、D 类工况及水压试验工况六种工况下的应力分析,判断是否满足应力强度限制(核 1 级压力容器适用 NB-3220)。应力强度限制主要是根据系统和设备安全及失效形式规定了不同的应力限值,尚不包括功能、变形等规定,其主要是用来评价和限制产生的应力。如果计算应力值与规范规定的应力限值之比小于等于 1,则满足规范要求。

因为评定位置是压力容器壁厚局部减薄区

域,所以整体薄膜应力强度不需要评定。另外,开孔处的弯曲应力实质上是二次应力,工作人员对减薄区域进行一次应力评定时,也无须开展一次薄膜(总体或局部的)加一次弯曲应力强度评定,只需要评定局部一次薄膜应力强度。综上,六种工况下需要评定的应力强度限制要求见表 1,包括了局部一次薄膜应力强度、一次加二次应力强度范围和三向应力。

此外,A 类、B 类及试验工况下的疲劳因子和 A 类、B 类工况下的热棘轮系数需要评定,限值都为 1。

需要注意的是,对任一截面进行一次加二次应力强度范围评定、疲劳评定时得到的结果是考虑了所有 A 级、B 级及试验工况的瞬态后的综合结果,而不应理解为单一使用条件限制下的结果。

表 1 应力强度限制

Table 1 Allowable Limits of Stress Intensities

| 工况 | P_L | $P_L + P_b + Q$ | $\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3$ |
|-----|---------------------------|-----------------|----------------------------------|
| 设计 | $1.5 S_m$ | / | $4 S_m$ |
| A 类 | / | $3 S_m$ | $4 S_m$ |
| B 类 | $1.65 S_m$ | $3 S_m$ | $4 S_m$ |
| C 类 | $1.5 \max(1.2 S_m, S_y)$ | / | $4.8 S_m$ |
| D 类 | $\min(3.6 S_m, 1.05 S_u)$ | / | / |
| | $1.05 S_u$ | | |
| 试验 | / | $3 S_m$ | $4 S_m$ |

注:(1) P_L :局部一次薄膜应力强度;(2) $P_L + P_b + Q$:一次加二次应力强度范围;(3) $\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3$:三向应力;(4) S_m :材料的许用应力强度;(5) S_y :材料的屈服强度;(6) S_u :材料的抗拉强度;(7) D 类工况对应非铁素体材料和铁素体材料两种选材。

1.4 防无延性断裂

NB-3211(d) 规定,为防止无延性断裂,工作人员应按附录 G 对使用工况(包括 A 类、B 类、C 类和 D 类)和试验工况进行抗快速断裂评定。

1.5 小结

(1)核 1 级压力容器局部区域壁厚可以小于计算壁厚,但要进行应力强度评定。

(2)压力容器局部区域厚度减薄,削弱了结构的整体强度,如未对其进行补强,则应进行应

力强度评定,以确认其满足标准规范要求。评定内容包括局部一次薄膜应力强度、一次加二次应力强度范围、三向应力以及疲劳因子和热棘轮。

(3)需进行抗快速断裂评定。

2 实例分析

2.1 案例情况

本文以某三代堆型蒸汽发生器二次侧人孔旁筒壁螺纹孔为例,评价容器设备局部壁厚减薄的规范符合性和安全可靠[10-12]。

该蒸汽发生器二次侧人孔旁筒壁上直接钻有8个M24的螺纹孔,螺纹孔最深为57mm,螺纹孔区域剩余壁厚最小为64mm,小于原筒体的计算壁厚110mm。螺纹孔直接在承压筒壁上钻孔攻丝,且没有采取补强措施。这种设计结构容易引起是否符合标准规范要求、是否安全的质疑。

我们按照前文对ASME标准规范的分析,螺纹孔区域壁厚小于设计壁厚是允许的,但要开展充分的分析和评定。

2.2 边界条件及模型

根据蒸汽发生器上筒体螺纹孔结构尺寸及材料、各种工况下的载荷[11,12],本文确定计算模型及其边界条件。材料选择为低合金碳钢SA-508 Gr.3 Cl.2,各温度下的材料性能参数取自ASME锅炉及压力容器规范第II卷D篇,性能数据见表2。

表2 材料性能参数

Table 2 Properties of SA-508 Gr.3 Cl.2

| 性能属性 | S_m /MPa | S_y /MPa | S_u /MPa |
|------|------------|------------|------------|
| 25℃ | 207 | 448 | 621 |
| 150℃ | 207 | 407 | 621 |
| 250℃ | 207 | 388 | 621 |
| 350℃ | 207 | 370 | 621 |

利用ANSYS软件,本文建立三维实体单元模型获得了螺纹孔附近的应力状态。为减少计算量,基于螺纹孔的对称分布状态,本文选取了

四个螺纹孔进行了计算,有限元模型如图1所示,计算后的应力分布图如图2所示。

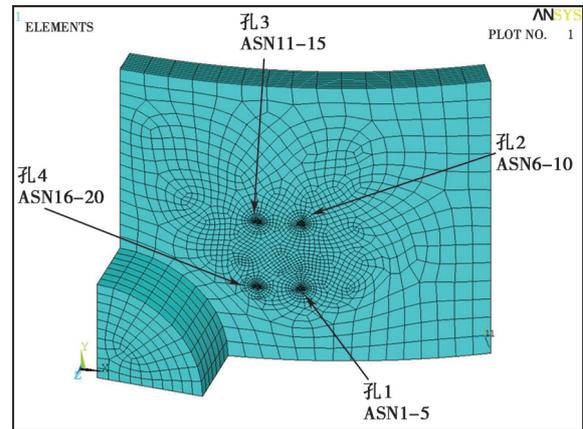


图1 有限元模型

Fig.1 Finite element mode

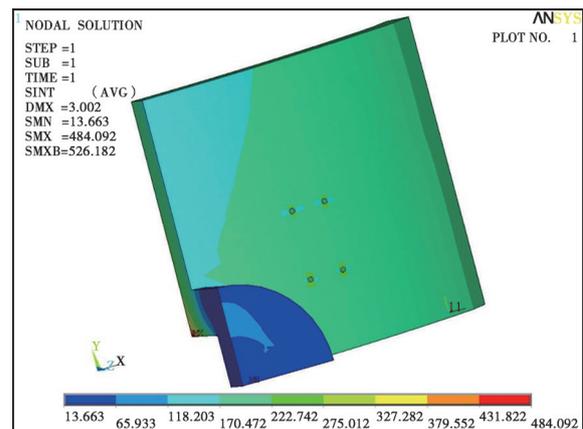


图2 应力分布图

Fig.2 Stress distribution

2.3 应力强度评定

本文对该三代堆型蒸汽发生器二次侧上筒体及螺纹孔区域的应力进行了计算,考虑到应力分布的不均匀性[13],为简化处理并保证保守性和代表性,本文选取螺纹孔区域最大应力区域进行了应力评定,评定数据结果如图3所示。为了更直观展示,图3(a)将计算应力值与表1计算得到的应力强度限值相除获得的应力比,分别是局部一次薄膜应力强度、一次加二次应力强度范围和三向应力,应力比均小于1。图3(b)是疲劳分析与热棘轮分析的结果,疲劳因子和热棘轮系数均小于1。

图3的应力强度评定结果表明,螺纹孔区域在六种工况下的应力分析结果均符合规范要求(NB-3200),因此我们对钻孔区的壁厚尺寸、孔的尺寸形状、补强等可不做进一步要求。

需要说明的是,在实际的设计分析中,由于工况及载荷的包络性,比如设计压力和温度选取各个工况下的最高压力和最高温度,工作人员可免于对一些工况下的应力进行分析,但要根据具体情况进行分析和判断。

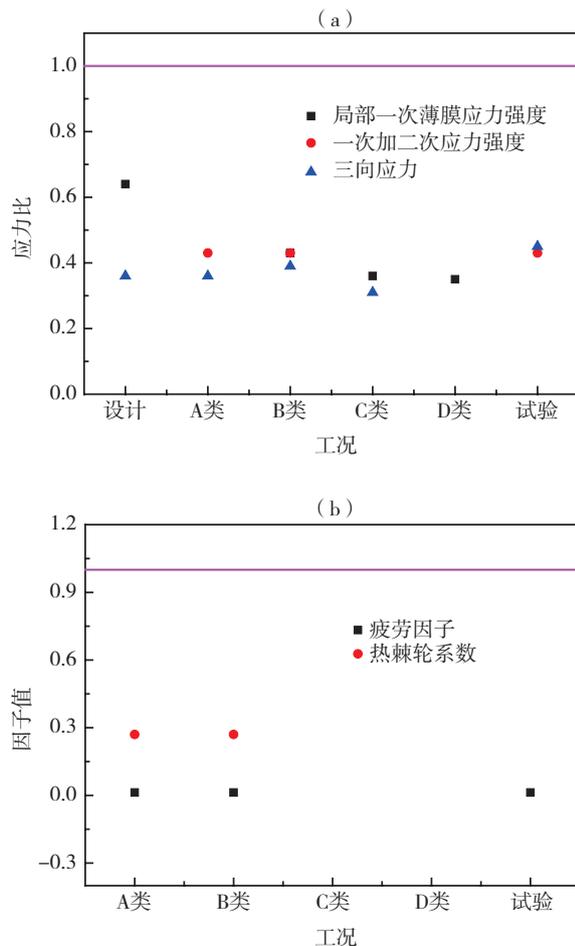


图3 应力强度评定数据结果图
Fig.3 Stress assessment results

2.4 分析讨论

本文研究的某三代堆型蒸汽发生器二次侧螺纹孔区域壁厚 64 mm,局部区域壁厚小于筒体计算壁厚 110 mm,因此我们需要进行应力强度评定。

前文通过有限元对螺纹孔区域的应力进行

了计算,并开展了六种工况下的应力强度限制评定、疲劳分析、热棘轮效应和三向应力评定。一次薄膜应力强度、一次加二次应力强度范围和三向应力条件下,应力比在六种工况下均小于1。疲劳因子和热棘轮系数在A类、B类和试验工况下也均小于1。因此,评定结果符合ASME标准规范对应力限值的要求。

监督检查记录^[11,12]结果显示,相关设计分析文件按ASME标准规范附录G的要求开展了无延性断裂失效评定,评定结果符合要求。

通过上述分析可知,该壁厚尺寸在正常工况下处于安全工作的范围,因此我们对螺纹孔的设计细节可不作要求,可不采取补强等措施。但是,考虑到核电设备设计的安全性和保守性要求,设计者在选型和结构设计时应尽量选取常规或经过充分的工程验证的成熟方案,以确保有足够的冗余来应对各种极端工况。

3 结论和建议

(1)在应力分析和评定结果符合标准规范的前提下,核级压力容器筒壁局部区域壁厚允许减薄,局部区域尺寸小于设计壁厚时,其安全性能够得到保证。

(2)基于核电设备设计的安全性和保守性,设计者在选型和结构设计时应尽量选取常规或经过充分的工程验证的成熟方案。

致谢:感谢上海核工程研究设计院有限公司张可丰高工、史志龙高工对本文的支持和帮助。

参考文献

- [1] 杨文斗.反应堆材料学[M].北京:原子能出版社,2009.
- [2] 俞尔俊,李吉根.核电厂核安全[M].原子能出版社,2010.
- [3] ASME. Boiler & Pressure Vessel Code [S]. New York: ASME, 2004.
- [4] RCC-M. Design and Construction Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands [S]. Paris: AFCEN, 2007.
- [5] 袁巍.基于RCC-M规范的压力容器开孔补强计算[J].广州化工,2014,42(6):140-141+151.
- [6] 林向红,黄爱军.压力容器开孔补强设计的应用分析[J].中国设备工程,2017(3):93-94.

- [7] 薛杨, 郎红方. 核级压力容器变厚度过渡段连接结构设计优化 [J]. 压力容器, 2011, 28 (1): 23-27+39.
- [8] 路燕, 马若群, 房永刚, 等. 核安全审评中对某核电厂稳压器的模态分析 [J]. 核安全, 2013, 12 (2): 25-29.
- [9] 郑东宏, 王志强, 刘宝勇, 等. ASME B&PVC 在核级承压容器建造中的应用 [J]. 压力容器, 2013, 30 (7): 39-46.
- [10] 张敬. AP1000 蒸汽发生器设备设计培训总结报告 [R]. 北京: 环境保护部华北核与辐射安全监督站, 2013.
- [11] 张敬, 赵令收, 程瑜. AP1000、CAP1000 及 CAP1400 项目蒸汽发生器上筒体 E 人孔盖板提升装置侧筒壁厚强度计算及应力分析核查记录 [R]. 北京: 环境保护部华北核与辐射安全监督站, 2016.
- [12] 应秉斌. CAP1000 及 CAP1400 项目蒸汽发生器二次侧上筒体 E 人孔盖板提升装置侧筒壁螺栓孔的监督意见回复 [R]. 上海: 上海核工程研究设计院, 2016.
- [13] Zhang J, Zhang JY, Liu G, et al. Competition between dislocation nucleation and void formation as the stress relaxation mechanism in passivated Cu interconnects [J]. Thin Solid Films, 2008, 517 (9): 2936-2940.

Safety Analysis and Evaluation of Local Wall Thickness Thinning of Nuclear Class Pressure Vessel Wall

Zhang Jing¹, Yu Yi¹, Sun Xingjian¹, Zhao Lingshou¹, Li Yang^{2,*}

- (1. Northern Region Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, MEE, Beijing 100082, China;
2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: In present study, the safety of local wall thickness of nuclear pressure vessels which is smaller than the designed wall thickness was evaluated according to the requirements of ASME code and the safety of the thin area of the 1 level pressure vessel for nuclear power was summarized and analyzed. Based on the threaded hole in the sideway of the manhole on the steam generator, the safety of local wall thickness of nuclear pressure vessels smaller than the designed thickness in a third-generation pressurized water reactor was evaluated. The results would provide reference for nuclear safety supervision and review.

Key words: nuclear class pressure vessel; local region thinning; safety analysis and evaluation; nuclear safety supervision and review

(责任编辑: 许龙飞)

李静文,孙国民,周文,等.蒙特卡罗仿真计算前处理平台的开发与初步验证[J].核安全,2023,22(1):81-88.

Li Jingwen, Sun Guomin, Zhou Wen, et al. Development and Preliminary Verification of Monte Carlo Pre-processing Platform [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(1): 81-88.

蒙特卡罗仿真计算前处理平台的开发与初步验证

李静文^{1,2}, 孙国民^{1,*}, 周文^{1,2}, 陈威虎^{1,2}, 郁杰^{1,2}

(1. 中国科学院合肥物质科学研究院核能安全技术研究所, 合肥 230031; 2. 中国科学技术大学, 合肥 230026)

摘要: 当前,核设施与核装备越来越大型化、精细化和复杂化,这种发展趋势将大大增加传统手工编写蒙卡仿真计算模型的难度。针对此问题,本文利用开源几何引擎 Open CASCADE 开发了蒙卡仿真计算前处理平台,前处理平台提供几何模型的建立与修改、材料模型的创建与输入,以及从 CAD 模型到蒙卡仿真计算模型的转换等功能,以优化传统手工建模过程。本文主要阐述了前处理平台的总体架构设计、功能模块的实现情况,以及从边界表示法模型到构造实体表示法模型的转换过程,并对不同复杂程度的 CAD 模型进行了蒙卡仿真计算模型生成验证,初步验证结果表明,前处理平台能自动输出蒙卡仿真计算模型,避免了手工编写计算模型文本,简化了蒙卡仿真前处理过程。

关键词: 蒙特卡罗; 开源几何造型引擎; 边界表示法; 构造实体几何表示法

中图分类号: TL99 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)01-0081-08

世界各国出于能源需求、国防安全等各方面的考虑,都在发展先进核设施与核装备。为避免核事故可能带来的严重后果,在设施与装备投入使用前,需对其进行完备的仿真计算与分析,以验证设计的安全性及可靠性^[1]。仿真计算与分析主要分为三大阶段:仿真前处理、仿真计算以及结果可视化与后处理。其中,仿真前处理阶段主要完成仿真模型的创建与修改,是整个仿真过程的基础,也直接影响着仿真结果与实际情况的符合程度。

在核工程与核技术领域,主要采用蒙特卡罗(Monte Carlo,简称蒙卡)方法求解粒子输运

过程的各项参数,以仿真模拟发生在核设施与设备中的各类物理过程。蒙特卡罗方法因为具有良好的几何处理能力以及较高的仿真精度,所以在反应堆堆芯物理分析、临界安全分析、辐射屏蔽、安全分析等方面得到了广泛应用^[2,3]。采用蒙特卡罗方法对工程设计进行模拟仿真分析,可降低设计研发成本^[4],尤其是对于受物理条件限制,无法进行真实实验的核设施与设备,蒙卡仿真计算结果是评价设计方案是否安全可靠的重要途径之一。

传统蒙卡仿真计算的前处理主要通过人工手动编写与修改仿真计算模型的文本信息。在

收稿日期: 2022-01-01 修回日期: 2022-06-28

基金项目: 国家重点研发计划资助项目,项目编号: 2019YFE0191700

作者简介: 李静文(1997—),女,在校硕士研究生,主要从事核系统数字仿真与可视化研究工作

* 通讯作者: 孙国民, E-mail: guomin.sun@inest.cas.cn

进行复杂、大型的核设施与核装备仿真模型构建时,即使进行了大量简化,也需人工输入上千条计算模型信息,此过程十分复杂和烦琐。为了提高蒙卡仿真计算模型的创建效率与精确性,国外研究人员将 CAD、CAE 等技术应用于蒙卡仿真计算前处理过程中^[5-7],并实现了从 CAD 模型到蒙卡仿真计算模型的自动转换,开发了一系列具备此功能的程序,如 JMCT^[8]、MCAM^[9]、SuperMC^[10]、McCad^[11]和 GEOMIT^[12]等。目前,大多数程序前处理功能的实现需依靠商业几何引擎,如 UG、ACIS、Parasolid 等。商业几何引擎系统稳定,提供了强大的模型创建与处理功能,便于仿真前处理功能的快速实现,但使用其开发程序与功能需获得几何引擎开发者的授权。因此,利用商业几何引擎进行蒙卡仿真计算前处理并非是对所有研究人员都可行的技术方案。

基于上述问题,本文利用开源几何造型引擎 Open CASCADE(简称 OCC)完成蒙卡仿真计算前处理平台(简称前处理平台)的功能开发。前处理平台采用模块化设计,具有良好的可扩展性,为衔接蒙卡粒子输运计算提供了便利。同时,OCC 所有数据和算法都透明公开,这便于研究人员从底层了解几何造型引擎的功能实现,并可通过新增算法或修改原有算法,来满

足蒙卡仿真计算前处理过程中的特定需求。

1 前处理平台功能设计

为满足蒙卡计算程序的仿真前处理需求,本文所提出的前处理平台总体架构如图 1 所示,主要包括几何建模与物理建模、几何信息与物理信息组合、数据存储与转换三大功能模块。前处理平台借鉴 CAD 软件的建模方式,提供参数化建模工具,用于几何模型与物理模型的创建,利用模型信息自动生成蒙卡仿真计算文件,此过程还可兼容外部 CAD 软件所创建的中性格式几何模型。

1.1 几何建模与物理建模模块

几何建模与物理建模模块主要用于 CAD 几何模型的建立与处理,以及物理模型的创建与导入。

1.1.1 参数化建模工具

在传统蒙卡仿真计算模型的创建过程中,需先手工编写蒙卡计算程序所支持的几何面或基本几何体的文本信息,再通过设计面、体之间的空间位置与布尔运算生成复杂模型。这与 CAD 软件采用二维草图的拉伸、放样、扫掠等操作生成三维复杂模型的建模方式大不相同。根据传统蒙卡计算模型的建模习惯,前处理平

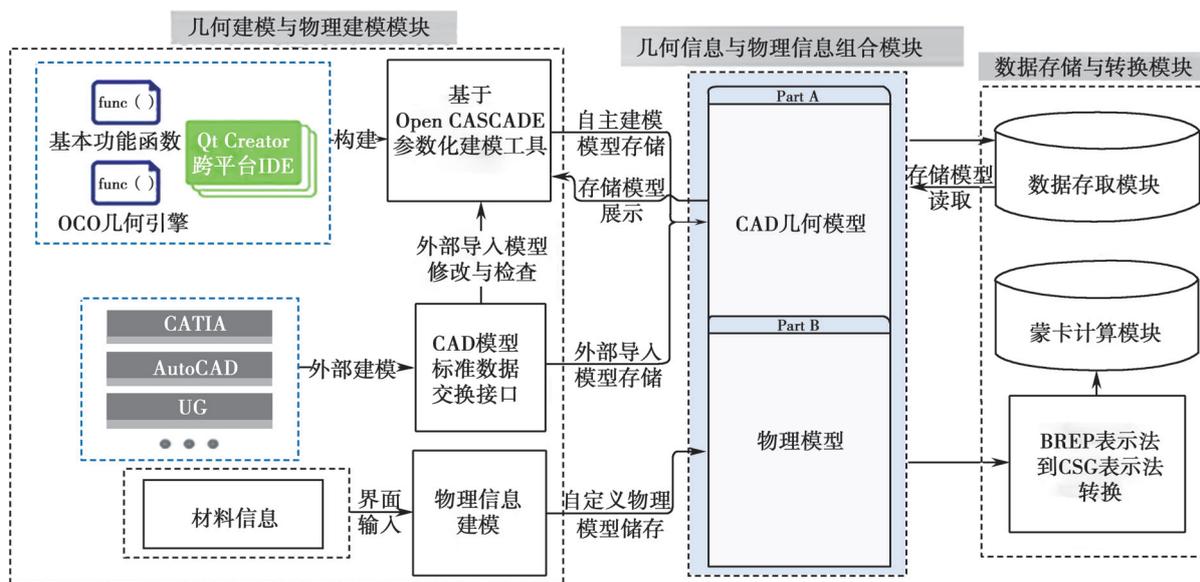


图 1 前处理平台总体架构图

Fig.1 Framework diagram of pre-processing platform

台的建模工具支持:球体、圆柱体、棱柱和圆环等六种基本几何体的参数化建模,并可完成基本体之间交、并、补的布尔操作。对于建立好的基本几何体,还可以通过修改建模参数来改变其位置、偏转角度和组合关系等信息,以完成复杂模型的建立。在模型显示界面中可对模型进行大小缩放、方位平移、视角旋转等三维视图操作。通过调节模型的透明度与进行模型截面获取,可以观察模型的内外结构。当模型需要重复性修改以满足性能要求时,设计人员可以借助几何模型的关键参数,再生与修改模型。与传统的建模方式相比,参数化建模工具技术具有快速、灵活、交互性强的特点。

1.1.2 CAD 模型标准数据交换接口

每种 CAD 软件都有其特定的模型数据格式,若要实现同一模型在不同软件之间数据共享,就需解决不同数据格式带来的格式转换问题^[13]。本文为扩展前处理平台的适用性,选取中性格式模型(Standard Exchange of Product data model,STEP)^[14]作为前处理平台的几何数据处理格式。前处理平台利用 OCC 的标准数据交换接口,可导入目前主流 CAD 软件(CATIA、UG、Pro-E 等)输出的中性格式几何模型,以达到前处理平台在自主建模的同时兼容不同 CAD 软件设计模型的目的。

1.1.3 物理模型创建与导入

采用蒙特卡罗方法对粒子在介质中的输运过程进行计算分析时,需确认介质材料的核素组成,并对其成分进行明确的定义。前处理平台提供具有图形化界面的物理信息建模模块,进行介质材料信息的输入,以完成物理模型的创建。对于复合材料的物理模型建立,可在复合材料成分框中添加各种材料,并设置材料占比,完成复合材料物理信息的生成。为创建完成的物理模型提供文本保存功能,这样若需重复使用创建过的物理模型,可通过直接导入物理模型文本获取,避免重复性工作,减少模型创建工作量。

1.2 几何信息与物理信息组合模块

一个完整的蒙特卡罗仿真计算模型通常都是由很多个附带物理属性的几何实体按一定方式组

合在一起形成的。这就要求,在定义仿真计算模型时,不仅需要给出模型的几何信息,还需在几何信息的基础上附加材料物理属性。几何信息与物理信息组合模块将完成两者的关联,并生成组合信息文件。

大型的蒙特卡罗仿真计算模型可能存在多个几何模型具备同一物理信息的情况。在几何信息与物理信息组合前,可在图形界面中将具有相同物理信息的几何模型放在同一分组下,以实现整组几何模型同时定义同一物理信息,使整个组合过程更加高效,组合信息的层次也更加清晰。

1.3 数据转换与存储模块

组合信息文件中所包含的几何模型可以是自主创建的 CAD 模型,也可以是外部导入的 CAD 模型,这些模型都采用边界表示法(Boundary Representation, BREP)来描述模型信息(如图 2 所示)。BREP 表示法采用几何信息与拓扑信息相结合的方式描述模型,是一种模型信息完备的表达方式,包含了几何模型由点到线,由线到面的所有数据信息,便于进行模型的三维渲染与图形显示。

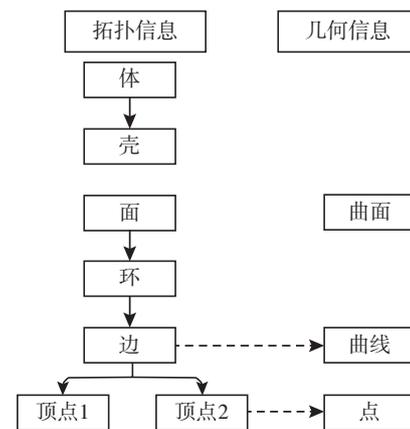


图 2 BREP 表示法

Fig.2 Boundary representation

蒙特卡罗仿真计算模型采用的是构造实体几何(Constructive Solid Geometry, CSG)表示法。该方法是以面的正负半空间集来描述形体节点[不同形体节点通过布尔运算构造层次化几何树的方式(如图 3 所示)来描述复杂 CSG 表示法模型^[15]],便于蒙特卡罗粒子输运计算时的几何判

断与处理。由于不同表示法下的几何模型存在着巨大差异,要实现 CAD 建模技术在蒙卡计算中的应用,就需要前处理平台能实现从几何模型的 BREP 表示法到 CSG 表示法的转换。

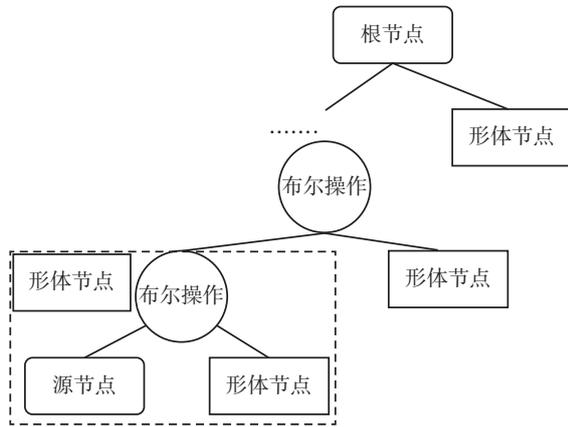


图 3 CSG 表示法

Fig.3 Constructive solid geometry

从本文所采用的 BREP 表示法到 CSG 表示法转换过程如图 4 所示,整个转换过程可分为几何模型检查、BREP 表示法模型的分解和 CSG 表示法模型生成三大部分。

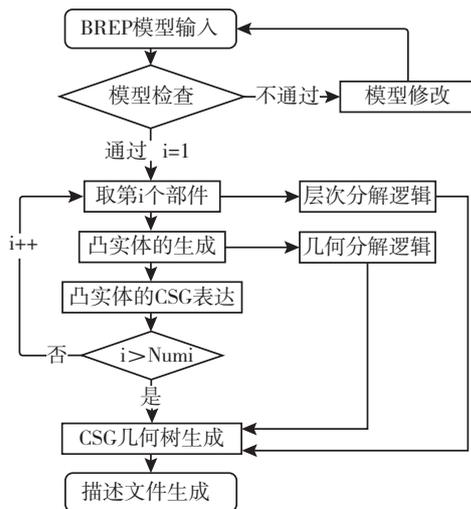


图 4 几何模型转换流程

Fig.4 Model transformation process

1.3.1 几何模型检查

在模型检查阶段,需对 BREP 模型中所包含的,而蒙卡仿真计算不支持的样条曲面进行替换。BREP 表示法可定义多种面类型,如平面、球

面、柱面、锥面、圆环面和样条曲面 (Spline Surface 包含 Bezier Surface、Surface of Revolution、Offset Surface) 等,蒙卡仿真计算仅支持前五种面类型。对于蒙卡计算不支持的面类型,数据转换与存储模块提供几何模型检查与错误显示功能。当几何体存在需要修改的部分时,可在几何模型显示的基础上给予高亮显示与信息提醒。

1.3.2 BREP 模型的分解

本文所使用的层次化几何树由装配体、组合体、部件、凸实体四层构成(如图 8 所示)。不同复杂程度的 CAD 模型都可分解为这四个层次组成的几何树。前三个层次为 CAD 模型的组成层次,只需对 CAD 模型进行层次分解即可获得,第四层次模型的获取需对非凸实体进行几何分解。分解过程的本质就是利用分解面将非凸实体分解为一系列凸实体转换元,分解面的选择与排序将极大地影响分解结果的复杂程度。本文借鉴了基于启发规则的分解面选择算法^[16],以生成尽可能少且不重叠的凸实体转换元,这便于后续蒙卡仿真计算。

分解后的每一凸实体转换元都是具有一定特征的面依据拓扑关系封闭围成的三维空间实体,例如圆柱体就是典型的凸实体,是由两个平面与一个柱面按照两两相接的拓扑关系围绕而形成。本文将平面、柱面、球面等具有一定特定形状与特征的面定义为特征面。复杂的 BREP 模型在拆分与分解后就变成一系列凸实体转换元,此时的主要工作就是需要完成从 BREP 表示法凸实体到 CSG 表达法凸实体的转换。

本文选取 STEP 格式模型作为 BREP 表示法的具体实现方式,利用模型中的拓扑信息循环整个凸实体边界面信息,以获得每个边界面所对应的特征面信息以及面之间的组合信息,根据特征面类型与信息求解面的解析方程 $f(x, y, z)$ 。整个三维空间 (X, Y, Z) 可被特征面分为 $H^+(f)$ 正半空间与 $H^-(f)$ 负半空间,见式 (1) 和式 (2)。

$$H^+(f) = \left\{ \begin{array}{l} (X, Y, Z) \\ f(x, y, z) > 0 \end{array} \right\} \quad (1)$$

$$H^-(f) = \left\{ \begin{array}{l} (X, Y, Z) \\ f(x, y, z) < 0 \end{array} \right\} \quad (2)$$

根据 CSG 表示法,模型的形体节点可由凸实体每个特征面的正负半空间集来描述(如图 5 所示)。形体节点根据凸实体转换元生成时的拆分与分解逻辑,逆向作组合形成 CSG 表示法的根结点。这种先分解再构造的方法能较好地减少转换过程的计算量,降低模型描述的复杂度。

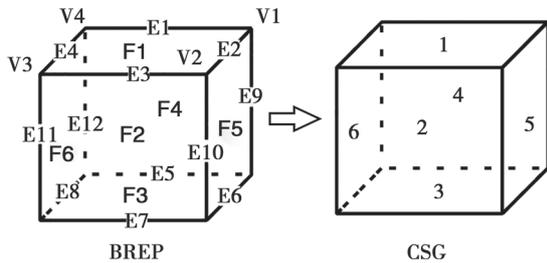


图 5 BREP 表示法到 CSG 表示法的转换示意图
Fig.5 Schematic diagram of conversion from BREP to CSG

1.3.3 CSG 表示法模型格式

不同种类的蒙卡程序采用不同方式来描述其输入模型,例如典型的蒙卡程序 MCNP 使用简写关键字的方法描述 CSG 模型,其表达较为简短,但含义并不够直观。开源蒙卡程序 Open MC^[17]使用 XML 语言对 CSG 模型信息进行详细描述。XML 语言具有高性能、免费开源和符合当代编程语言编写标准等特性,可较为便利地

描述 CSG 表示法模型,同时更加直观地检查输入模型并对其进行修改。故本文采用 XML 语言格式对前处理平台的输出结果进行信息描述。

2 前处理平台的功能验证

对于不同复杂程度的 CAD 模型,都可将其分解为四个层次组成的几何树。简单模型可能只具有其中的一两个层次,复杂模型可能会有多个不同层次的模型。为了验证前处理平台几何模型处理能力,分别对不同层次数目的几何模型进行了前处理平台的功能验证。

第一层次的凸实体模型是构成各类复杂几何模型的基础,可以分为两大类:第一类是若干平面围成的立体几何,如长方体、棱柱体等;第二类为曲面立体。曲面立体包括两类:由纯曲面形成的立体几何,如球体、圆环体等;由曲面与平面组合形成的立体几何,如圆柱、圆锥等。传统蒙卡仿真计算模型体建模方法所支持的六种基本几何体,都是第一层次的凸实体模型。本文对这六种基本几何体进行前处理平台模型创建与转换效果的验证,结果如图 6 所示。图 6 中(a)~(f)左边为六种基本几何体 CAD 模型的创建参数与显示情况;右边为经前处理

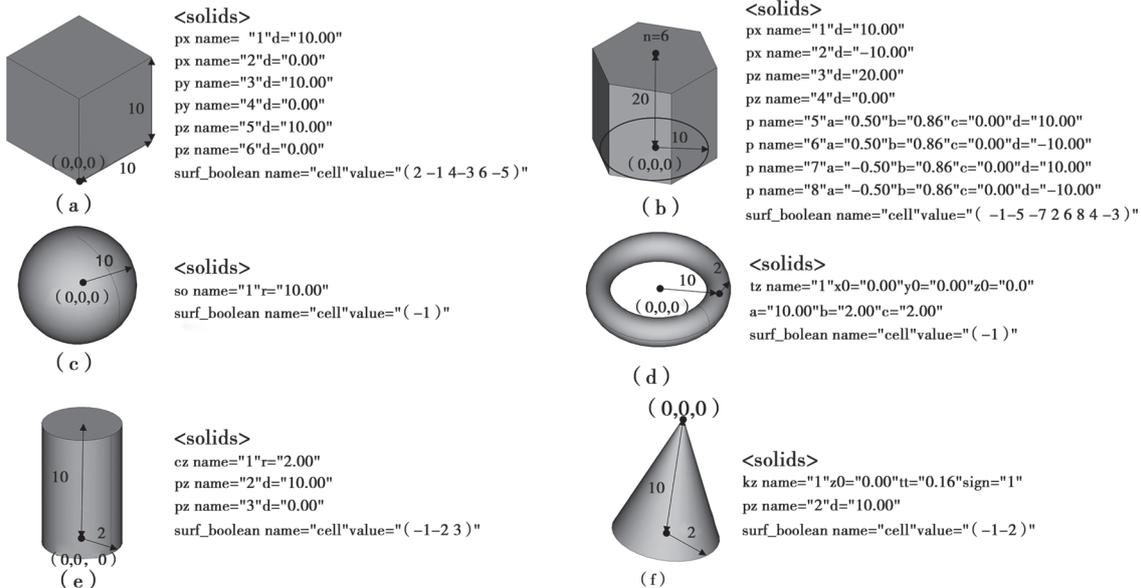
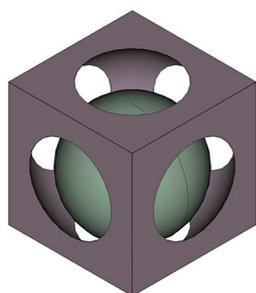


图 6 六种基本几何体转换结果
Fig.6 Transformation results of the six basic geometry



```

<solids>
s name="1"x0="5.00"y0="5.00"z0="5.00"r="6.00"
s name="2"x0="5.00"y0="5.00"z0="4.00"r="4.5.00"
px name="3"d="10.00"
px name="4"d="0.00"
py name="5"d="10.00"
py name="6"d="0.00"
pz name="7"d="10.00"
pz name="8"d="0.00"
surf_boolean name="cell1"value="( -2 )"
surf_boolean name="cell2"value="( 4 6 -7 8 -5 1 -3 )"

```

图7 组合体转换结果

Fig.7 Transformation results of combination

平台转换处理后,自动输出的基于 XML 格式的 CSG 表示法模型,由基本几何的创建参数与 CSG 表示法模型的面参数对比可知转换结果的正确性。

其他层次的模型主要由两种或多种基本几何体或几何面通过组合与装配构成,如图7所示的组合体就是由正方形几何实体与球面进行布尔操作后,再与球体装配而成,其转换效果证明前处理平台具备处理非单一层次模型之间组合关系的功能。

为进一步验证前处理平台的功能,本文利用前处理平台完成了核电厂典型辐射场景中人体受照剂量评估模型的蒙卡计算模型建立工作。前处理平台预处理外部建模软件所创建的厂房场景,避免了厂房模型的重复性建模。同时,在厂房中利用前处理平台的几何建模功能建立较为精简的 CAD 人体模型(如图8所示)。本着尽量贴近现实的简化原则,本文所建立的人体模型由头部、躯干、四肢等组合体模型装配而成。使用物理模型创建功能对建立场景中所涉及的建筑物、设备、人体等物质结构的材料信息进行输入,各类数据信息通过信息组合模块实现关联,生成蒙卡计算模型文件,经蒙卡程序计算后,获得如图9所示的辐射厂房空间内剂量仿真计算结果。

相对于将人体简化为质点的传统评估方法,该方法较为具体、复杂的人体模型可让仿真结果更加准确、直观。若想进一步考虑不同人体器官、组织剂量限值的工人作业方案,可在现有人体模型基础上进一步细化人体组织与器官

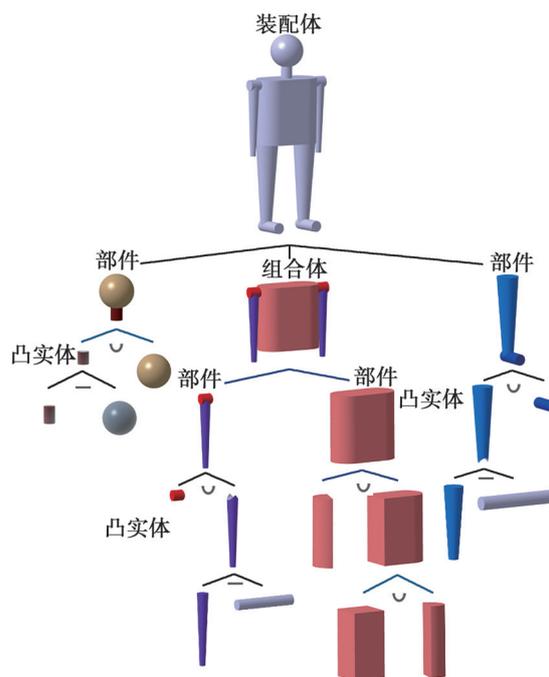


图8 人体模型的层次化几何树

Fig.8 Hierarchical geometric tree of human model

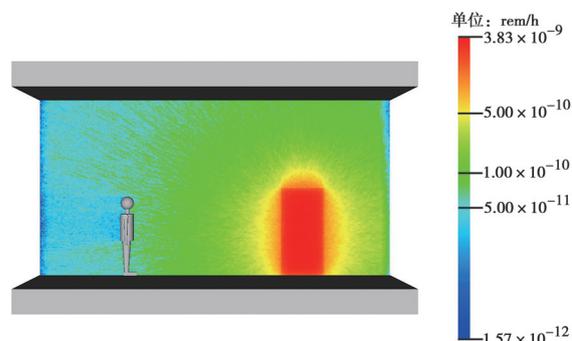


图9 基于蒙卡仿真计算的辐射厂房空间内剂量分布
Fig.9 Dose distribution in radiation workshop based on the MC simulation

模型,例如可在现有人体 CAD 模型的基础上对四肢模型进行进一步细分,利用几何体近似替代四肢中的上皮、肌肉、骨骼等组织,使用前处理平台转换处理修改后的几何模型,即可通过蒙卡仿真计算结果估计辐照环境下人体四肢中各组织的受照剂量。蒙卡仿真计算结果可为各类辐射场景中应急、维修工作方案的制定与优化提供数据基础,并对消除公众恐惧心理、降低作业人员不安全行为等具有重要的意义。随着蒙卡仿真模拟模型的精度、复杂度的提高,前处理平台在模型创建与迭代修改方面的优越性更加突出。

3 结论

本文利用 OCC 开源引擎等开源工具,实现了蒙卡仿真前处理过程中所需的模型创建、修改、转换等功能,完成了蒙特卡罗仿真计算前处理平台的开发与初步验证,并对从 BREP 表示法模型到 CSG 表示法模型的转换过程进行了有意义的探索。

采用不同层次与复杂程度的 CAD 模型对前处理平台进行功能验证。前处理平台支持六种基本几何体的参数化创建,并能正确输出其对应的 CSG 表示法模型;同时,可利用基本体之间的布尔运算与组合装配,形成较为复杂的几何模型,如人体近似模型。前处理平台通过兼容外部 CAD 软件建立的中性格式厂房模型,完成典型辐射场景中人体受照剂量评估模型的蒙卡计算模型建立工作,说明前处理平台能正确处理外部 CAD 软件建立的中性格式模型,避免重复性建模,从而有效提高蒙卡计算程序的建模效率,缩短设计开发周期。

前处理平台在蒙特卡罗仿真计算中的使用可实现专业 CAD 建模人员与蒙卡仿真计算人员的多方高效配合,具备较好的实用价值,并为后续研究人员利用开源几何引擎开发蒙卡程序的配套工具提供了有效的参考。

参考文献

- [1] Heis C, Buchegger K H, Brugger M, et al. SimpleGeo – New Developments in the Interactive Creation and Debugging of Geometries for Monte Carlo Simulations [J]. Progress in Nuclear Science and Technology, 2011, 2: 587–590.
- [2] 赖立斯, 夏星汉, 韩良文, 等. 基于 MCNPX 的 HFETR 典型裂变产物逃脱率系数分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 25–29.
- [3] 熊铁军, 钟丁生, 蔡小杰, 等. 核辐射探测实验中核辐射场模拟与安全研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 18–22.
- [4] 韩良文, 高业栋, 夏星汉, 等. 基于 MCNP 的 HPGe 探测器无源效率刻度 [J]. 核安全, 2020, 19 (3): 76–80.
- [5] Allison J, Amako K, Apostolakis J, et al. Recent developments in GEANT4 [J]. Nuclear Instruments & Methods in Physics Research Section a—Accelerators Spectrometers Detectors and Associated Equipment, 2016, 835: 186–225.
- [6] Li J Y, Gu L, Xu H S, et al. FreeCAD based Monte Carlo modeling approach for fusion reactor facilities [J]. Fusion Engineering and Design, 2020, 155.
- [7] Li J Y, Gu L, Xu H S, et al. CAD modeling study on FLUKA and OpenMC for accelerator driven system simulation [J]. Annals of Nuclear Energy, 2018, 114 (APR.): 329–341.
- [8] Li D, Gang L, Baoyin Z, et al. JMCT Monte Carlo Code with Capability of Integrating Nuclear System Feedback [C]. Proceedings of 2018 2nd International Conference on Applied Mathematics, Modelling and Statistics Application: Atlantis Press, 2018: 48–54.
- [9] Li Y, Lu L, Ding A, et al. Benchmarking of MCAM 4.0 with the ITER 3D model [J]. Fusion Engineering and Design, 2007, 82 (15): 2861–2866.
- [10] 俞盛朋, 吴斌, 宋婧, 等. SuperMC 在 ITER 中子学建模中的应用 [J]. 核科学与工程, 2016, 36 (1): 84–87.
- [11] Lu L, Qiu Y, Fischer U. Improved solid decomposition algorithms for the CAD-to-MC conversion tool McCad [J]. Fusion Engineering and Design, 2017, 124: 1269–1272.
- [12] Nasif, H. R, Masuda, et al. Development of CAD-MCNP interface program GEOMIT and its applicability for ITER neutronics design calculations [J]. 2012.
- [13] 陈小安, 谭宏. 三维几何模型的中性文件格式的数据交换方法研究 [J]. 机械工程学报, 2001 (10): 93–95, 99.
- [14] Sivakumar S, Dhanalakshmi V. An approach towards the integration of CAD/CAM/CAI through STEP file using feature extraction for cylindrical parts [J]. International Journal of Computer Integrated Manufacturing, 2013, 26 (6): 561–570.

- [15] Sharma G, Goyal R, D Liu, et al. Neural Shape Parsers for Constructive Solid Geometry [J]. IEEE Transactions on Pattern Analysis and Machine Intelligence, 2020, PP (99): 1-1.
- [16] 罗月童. 模型变换技术及其在 MCNP 建模中的应用研究 [D]. 合肥工业大学, 2005.
- [17] Romano P K, Horelik N E, Herman B R, et al. OpenMC: A state-of-the-art Monte Carlo code for research and development [J]. Ann Nucl Energy, 2015, 90-97.

Development and Preliminary Verification of Monte Carlo Pre-processing Platform

Li Jingwen^{1,2}, Sun Guomin^{1,*}, Zhou Wen^{1,2}, Chen Weihu^{1,2}, Yu Jie^{1,2}

(1. Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Hefei Institutes of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China; 2. University of Science and Technology of China, Hefei 230026, China)

Abstract: Nowadays nuclear facilities and equipment are becoming larger, more sophisticated and more complex, and this trend makes it much more difficult to manually write the traditional Monte Carlo simulation models. This paper addresses this issue by developing a pre-processing platform for MC simulation using the open source geometry engine Open CASCADE. The pre-processing platform provides functions such as the creation and modification of geometry models, the input and assignment of material models and the conversion of CAD models to MC simulation models in order to optimize the traditional manual modelling process. In this paper, the overall architecture design of the pre-processing platform, the implementation of functional modules and the conversion process from boundary representation model to constructive solid geometry are described, and the MC simulation model generation is verified for CAD models of different complexity. The preliminary validation results show that the pre-processing platform can automatically output the MC simulation model, avoiding the need to write the model text manually and facilitating the MC simulation pre-processing process.

Key words: Monte Carlo; Open CASCADE; BREP; CSG

(责任编辑: 徐晓娟)

刘燕芳,李楠,王冬,等.失效分析方法在某核电系统可靠性工程中的应用[J].核安全,2023,22(1):89-98.

Liu Yanfang, Li Nan, Wang Dong, et al. Application of Failure Analysis Method in Reliability Engineering of a Nuclear Power System [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(1): 89-98.

失效分析方法在某核电系统可靠性工程中的应用

刘燕芳*, 李楠, 王冬, 叶保存

(中核控制系统工程有限公司, 北京 102401)

摘要: 对可靠性工程的发展历史进行了概述, 描述了失效分析方法, 建立了失效分析流程, 给出了失效分析在可靠性工程中的关键作用。开展了诱发陶瓷电容失效的机理研究, 定义出了诱发陶瓷电容失效的机械应力失效、热应力失效和原材料失效的机理。以某核电系统现场调试期间出现的数字输入板卡发生故障为切入点, 对外观检查、电性能测试以及晶相切片分析等进行了详细分析, 结果表明, 板卡热应力故障是导致板卡失效的主要机理。从板卡热应力失效机理入手, 进行了电路分析和计算, 找出了诱发板卡产生热应力故障的因素, 调整了电路设计, 进行了板卡的可靠性预计, 预计结果满足设计寿命要求, 失效分析方法提高了设计人员的设计水平, 使系统可靠性得到增长。

关键词: 可靠性工程; 失效机理; 失效模式; 可靠性预计; 失效分析

中图分类号: N945.17 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0089-10

从广义方面来说,质量包含了可靠性;从狭义方面来说,可靠性可以被定义为“符合性质量”。从本质上讲,可靠性相较于质量,与设计、工艺等工序存在着更深层次的联系^[1,2]。可靠性一般分为固有可靠性和使用可靠性,在设计阶段,产品的可靠性就已经被决定了。正确性的设计不是凭空而来的,而是要在前人经验基础上继承。随着新工艺、新材料、新技术的广泛应用,会产生一些设计考虑不全面的事项。在此基础上,外购器件的质量,生产过程产生的问题,测试的不充分性,以及试验的不确定性,都有诱发失效的可能。

系统的可靠性工程(Reliability Engineer, RE)

是为达到可靠性要求而进行的一系列设计、研制、生产和试验等全生命周期内相关的工作,需要进行设计分析、试验验证、项目管理等活动。从根本上来讲,RE的实质可以归纳总结为系统失效及其发展原因的研究,如何预防故障的发生以及故障发生后的一系列修理、保障等相关工作^[1,2],RE侧重于系统失效分析。失效分析是产品失效后为确定失效机理而进行的系统检查和分析工作。失效分析在RE中起着关键性的作用,失效分析可以从产品失效机理入手,找到系统失效的根本原因,提高设计水平,从而使系统可靠性得到增长。

收稿日期: 2022-01-29 修回日期: 2022-09-14

作者简介: 刘燕芳(1983—),女,高级工程师,硕士,现主要从事质量和可靠性研究工作

* 通讯作者: 刘燕芳, E-mail: liuyanfang@cncs.bj.cn

1 可靠性工程概述

RE起源于20世纪40年代。1943年,美国成立了电子管研究委员会,来专门研究电子管可靠性问题。1951年,航空无线电通信公司(Aeronautical Radio Inc., ARINC)开始了最早期的可靠性改进计划,故20世纪50年代是RE的初步形成期。1952年,美国国防部(Department of Defense, DoD)成立了电子设备可靠性咨询组(Advisory Group on Reliability of Electronic Equipment, AGREE)。1955年,AGREE开始制定了从设计、制造、试验、交付、使用和储存等全生命周期的可靠性发展计划。1957年,AGREE发表了《军用电子设备可靠性》,此报告的发表标志着可靠性成为了一门独立的学科,是RE发展的一个重要里程碑。20世纪60~70年代,RE达到了成熟期,美国在武器装备中推行了RE,并在此阶段形成了一系列的美国军用标准。20世纪80年代,RE飞速发展:最终以实现武器装备的效能为目标,将可靠性、保障性和维修性等进行了有效的融合。21世纪初,我国开始全面深入地研究与应用RE:在民用、科研、军用、核电、航天、航空等不同项目中,RE均得到了广泛应用;在总结日本福岛核事故经验教训的基础上,改进了三代核电站反应堆冷却系统的设计。

可靠性技术主要是研究如何提高产品/系统可靠性的技术,它的发展源于产品失效。一般来说,板卡上所有器件都存在失效概率,有多种失效模式和失效机理。保证产品的可靠性需要考虑板上所有器件失效的可能性及失效机理,并防止这些失效机理的发生。可靠性工程目的是根据器件的失效机理,制定预防措施。失效分析是可靠性工程的基础,只有通过失效分析才能从根本上解决失效,降低故障率,积累经验,提高技术水平^[3]。

2 失效分析方法

为了解决器件失效问题,需要不断发展可靠性技术。器件的失效不能仅仅进行问题定位和问题纠正,还需要通过分析器件失效模式,确

定失效机理,找出诱发失效的根本原因,进而提出相应改进措施,防止失效的重复发生,从根本上解决此项问题。识别出产品/系统在全生命周期过程中所受的应力及其影响的各种失效机理是非常必要和必须的,通过失效机理分析,可以判断诱发产品/系统失效的根本原因。

2.1 基本概念

失效是指产品/系统功能降低到不能满足规定的要求或功能丧失。失效不仅指产品/系统功能的全部丧失,也包括电特性或物理参数降低到不能满足产品/系统规定的性能要求^[3,4]。

故障是指产品/系统不能或不执行规定的功能状态,通俗地称为功能故障^[4]。对于失效,我们一般认为是一种系统/产品的结果,而故障则是系统/产品的状态形式。对于不可维修的产品/系统,故障和失效是一样的。对于可维修的产品/系统,产品/系统发生故障时,可能不会发生失效。

2.2 典型失效模式

失效模式是指产品/系统失效现象的外在表现形式,如断路、开路、短路、参数漂移、性能不稳定等,通常可以分为致命失效、间歇失效、参数/性能退化等^[4];也可分为早期失效、随机失效和磨损失效等;按失效原因也可以分为电应力(EOS)和静电放电(ESD)诱发导致的失效。

2.3 失效分析

失效分析是指对已失效产品/系统的一种事后检查手段和方法,可以使用电特性测试及金相、化学等相关的分析技术,从而验证和分析已出现的失效现象^[5,6]。根据失效分析得出的结论,确定出失效的原因,找出诱发失效的根本原因^[5-7],并推断出其相关内部关系,在工艺、设计、生产、试验、使用以及管理方面采取纠正措施,消除失效模式或失效机理产生的原因,防止其再次重复发生^[8]。

通过失效分析,可以得出失效模式,从而准确判定失效机理,为产品/系统可靠性的设计及工程应用提供理论依据,从而提高产品/系统可靠性。

2.4 典型失效机理

失效机理是导致失效的物理、化学、热力学或其他内在发生的过程,是引起失效的微观物理化学变化的本质^[3,4]。失效机理从微观方面可以阐明失效的本质、规律和原因,可以追溯到原子、分子尺度及结构上的变化,最终会表现为一系列外在的性能、性质的退化。失效机理是对失效的内在本质、规律性以及必然性的研究和分析,它可以不断提高并升华人们对失效内在本质认识的理论。

为了开发出高可靠性的产品/系统,需要了解并掌握产品/系统潜在的失效机理。如果可以使用模型来量化描述相关的失效模式,那么就可以定量地促进产品/系统设计开发的原则和所要遵守的规则。

2.5 失效分析程序

失效分析大致分为三个阶段:破坏前的检查、破坏和破坏后分析。

破坏前需要进行失效情况调查,对失效数据进行总结;进行测试,包括功能、I-V 曲线测试等;模拟实验;外观镜检、X-RAY 检测、超声扫描等;失效模式分类等。

破坏主要是对器件内部进行检查。需要关注的问题项是保证器件内部的结构和失效部位不遭受破坏。

破坏后分析包括正向、逆向分析两种手段。正向分析的角度主要是检视器件应用是否正确,逆向分析是从失效机理中推测失效原因。

3 电容失效机理

典型的失效机理主要包括电应力、热应力、机械应力、环境应力、寿命应力、来料缺陷等。在失效机理的基础上,我们进一步了解电容的失效机理。

陶介电容由陶瓷介质、金属电极和端电极组成,失效形式通常表现为金属电极和陶瓷介质之间发生的层错或错位,表象为受外力或温度冲击时,电容出现工作不正常。陶介电容不良的三大原因包括机械应力、热应力和原材料失效。

3.1 机械应力失效

机械应力诱发的电容不良存在多种可能,按表现可分为以下两种:第一种是 SMT 阶段导致的破裂失效。SMT 阶段零件取放时,可能会造成很大的压力或切断率,继而形成破裂点,这些破裂现象一般为可见的表面裂纹,裂纹一般会沿着最强的压力线或者陶瓷位移的方向,如图 1 所示。第二种是 SMT 之后生产阶段导致的破裂失效。电路板切割、测试、背面组件和连接器安装或者最后组装时,若焊锡组件受到扭曲或在焊锡过程后电路板拉直,都有可能造成“破裂”类的损坏,在机械力作用下板材弯曲变形时,陶瓷的活动范围受端位及焊点限制,破裂会在陶瓷的端接界面处形成。

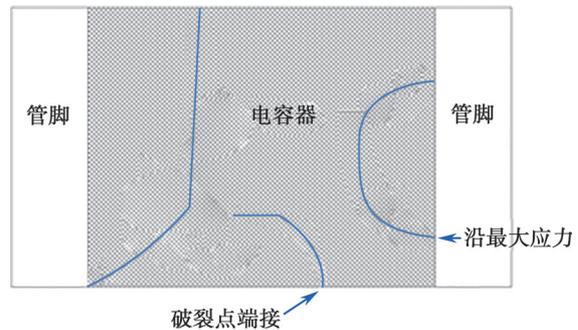


图 1 机械应力诱发的裂纹

Fig.1 Mechanical stress induced cracks

3.2 热应力失效

热冲击失效是在制造多层陶瓷电容时,使用的各种兼容材料,由于热膨胀系数不匹配及导热率不同导致的内部出现张力,温度转变率过大时,就会出现破裂,这种破裂会从结构最弱及机械结构最集中之处发生,一般会出现产生最大机械张力的地方,而热冲击会诱发多种现象产生:第一种是 U 形裂纹,如图 2 所示;第二种是隐藏在内的轻微裂纹,如图 3 所示。轻微裂纹会由裸露在外的部分或由陶瓷/端接界面的下部开始,随温度变化,顺着扭曲扩展蔓延,如图 4 所示。

热冲击诱发的破裂一般由一个端接蔓延至另一个端接,机械应力诱发的破裂,则在端接下面出现多个破裂点,因电路板扭曲而造成的损坏,通常只有一个破裂点。

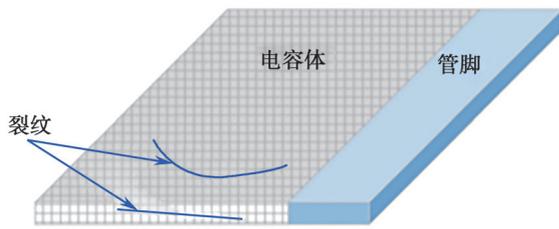


图2 热冲击诱发的U形裂纹
Fig.2 Thermal shock induced u-cracks

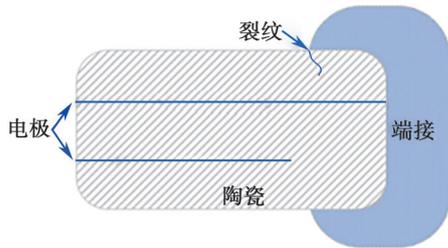


图3 热冲击诱发的轻微裂纹
Fig.3 Minor cracks induced by thermal shock

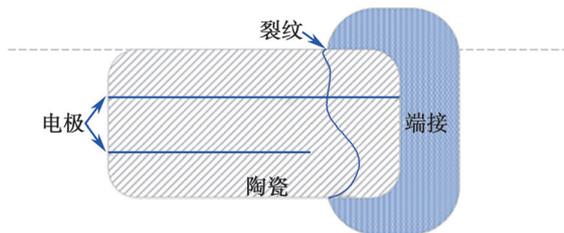


图4 轻微裂纹扩展扭曲蔓延图
Fig.4 Slight crack propagation twist propagation diagram

3.3 原材料失效

损害陶瓷电容器产品可靠性的内部缺陷主要有两大类:电极间失效及结合线断裂和燃烧破裂。这些缺陷均会造成电流过量,因而损害到板卡的可靠性。

4 失效分析方法在可靠性工程中的应用

4.1 失效样品故障定位

某核电机组某系统现场调试过程中,控制平台的某型号板卡出现了上电故障问题。在初次上电和运行过程中,出现了12块某型号板卡的前面板指示灯不亮的现象。在调试现场,将故障板卡更换到工作正常槽位,依然故障;将工作正常的板卡更换到故障板卡所在的槽位,工

作正常,判定故障点在某型号板卡中。

对故障某型号板卡进行了测试及分析,拆下滤波电容,用万用表测量,发现滤波电容短路;给拆掉滤波电容的某型号板卡上电,工作正常,确定所有板卡的故障均是由于输入电路中的电容短路导致。

综上分析,是由陶瓷电容失效导致板卡故障。

4.2 失效分析过程

按照 GJB 548B-2005《微电子器件试验方法和程序》方法 5003 微电路的失效分析程序的要求进行了外观检查、电特性测试和金相切片检查^[9]。失效样品共3只,编号为:NG-1#~NG-3#;1609批次良品2只,编号为16-G1#~16-G2#;1701批次良品2只,编号为17-G1#~17-G2#。

4.2.1 外观检查

对失效样品、良品进行了外观光学检查,如图5~图12所示。从失效样品及良品的外观形貌来看,样品未观察到有明显的缺陷。

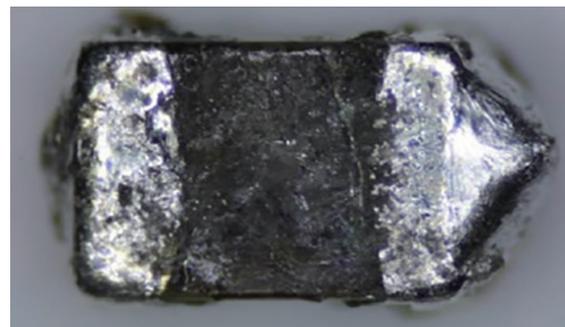


图5 NG-1# 正面形貌
Fig.5 NG-1# front appearance

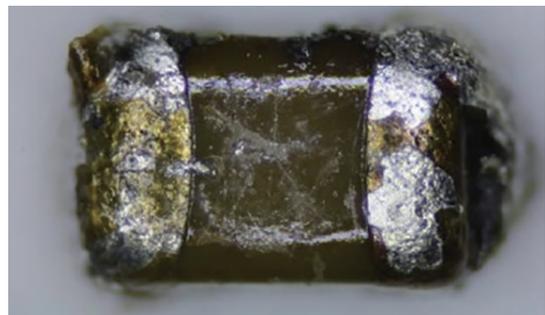


图6 NG-1# 侧面形貌
Fig.6 NG-1# side appearance

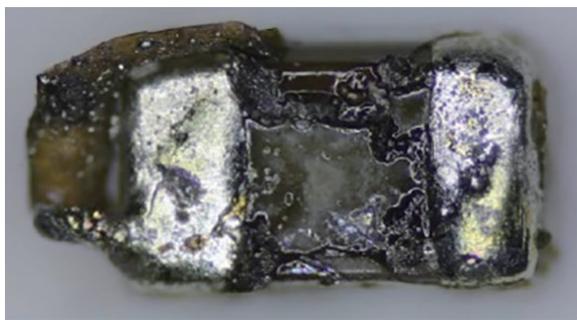


图7 NG-2# 正面形貌
Fig.7 NG-2# front appearance

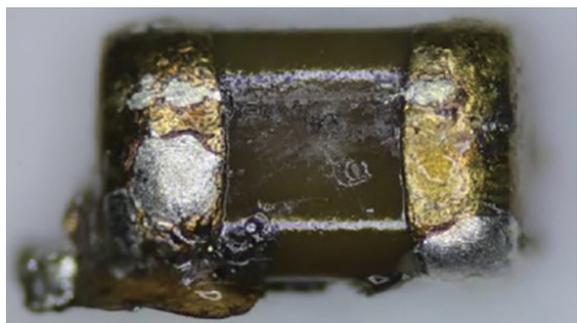


图8 NG-2# 侧面形貌
Fig.8 NG-2# side appearance

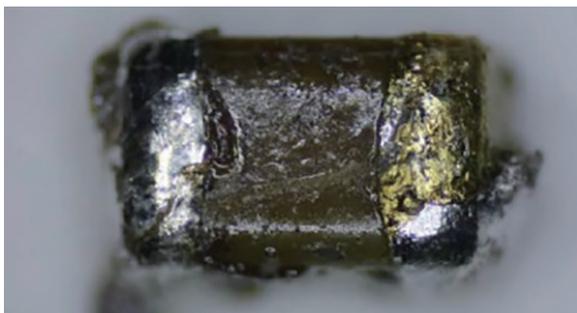


图9 NG-3# 正面形貌
Fig.9 NG-3# front appearance

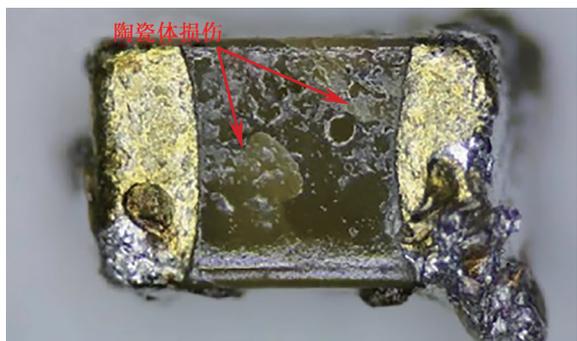


图10 NG-3# 侧面形貌
Fig.10 NG-3# side appearance

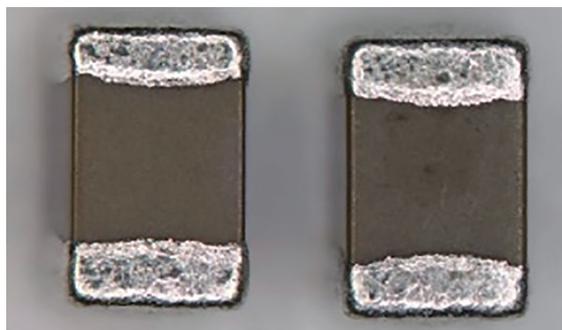


图11 16-G1、16-G2 形貌
Fig.11 16-G1、16-G2 side appearance

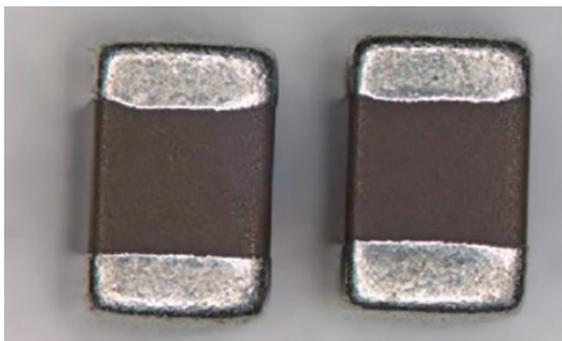


图12 17-G1、17-G2 形貌
Fig.12 17-G1、17-G2 side appearance

4.2.2 电特性测试

对样品进行电容量(C)、耗损(DF)和绝缘电阻(IR)等参数测试,电参数测试结果详见表1。由表1可知,失效样品 NG-1#~ NG-3# 已短路,清洗烘干后再次进行测试,样品依然短路,排除样品由于外部离子导电引起短路的可能。

表1 电参数测试结果
Table 1 Electrical parameter test results

| 测试条件 | C、DF: f=1 kHz, V _{rms} =1 V; IR(良品): U=50 V, t=1 min | | | |
|--------|--|------|------------------------|------|
| NG-1# | 6.20 nF | — | 1.12 | 1.08 |
| NG-2# | 3.83 nF | — | 0.58 | 0.52 |
| NG-3# | 6.09 nF | — | 2.24 | / |
| 16-G1# | 4.40 uF | 4.48 | 1.47 × 10 ⁸ | / |
| 16-G2# | 4.55 uF | 4.60 | 1.42 × 10 ⁸ | / |
| 17-G1# | 4.47 uF | 4.30 | 1.92 × 10 ⁹ | / |
| 17-G2# | 4.51 uF | 4.27 | 1.81 × 10 ⁹ | / |

注:失效样品的绝缘电阻值均使用数字,多用表测量,“—”表示该参数无法测量,“/”表示未进行该项测试。

4.2.3 晶相切片检查

故障电容样品典型的晶相切片形貌如图 13~ 图 18 所示。由图可知,失效样品 NG-1#~NG-3# 内部陶瓷介质在靠近端电极的位置均存在明显的裂纹,且部分裂纹的位置还存在明显的介质击穿。良品的晶相切片形貌如图 19~ 图 22 所示,由图可知,其内部未观察到有明显的缺陷或异常。

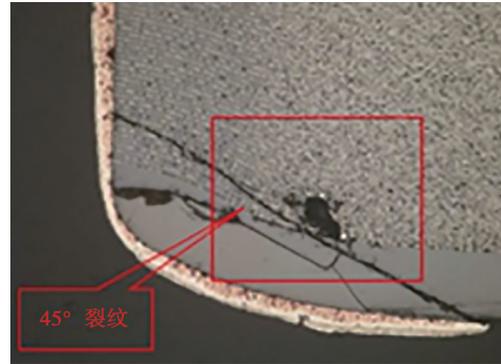


图 16 NG-2# 晶相切片放大形貌

Fig.16 NG-2# enlarged morphology of crystal phase slices

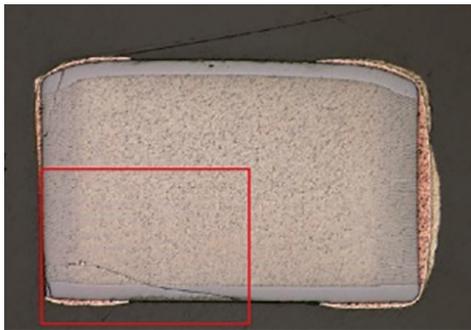


图 13 NG-1# 晶相切片全貌

Fig.13 NG-1# full view of crystal slices

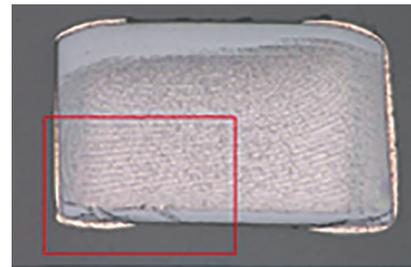


图 17 NG-3# 晶相切片全貌

Fig.17 NG-3# full view of crystal slice

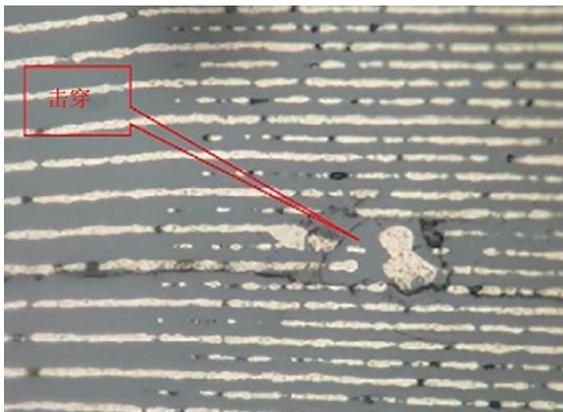


图 14 NG-1# 晶相切片放大形貌

Fig.14 NG-1# enlarged morphology of crystal phase slices

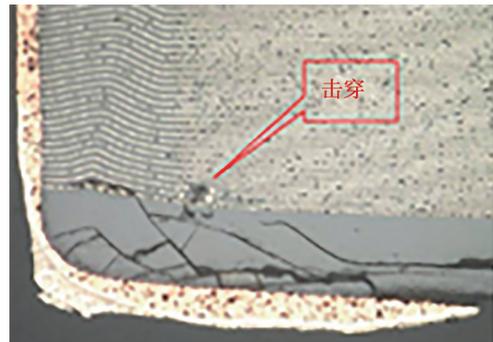


图 18 NG-3# 晶相切片放大形貌

Fig.18 NG-3# enlarged morphology of crystal phase slices

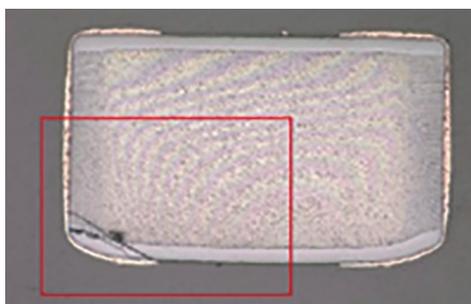


图 15 NG-2# 晶相切片全貌

Fig.15 NG-2# full view of crystal slice

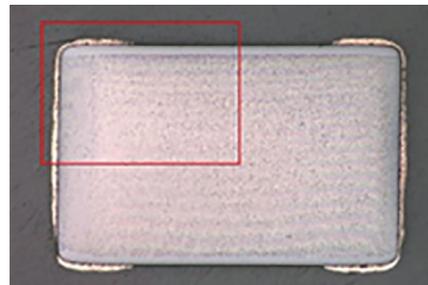


图 19 16-G1# 样品晶相切片全貌

Fig.19 The overall picture of the crystal phase section of the 16-G1# sample

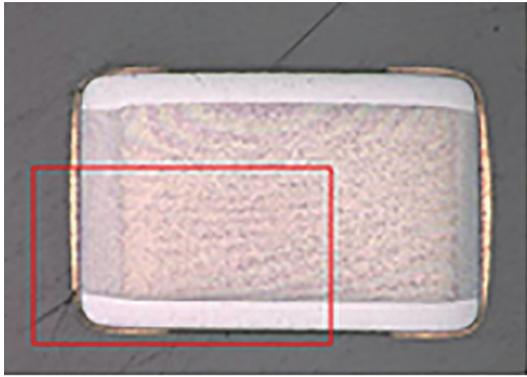


图 20 16-G2# 样品晶相切片全貌

Fig.20 The overall picture of the crystal phase section of the 16-G2# sample

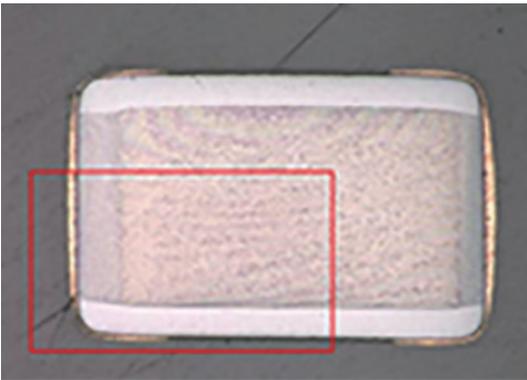


图 21 17-G1# 样品晶相切片全貌

Fig.21 The overall picture of the crystal phase section of the 17-G1# sample

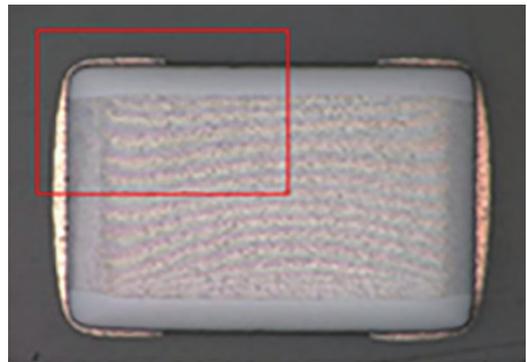


图 22 17-G2# 样品晶相切片全貌

Fig.22 The overall picture of the crystal phase section of the 17-G2# sample

由切片观察可见,失效样品 NG-1#~NG-3# 内部在靠近端电极位置的陶瓷介质存在明显的裂纹,而且击穿点位于裂纹附近。从样品击穿烧毁的形貌来看,失效样品可能由于内部陶瓷

介质存在裂纹引起其耐压降低,导致样品发生击穿而短路失效。

综上分析,可以得出电容由于外部机械应力或热应力引起内部陶瓷介质产生裂纹,导致其耐压降低而击穿烧毁。

4.3 机械应力失效分析

对生产线所有生产过程进行排查,识别可能对陶瓷电容产生机械应力的生产作业主要包括 SMT 贴片作业、波峰焊生产作业。

4.3.1 SMT 贴片作业过程分析

贴片机生产作业时可能对陶瓷电容造成应力损伤的为贴装过程,贴装头吸嘴在吸取物料后贴装物料时会对元器件有一个向下的吹力。

(1)为了分析贴装头吸嘴对器件向下的机械应力,检查了实际贴装效果,如图 23、图 24 所示。



图 23 贴装电容效果图

Fig.23 Mounting capacitor effect diagram

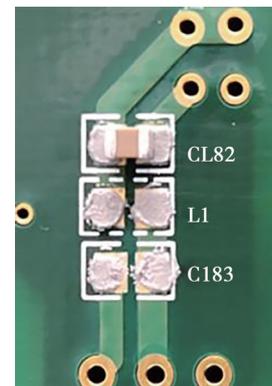


图 24 调整电容后的效果图

Fig.24 The effect diagram after adjusting the capacitor

从贴装效果看,锡膏没有受到挤压外溢,说明实际贴装过程中吸嘴没有对元器件形成较大

的下压力。

(2)吸嘴本身装有缓冲弹簧,Z轴设有超高保护,在拾取与贴装物料时不会对元器件产生较大冲击力;此种元器件在多种不同板卡中都有使用,应用较为广泛,未出现其他不良反馈。

(3)检查了故障板卡的条形码,分布没有规律,即这些板卡在SMT生产中不是连续生产出来的,可以排除吸嘴问题造成的应力损伤。

综上所述,贴片作业未发现造成陶瓷电容元器件机械应力损伤的环节。

4.3.2 波峰焊接作业过程分析

波峰焊可能对陶瓷电容产生机械应力影响,主要在板卡装入载具后压盖对PCB的下压力。生产此种模块主要使用五种载具。用游标卡尺量测了库存某型号板卡中陶瓷电容元器件的高度,PCB布局中元器件分布位置的长宽度和上述五种载具针对陶瓷电容开槽深度及长宽度。波峰焊载具对陶瓷电容焊接区域做了保护性开槽设计,从测量的试验数据可以看出开槽尺寸整体大于焊接区域尺寸,实际焊接过程中载具压盖对板卡的下压力不会作用到故障电容。针对载具开孔做了橡皮泥填充验证试验,用橡皮泥填充波峰焊载具故障电容位置的保护槽,把某型号板卡放入载具中固定,打开载具,取出卡件后观察保护槽内橡皮泥受挤压状态,橡皮泥均有较好的厚度。故,波峰焊接过程作业对故障电容产生机械应力的可能性较小。

4.4 热应力失效分析

检查PCB电路,发现故障板卡上存在16通道的发热电路,在工作时,会在PCB板产生局部高温,可能会诱发陶瓷电容产生热应力效应。

正常工作时,实际功耗是额定功耗(125 MW)的近2倍。根据国标GB/T 15969.2-2008的要求^[10],通过合理的电路设计,参数调整后的某型号板卡在保持原有PCB板电气连接和焊盘不变的情况下,满足GB/T 15969.2-2008^[10]对数字板卡阈值的要求。

4.5 电流过量诱发原材料失效分析

原材料失效诱发的内部缺陷会造成陶瓷电容电流过量,从而诱发原材料失效。

4.5.1 过压分析

为了验证机柜上电过程中是否存在过大的冲击电压而诱发的电流过量导致电容失效,进行了机柜上电模拟测试,用示波器监测DC/DC电源转换电路输入端及输出端的上电波形,如图25所示。黄线为输入上电波形,蓝线为输出上电波形,上电波形均正常,无过冲电压现象。对机柜输入电压进行升压测试,电源模块的热插拔电路在30V及以上电压时过压保护起作用,从而关断输入至某型号板卡的电源信号,即加载在某型号板卡电容两端的电压不会超过30V,板卡功能正常,无任何损伤。

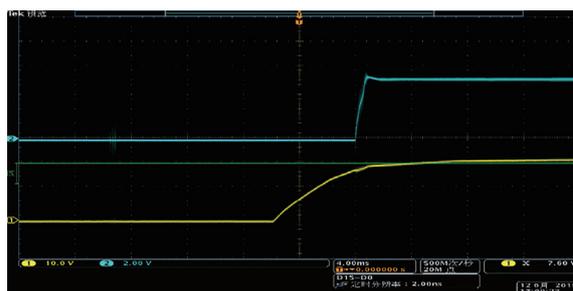


图 25 机柜上电输出端波形

Fig.25 The waveform diagram of the power-on output terminal of the cabinet

4.5.2 反压分析

模拟输入电源反接,DC/DC电源转换输入端的电压为0。电源反接保护正常,故现场反接电压的情况并不会对某型号板卡构成损坏。陶瓷电容为无极性,不分正负,即使反接亦不会造成电流过大击穿电容。

综上所述,原材料失效诱发的内部缺陷造成的过量电流诱发电容故障不成立。

5 可靠性评估

调整电路,依据某型号板卡产品BOM表和电路原理图,按照MIL-HDBK-217等标准^[11-13]对数字板卡进行可靠性分析,如公式(1)所示,通过查元器件的数据手册(Datasheet)获得其自身的固有失效率。

$$\lambda_{PS} = \sum_{i=1}^n N\lambda_{pi} \quad (1)$$

式中: λ_{pi} ——第*i*个元器件的工作失效率;

N ——同一种元器件的数量;

n ——元器件的种类数;

λ_{ps} ——数字板卡的工作失效率。

经过计算, $\lambda_{ps}=2155.6/\text{fit}$ 。

数字板卡的平均无故障工作时间(Mean Time Between Failure, MTBF) $\text{MTBF}=1/\lambda_{ps}=464280\text{ h}=53\text{ 年}$ 。

设计的可行性通过可靠性预计,满足要求。

电子产品的失效敏感退化速率与温度的关系通常用 Arrhenius 模型来模拟。根据 JESD85-2001^[14],阿伦纽斯(Arrhenius)模型计算如公式(2)所示。

$$A = e^{\frac{Ea}{k} \times \left(\frac{1}{T_{\text{field}}} - \frac{1}{T_{\text{test}}} \right)} \quad (2)$$

式中: A ——加速因子;

Ea ——激活能;

k ——玻尔兹曼常数,数值为 0.00008617 eV/K ;

T_{field} ——现场应用环境温度, K;

T_{test} ——试验温度, K。

在试验方案中, $T_{\text{field}}=25\text{ }^{\circ}\text{C}$,即 298 K ;
 $T_{\text{test}}=30\text{ }^{\circ}\text{C}$,即 303 K 。

根据公式(2),可得 $A=1.61925$ 。

则可得验证对象的温度寿命加速试验时间
 $\text{Time}_{\text{test}}=\text{T}_{\text{requirement}}/A=87600/1.61925=54099\text{ h}$ 。
投放试验样品,总小时数满足要求,0只失效,
 $\text{MTBF} \geq 10\text{ 年}$ 。

板卡的 MTBF 通过可靠性验证,证实其满足技术规格书的要求。

6 结论

(1)结合可靠性工程的应用,描述了失效分析方法,建立了失效分析流程,给出了失效分析在可靠性工程中的关键作用。以某核电系统^[15]现场调试期间出现的数字输入板卡故障为切入点,通过外观检查、电性能测试以及晶相切片分析等方法,进行了过程失效分析及故障定位,确定出了热应力失效为诱发某核电系统板卡失效的主要失效机理^[16-17]。

(2)从板卡热应力失效入手,进行了电路分析

和计算,找出了诱发板卡产生热应力的故障。通过调整电路设计,满足了 GB/T 15969.2-2008^[10]对数字板卡阈值的要求。按照 MIL-HAND-217F 等标准进行了板卡的可靠性预计,电路设计满足设计寿命要求。

参考文献

- [1] Office of Nuclear Regulatory Research. NUREG/CR-6992-2009 Instrumentation and Controls in Nuclear Power Plants: An Emerging Technologies Update [S]. Washington, DC: U.S.NRC, 2009.
- [2] Canada's Nuclear Regulator. RG/GD-98-2012 Reliability Programs for Nuclear Power Plants [S]. Canada: Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC), 2012.
- [3] 基于失效机理认知的电子可靠性工程. <http://www.anytesting.com/news/533382.html> [EB/OL], 2017.
- [4] 杜少丹. 电子元器件失效机理研究及失效分析信息管理系统实现 [D]. 广州: 华南理工大学, 2015.
- [5] Kum S, Sahin B. A root cause analysis for Arctic Marine accidents from 1993 to 2011 [J]. Safety science, 2015, 74: 206-220.
- [6] Latino R J, Latino K C, Latino M A. Root cause analysis: improving performance for bottom-line results [M]. CRC press, 2016.
- [7] Lam M G E H, Banerjee S, Louie J D, et al. Root cause analysis of gastroduodenal ulceration after yttrium-90 radioembolization [J]. Cardiovascular and interventional radiology, 2013, 36 (6): 1536-1547.
- [8] 刘燕芳, 赵兵, 李楠, 等. RCA 方法在某核电站设备故障分析中的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (66): 24-30.
- [9] GJB548B-2005, 微电子器件试验方法和程序 [S].
- [10] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准化管理委员会. GB/T 15969.2-2008, 可编程控制器第 2 部分: 设备要求和测试 [S]. 北京: 中国国家标准化管理委员会, 2008.
- [11] MIL-HDBK-217F-1991, Military handbook Reliability Prediction of Electronic Equipment [S].
- [12] MIL-HDBK-217F-Notice 1-1992, Military handbook Reliability Prediction of Electronic Equipment [S].
- [13] MIL-HDBK-217F-Notice 2-1995, Military handbook Reliability Prediction of Electronic Equipment [S].
- [14] JEDEC JESD85-2001, Methods for Calculating Failure Rates in Units of Fits [S].

- [15] NUREG/CR-6992-2009, Instrumentation and Controls in Nuclear Power Plants: An Emerging Technologies Update [S].
- [16] JEDEC JEP122H-2016, Failure Mechanisms and Models for

- Semiconductor Devices [S].
- [17] FIDES guide-2010, Reliability Methodology for Electronic Systems [S].

Application of Failure Analysis Method in Reliability Engineering of a Nuclear Power System

Liu Yanfang*, Li Nan, Wang Dong, Ye Baocun

(China Nuclear Control System Engineering Co., Ltd., Beijing 102401, China)

Abstract: The development history of reliability engineering is summarized, the failure analysis method is described, the failure analysis process is established, and the key role of failure analysis in reliability engineering is given. The mechanism of induced ceramic capacitor failure was studied, and the mechanisms of mechanical stress failure, thermal stress failure and raw material failure induced ceramic capacitor failure were defined. Taking the failure of the digital input board during the on-site debugging of a nuclear power system as the starting point, a detailed analysis is carried out through visual inspection, electrical performance test and crystal phase slice analysis. The results show that the thermal stress failure of the board is the failure of the board. main mechanism. Starting from the failure mechanism of the thermal stress of the board, the circuit analysis and calculation were carried out, and the fault factors that induced the thermal stress of the board were found out, the circuit design was adjusted, and the reliability of the board was predicted. The expected results meet the design life requirements. Failure analysis methods improve the design level of designers and increase system reliability.

Key words: reliability engineering; failure mechanism; failure mode; reliability prediction; failure analysis

(责任编辑:徐晓娟)

陈权,张鑫,高行,等. 风险管理在核岛主设备采购中的应用浅析[J]. 核安全,2023,22(1):99-104.

Chen Quan, Zhang Xin, Gao Hang, et al. Simple Exploration on Risk Management in Procurement of Nuclear Island Main Equipments [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(1):99-104.

风险管理在核岛主设备采购中的应用浅析

陈 权, 张 鑫, 高 行, 刘卫军

(华能海南昌江核电有限公司, 昌江 572732)

摘要: 核岛主设备是核电厂建造期间需要重点关注的采购物项, 其交付进度和质量保证对核电厂工程建设目标顺利达成至关重要。本文通过对核岛主设备采购中的范围管理、进度控制、质量控制、沟通协调等环节的风险进行识别评估, 有针对性地提出风险防范和应对措施, 探讨了风险管理在核岛主设备采购中的应用, 为提升设备采购水平提供参考。

关键词: 风险管理; 核岛主设备; 采购; 质量控制; 风险防控

中图分类号: TM623 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 01-0099-06

在核电工程的建设过程中, 设备能否按计划到达现场是项目成败的关键, 因此如何做好设备采购管理工作, 保证设备的交付进度和质量成为核电厂建设中至关重要的环节^[1]。反应堆压力容器、蒸汽发生器、稳压器等核岛主设备的质量要求高、工艺流程复杂、产品制造周期很长^[2], 是核电厂建造期间需要重点关注的采购物项。

风险管理的定义是针对项目可能遇到的各种风险, 进行风险识别和评估, 并综合运用多种方法、手段和措施, 采取主动行为, 以最小成本将各种不利后果减少到最低, 保证安全、可靠地实现项目目标^[3]。核岛主设备在采购供货阶段容错率低、质量风险高, 按期达成采购目标有着巨大压力。“一次把事情做好”是最有效的控制进度、质量和成本的方式。围绕这一目的, 我们有必要对采购实施中的各个环节开展较为系统的风险识别和分析, 确保进度、质量受控, 提升采购管理效率。

1 核岛主设备的采购特点

核岛主设备属于典型的需求导向型产品, 制造商通常采用“及时采购管理”理论组织生产, 其核心是在恰当的时间、地点, 以恰当的数量和质量提供恰当的物品, 消除一切无效劳动与浪费^[4]。这意味着核岛主设备在制造过程中, 其主要部件、关键外购件等基本没有备货, 叠加考虑其单价高、制造工艺复杂、生产供货周期长等特点, 由此给设备采购管理带来相当大的挑战, 任何一个超过预期的差错产生, 都可能导致设备交付延迟、整体项目进度拖期。

此外, 核岛主设备均为核电厂执行核安全功能的关键设备, 其安全等级高、质量管理要求严格、质量监控点多, 而且涉及的相关方众多, 给采购管理增加了复杂性和不确定性。

2 范围管理中的风险管理

范围管理主要是确定供货边界, 并在此基

收稿日期: 2022-08-16 修回日期: 2022-11-02

作者简介: 陈权 (1982—), 男, 高级工程师, 现从事核电厂主设备采购管理工作

础上全面地识别、界定供货和服务内容。开展核岛主设备风险管理,基本条件之一是确保规定的范围内容完整,在项目实施中没有缺漏项。

核岛主设备供货范围一般至少包括设备本体(含支撑等附件)、专用工具及装置、备品备件、见证件、在役检查试块等。服务范围包括文件提交、与设备工厂制造相关的必要服务(制造工艺设计、材料采购与检验、制造相关的资格认定与评定、制造检验、试验与验收、清洁涂装、包装等)、运输与贮存服务、安装调试技术支持、培训及执照申请相关服务等。本文分别从需交付的供货产品、非交付的硬件设施和软件服务三个方面对其范围管理进行风险识别(见表1)。

表1 供货和服务范围风险识别

Table 1 Risk identification in scope of supply and service

| 风险项 | 子项 | 发生概率 | 典型事件 |
|-------------|----------------------|------|------------------------------------|
| 需交付的供货产品缺漏项 | 设备本体 | 一般 | / |
| | 专用工具及装置、备品备件 | 一般 | / |
| | 见证件、在役检查试块等 | 可能 | 见证件或试块数量不满足要求 |
| 非交付的硬件设施缺漏项 | 制造加工及检验试验所需耗材、工装、台架等 | 一般 | / |
| | 破坏性试验所需产品试板或零部件 | 非常可能 | 试板取样位置或方向有误;抽样检测数量预估不足,导致交货数量不满足要求 |
| 软件服务范围缺项 | 文件提交 | 可能 | 焊缝返修 NCR 处理增加消氢,无质量记录 |
| | 其他技术服务 | 一般 | / |

针对上述潜在风险项,管理者采取以下措施进行范围管理的风险预防和规避:

(1)对合同和技术规格书进行审查,核查范围要求的完整性、梳理设备清单数量是否准确,对未明确列出,但确属供货范围中应有的内容做出相应规定;

(2)组织制造前的技术交底,深度消化设计文件要求,消除理解上的偏差和歧义;

(3)按照合同范围要求开展物项核查;

(4)对发生概率较高的风险项,召开经验反馈交流会,并在监控中予以额外关注。

3 进度控制中的风险管理

核岛主设备采购的进度风险控制主要涉及采购策划与合同签订、设备制造供货两个阶段。

采购策划与合同签订阶段开展风险管理的目的—方面是及时启动采购策划工作,确保为项目采购实施留有充足合理的时间;另一方面是筛选最优供应商、设置合法合理有利的合同条款,为制造供货阶段的进度控制提供有力保障。采购方案策划阶段,我们首先应进行充分的技术分析^[5]和历史供货情况调研,对设备采购包的要求、金额和进度等情况有个概貌了解,明确采购启动和合同签订的节点完成时间;其次是完成潜在供方分析,除了对企业规模信誉、资质与装备能力、供货业绩等基本条件进行比较外,我们还应关注其历史供货项目的质量反馈、工厂产能及负荷情况分析等内容,并将相关因素引入评分标准。在合同签订环节,针对主设备制造供货周期长的特点,为便于实施有效的过程进度管控,我们可依据多个关注的可验收进度节点,采用进度款多节点支付模式;对个别现场急需设备,我们可在与供方协商的预计工期基础上,设置提前完工激励条款。

设备制造供货阶段,以项目设备准时完成交付验收为预期目标,结合生产管理的外部环境和内部组织因素,本文列出了核岛主设备采购进度控制的风险识别和应对措施(见表2)。

表2 进度控制中的风险识别和应对

Table 2 Risk identification and countermeasure in schedule control

| 风险因素 | 子项 | 典型事件 | 应对措施 |
|------|------|------------|----------------|
| 外部环境 | 疫情风险 | 疫情管控导致生产受阻 | 风险降低:合理组织、紧前赶工 |

续表

| 风险因素 | 子项 | 典型事件 | 应对措施 |
|------|--------|--------------------|---|
| 外部环境 | 监管风险 | 某生产环节被监管单位叫停 | 风险规避:合规操作,提前报备、申请、报告和见证通知 |
| 内部组织 | 生产组织风险 | 计划排产不合理,关键路径上的工序延误 | 风险规避:科学排产,过程检查,动态更新 |
| | 供应链风险 | 材料或部件采购环节交付延期 | 风险降低或风险自留:分类管控,定期督查;对不可替代的进口部件及时采购,留有裕度 |
| | 产能风险 | 生产能力不足,资源冲突、无法按期推进 | 风险降低:驻厂监督,争取资源,必要时合同变更转移 |

以按期完成某稳压器上封头组件装配进度节点为例,本文采用层次分析法进行风险识别,见表3。

表3 进度风险因素层次分析表

Table 3 Analytic hierarchy process for schedule risk factors

| 进度目标 | 一级因素 | 二级因素 |
|------------------------|---------|-----------------------------------|
| 稳压器上封头组件装配进度节点按期完成风险因素 | A1:内部因素 | B1:生产工人、工艺人员等人力资源投入不足 |
| | | B2:加工、检测用设备及仪器处于不可用状态 |
| | | B3:工序安排和车间调度不合理,生产环节不能连续,排工等待时间过长 |
| | A2:外部因素 | B4:外购原材料回厂不及时,焊材、渗透剂等辅材、耗材未按期到货 |
| | | B5:技术联系文函(CR/TA/DEN/NCR等)回复周期过长 |
| | | B6:质量控制点外部见证环节沟通不畅、停工待检 |

设备制造过程中的进度管理,一方面在于

保障需要的资源投入、有效推进设备实体形象进度,另一方面在于内外部高效沟通管理、缩短工序衔接及无效停工时间。本文通过对上述各因素对进度影响的程度和发生概率进行综合排序,识别出当前阶段的高等风险因素B1、B5,采取以下针对性风险应对措施:(1)抽调资质技能符合要求的生产人员,采用两班倒的方式进行赶工;(2)定期召开项目协调会,对处理周期长的NCR流程,协调制造厂、总包、设计院、业主各方按照“2422”(回函时限天数)机制积极配合推进。对中、低等风险因素进行正常管控,如重要设备关键阶段驻厂监造、及时面对面沟通,以应对风险因素B6,防止其风险等级上升。

4 质量控制中的风险管理

核岛主设备采购质量控制中的风险管理,重点是严格按照规程作业、保证每道工序的质量水平,尽量控制、减少和避免不符合项(NCR)的产生,通过风险识别,采取积极应对措,努力达到风险规避和风险降低的目的。

某SG设备在管板大平面自动堆焊过程中产生密集气孔,为分析缺陷产生原因,采取有效整改措施,我们以图1因果图(也称鱼骨图)的方式进行了风险识别。

结合缺陷特征分析,可能的原因包括:(1)焊道和层间清理不彻底,存在粉尘、油污等污染;(2)现场降温风扇造成焊接环境风速过大,导致焊接时气体保护不良。为进行风险规避,我们要求焊工人员严格执行焊道和层间清理工作,保证焊接区域清洁度;现场焊接工作区加高挡风围挡,保持适宜的焊接环境条件。经整改后,后续未再出现此类焊接缺陷。

客观来看,随着我国核电事业多年持续发展,国内核岛主设备制造商的质量管理能力和水平普遍得到显著提高,作为采购管理人员,需要做好质量监控补位,识别管理中的薄弱环节。表4主要以经验反馈的典型事件为例,进行质量风险识别和分析。

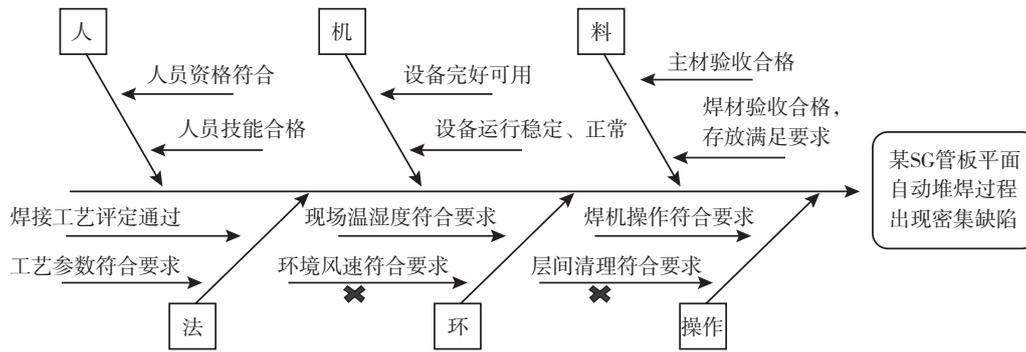


图1 焊接缺陷分析的因果图

Fig.1 Cause-and-effect diagrams of analysis for welding defects

表4 质量控制中的风险识别和原因分析

Table 4 Risk identification and analysis in quality control

| 典型事件 | 原因分析 | 风险因素 | 所处环节 |
|-------------------------------|--|------|--------|
| 某 RPV 役前检查发现接管与筒体连接焊缝存在超标体积缺陷 | 该类型焊缝手工焊接及打磨操作困难,无损检测存在难度,操作及检查不到位 | 人 | 重难点工序 |
| 某 SG 管板堆焊时出现密集气孔 | 焊道间清理不彻底;现场降温风扇导致气体保护效果不良 | 人/环 | 重难点工序 |
| 某 PZR 下封头堆焊层 UT 检测发现多处缺陷 | 带极堆焊机头老化,运行稳定性欠佳;焊道间焊渣清理不彻底 | 机/人 | 重难点工序 |
| 某 SG 焊接见证件母材(锻件)探伤不合格 | 该锻件取材未按规定保证足够的头尾切除量,存在二次缩孔、偏析及疏松等缺陷 | 料/法 | 见证件制备 |
| 某压力容器现场检查发现封头表面多处裂纹 | 封头制造加工时某定位块的焊接与拆除未纳入临时性附件管理,不规范操作导致裂纹产生、扩展 | 法/人 | 临时附件管理 |

通过典型事件分析发现,在核岛主设备的质量控制环节中,以下几方面尚需进一步改进和提升。

(1)持续突出和强化“人”的作用。质量控制五要素中,人是处于核心支配位置的,企业应注重通过技术交底、问题澄清、工前会、经验反馈、培训等方式提升员工技能,并深化认知,通过提示、强调、警告、监督、奖惩等措施提高质量意识。

(2)企业应关注质量风险突出的重难点工序,采用检查表法、故障树模型、头脑风暴等方法进行全面的风险识别^[6],严格执行每道工序的操作、自检和检查。

(3)企业应注重设备管理和日常维护。值得推荐的一种做法是,在正常开展维护保养的同时,企业统计分析容易导致质量缺陷的易损部件(如管板钻孔用的钻头)的可靠工作寿命,应定期进行更换。

(4)企业应注意加强见证件、试块等随机附件和制造过程中临时性附件的质量管理。

5 沟通协调中的风险管理

核岛主设备采购管理中涉及大量的沟通协调工作,常见的潜在风险主要有:制造工艺与设计要求存在差异(如无损检测与热处理的时机与设计要求不符)、现场需求与排产计划不匹配(临时变更的设备交付需求)、信息传达不到位(见证点未及时通知相关方)等。

ISO 10006 中与沟通有关的过程包括沟通策划、信息管理和沟通控制^[7],我们可通过相关方识别、建立有效沟通机制、监控和确认沟通有效性,保证沟通信息的准确一致性和信息接受反馈的及时有效性。

(1) 充分识别需要沟通的相关方。核岛主设备的采购模式通常为业主委托工程公司采购,并在设计制造等环节接受国家相关机构的监管。从业务线来说,有业主/业主代表、工程公司、设计院、制造商及其分供方、监理单位、安装单位等;从监管线来说,包括国家监管机构、海关(进口部件)等。

(2) 明确接口,构建高效沟通机制。我们应建立接口管理和联络程序,确保联系渠道通畅、信息传递顺利;规范信息管理,明确文件、记录等的管理规定,确保信息的准确性和有效性;建立灵活的沟通机制,除了项目约定的进展汇报、定期会议、专项协调外,对函告要求等正式沟通,尽量采取单线联系,避免多头指挥的乱象;对信息共享型非正式沟通,我们适宜用邮件抄送、会议、群聊等扁平化方式联系,缩短信息流通环节。

(3) 进行沟通反馈,确认沟通有效性。沟通是双向的,对于重要事项的沟通协调,我们必须跟踪沟通反馈情况,确保信息传达准确无误;对于约定的后续行动项,我们需要及时检查完成情况。

6 结论

本文通过对核岛主设备采购中范围管理、进度控制、质量控制、沟通协调等环节的风险进行识别评估,有针对性地提出风险防范和应对

措施,以便于实施过程中进行监控和及时干预,保证采购目标的顺利实现。

本文主要结合核岛主设备采购管理中的典型事件,以定性方式对风险管理应用进行了粗浅地探讨分析,希望按照帕累托“二八原则”,将有限精力更多地用来关注影响较大的主要风险点^[8],为采购目标的顺利达成、核电工程建设按期推进提供保障。有关风险管理理论在核岛主设备采购管理中更为系统、深入地应用还有待进一步研究。

参考文献

- [1] 董文中, 陈忠义, 明向军. 岭澳二期一回路主设备包采购管理 [J]. 东方电气评论, 2012, 26 (1): 38-42.
- [2] 赵小宁, 蒲红斌. 核岛主设备长周期工序生产组织管理 [J]. 现代制造技术与装备, 2018, 257 (4): 191-192.
- [3] 梁琛. 大型电站主设备制造项目可靠性风险识别和评价 [J]. 煤炭技术, 2013, 32 (7): 152-154.
- [4] 敬辉蓉, 李传昭. 采购管理理论综述 [J]. 工业工程, 2008, 11 (2): 1-5+16.
- [5] 张思明. 采购方案策划在核电工程设备采购中的应用浅析 [J]. 中国政府采购, 2020 (7): 63-65.
- [6] 韩传峰, 何臻, 马良河. 基于故障树分析的建设工程风险识别系统 [J]. 自然灾害学报, 2006 (5): 183-187.
- [7] International Organization for Standardization. ISO 10006: 2017 (E) Quality Management – Guidelines for Quality Management in Projects [S]. Geneva: ISO, 2017.
- [8] 郭迎春. 基于系统分析的实用型供应链风险管理框架 [J]. 科技管理研究, 2011, 31 (13): 183-186.

Simple Exploration on Risk Management in Procurement of Nuclear Island Main Equipments

Chen Quan, Zhang Xin, Gao Hang, Liu Weijun

(Huaneng Hainan Changjiang Nuclear Power Co., Ltd., Changjiang 572732, China)

Abstract: Items procurement shall be focused on nuclear island main equipments, which delivery schedule and quality assurance were crucial during the nuclear power station construction. This paper introduced the risk identification and assessment about procurement scope, schedule control, quality control and communication process, and the countermeasures of risk prevention and control were provided. It explored the application of risk management for nuclear island main equipments, in order to provide reference for enhancing the level of the procurement management.

Key words: risk management; nuclear island main equipments; procurement; quality control; risk prevention and control

(责任编辑: 许龙飞)

倾力打造涉核环保先锋品牌

——辽宁省环保集团辐洁生态环境有限公司

辽宁省环保集团辐洁生态环境有限公司(简称辐洁公司)成立于2001年7月,为辽宁省省属国有企业——辽宁省环保集团全资子公司,是辽宁省内起步最早、规模最大的辐射环保技术咨询公司,现为辽宁省环境科学学会常务理事单位、广东省辐射防护协会常务理事单位。下属子公司辽宁省环保集团碧海环境保护有限公司成立于2004年,是全国组建最早、规模最大、业绩最突出的建设项目环境监理公司之一。

辐洁公司成立二十多年来,在稳固省内业务市场占有率基础上,逐步拓展外埠市场渠道,业绩已覆盖国内二十余个省(区、市),在江苏、福建、广东、山东、山西、四川、内蒙古、黑龙江、宁夏9个省(自治区)设有常驻机构。公司现有环评工程师6名、核安全工程师3名、注册监理工程师6名、专业技术人员近百人。公司以涉核环保咨询业务为龙头,逐步将产业链向辐射防护工程、辐射监测设备销售、放射性药品(源)运输、辐射监测设施运行维护等方向延伸,专注于为客户提供涉核环保全产业链服务。

一、从全民所有制企业发展成为科技创新型国有企业

2001年7月,辐洁公司的前身——辐洁中心由辽宁省放射环境监理站在鞍山成立。从最初的全民所有制企业开始,公司历经数次改制,先后隶属于辽宁省核安全局、辽宁省环科院、辽宁北方环保集团,现今成为辽宁省环保集团所属一级子公司。二十年来,一批批专业管理和技术人员以努力成为省内核与辐射环保行业领

先者为目标,秉持初心笃行不怠,以“功成不必在我”的胸怀和“功成必定有我”的担当为公司高质量发展接续奋斗。滴水能把石穿透,万事功到自然成,2020年12月,辐洁公司成功获批国家高新技术企业,现代化新型国有企业建设初见成效,以此为新起点,公司科技创新工作迈上新台阶。2020年底,公司以业务骨干和质量控制人员为班底,组建以科研创效为目标的“创新工作室”,在不断提升项目运行效率、培育新的经营主体、搭建“管家式”服务平台等方面持续发力,至今完成课题立项及开题13项,涉及“新型防辐射混凝土研制”“放射源道路运输安全防护体系建设”“核医学放射性废液处理系统建设”“核电余热供暖可行性及推广前景”等多个涉核环保领域,累计投入资金348.4万元,实现创收5099.3万元。2002年3月,公司与浙江大学、浙江省辐射环境监测站共同申报了辐射检测相关发明专利1项;2002年11月,公司与浙江省辐射环境监测站共同起草了中国辐射防护学会辐射采样相关团体标准《超大流量气溶胶采样器流量量值传递技术规范》;2022年5月,公司所属企业碧海公司组织科研人员集中力量攻关,积极申报并成功入选辽宁省工信厅发布的《2022年度辽宁省“专精特新”中小企业名单》,旗下产品“放射性废液处理设备”获得“专精特新”产品(技术)称号。这标志着公司科研攻关促进智能化改造和数字化转型工作取得了阶段性成效。未来,公司将继续加大科研投入,以申报省市各级科技项目为发力点,努力提升科技成果转化效率,以科技创新继续引领企业向前奋进。

二、从辐射环境技术咨询服务走向多元化经营

辐洁公司成立之初,以核与辐射建设项目环境影响评价为基础业务,为企业提供环保咨询服务,过硬的技术水平与专业的技术力量赢得省内外客户的一致认可。作为辽宁省涉核环保领域的知名企业,辐洁公司以咨询服务市场资源为基础,深耕涉核产业技

术,已形成了涵盖核与辐射项目环境影响评价、辐射环境监测、辐射安全年度评估、辐射防护与监测设备设施销售、辐射安全与防护培训、放射性物品道路运输、辐射防护工程施工等涉核环保领域在内的较为完整的服务链条,公司核与辐射领域核心竞争力得到加强与提升,有能力为客户提供从项目前期到项目退役的核与辐射项目全生命周期环保管家服务。



典型案例一：

核电厂施工项目环境监理项目。2008年,辐洁公司所属子公司碧海公司与辽宁红沿河核电有限公司签订了核电厂施工环境监理项目合同——红沿河核电厂一期工程建设期环境监理合同。碧海公司组建技术力量承接该项目施工期的环境监理工作,连续八年奋战在施工现场,严格落实施工期环境监理的各项管理要求,最大程度降低了项目环保施工风险,有力支持了红沿河核电厂工程建成与投产运行。期间,辐洁公司充分发挥专业优势,为业主单位提供环境本底调查、非放射性环境影响评价、环境监测、核技术应用项目环境影响评价、年度评估以及环保设施运维等多项服务,积累了丰富的核

设施项目施工与运维管理经验,公司技术能力与管理水平均得到业内认可,这也成为辐洁公司及碧海公司拓展省内核电站施工环保监理及后续涉核业务的坚实基础。

典型案例二：

核电厂运行期监督性检测系统运维管理项目。2014年,辐洁公司首次承接辽宁红沿河核电厂监督性监测系统委托运行维护工作,为红沿河核电站监督性监测系统涵盖的前沿站、流出物实验室及各监督性子站的所有厂房、设备、基础设施提供全面运行维护管理服务,确保核电厂监督性监测系统正常运转,数据传输稳定可靠。2018年,辐洁公司先后中标《辽宁红沿河核电厂1#、2#、3#、4#机组环保竣工验收项目》

《辽宁省核与辐射中心红沿河核电厂辐射环境现场监督性监测系统委托运行维护合同》及《监督性监测系统厂房附属设备维修维护服务合同》等项目,负责 1#、2#、3#、4# 机组环保竣工验收监测报告编制,监督性监测系统各子站、前沿站和流出物实验室及附属设备的运行管理和日常维护等工作。辐洁公司严格履行合同相关条款,及时完成了环保竣工验收报告编制并通过了专家验收。有效地落实包括基础设施维护、监测系统附属设备的维护保养等日常工作,得到业主单位的充分认可,负责该项目运维管理至今,并承揽红沿河核电站日常环境监测工作,配合企业开展自行检查,提供相关采样服务。2022 年,辐洁公司中标《辽宁红沿河核电厂 BS1 子站搬迁项目施工项目》《辽宁红沿河核电厂 5#、6# 机组环保竣工验收项目》,标志着辐洁公司进一步扩大了环保管家的服务范围,为红沿河核电提供更加全面的环保管家一站式服务。

典型案例三:

辽宁省国控辐射环境空气自动监测站运维项目。受辽宁省生态环境监测中心委托,辐洁公司自 2020 年起,承担辽宁省辐射环境自动监测站委托运行项目以及同期辽宁省辐射自动监测站仪器设备维修维护项目。该项目是辽宁省内首次采用第三方模式开展的项目,其主要工作内容为全省 14 个地级市 22 座空气自动监测站的委托运行和维护维修。为保证项目顺利推

进,辐洁公司组建了自动站运维专业团队,负责项目合同执行、设备采购、设施安全、质量保证等工作,严格执行国家相关技术规范,有力保障了国控点位数据的准确性和稳定性。

典型案例四:

辽宁省城市放射性废物库废源运输业务。辐洁公司作为省内唯一一家具备放射性物品运输资质的国有企业,多年以来一直为辽宁省城市放射性废物库提供废源收贮运输服务。与此同时,辐洁公司还为省内工业企业提供放射源及放射性物品运输服务,为省内医疗机构提供放射性药品运输服务,是省内放射性物品运输行业的龙头企业。

三、发展愿景

未来,辐洁公司将充分发挥技术密集和涉核业务领域产业链齐全的优势,为业主单位提供集环评、监测、运输、验收、委托运维等一体化环保服务,打造“贴心环保管家”特色服务品牌。辐洁公司将继续贯彻落实二十大报告中提出的“积极稳妥推进碳达峰、碳中和”工作任务及《“十四五”生态环境保护规划》中对加快绿色低碳转型升级的要求,积极探索环保新能源业务,在核电厂温排水循环利用、核电厂余热供暖等新能源利用工程方面寻求新突破,为持续巩固提升辽宁地区生态环境治理成果贡献“辐洁”力量,在履行社会责任中彰显国企担当。

以扎实作风和系统思维做好企业安全环保管理

(中核四〇四有限公司 田红安)

习近平总书记多次指出：“人命关天，发展绝不能以牺牲人的生命为代价，这必须作为一条不可逾越的红线。”同时，他反复强调：“要像保护眼睛一样保护生态环境，像对待生命一样对待生态环境。”2022年，中核四〇四有限公司始终坚持“安全第一，预防为主，综合治理”的安全生产方针，始终践行中核集团“安全是核工业的生命线”的安全理念和“尊重自然，绿色发展”的环保理念，不断强化安全发展和绿色发展理念，持续加大对习近平总书记关于安全生产的重要论述和指示批示精神、习近平生态文明思想、新《安全生产法》以及党的二十大精神的学习和宣贯力度，牢记初心使命和法规要求，不断推进安全生产依法治理，持续深化“党建+安全环保”工作成效，努力提升核安全文化氛围，全面落实安全生产责任制，夯实安全生产基础管理，确保企业科研生产、项目建设等各项活动安全受控。

一、提高政治站位，践行初心使命

一是各级领导干部通过党委会会议、党委理论学习中心组会议、安委会会议、安全环保专题会议等持续深入学习习近平总书记关于安全生产的重要论述和指示批示精神、习近平生态文明思想以及党的二十大精神，坚决落实“安全环保工作是国之大事”的要求，将抓好安全环保工作上升到践行初心使命的政治高度，并作为第一要务和第一需求来抓。

二是通过安全生产第一责任人进行安全环保专题授课等形式，带领全体干部职工坚持开展新《安全生产法》学习宣贯活动，强化“安全生产工作坚持中国共产党领导”和“党政同责、

一岗双责”的认识，同时加大以案说法、以案普法的力度，通过事故案例引导广大干部职工知法、懂法、守法。

二、深化“党建+安全环保”成效，推进核安全文化提升

一是始终坚持党建引领不动摇，持续深入推进“党建+安全环保”工作的开展，不断强化党对安全环保工作的方向引领和保驾护航作用。首先是把企业安全环保制度建设、重点任务、专项工作等纳入党委会进行研究与决策部署，例如：2022年党委会审议通过了多项安全环保管理规章制度，研究部署了项目许可等重点任务和污染防治攻坚战、核安全文化提升三年行动、生态环境保护专项巡察、防灾减灾救灾等专项工作；其次是党委会定期分析安全生产形势，研究制定工作计划、目标任务和考核指标，协同解决安全环保工作中存在的重点、难点问题，例如：党委会每半年听取一次关于安全环保形势分析及工作总结的汇报，研究安全环保领域存在的问题及改进措施，审议下一阶段的工作要点及计划节点等。



“党建+安全环保”工作模式的实施,充分发挥了公司党委对安全环保工作“把方向、管大局、促落实”的政治领导作用,切实发挥了党的政治优势、组织优势和群众优势,有效统筹了各方资源并协调了各方力量,有力推动了党建工作与安全环保工作的深度融合,切实提升了企业安全环保管理水平,使得各级领导干部进一步凝聚了履职尽责的共识,并以如履薄冰、如临深渊的心态,去抓实抓细、落实落地安全环保各项工作。

二是以各类核安全文化提升活动为载体,赋能安全环保工作。2022年,公司制定并发布了核安全文化提升三年行动方案,成立了以经理、党委书记为组长的核安全文化推进领导小组,策划了50余项核安全文化提升行动。按照方案,公司于今年开展了党委成员安全环保主题授课和为党支部“讲安全环保主题党课”、安全环保主题党日、全员观看“4·6”安全生产事故警示教育片、“我要安全”线下承诺、“863基本动作要领”实践、领导与基层班组“结对子”等一系列特色的核安全文化提升活动。



这些活动的开展,将习近平总书记关于安全生产的重要论述和指示批示精神、习近平生态文明思想、习近平总书记对核工业、核安全的重要指示批示精神以及“理性、协调、并进”的中国核安全观、“安全是中核集团的企业核心价值观”等深植于广大干部职工的思想中,进而落实到广大干部职工的行动中。同时,公司坚持核安全文化推进与安全生产同步协调发展,

坚持核安全文化共建共享,坚持“大力协同、精益求精,穿透全员、砥砺前行,持续改进、锐意创新”的原则,充分发挥文化引领作用,努力营造自觉、规范、有序、自律的核安全文化氛围,将良好核安全文化素养,如:“领导的八个坚持”“员工的六个做到”“组织的三大法宝”等,融入科研生产、项目建设等各个管理领域,有效促进了全体员工从“要我安全”向“我要安全”“我会安全”的转变,对于企业高质量安全绿色发展起到了良好的推动作用。

三、优化基础管理模式,健全安全责任体系

一是大力推行安全生产“网格化”管理模式。公司将生产经营、服务单位划分成若干网格,按照“定区域、定人员、定责任”的原则,实现所有安全生产、服务活动全覆盖、全过程管理,建立了“横向到边、纵向到底、条块结合”的网格化安全生产管理责任体系。

按照“网格化”管理要求,公司以部门和车间为单位划分网格,车间以班组为单位划分网格,按照“属地管理”的原则进行网格划分,明确网格监管责任和工作内容,构建起“全面覆盖、网格到底、责任到人”的监管网络,形成了管理要求明确、管理重心下沉、区域协同负责的管理格局,确保现场安全、质量、进度等的整体可控。

二是压实责任,全面覆盖。安全生产工作在公司党委的统一领导下,坚持以人为本,坚持人民至上、生命至上,把保护员工生命安全摆在首位,秉持安全发展理念,实行“党政同责、一岗双责、齐抓共管、失职追责”的原则,践行“管业务必须管安全、管生产经营必须管安全”和“业务谁主管、安全谁负责”的原则,强化生产经营单位主体责任,落实全员签订安全环保责任书,把安全环保职责逐级分解、延伸落实到每个岗位、每个人,实现企业安全环保责任“横向到边、纵向到底”,全员覆盖。整体上形成了以“网格化”管理要求为核心,以安全环保目标安全责任书为载体,以过程监督和定期考核为约束,持续推进落实全员安全环保责任制的良好局面。

四、强化双重预防机制,织牢“安全环保之网”

一是加强风险辨识与防控措施落实。公司将安全风险分级管控和隐患排查治理作为生产、科研、施工现场防范化解重大安全风险、遏制生产安全事故的重要措施,及时对生产工艺、设备设施、人员行为等进行风险评估,注重风险管控与隐患治理有机融合,真正做到事前控风险、事中查隐患、事后抓应急。

针对比较突出的危险化学品贮存风险,公司严格实行分级管控和领导挂牌监管机制。首先是制定并发布了多项危险化学品重大危险源管理相关制度,进一步完善了危险化学品重大危险源管理制度体系;其次是危险化学品重大危险源所在车间作为安全管理、风险管控和隐患排查治理的责任主体,执行安全巡回检查及岗位节假日值班制度,同时按要求开展安全教育培训、设备设施定期检测检验及维护保养、应急准备与应急演练、隐患排查治理等工作,以确保危险化学品重大危险源安全、稳定运行;最后是开展危险化学品重大危险源 SIL 评估及升级改造工作,进一步提升了危险化学品重大危险源的本质安全度,极大程度地降低了人员误操

作风险,有效提升了危险化学品安全管理实体屏障。

二是严格隐患排查治理。2022年,公司结合污染防治攻坚战、国务院安委会安全生产“十五条措施”和“六个必须”行动、“燃气、危险化学品、危险废物”安全集中治理百日行动、生态环境保护专项巡察等专项工作,把日常隐患排查和专项安全检查有机结合起来,全面开展了隐患排查治理工作,同时将专项工作进展与隐患排查治理情况纳入公司安全环保例会进行督办与通报,做到举一反三、压实责任、限期整改。

道阻且长,行则将至;行而不辍,未来可期。安全环保工作只有起点,没有终点,在疫情防控常态化背景下,企业更要充分认识到安全环保工作的特殊性、艰巨性、严峻性和复杂性,从而以最高标准、最严措施、最实作风及系统性、全局性思维统筹做好安全环保各项工作。同时,作为安全生产“第一责任人”,更要带领全体员工切实担起使命、扛起责任,将安全环保的各项要求牢记心间,以更坚决的态度、更饱满的热情、更昂扬的斗志、更务实的作风筑牢企业高质量安全绿色发展底线,以实际行动践行中国式现代化发展要求。

《核安全》近年可被引文献目录

为更好地服务作者与读者,便于广大科研工作者查阅、引用《核安全》近年文章,减少作者在编写参考文献时的工作量,本刊编辑部对近年发表在《核安全》的论文进行了整理,参考国标 GB/T7714-2015,给出了各篇文章的参考文献标准格式。各位作者在撰写论文、引用文献时,可直接参考此目录。

2017 年第一期

- [1] 江光, 崔毅, 徐俊龙. 理性竞争, 坚守核安全设备价格底线 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 1-4.
- [2] 李国光, 李明龙, 韩丽英. 浅谈如何加强核安全监督员发现问题能力 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 5-7+14.
- [3] 刘芳茗. 安全壳及其内部结构安全的可靠性分析方法研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 8-14.
- [4] 凌礼恭, 路燕, 房永刚, 等. 加强紧固件质量管理的要素分析与建议 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 15-20.
- [5] 张芳娣, 顾杰兵. 铀浓缩厂物料容器辐射水平调查研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 21-25.
- [6] 吴彦农, 王娅琦, 候秦脉, 等. 海洋异物堵塞核电厂取水系统事件的经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 26-32.
- [7] 李小花, 杨钧翔, 陈远登, 等. 2004—2009 年俄罗斯西北部放射性同位素热电发生器退役的风险和环境影响评价 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 33-47.
- [8] 董晓璐, 丁超, 刘鹏, 等. 核电人员可靠性分析方法综述和发展趋势 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 48-55.
- [9] 孙树海, 赵力, 郑丽馨, 等. 核电厂异常重要性判定 (SDP) 方法及其应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 56-62+69.
- [10] 李海龙, 徐宇, 董晓璐, 等. 基于抗震鉴定试验的开关柜的抗震裕度分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 63-69.
- [11] 李勇, 吕科锋, 陈刘利, 等. 铅基研究堆燃料组件阻力特性模拟实验与分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 70-74+81.
- [12] 孔静, 张奇, 应亮, 等. 压水堆核电厂应对全厂断电的电源设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 75-81.
- [13] 肖增光, 孙雪霆, 陈林林, 等. 安全壳内气溶胶沉积试验的浓度测点设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 82-85+94.
- [14] 尹训强, 袁文志, 王桂莹. 基于 DSEM 的核电厂结构-土-结构相互作用模型 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 86-94.

2017 年第二期

- [1] 沈钢, 孟岳, 温玉姣, 等. 国际合作为核安全“十三五”规划实施做好支撑和服务 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 1-4.
- [2] 田欣鹭, 温爽, 郭超, 等. IVR 条件下外部冷却流道变形的影响因素研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 5-10.
- [3] 张盼, 李聪新, 温丽晶, 等. 压力容器外部冷却系统流道结构和流动参数对流场的影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 11-16.
- [4] 江斌, 甄洪栋, 孟阿军, 等. 一种基于概率论的破前漏分析方法介绍 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 17-23+49.
- [5] 石兴伟, 兰兵, 胡健, 等. 事故工况下壁面油污和锈斑对钢制安全壳潜在失效影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 24-28.
- [6] 杨英豪, 肖军, 朱桂学, 等. 田湾核电厂 3、4 号机组风险指引型防水淹设计改进措施研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 29-34.
- [7] 焦峰, 赵丹妮, 褚倩倩, 等. 核电厂薄壁大直径贮水容器承压变形事件经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 35-41.
- [8] 谌登华, 姜宏, 张翔宇, 等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 42-49.
- [9] 杨丽丽, 宋大虎, 张巧娥, 等. 核电厂数字化仪控系统信息安全监管要求探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 50-55.
- [10] 刘宇生, 许超, 谭思超, 等. 矩形通道内脉动湍流流动特性实验研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 56-62.
- [11] 魏超, 李铁萍, 温爽, 等. 堆芯下支承板应力评定等效模型的适用性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 63-68.
- [12] 赵传奇, 胡文超, 刘健, 等. 基于三维运输方法的压水堆主冷却剂~(16)N 源项计算分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 69-73+79.
- [13] 徐小照, 潘保林. 基于 BP 神经网络的核电厂核安全文化评级模型研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 74-79.

- [14] 何孝园, 朱鹏树, 李大伟, 等. 核电厂应急柴油发电机组修改试验启动方式的分析和讨论 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 80-84.
- [15] 刘卓, 金卉馨, 李晓洋, 等. 基于菲克定律和传热传质相似原理的含不凝气体冷凝换热研究 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 85-90.
- [16] 于明锐, 常猛, 逯馨华, 等. 基于表面改性技术的 PCS 强化换热效果分析 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 91-94.

2017 年第三期

- [1] 孙冶, 王鑫, 何荣天, 等. 一起口岸放射性物品非法入境处置案例简析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 1-5.
- [2] 张弛, 刘泽军. 瑞典核能立法与监管体制 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 6-11.
- [3] 李世欣, 郑睿鹏, 郎爱国, 等. 核电厂 1E 级电缆一致性判别方法的研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 12-17.
- [4] 张亚平, 施国龙, 钟志民, 等. 堆外中子剂量计在 RPV 辐照监督中的应用 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 18-23.
- [5] 王冠, 蒋忠湧, 翟国庆. 输变电设施电磁环境工频电场强度控制限值安全性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 24-29.
- [6] 彭慧, 李雪琴, 王晓涛, 等. DSA 介入医师受照剂量评价及管理探讨 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 30-34.
- [7] 周萱. 秦山核电自然灾害的预防 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 35-41.
- [8] 兰瑞果, 杨新利. 核安全设备供应商实践核安全文化的途径和方法探索 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 42-47.
- [9] 韩治, 唐晖, 张春明, 等. 核电厂应急补水箱 (ASG) 地震响应对比分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 48-54.
- [10] 逯馨华, 张红见, 魏方欣, 等. 核电厂放射性废树脂处理技术对比研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 55-61.
- [11] 杨德锋, 肖小祥, 张晔, 等. 基于 RELWVER 程序的 WWER 型核电厂燃料棒破损分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 62-67.
- [12] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 考虑结构-地基-结构相互作用作用的核电厂结构地震响应分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 68-74.
- [13] 张舒, 吴鹏, 张丹, 等. 先进三代核电 AP1000 丧失正常给水事故研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 75-84.
- [14] 奚坤, 沈曙光, 杨晓强, 等. WWER-1000 反应堆 APP 工作棒组的选取及其氦瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 90-94.
- [15] 何孝园, 朱鹏树, 李大伟, 等. 核电厂应急柴油发电机组修改试验启动方式的分析和讨论 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 1-5.
- [2] 袁嘉琪, 马刚, 杨志义. 核电厂后福岛时代的核安全独立监督 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 6-10.
- [3] 马凤金, 郭京, 陈荣达. 浅谈运行核电厂核安全监督的核安全文化建设 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 11-15.
- [4] 邓冬, 张发云, 赵立彬, 等. 核电厂稳压器 SEBIM 安全阀自主化检修经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 16-21.
- [5] 冯燕, 路燕, 刘景宾, 等. 中国 AP1000 的人因工程安全审评的几个问题 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 22-28.
- [6] 张瑾珠, 吕钢, 李佩, 等. 乏燃料海运实物保护系统初步设想 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 29-34.
- [7] 周卫国. 核电站控制棒驱动机构驱动杆组件锁紧销安装质量管理案例分析与回顾 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 35-38.
- [8] 孙树海, 马国强, 邹象, 等. 核电厂火灾异常重要性判定方法简介及适用性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 39-45.
- [9] 毕金生, 靖剑平, 乔雪冬, 等. 严重事故下安全壳内氢气行为与风险分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 46-52.
- [10] 卞玉芳, 周林, 李晶, 等. 国家核安全局核与辐射安全法规标准管理信息系统设计及关键技术研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 53-60.
- [11] 房永刚, 王庆, 苏岩, 等. LBB 和 BP 在核电厂高能管道上应用的差异性研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 61-65.
- [12] 胡安中, 赵国斌, 黄炳臣, 等. 浅析我国焊工资格考核的技术区别 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 66-70.
- [13] 胡健, 温丽晶, 石兴伟, 等. 基于 WGOthic 程序的非能动安全壳冷却系统传热特性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 71-77.
- [14] 胡文超, 靖剑平, 赵传奇, 等. 基于 AP1000 型反应堆嬗变 ^{237}Np 制备 ^{238}Pu 研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 78-83.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 中国散裂中子源辐射安全联锁门禁系统的设计 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 84-89+94.
- [16] 赵勇. 核电厂堆芯补水箱抗震分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 90-94.

2018 年第一期

2017 年第四期

- [1] 肖志, 陶书生, 韦力, 等. 关于加强国内核安全经验反馈工

- [4] 张晓杰, 吕云鹤, 路燕. AP1000 核电厂设备鉴定概述 [J].

- 核安全, 2018, 17(1): 20-25.
- [5] 梅金娜, 蔡振, 韩姚磊, 等. EPRI《蒸汽发生器完整性评估导则》解读[J]. 核安全, 2018, 17(1): 26-33.
- [6] 张发云, 赵立彬, 严得忠, 李海涛, 胡安中. 小尺寸支管接头(BOSS头)焊接质量影响分析及其工艺改进[J]. 核安全, 2018, 17(1): 34-37.
- [7] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 田湾核电站3号机组物理启动专用测量系统特性分析与调试研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 38-43.
- [8] 赵丹妮, 李娟, 李明, 等. 9·11事件和福岛核事故后美国核电站乏燃料水池事故缓解对策[J]. 核安全, 2018, 17(1): 44-51.
- [9] 黄力, 崔浩. 我国核电站应急指挥部构建探讨[J]. 核安全, 2018, 17(1): 52-57.
- [10] 刘宇生, 许超, 安婕伽, 等. 非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 58-65.
- [11] 陈超, 顾健. 核电厂人因事件趋势分析和策略研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 66-70.
- [12] 赵国志, 曲鹏. 铀浓缩系统事件/事故的思考与始发事件选取研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 71-75.
- [13] 陈志林, 池志远, 张晏玮, 等. 确定我国核电站运行许可证延续安全论证基准的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(1): 76-82.
- [14] 贺振宇, 张强升, 张发云, 等. 核级碳钢小径薄壁管冷弯拉伸试验不合格原因分析与质量控制措施[J]. 核安全, 2018, 17(1): 83-86.
- [15] 梁耀升, 张忠伟, 董海涛. 安全相关涂层管理策略研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 87-94.
- [8] 俞杰, 吴振龙, 凌学会, 等. 碘吸附器有效性试验方法及评价[J]. 核安全, 2018, 17(2): 43-47.
- [9] 韦享雨. 快速提升功率速率对芯块一包壳应力的影响规律[J]. 核安全, 2018, 17(2): 48-51.
- [10] 纪忠华, 王璐, 李亮, 等. 中国东南沿海热带气旋强度变化及对核电厂的影响分析[J]. 核安全, 2018, 17(2): 52-57.
- [11] 李春, 杨志义, 丁超, 等. 基于MC3D软件对核电厂压力容器蒸汽爆炸的重要参数计算及研究[J]. 核安全, 2018, 17(2): 58-65.
- [12] 马亮, 苑晨亮, 崔家文, 等. 核实物保护系统薄弱性分析方法现状及发展[J]. 核安全, 2018, 17(2): 66-70.
- [13] 张红见, 曹芳芳, 潘玉婷, 等. 核材料管制范畴的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 71-77.
- [14] 张学礼, 牛洁, 徐乐昌, 等. RAD7测氦仪测量结果差异的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 78-88.
- [15] 李炜炜, 王晓峰, 王桂敏, 等. 2018年2月全国核与辐射安全舆情研判[J]. 核安全, 2018, 17(2): 89-94.

2018年第三期

- [1] 姜子英. 浅议核能、环境与公众[J]. 核安全, 2018, 17(2): 1-5.
- [2] 张露, 汪萍, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址无限制开放利用[J]. 核安全, 2018, 17(2): 6-10.
- [3] 王娅琦, 李世欣, 庄少欣, 等. 浅谈美国核管会反应堆监督管理体系[J]. 核安全, 2018, 17(2): 11-17.
- [4] 刘宇, 崔贺铎, 庞宗柱, 等. 非能动核电厂非安全系统实施监管时的若干问题[J]. 核安全, 2018, 17(2): 18-25.
- [5] 孙颀, 刘锐, 杨未东, 等. 某研究堆一回路冷却剂泄漏事件的审评[J]. 核安全, 2018, 17(2): 26-30.
- [6] 焦振营, 张建文, 于枫婉, 等. CPR1000核电厂乏燃料水池重力补水的有效性分析[J]. 核安全, 2018, 17(2): 31-37.
- [7] 贺振宇, 张发云, 邓冬, 等. 高温气冷堆压力容器内壁浅表性缺陷检验规则的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 38-42.
- [1] 张航源, 胡世杰, 杨强. 发展核能助力建设美丽中国[J]. 核安全, 2018, 17(3): 1-5.
- [2] 孙学智, 宋大虎, 刘婷, 等. 推进核能安全发展和美丽中国建设的思考和建议[J]. 核安全, 2018, 17(3): 6-10.
- [3] 沈同强, 张文宇. 认清当前核安全威胁形势, 提升军队核应急处置能力[J]. 核安全, 2018, 17(3): 11-16.
- [4] 穆海洋, 宋雨, 管运全. 田湾核电站反应堆保护系统多样化的研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 17-21.
- [5] 彭志珍. 18个月换料对CPR1000反应堆压力容器辐照监督的影响[J]. 核安全, 2018, 17(3): 22-27.
- [6] 刘宇, 李华升, 刘泽军, 等. 实际消除早期放射性释放或大量放射性释放的安全目标定位研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 28-35+94.
- [7] 张天琦, 于明锐, 宋明强, 等. 核电厂安全壳内气溶胶热泳沉积特性研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 36-39.
- [8] 陈柏迪, 陈志东, 邓飞, 等. 伴生放射性矿固体废物的放射性与重金属特性[J]. 核安全, 2018, 17(3): 40-46.
- [9] 吴耀, 李莉, 毛常磊, 等. 反应堆卸料燃料组件吊运跌落事故辐射安全分析[J]. 核安全, 2018, 17(3): 47-51.
- [10] 郑开云, 陈智. 非能动核电厂1E级阀门电动装置的鉴定与试验[J]. 核安全, 2018, 17(3): 52-57.
- [11] 芮晓明, 郝丽娜, 王昆鹏. 我国核电的效益及核安全保障基础概述[J]. 核安全, 2018, 17(3): 58-64.
- [12] 李小华, 杨钧翔, 李俊杰, 等. 2001年格鲁吉亚~(90)Sr

放射性同位素热源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 65-80.

- [13] 宋培峰, 王晓峰, 赵翰青, 等. 我国核科普面临的问题和建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 81-88.
- [14] 刘瑞桓, 张瀛, 戴文博, 等. 2018 年 4-5 月全国核与辐射安全舆情分析及研判 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 89-94.

2018 年第四期

- [1] 郝慧杰, 杜爱玲, 赵旭东, 等. 浅析 HAF603 与 ASME 差异 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 1-4+23.
- [2] 付陟玮, 郑洁莹, 钱鸿涛, 等. F-C (频率后果) 曲线在风险指引型监管中的应用研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 5-9.
- [3] 鲍杰, 崔军, 付浩, 等. CPR1000 核电厂 SGTR 事故长期阶段的分析研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 10-16.
- [4] 熊冬庆, 石红, 王娅琦, 等. 核电厂阻尼器试验台的设计分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 17-23.
- [5] 张国辉, 吴金晔. 核电站经验反馈工作的发展和管理改进 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 24-29.
- [6] 邵明刚, 李春阳, 文富平, 等. 放射性废物库退役源项的调查 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 30-36.
- [7] 路燕, 初起宝, 徐宇, 等. 核动力厂蒸汽发生器模态分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 37-43.
- [8] 刘泽军, 李华升, 刘宇, 等. 核电厂应急给水系统的设计配置及多样性问题研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 44-50.
- [9] 陈钊, 崔大伟, 石秀安. 加速器驱动次临界系统束流瞬态分析模型的开发 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 51-58.
- [10] 祝璐颖, 旻佳龙. 反应堆操纵员培训及考核的有关问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 59-63.
- [11] 乔雪冬, 毕金生, 胡健, 等. 基于 Gasflow 程序的非能动安全压水堆氢气行为计算和分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 64-69.
- [12] 唐楨, 徐政强, 伍建华, 等. 杭州 G20 峰会期间宁波市辐射安全保障工作经验及建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 70-74.
- [13] 张显生, 刘彤, 薛佳祥, 等. 事故容错燃料研发相关政策分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 75-81.
- [14] 王宇飞, 马应林, 王庆斌, 等. 通用粉末衍射谱仪安全联锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 82-86+94.
- [15] 张鸥, 曾超, 张弛. 美国核管会年报研究和借鉴 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 87-94.

2018 年第五期

- [1] 万斌斌. 在建核电厂中美核安全监管对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 1-6.

- [2] 杨晓强, 叶刘锁, 李载鹏, 等. 田湾核电站 3 号机组反应堆首次无源启动 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 7-13.
- [3] 赵宏, 刘大虎. 海阳核电站反应堆功率控制系统的信号分析和试验 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 14-19.
- [4] 徐高德, 陈秀娟, 钱晓明, 等. 三门核电厂维修规则中的性能会标设定研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 20-25.
- [5] 程萍, 李天鹤, 尤晓健, 等. 海洋核动力平台前期执照申请的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 26-31.
- [6] 马波, 倪南, 褚艳春, 等. 核电锚固技术与标准的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 32-39.
- [7] 宋晓涛, 陈宝文, 袁其斌, 等. 核电厂复杂工况下运行团队的高效运作 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 40-46.
- [8] 杜颖. 核电厂核探测技术的应用 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 47-52.
- [9] 王珏, 胡晨, 王琮, 等. 核电厂与核动力船舶执照申请事故分析的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 53-57.
- [10] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 灰色系统理论在核动力领域的应用分析与探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 58-64.
- [11] 殷德建, 芮晓明, 王昆鹏. 关于重要核设施规划限制区的几点思考 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 65-70.
- [12] 上官志洪, 黄彦君, 姜秋, 等. 美国核电厂取用水量及水资源条件的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 71-79.
- [13] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 2000 年泰国北榄府医用 ^{60}Co 源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

2018 年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚. 《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电厂建造阶段的核安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 25-31.
- [8] 毛欢, 别业旺, 张舟, 等. 我国核电厂运行技术规格书现状分析及对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 32-36.
- [9] 刘宇, 杨鹏, 冯进军, 等. AP1000 非能动堆芯冷却系统热态

- 性能试验的安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 37-43.
- [10] 曹杰, 查卫华, 高斌, 等. 基于关键链技术的核电大修进度管理方法研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 44-55.
- [11] 张仰程. 运行技术规范中的一回路压力定值 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 56-60.
- [12] 刘运陶, 吕丹, 赵善桂, 等. 核燃料循环设施高效空气过滤器使用问题的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 61-65.
- [13] 张博平, 初永越, 黄志超, 等. 《改进核电厂维修有效性的技术政策(试行)》的解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 66-71.
- [14] 刘宇生, 薛艳芳, 马帅, 等. 热工水力验证试验评价的关键问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 72-78.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 一种硼中子俘获治疗装置的辐射安全连锁系统设计 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 79-84.
- [16] 刘单, 陈祥磊, 毕明德, 等. 民用核安全辐射监测设备十年发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 85-90.
- [17] 王宏印, 毕涛, 宋东风, 等. 设备产业链质量管理评估标准的研究与建立 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 91-94.

2019 年第一期

- [1] 陈瑾, 程亮, 马欢欢, 等. 核安全监管能力建设基本框架构建研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 1-7.
- [2] 张志强, 林继德, 马培锋, 等. 核电设备监理实践中的合作共赢模式 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 8-12.
- [3] 盛朝阳, 路燕, 高晨, 等. ASME 规范的设计安全系数及调整因素 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 13-16.
- [4] 肖军, 曾广建, 汪宏峰, 等. 废旧放射源收贮车防范系统的设计及建议 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 17-23.
- [5] 刘燕芳, 赵兵, 李楠, 等. RCA 方法在某核电站设备故障分析中的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 24-30.
- [6] 蔡振, 梅金娜, 韩姚磊, 等. 蒸汽发生器完整性评估的现状与展望 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 31-39.
- [7] 马谷剑, 陈平. 福清核电厂安全壳的老化管理 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 40-46.
- [8] 尹剑航, 苏小雨, 胡宇航. 核电厂运行值绩效观察的评估标准 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 47-52.
- [9] 孙琳, 浦晨晨, 闫雄伟. $\times\times$ 核燃料研制项目核材料衡算与评价的难点分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 53-57.
- [10] 许利民. “华龙一号”压力容器的设计改进和优化 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 58-65.
- [11] 何川, 邹全, 李松发, 等. 核动力装置的事故诊断系统 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 66-71.
- [12] 赵祥鸿, 周鑫, 孔晓中, 等. AP1000 蒸汽排放组件卡涩问题及解决 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 72-76.
- [13] 段锋, 张珍. 中国核能协会的同行评估与国际原子能机构的运行安全评审的比较分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 77-82.
- [14] 荆旭, 肖军. 浮动堆抗地震设计问题 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 83-87.
- [15] 王康, 高桂清, 张晶晶, 等. 军队加强核安全能力建设的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 88-94.

2019 年第二期

- [1] 董晓璐, 刘景宾, 孔静. 小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 1-8.
- [2] 郑黄婷, 许明发, 向辉云, 等. 铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 9-13.
- [3] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 14-35.
- [4] 彭一鹏, 奚坤, 潘登, 等. 双区氯盐快堆的增殖及嬗变性能分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 36-42.
- [5] 阳小华, 曾铁军, 万亚平, 等. 放射性物质个体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 43-48.
- [6] 杨舒琦, 李兰, 谭怡, 等. 华龙一号 SGTR 事故源项分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 49-53.
- [7] 潘红洋, 沈力强, 张少君. 法律法规在核级阀门设计制造中的指导和运用 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 54-62.
- [8] 张婷婷, 夏冬琴, 李桃生, 等. 公众认知对核电接受度的影响 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 63-70.
- [9] 张廉, 蔡汉坤. 中美核电厂领执照者关于运行事件报告的比较研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 71-76.
- [10] 岑腾跃. 三代核电堆芯补水箱制造中不符合项及处理意见 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 77-82.
- [11] 肖军, 曾广建, 梁梅燕, 等. 浙江省辐射应急演练中现场监测与处置应对的总结 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 83-89.
- [12] 牛世鹏, 王聪, 王高鹏, 等. 核电厂严重事故下关于操作人员的可达性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 90-94.

2019 年第三期

- [1] 李小华, 何列, 李世祯, 等. 浅谈核能和核技术的和平利用 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 1-10.
- [2] 张航源, 杨强, 刘秋实, 等. 利用好核技术, 助力污染防治攻坚战 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 11-14.
- [3] 姜羲元, 李文静. 核电科普宣传工作应重视环保及安全方面的宣传 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 15-18.
- [4] 袁曼, 罗晓元. HAF003 与 ASME 质量保证体系的对比研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 19-24.

- [5] 赵登山, 谢小明, 李福春, 等. 乏燃料水池贮存格架水下安装工艺研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 25-30.
- [6] 石洋, 苑皓伟, 张鹏, 等. 非能动压水堆波动管内汽液逆流试验的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 31-36.
- [7] 何雅杰. 核安全设备零件制造的质保分级方法探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 37-42.
- [8] 陈荣达. 核安全技术体系框架的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 43-50.
- [9] 项建英, 王进, 杨凯. EPR 机组再生式热交换器的调试及现场监督 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 51-55.
- [10] 刘宇生, 阿不都赛米·亚甫甫, 庄少欣, 等. 自然循环装置试验初始条件实现方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 56-61.
- [11] 蔡志云, 赵禹, 王保平. 模块式小型堆化学和容积控制系统的仿真分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 62-66.
- [12] 苑晨亮, 马亮, 崔家文, 等. 核电厂工控系统信息安全评估方法的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 67-73.
- [13] 赵立彬, 石红, 李海涛, 等. 浅析 ISO9606 对我国 HAF603 修订的借鉴 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 74-79.
- [14] 段军, 邹象, 于大鹏, 等. 压水堆一回路抽真空排气造成压力温度超值的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 80-83.
- [15] 赵国志. 铀浓缩厂人因失效分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 84-88.
- [16] 张敏, 曹芳芳, 张亮, 等. 核燃料组件运输容器的临界安全分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 89-94.

2019 年第四期

- [1] 齐媛, 杨岩飞, 郑洁莹, 等. 美国核安全文化监督管理及启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 1-6.
- [2] 孙亚敏, 丁逊, 方剑青, 等. 高压电离室校准周期的分析和调整 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 7-11.
- [3] 甄丽颖, 林颖慧. 阳江核电站的排放物及环境样品中氚的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 12-17.
- [4] 王杰, 周兆宇, 陈运利, 等. 飞凤山处置场各阶段活动许可取证的经验反馈 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 18-23.
- [5] 于世昆, 肖春梅. 核电厂放射性废气处理工艺设备的抗震设计要求 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 24-27.
- [6] 王聪, 朱文韬, 王高鹏, 等. 严重事故下核电厂设备可用性论证 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 28-32.
- [7] 贾梅兰, 刘敏, 李澎, 等. 日本乏燃料的安全管理及对我国的启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 33-40.
- [8] 王梦溪, 龙亮, 薛娜, 等. 华龙一号事故后食品污染水平评价? [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 41-47.
- [9] 崔军, 鲍杰, 时维立. 核电厂传热管破裂后防止蒸汽发生器

- 满溢的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 48-55.
- [10] 马应林, 李俊刚, 张会杰, 等. 大型粒子加速器安全联锁钥匙系统的设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 56-62.
- [11] 庄少欣, 王娅琦, 孙微, 等. 基于 TRACE 的大功率非能动核电厂 SBLOCA 事故计算及敏感性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 63-69.
- [12] 王飞, 宋辉. 核动力装置混合式状态监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 70-78.
- [13] 杨旭, 邱金荣, 杨永强, 等. 反应堆准确实时仿真程序的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 79-86.
- [14] 米宇豪, 曾志, 马豪, 等. 非人类物种剂量评价低水平放射性测量的应用进展 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 87-94.

2019 年第五期

- [1] 陈胜. 民用核安全设备成套供货质量保证大纲的建立及运行特点 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 1-5.
- [2] 刘成运, 张延云, 王玢, 等. 核电厂运行安全性能指标的监督检查 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 6-12.
- [3] 霍嘉杰, 郑岳山, 姚琳, 等. 乏燃料干法贮存标准和监管要求浅析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 13-18.
- [4] 赵潇, 闫平, 张国光. 移动式车辆检查系统调试场地的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 19-25.
- [5] 孙娜, 王占元, 张杰. 核电厂仪控系统纵深防御体系 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 26-32.
- [6] 梁贵渊, 邓飞, 陈万良, 等. 大亚湾核电基地周围海洋沉积物的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 33-37.
- [7] 黄甦. 基于 TXS/T2000 核电厂 DCS 信号失效下质量位设置 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 38-42.
- [8] 张适, 张博平, 初永越, 等. M310 机组维修风险评价和管理的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 43-48.
- [9] 杨智, 吴彩霞. 维修规则功能失效判断准则研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 49-53.
- [10] 王飞, 宋辉, 毛伟. 基于神经网络的核电厂环境监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 54-61.
- [11] 张祥, 薛艳芳, 刘宇生, 等. 压力容器外部冷却沸腾临界过程数值模拟研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 62-67.
- [12] 陈文涛, 陈万良, 李灵娟. 应急情景下便携式高纯锗 γ 能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余

- 热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

2019 年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.
- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等. γ 射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. AP1000 核电站严重事故下熔融物与混凝土相互作用的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 37-43.
- [8] 付浩, 王列辉, 甄飞强, 等. 超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 44-48+55.
- [9] 耿璞, 凌礼恭. 核电厂核级管道与支管管座焊缝质量问题的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 49-55.
- [10] 王照, 冯丙辰. 浮动核电厂的海浪灾害设计基准探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 56-61.
- [11] 周涛, 秦雪猛, 朱亮宇, 等. 超临界水喷放泄压因素的权重计算 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 62-66.
- [12] 刘大虎, 张强升, 江国梁. 基于反应谱法的 1E 级配电盘抗震性能试验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 67-73.
- [13] 杨智博, 周国良, 杨宇, 等. 核电站地震后的处置及恢复策略 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 74-79.
- [14] 李华, 孟祥盖, 霍嘉杰, 等. 核电站关键设备事故工况下抗震性能研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 80-84.
- [15] 张盼, 潘昕悱, 赵传奇, 等. 核电厂反应堆小幅功率提升技术的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 85-90.

2020 年第一期

- [1] 张子杰, 赵坤, 刘勇, 等. 以案例来探讨人员素质与辐射安全的关系 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 1-7.
- [2] 李中华, 王超, 任廷伟, 等. 一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 8-31.

- [3] 黄高峰, 宫宇, 方立凯, 等. CANDU6 核电厂无过滤安全壳通风模式的研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 32-35.
- [4] 米宇豪, 以恒冠, 廖运璇, 等. 油气工业中放射性废物的处理和处置 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 36-42.
- [5] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 摇摆条件下两环路自然循环回路特性分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 43-49.
- [6] 夏凡, 廉超, 王明煌, 等. 空气污染排放视角下中国核电的健康效益 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 50-57.
- [7] 陈永祁, 崔禹成, 马良喆. 核电厂阻尼器的应用及创新 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 58-67.
- [8] 王璟增. 一回路核级设备磨损的监测模型 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 68-74.
- [9] 徐园, 孔海宇, 王希涛, 等. 水体环境中的放射性污染及测量 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 75-79.
- [10] 马谷剑, 魏松林, 陈平. 核电厂埋地管的综合监测及评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 80-84.

2020 年第二期

- [1] 王海峰, 于家欢, 赵锋, 等. 新冠肺炎疫情响应与核应急的异同及经验互鉴 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 1-6.
- [2] 邹屹峰. 新冠肺炎给核应急工作带来的三点启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 7-12.
- [3] 肖鹏, 张文芊, 喻正伟, 等. 雄安新区 γ 辐射剂量率水平初步调查 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 13-17.
- [4] 熊铁军, 钟丁生, 蔡小杰, 等. 核辐射探测实验中核辐射场模拟与安全研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 18-22.
- [5] 黄伊林, 陈宝才, 冯亮亮, 等. 海域自动连续监测辐射剂量率影响机制初步研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 23-28.
- [6] 林天龙, 苏志勇, 王用超, 等. 减少反应堆内活化腐蚀产物进入保存水池的方案研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 29-32.
- [7] 李华, 赵英昆, 孟祥盖, 等. 核电站关键设备存储装置的抗震性能研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 33-38.
- [8] 傅小城, 黄晓冬, 杜风雷. 城镇化对我国核电厂厂址选择的影响研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 39-44.
- [9] 刘燕芳, 李楠, 田瑞. 提高核电站 DCS 机柜中保险丝检测效率的一种方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 45-50.
- [10] 王登辉, 赵宗方, 何振林, 等. 锂玻璃探测器辐射特性的试验研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 51-55.
- [11] 赵培祥, 江俊, 曾毅, 等. 实物保护系统的定量评估模型之研究现状及发展 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 56-63.
- [12] 徐智, 高泉源. 熔盐堆非安全级电源向安全级仪控系统供电的设计评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 64-71.
- [13] 邓纯锐, 张明, 张航. 概率安全评价在核电厂安全设计中的应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 72-77.

- [14] 吴鹏, 王冠一, 张阳. CPR1000 核电厂全厂断电事故情况下严重事故缓解措施有效性研究 [J]. 核安全, 2020, 19(2): 78-85.

2020 年第三期

- [1] 邹屹峰. 普及核安全知识助力全面建成小康社会 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 1-5.
- [2] 陈小兰, 伍则文, 蓝浩洋, 等. 公众对于核能利用的认知研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 6-13.
- [3] 杨丰兆, 周鑫, 李学法, 等. PSA 风险重要度分析在高温堆调试监督中的应用探索 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 14-18.
- [4] 韩凯. 国和一号与 CPR1000 的 SGTR 事故响应比较 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 19-25.
- [5] 张瑞光, 刘瑞翔, 李中林. 热带气旋对田湾核电站的影响 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 26-33.
- [6] 李小花, 王翔年, 王家豪, 等. 2014 年秘鲁 192Ir 工业探伤辐射事故概况与分析 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 34-52.
- [7] 闫怀超, 陈政熙. 核电行业工控网络安全整体解决方案研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 53-58.
- [8] 高业栋, 韩良文, 夏星汉, 等. HFETR80MW 运行时二次侧水流量衰减瞬态分析 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 59-64.
- [9] 毕树茂, 张丹, 邱志方, 等. 模块化小堆稳压器安全阀容量设计方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 65-69.
- [10] 李志华, 刘敏, 曹俊杰. 对我国运行核电厂退役准备的思考与建议 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 70-75.
- [11] 韩良文, 高业栋, 夏星汉, 等. 基于 MCNP 的 HPGe 探测器无源效率刻度 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 76-80.
- [12] 李华, 霍嘉杰, 赵英昆, 等. 核电厂关键设备事故工况下密封性能研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 81-85.

2020 年第四期

- [1] 周兆宇, 王杰. 飞凤山低、中放固体废物处置场运行与处置管理实践 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 1-7.
- [2] 丁超, 徐朋, 杨志义. 严重事故氢气监测仪定期试验现场监督 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 8-12.
- [3] 郝丽娜, 柴蕊, 王茂杰, 等. 我国核电厂运行许可证内容演化概论 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 13-19.
- [4] 刘国柱. 1250 MW 核电机组汽轮发电机组非核蒸汽冲转实践 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 20-25.
- [5] 郭鑫, 安洪振, 朱剑伟, 等. 技术状态管理方法在核电厂设计过程中的应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 26-30.
- [6] 温玉姣, 封祯, 梁海燕, 等. 英国核安全监管实践 (2018—2019) 研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 31-38.
- [7] 马若群, 吕云鹤, 盛朝阳, 等. 浅析美国核电厂执照更新的物

项筛选原则 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 39-44.

- [8] 王不二, 汪振, 陈超, 等. 核电厂定量安全目标溯源及其存在问题剖析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 45-52.
- [9] 杨晓. 乏燃料后处理屏蔽小室地震下安全性能分析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 53-62.
- [10] 卢俊晶, 朱柏霖, 张天琦, 等. 熔融物与混凝土相互作用时熔池内的化学反应研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 63-70.
- [11] 胡玉杰, 王杰, 程芳权, 等. 一种基于 AES 和 RSA 的核应急安全数据通信系统 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 71-75.
- [12] 周家驹, KIKURA Hiroshige. LFCM 炉内流动特性的数值分析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 76-82.
- [13] 谢树青, 安宁, 吴磊, 等. 中子周围剂量当量率测量技术的发展与现状 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 83-87.

2020 年第五期

- [1] 汤日辉. 核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 1-4.
- [2] 程芳, 窦义芳, 王玉超. 辐射环境政府信息服务体系的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 5-10.
- [3] 滕磊, 王帅, 彭婧. 浅谈我国核电厂退役安全监管现状 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 11-15.
- [4] 蔡军, 徐杰, 黄文博, 等. 电子辐照实验装置辐射安全连锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 16-21.
- [5] 陈德育, 汤泽平, 龚杰. 我国城市放射性废物库潜在污染因素分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 22-26.
- [6] 黄彦君, 沙向东, 祝兆文, 等. 压水堆核电厂流出物监测的关键核素研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 27-34.
- [7] 丁超, 徐朋, 仇苏辰, 等. 核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 35-40.
- [8] 宫宇, 王宝祥, 詹文辉, 等. 风险指引型安全分级及应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 41-48.
- [9] 赵世成, 王凯佩, 杨静远. 经验反馈在核电厂建设过程中的作用 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 49-52.
- [10] 马帅, 魏超, 贾斌, 等. 核电厂主泵转子临界转速研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 53-57.
- [11] 刘宇生, 吴鹏, 刘希瑞, 等. 浮动小型堆堆芯热工水力验证能力分析 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 58-63.
- [12] 陈一伟, 张正春, 张强升, 等. 核级过滤器的抗震计算方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 64-68.
- [13] 刘春容, 陈薪正, 贺东钰, 等. CPR1000 核电厂严重事故环境条件计算分析 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 69-74.
- [14] 乔宁, 刘景宾. 故障树方法计算核电厂数字化保护系统可靠性 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 75-79.

2020 年第六期

- [1] 项媛媛. 浅谈核电工程 EPC 和独立监理模式下的业主质量管理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 1-5.
- [2] 栾海燕, 封祎, 韩福春, 余少青, 逯馨华. 全球新冠肺炎疫情时期的核安全监管 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 6-11.
- [3] 负彦祺, 任坤贤, 王强, 李晨晖. 某高速公路绿色通道 X 射线车辆检查系统环境辐射剂量率计算与实测对比研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 12-16.
- [4] 徐永良. 浅谈核电厂工作场所放射性空气污染应对措施 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 17-22.
- [5] 滕磊, 刘志辉, 袁和川. 我国核电厂退役过程监管要求及建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 23-28.
- [6] 吴敏, 郑佳强. 某核电站高压空压机高温报警停机故障处理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 29-35.
- [7] 盛美玲, 丘锦萌, 唐辉, 杨志义. 华龙一号余热排出系统破口事故分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 36-43.
- [8] 董晓璐, 孔静, 刘景宾. 核电站控制室布置与盘台设计中的人因工程准则 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 44-49.
- [9] 姜韶堃, 赵罗生, 杨志义, 詹惠安, 陶志勇, 赵宁, 丁超. 严重事故下氢气爆燃环境模拟试验 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 50-53.
- [10] 吴廉巍, 闫超星, 杜为安, 张翼, 刘成洋. 摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 54-59.
- [11] 韩瑞, 段亚飞, 赵懿璐, 纪平, 康占山, 王韶伟. 气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 60-66.
- [12] 陈玉修, 王煜宏, 罗海英. 英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 67-72.
- [13] 胡帮达, 贾晗. 日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 73-79.
- [14] 王桂敏, 张瀛, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏, 李杨. 核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 80-85.
- [15] 张瀛, 王桂敏, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏. 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 86-92.
- [16] 高晨, 盛朝阳, 初起宝, 马若群, 贾盼盼. 核电机设备国产化材料力学性能验收值确定方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 93-98.
- [17] 朱光昱, 全峰阳, 曾骁, 元一单. 压水堆核电厂安注管线内不凝性气体聚集现象仿真研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 99-103.
- [18] 申红, 吉辉, 张志保, 杨晓伟, 张宇, 刘运陶, 阙骥, 赵

善桂, 刘天舒. 液化均质系统两种工艺改进方案的安全性及适用性分析比较与建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 104-107.

- [19] 陈一伟, 黄炳臣, 沈伟, 石红, 张强升. 核级设备抗震分析中螺栓应力的评定方法 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 108-110.
- [20] 孙海涛, 吴彩霞, 吕云鹤, 张晏玮, 初起宝, 车树伟, 侯春林, 马若群. 全国核电厂关键物项材料老化数据平台建设分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 111-115.
- [21] 王杨, 王海理, 苾瑾. ^{60}Co 辐照装置退役存在的问题及解决对策 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 116-120.
- [22] 刘景宾, 乔宁, 董晓璐, 陈子溪. 核电厂仪控系统的网络安全等级防护研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 121-126.
- [23] 刘健, 李帷, 张琨, 王一川, 李扬, 兰兵. 压水堆核电厂氙产生量的影响因素计算与分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 127-132.
- [24] 张强升, 王德军, 史强, 陈一伟, 沈伟, 李亮. 核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计与抗震分析研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 133-141.
- [25] 程芳, 姜启英, 阙丽萍, 窦义芳. 微塑料污染防治的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 142-146.

2021 年第一期

- [1] 孙海涛, 吴彩霞, 马若群, 等. 核电厂通用老化经验报告分析与编制建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 1-5.
- [2] 张发云, 张强升, 贺振宇, 等. 民用核安全设备许可评审中的常见问题及建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 6-10.
- [3] 苏超丽, 梁明浩, 邓飞, 等. 浅析锆钛矿选矿工艺的辐射防护和辐射环境安全 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 11-16.
- [4] 高鹏, 刘陆, 甘睿琳, 等. 北京市地铁站台及车厢内氡浓度水平调查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 17-21.
- [5] 张义科, 彭军, 李福春, 等. 反应堆管道系统水锤现象不利影响及防治措施研究进展 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 22-26.
- [6] 郑成成, 陈永祁, 郑久建, 等. 核电厂主蒸汽管道阻尼减振与抗震分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 27-35.
- [7] 白日亮, 原瑜. 核电仪表罐焊接工艺研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 36-40.
- [8] 史国宝, 郭东海, 陈松, 等. API1000 依托项目中压移动电源应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 41-47.
- [9] 王逊, 田宇, 黄力. 美国核安全管理体制与法律体系探究及启示 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 48-53.
- [10] 刘姚锋, 耿波, 高星, 等. 核电厂高风险作业项目跟踪管理系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 54-58.

- [11] 孙明, 郁杰. 铅铋快堆一回路充排系统可靠性分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 59-64.
- [12] 李冲, 高业栋, 韩良文, 等. HFETR 热功率测量系统误差分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 65-69.
- [13] 王铁骊, 高山, 刘永, 等. 核安全文化与核安保文化的共生性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 70-75.
- [14] 赵鹏, 李松发, 韩良文, 等. 状态报告管理在 HFETR 上的应用分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 76-81.
- [15] 赵国志, 郝悦, 曲鹏, 等. 浅谈除核电外核燃料循环中物料泄漏事故的隐患排查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 82-86.
- [16] 戴立操, 高山, 刘永. 核安全科学的未来发展方向——组织弹性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 87-92.
- [17] 中核建中核燃料元件有限公司. 初心与使命铸就最强“核能芯” [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 93-95.
- [18] 广西壮族自治区辐射环境监督管理站. 落实监测监管技术帮扶帮助企业发展成效显著 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 96-97.

2021 年第二期

- [1] 刘成运, 张国旭, 李学法, 等. 安全性能指标在核安全监管中的应用实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 1-6.
- [2] 李宁, 徐俊龙, 崔毅, 等. 优化核级阀门变更审查流程, 提高核安全治理精细化水平 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 7-11.
- [3] 王鑫, 林权益, 王叶, 等. 推进海洋核应急能力建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 12-17.
- [4] 刘新利. 海阳核电站设备监造管理实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 18-24.
- [5] 凌礼恭, 李小龙, 贾盼盼. 滨海核电机组海水系统部件腐蚀与防护现状 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 25-31.
- [6] 谢梅, 张远奎, 刘亚军, 等. 核安全设备竣工文件质量改进建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 32-37.
- [7] 赵玄, 周小龙. 蒸汽发生器传热管氨检漏定量定位技术分析 & 验证 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 38-43.
- [8] 李小华, 王翊年, 李俊杰, 等. 1998 年伊斯坦布尔 60Co 源辐射事故概况与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 44-58.
- [9] 胡攀, 蔡汉坤, 张浩. 核电厂事件编码体系对比研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 59-66.
- [10] 程坤, 邱志方, 陈宝文, 等. 海洋条件下浮动反应堆运行特性的数值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 67-72.
- [11] 王振宇, 黄伟奇, 孙健, 等. 核电厂事故机器人应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 73-78.
- [12] 郭丹丹, 刘洁, 刘冰. 核电厂安全壳内碎片迁移关键问题探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 79-84.
- [13] 袁伟, 李巍, 李霄, 等. 某型装备典型核事故仿真动态演示

系统的开发及实现 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 85-91.

- [14] 顾培文, 方立凯, 王佳赞. 基于 CFD 的氢气扩散火焰燃烧分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 92-97.
- [15] 冯梅, 韦应靖, 唐智辉, 等. 通道式辐射监测仪的能窗法应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 98-105.

2021 年第三期

- [1] 项建英, 王进, 杨凯, 等. EPR 首堆机组调试监督及经验浅谈 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 1-6.
- [2] 高思旂, 刘婷, 龚宇, 等. 我国放射性同位素和射线装置监督管理系列法规标准体系现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 7-11.
- [3] 王茂杰, 郝丽娜, 徐晋, 等. 核电厂流出物监督性监测实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 12-16.
- [4] 王天运, 王世琦, 高纓. 环境污染事故放射性气溶胶扩散的应急控制及消除方法 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 17-24.
- [5] 赖立斯, 夏星汉, 韩良文, 等. 基于 MCNPX 的 HFETR 典型裂变产物逃脱率系数分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 25-29.
- [6] 沈大伟. 放射性流出物异常类应急行动水平制定与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 30-35.
- [7] 刘亚伟, 包志彬, 张炎. 滨海压水堆核电站冷源安全研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 36-40.
- [8] 杜南麟, 王平春, 梁汉天. 某核电站安全壳内临时通风数值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 41-45.
- [9] 王臣, 张锴, 刘畅, 等. 我国核电厂役前检查异常情况汇总与典型案例分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 46-52.
- [10] 杨永灯. 核电厂系统设备不可用管理问题分析与改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 53-58.
- [11] 郑军伟, 赵东阳, 刘东亮. 某核电机组汽轮机超速保护控制反复动作原因分析与处理 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 59-64.
- [12] 王进, 马成辉, 邹青. 华南地区核电厂冷源安全保障能力现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 65-71.
- [13] 包博宇, 郝建生, 姚琳. 乏燃料容器垂直吊具衬套变形事件分析和设计优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 72-77.
- [14] 李志刚, 韦应靖, 张庆利, 等. 基于蒙特卡罗方法的 HPGe 探测器模型参数优化方法研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 78-85.
- [15] 刘帅, 唐兴龄, 姚琳. 浅析乏燃料转运容器制造过程中的设计改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 86-90.
- [16] 李炳营, 刘焯, 黄国庆, 等. 2MWT 液态燃料钍基熔盐实验堆仪控系统纵深防御设计与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 91-97.

- [17] 张鹏, 郑兴国, 赵幽竹, 等. 环境地表 γ 辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 98-103.
- [18] 徐学敏. 核电厂安全级电气设备热老化试验方法概述解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 104-107.
- [19] 不忘初心逐梦前行复兴核能创新奉献——华中科技大学核工程与核技术系 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 108-109.

2021 年第四期

- [1] 熊骁, 张根, 任丽丽, 等. 核电厂放射性废物管理路径研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 1-6.
- [2] 车树伟, 曾珍, 吕云鹤, 等. 核电厂安全重要修改的分类统计及分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 7-11.
- [3] 黄彦君, 黄东辉, 上官志洪, 等. 我国核电厂辐射本底调查的标准要求分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 12-20.
- [4] 杨丽丽, 郑洁莹, 杨岩飞, 等. 核电建设中常见弄虚作假行为的法律责任分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 21-26.
- [5] 伞振雷. 某核电站辐射监测系统仪表性能优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 27-31.
- [6] 何建东, 杜东晓, 熊文彬, 等. 非能动核电厂风险指引管理中的风险接受准则研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 32-39.
- [7] 孙锋, 潘蓉, 孙造占, 等. 核电厂海域取水工程抗震分类及分析方法探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 40-44.
- [8] 王臣, 刘畅, 王玮洁, 等. 核电厂设备超声检测显示性质判定准则的对比与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 45-50.
- [9] 梅华平, 魏世平, 何梅生. 聚变堆氟材料衡算测量系统研究初探 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 51-55.
- [10] 李红波, 胡攀. 核电厂人因事件定义及原因因素分类研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 56-60.
- [11] 宋慧斌. 人因工程人员绩效监督大纲在核电厂的应用概述 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 61-65.
- [12] 赵木, 范仲, 石伯轩, 等. 核设施退役专业化成套装备研制总体考虑 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 66-71.
- [13] 杨震, 连茜雯, 沈钢, 等. 气态流出物取样不具代表性的案例浅析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 72-76.
- [14] 邓云李, 韩良文, 李子彦, 等. HFETR 的老化管理研究与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 77-83.
- [15] 王韶轩, 郭丁情, 李学礼, 等. 动态故障树技术及其在复杂核能系统概率安全评估中的应用展望 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 84-91.
- [16] 李文蛟. 冬季 SEC 泵备用状态下积气形成机理的理论及模拟实验研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 92-99.
- [17] 中国核动力创新发展之路——从第一度核电到“华龙一号”

[J]. 核安全, 2021, 20 (4): 100-103.

2021 年第五期

- [1] 侯癸合, 刘桐, 刘建, 等. 某核电基地设备应急抢修人力资源管理现状和风险分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 1-8.
- [2] 刘畅, 王娟, 刘建华, 等. 湖北省伴生放射性矿开发利用的放射性水平调查与评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 9-15.
- [3] 童一周, 徐俊龙, 崔毅. 基于模糊层次分析法的核安全设备持证单位量化评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 16-20.
- [4] 杨安义, 邹宇飞. 浅谈设计基准威胁 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 21-26.
- [5] 郑丽馨, 陶书生, 王倩, 等. 核电厂运行事件报告准则研究及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 27-33.
- [6] 毛位新, 王磊, 林明媚, 等. 防城港核电厂外围环境气溶胶中 γ 核素放射性状况及趋势 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 34-38.
- [7] 高鹏, 黄微, 胡翔, 等. 浅议塑料制品中的辐射安全问题 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 39-42.
- [8] 阳小华, 刘征海, 曾铁军, 等. 基于自主安全智能的放射性物质信息物理融合安防系统 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 43-48.
- [9] 何先华, 王爱玲, 张羽. 以“绩效改进”为特征的核电厂一体化安全管理体系的建立 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 49-55.
- [10] 孙海涛, 吕云鹤, 王逊, 等. 中美核电厂运行许可证延续监管分析与建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 56-60.
- [11] 郭丹丹, 向文娟, 王高阳. 核电厂安全壳喷射碎片问题研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 61-65.
- [12] 吴利杰, 吴其尧, 马若群, 等. 核电厂国产化核级仪表卡套接头低温渗碳装置研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 66-72.
- [13] 杨文, 陈艳芳, 巢飞, 等. 海洋核动力平台装卸料过程辐射后果评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 73-80.
- [14] 姚伟达, 矫明, 林绍萱, 等. 关于流弹性失稳激励机理中容易混淆问题的解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 81-87.
- [15] 周建明, 彭祥阳, 路广遥, 等. 反应堆压力容器主螺栓孔定位和寻迹技术研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 88-92.
- [16] 马若群, 王臣, 盛朝阳, 等. 核电厂蒸汽发生器老化管理分析研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 93-99.
- [17] 于家欢, 王海峰, 张晓峰. 核电厂场外应急洗消站选址方法与建设规范研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 100-106.
- [18] 韩勃, 雍诺, 夏冬琴, 等. 心理距离对核电风险认知的影响研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 107-113.

2021 年第六期

- [1] 吕云鹤, 初起宝, 王臣, 等. 核电厂老化管理审查方法分析与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 1-7.
- [2] 徐同喜, 王威. 中国实验快堆首炉燃料和控制棒组件继续运行审评实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 8-11.
- [3] 孟令飞, 刘沧, 杨飞莹, 等. 基于梯度上升算法的丢失放射源搜寻方法 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 12-16.
- [4] 徐宇, 张敏, 盛朝阳, 等. 压水堆核电站高能管道破裂动态效应消除方法及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 17-23.
- [5] 许友龙, 刘莞, 郑丽馨. 关于我国 M310 及其改进型核电机组的应急柴油发电机抗震性能不足问题的分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 24-29.
- [6] 余毅, 张敬, 孙兴见. 核电厂控制系统软件共因故障应对及评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 30-35.
- [7] 俞雅静, 郭景远, 余慧平. 某三代核电厂首堆安全管理实践探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 36-42.
- [8] 赵雷. 核燃料循环设施构筑物相关核安全标准的研究与建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 43-47.
- [9] 车皓, 韩建伟, 乔睿. 智能配电系统在核燃料后处理厂中的应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 48-55.
- [10] 高超, 杨广宇, 蒋林中, 等. 核电厂开式循环冷却水系统机械老化管理应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 56-61.
- [11] 梅华平, 陈超, 张思伟, 等. 商业核电站产氦概念设计及安全影响评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 62-67.
- [12] 孙超杰, 刘长亮, 朱京梅, 等. 非能动安全壳空气冷却系统换热影响因素研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 68-72.
- [13] 杨江, 罗汉炎, 刘仲昊, 等. 基于不确定分析的 CPR1000 核电厂大破口事故研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 73-79.
- [14] 张萌, 张志刚. 后福岛时代我国公众对核电发展支持度的研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 80-87.
- [15] 李彪, 郭明, 吴飞. 基于 PLOAS 方法的安全性评估及其发展历程 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 88-93.
- [16] 李淑庆, 苟渊, 王丽娜, 等. 核电维修与技术服务企业核安全文化建设的探索与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 94-97.
- [17] 杨永灯. 严重事故缓解系统薄弱环节分析与对策 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 98-102.
- [18] 邢晓峰, 张正楼, 汤建明, 等. 核电厂冷源取水海洋生物堵塞问题探析 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 103-109.
- [19] 王逊, 黄力, 李小丁, 等. 突发公共事件视角下对核事故应急管理问题的探讨和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 110-113.

2022 年第一期

- [1] 于嵘, 黄美琴, 姚宗林, 等. 省级核安全“十四五”规划编制思路与重点工作研究——以广西为例 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 1-6.
- [2] 陈爽, 何庆驹, 周强. 基于 MC 方法的高放废液玻璃固化厂屏蔽窗辐射屏蔽性能设计研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 7-12.
- [3] 李焯, 赵厚钦. 核电厂主泵专用变压器 1 级能效限值推算 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 13-18.
- [4] 张蔚华, 张一民, 郭海峰, 等. 运行核电厂放射性固体废物管理实践与探讨 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 19-25.
- [5] 郑海龙, 宋光耀, 田士蒙. 某核电厂主泵变频器故障分析与可靠性提升 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 26-30.
- [6] 李敏, 于成波, 廖路, 等. 反应堆中心孔道辐照材料的中子与 γ 释热研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 31-35.
- [7] 杨文, 姚世卫, 邵云, 等. 基于 MCNP 程序的海洋核动力平台堆芯核设计校核计算研究 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 36-41.
- [8] 杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 关于贫化铀容器露天存放的安全分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 42-50.
- [9] 甘学英, 徐春艳, 张宇, 等. 废树脂热态压实废物包自辐照产气的初步计算分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 51-58.
- [10] 何燕玲, 夏冬琴, 雍诺. 信源可信度对核电公众接受影响的研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 59-68.
- [11] 李薇, 施建锋, 秦玉龙, 等. CAP1400 控制棒提升极限分析方法研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 69-74.
- [12] 刘建昌, 陈忆晨, 余剑, 等. 华龙一号失水事故后安全壳内气溶胶自然沉降现象研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 75-81.
- [13] 许友龙, 刘莞, 郑丽馨. 浅谈我国核电厂重要厂用水系统换热器隔离阀门与放射性监测仪表配置优化 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 82-88.
- [14] 卢洋, 许俊俊, 刘治刚. 群厂核安全监管数据治理研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 89-92.
- [15] 姚彦贵, 熊珍琴, 唐力晨, 等. 抗震分析中关于反应谱与功率谱密度函数之间关系的解析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 93-103.
- [16] 张根, 熊晓, 任丽丽, 等. 核电厂放射性废物管理策略研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 104-111.

2022 年第二期

- [1] 杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 铀浓缩厂事故安全监管分析

- [J].核安全, 2022, 21(2): 1-7.
- [2] 黄力, 刘婷, 常猛, 等. 浅析核安全责任主体的几个问题 [J].核安全, 2022, 21(2): 8-13.
- [3] 吴利杰, 李文宏, 曾珍, 等. 核电厂核级金属石墨密封垫片国产化替代核安全审查要点 [J].核安全, 2022, 21(2): 14-19.
- [4] 朱毅. 上海市高风险移动放射源在线监控系统设计及应用 [J].核安全, 2022, 21(2): 20-25.
- [5] 梁任, 李润鹏, 魏来, 等. 台山核电厂一号机组部分冷却首堆试验与理论预测分析比较 [J].核安全, 2022, 21(2): 26-31.
- [6] 林燕, 罗汉炎, 李强, 等. ACPR1000 热态满功率 MSLB 事故分析 [J].核安全, 2022, 21(2): 32-37.
- [7] 刘建昌, 陈韵茵, 陈忆晨, 等. 华龙一号蒸汽发生器传热管 6 mm 破口事故放射性后果分析 [J].核安全, 2022, 21(2): 38-42.
- [8] 王常明. 重水堆核电厂压力管泄漏的识别与处理 [J].核安全, 2022, 21(2): 43-50.
- [9] 王海霞, 曾正魁, 张思纬, 等. 固态陶瓷氚增殖剂释氦实验研究综述 [J].核安全, 2022, 21(2): 51-61.
- [10] 徐苗苗, 乐志东, 林支康, 等. 蒸汽发生器传热管破裂事故缓解措施研究 [J].核安全, 2022, 21(2): 62-67.
- [11] 刘姚锋. 核电厂观察指导数据趋势分析方法研究 [J].核安全, 2022, 21(2): 68-75.
- [12] 于洋, 李源, 吴静, 等. 高温气冷堆核电厂事故规程体系分析 [J].核安全, 2022, 21(2): 76-83.
- [13] 常腾宇, 张玮. 核安全文化建设示范基地浅析和思考 [J].核安全, 2022, 21(2): 84-89.
- [8] 臧小为, YARMOLENKO M.A., KOROLEVA M.YU.. 俄罗斯核电站运行事件及原因分析 [J].核安全, 2022, 21(3): 46-56.
- [9] 高炳焱. “培养理论”和“文化折扣”视角下的核安全文化落地与传播体系构建 [J].核安全, 2022, 21(3): 57-61.
- [10] 化新超, 李星星, 潘良明. 基于分离式热管构成的非能动安全壳冷却系统传热性能影响因素研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 62-69.
- [11] 彭思桐, 吕云鹤, 曾珍, 等. 基于卧式蒸汽发生器传热管涡流检查数据的堵管准则研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 70-76.
- [12] 徐维, 阮晨杰, 杨少锋, 等. 基于阳江核电厂冷源拦截网兜材料替换可行性研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 77-83.
- [13] 郭强, 孙婧, 刘卓, 等. 新型堆芯捕集器竖直冷却管内间歇沸腾现象研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 84-92.
- [14] 洪宁宁, 刘旌平, 张洪宇. 基于多重参数综合监测方法的核电厂电缆非金属材料一致性研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 93-98.
- [15] 张亚平, 李国健, 李锴, 等. VVER 机组反应堆压力容器中心子输运计算程序系统的验证 [J].核安全, 2022, 21(3): 99-106.

2022 年第四期

- [1] 刘玮, 韩善彪, 张伟, 等. 关于加强我国碘化钠伽玛谱仪技术发展的思考 [J].核安全, 2022, 21(4): 1-5.
- [2] 邢继, 吴楠, 薛娜, 等. “华龙一号”场外应急优化研究 [J].核安全, 2022, 21(4): 6-11.
- [3] 于大鹏, 梁晔, 徐晓娟, 等. 我国核与辐射安全现状研究与探讨 [J].核安全, 2022, 21(4): 12-18.
- [4] 曾铁军, 阳小华, 万亚平, 等. 新型放射性物品运输安保系统及其非法移动感知方法 [J].核安全, 2022, 21(4): 19-25.
- [5] 张萌, 张志刚. COP 26 减碳目标下核电发展的必要性与可行性研究 [J].核安全, 2022, 21(4): 26-31.
- [6] 万芹方, 李昀, 李飞, 等. 研究堆老化管理监管现状和相关建议 [J].核安全, 2022, 21(4): 32-35.
- [7] 黄平, 段兴彪, 周鹏, 等. CPR1000 核电机组 RPV 辐照监督管提取方案及实践 [J].核安全, 2022, 21(4): 36-41.
- [8] 王小信. HPR1000 主控室空调系统防止流感病毒传播能力提升研究 [J].核安全, 2022, 21(4): 42-47.
- [9] 王雁启, 杨雪, 李巨峰, 等. 对核电厂质量保证监查的改进建议 [J].核安全, 2022, 21(4): 48-54.
- [10] 冯丙辰, 王晗丁, 张晓明. 超强台风情况下 SER 水罐安全影响分析 [J].核安全, 2022, 21(4): 55-58.
- [11] 徐东林, 姚守忠, 王生吉. 乏燃料后处理工程关键技术元素
- 2022 年第三期**
- [1] 程丰民, 于现臣, 刘卫东, 等. 一起铯-137 放射源失控事故应急监测探讨 [J].核安全, 2022, 21(3): 1-7.
- [2] 朱伟杰, 王常明, 沈国章, 等. 新建核电站项目前期的证照申请与核安全监管浅析 [J].核安全, 2022, 21(3): 8-14.
- [3] 董良, 卢桂才, 周天荣, 等. 宁夏铯-192 放射源辐射事故调查及分析 [J].核安全, 2022, 21(3): 15-19.
- [4] 梁锦, 邓飞, 余慧婷, 等. 广东放射治疗辐射安全现状 [J].核安全, 2022, 21(3): 20-24.
- [5] 杨震. 铀浓缩厂级联系统核安全分析 [J].核安全, 2022, 21(3): 25-32.
- [6] 杨少锋, 阮晨杰, 徐维, 等. 基于阳江核电厂水母暴发期间增设水母网效果的研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 33-37.
- [7] 于洋, 郑丽馨, 于海洋, 等. 高温气冷堆核电厂运行事件准则分析 [J].核安全, 2022, 21(3): 38-45.

- 识别方法研究[J].核安全, 2022, 21(4): 59-65.
- [12] 刘宇生, 王庶光, 李东阳, 等. 堆芯补水箱内热水水力现象识别与研究[J].核安全, 2022, 21(4): 66-73.
- [13] 杜南麟, 张松. 系统化培训方法(SAT)在核电厂岗位培训大纲开发中的应用研究[J].核安全, 2022, 21(4): 74-79.
- [14] 张毅. 当追求卓越成为内生动力[J].核安全, 2022, 21(4): 80-83.
- [15] 周涛, 张彪, 张雨飞. 前进中的东南大学核科学与技术系[J].核安全, 2022, 21(4): 84-87.

2022年第五期

- [1] 刘玮, 李飞, 张伟, 等. 关于我国无人系统辐射环境监测技术发展的思考[J].核安全, 2022, 21(5): 1-6.
- [2] 张伟珠, 林淑倩, 孔杜娟, 等. 热释光累积剂量环境监测结果影响因素分析[J].核安全, 2022, 21(5): 7-13.
- [3] 曾宇峰, 滕柯延, 杨洪生, 等. 蒙特卡洛方法在紧凑型水泥固化装置屏蔽设计中的应用[J].核安全, 2022, 21(5): 14-20.
- [4] 毛位新, 蒙美福, 傅焯辉, 等. 核应急指挥系统在核事故应急演练中的应用与思考[J].核安全, 2022, 21(5): 21-27.
- [5] 张红涛, 汤冠军, 孔亮, 等. 我国关停铀矿冶设施辐射环境监测状况及对策探讨[J].核安全, 2022, 21(5): 28-32.
- [6] 刘建昌, 陈韵茵, 欧阳勇, 等. 压水堆LOCA源项分析方法保守性评价[J].核安全, 2022, 21(5): 33-40.
- [7] 朱伟, 侯秦脉, 蔡宁. 华龙一号调试试验项目完整性的研究[J].核安全, 2022, 21(5): 41-45.
- [8] 冉文王, 方亮, 吕炜枫, 等. 英国通用设计审查辐射防护监管体系研究与实践[J].核安全, 2022, 21(5): 46-53.
- [9] 刘明海, 徐志燕, 安桂秀. 气溶胶中总 α 、总 β 放射性测量方法探索[J].核安全, 2022, 21(5): 54-58.
- [10] 刘时贤, 侯秦脉, 褚倩倩, 等. 基于故障树分析法的乏燃料水池失去冷却事件分析[J].核安全, 2022, 21(5): 59-65.
- [11] 曾珍, 房永刚. 关于建立我国反应堆压力容器辐照监督数据库的建议[J].核安全, 2022, 21(5): 66-71.
- [12] 韩锦程, 王海霞, 李桃生, 等. 基于COMSOL的CFETR TEP手套箱内氙运输模拟研究[J].核安全, 2022, 21(5): 72-80.
- [13] 苏康, 黎知行, 史骥, 等. 基于启发式算法的乏燃料装料排期计划研究[J].核安全, 2022, 21(5): 81-87.
- [14] 张华, 陈志东, 徐润龙, 等. 环境 γ 辐射剂量率比对及宇宙射线响应测量结果与分析[J].核安全, 2022, 21(5): 88-94.
- [15] 张子睿. 核电设备采购管理初探[J].核安全, 2022, 21(5): 95-101.
- [16] 陆宏, 陈芳雷, 王烁, 等. 基于核设施实物保护的风险分析及评估方法研究[J].核安全, 2022, 21(5): 102-110.
- [17] 陈芳雷, 陆宏, 陈晨, 等. 基于核安保事件的模型分析及评估方法研究[J].核安全, 2022, 21(5): 111-120.

2022年第六期

- [1] 张蔚华, 赵坤, 郭海峰, 等. 浅谈运行核电厂放射性物品运输活动监管[J].核安全, 2022, 21(6): 1-5.
- [2] 苏超丽, 陈跃光, 张金帆, 等. 广东省5G通信基站电磁辐射环境影响监测与管理[J].核安全, 2022, 21(6): 6-12.
- [3] 滕柯延, 曾宇峰, 谢树军, 等. 我国伴生放射性矿废物处置现状研究[J].核安全, 2022, 21(6): 13-18.
- [4] 张贞. 大亚湾核电基地周围海水氡活度浓度的监测概况[J].核安全, 2022, 21(6): 19-24.
- [5] 王宝, 蔡金平. 福清核电厂放射性流出物排放管理实践[J].核安全, 2022, 21(6): 25-29.
- [6] 殷德健, 雷蕾, 邹象. 国内外小型模块化反应堆的异同和国际合作前景分析[J].核安全, 2022, 21(6): 30-35.
- [7] 邹象, 马国强, 雷蕾, 等. 美国核管会ITAAC项目抽样检查方法的研究[J].核安全, 2022, 21(6): 36-41.
- [8] 蔡显岗, 张泽宇, 张路怀, 等. 对核电厂环境影响评价相关问题的探讨[J].核安全, 2022, 21(6): 42-46.
- [9] 陶革, 高轩, 赵传礼, 等. 核电厂老化管理大纲及其要素[J].核安全, 2022, 21(6): 47-54.
- [10] 王逊, 田宇, 荆放, 等. 核动力厂设计扩展工况的思考与建议[J].核安全, 2022, 21(6): 55-60.
- [11] 钟华, 李晓娟, 万亚平, 等. 高放废物地质处置社会公众可接受性及其风险决策伦理探析[J].核安全, 2022, 21(6): 61-66.
- [12] 韩良文, 赵鹏, 邓云李, 等. HFETR设备可靠性数据库的研究与设计[J].核安全, 2022, 21(6): 67-74.
- [13] 赵雷. 借鉴区块链技术搭建核电厂厂址安全审评信息平台的建议[J].核安全, 2022, 21(6): 75-79.
- [14] 赵旭东, 杨成, 王美英, 等. 商品级物项转化管理要求研究与建议[J].核安全, 2022, 21(6): 80-87.
- [15] 赵永登. 基于区块链技术的核安全管理体系信息化研究[J].核安全, 2022, 21(6): 88-96.
- [16] 樊亦江, 余大利, 刘书勇, 等. 铅铋冷却燃料棒束堵流事故CFD模拟与分析[J].核安全, 2022, 21(6): 97-105.
- [17] 刘时贤, 褚倩倩, 刘锐, 等. 应用屏障分析与ECF图对LNA和LNC变压器供电回路不可用事件分析[J].核安全, 2022, 21(6): 106-113.