

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](mailto:heanquanzazhi@263.net)
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3期 总第92期

双月刊 公开发行

2023年6月30日出版

阅读·检索



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

叶奇蓁
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)

◆ 六五环境日

- 1 关于国控大气辐射环境自动监测站处置的分析和建议 丁雪峰, 王海鹏, 全 葳
6 核电首台(套)设备推广应用问题分析和政策研究 张学东, 曹润丰
16 核工程建造阶段核安全文化体系建设与管理实践 陈 琪, 石俊科, 郭永贵, 等

◆ 政策法规

- 22 核电厂数字化仪控系统软件共因故障相关核安全标准研究 余 毅, 陈日罡, 曾 斯

◆ 核电厂实践

- 29 阳江核电厂冷源组合式网兜应用可行性研究 李新贤, 徐 维, 杨少锋, 等
35 在运核电厂设计基准定义及其内容技术框架研究 吴广君

◆ 研究与探讨

- 41 Bamboo 程序在方形组件压水堆中的适用性验证研究 李 想, 肖会文, 邵 增, 等
48 核安全辐射监测设备扩证申请的问题探讨 张军旗, 杜俊涛, 花 锋
53 双模式射线融合成像控制系统的设计与验证 王 方, 师雪艳, 任焕文, 等
60 快堆严重事故钠燃烧过程裂变产物释放模拟试验研究 王荣东, 姚泽文, 朴 君, 等
67 浅谈首批熔盐堆操纵员的职业素养 杨世龙, 刘呈则, 徐 博, 等
72 摇摆条件下水平圆管内湍流压力脉动特性分析 朱仕斌, 艾华宁
81 SPAR-H 人员可靠性分析方法的应用优化研究 谭 笑, 仇永萍, 卓钰铨, 等
89 半悬臂式燃料元件在间隙限制约束下非线性振动的等效方法研究 杨国威, 张 勇, 宋 勇, 等

◆ 一线风采

- 99 漳州能源: 铆足干劲 创新驱动 让华龙之光点亮东海之滨 漳州能源
102 强核报国 核创未来 南华大学核科学技术学院

◆ 参考文献

- 104 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 梁 晔)

- 1 Analysis and Suggestion on the Disposal of National-Controlled Automatic Station
(Ding Xuefeng, Wang Haipeng, Quan Wei)
- 6 Analysis of Problems in the Promotion and Application of the First Set Equipment of Nuclear Power Plant and Policy Studying & Discussion
(Zhang Xuedong, Cao Runfeng)
- 16 Nuclear Safety Culture System Construction and Management Practice of Nuclear Engineering Construction Stage
(Chen Qi, Shi Junke, Guo Yonggui, Chen Mingguo, Hu Ling)
- 22 Research on Nuclear Safety Standards Related to Common Cause Failures Deriving from Software in DI&C System of Nuclear Power Plants
(Yu Yi, Chen Rigang, Zeng Si)
- 29 Feasibility Study on Application of Combined Net Bag Based on Cold Source in Yangjiang Nuclear Power Plant
(Lin Xinxian, Xu Wei, Yang Shaofeng, Ruan Chenjie, Wu Jian, Zhu Jianrui, Zou Xiaowei, Chen Jian, Yao Zhimeng)
- 35 Study of the Definition and Technical Framework of Design Basis for NPPs in Operation
(Wu Guangjun)
- 41 Applicability Validation Research on Bamboo for Pressurized Water Reactor Loading Square Assembly
(Li Xiang, Xiao Huiwen, Shao Zeng, Liu Guoming, Yi Xuan, Yang Haifeng)
- 48 Discussion on Application for Expansion of Nuclear Safety Radiation Monitoring Equipment
(Zhang Junqi, Du Juntao, Hua Feng)
- 53 Design and Verification of Dual-Mode Radiographic Fusion Imaging Control System
(Wang Fang, Shi Xueyan, Ren Huanwen, Song Jing, Wang Wen, Song Yong, FDS Consortium)
- 60 Simulation Study on the Release of Fission Products During Sodium Combustion
(Wang Rongdong, Yao Zewen, Piao Jun, Abudusaimi Yakufu, Han Xinmei, Zhang Xian)
- 67 On the Professional Quality of the First Batch Molten Salt Reactor Operators
(Yang Shilong, Liu Chengze, Xu Bo, Wang Kai, Zhang Yuquan)
- 72 Analysis of Turbulent Pressure Pulsation Characteristics in a Horizontal Pipeline under Rolling Conditions
(Zhu Shibin, Ai Huaning)
- 81 Study of Application Optimization of SPAR-H Human Reliability Analysis Method
(Tan Xiao, Qiu Yongping, Zhuo Yucheng, Lei Wenjing, Hu Juntao, He Jiandong)
- 89 Equivalent Method Research on Nonlinear Vibration of Semi-cantilever Fuel Pin Under Gap-limited Constraints
(Yang Guowei, Zhang Yong, Song Yong, Fan Tiandi, Chen Jianwei, Lin Feng)

丁雪峰,王海鹏,全葳.关于国控大气辐射环境自动监测站处置的分析和建议[J].核安全,2023,22(3):1-5.

Ding Xuefeng, Wang Haipeng, Quan Wei. Analysis and Suggestion on the Disposal of National-Controlled Automatic Station [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3): 1-5.

关于国控大气辐射环境自动监测站处置的分析和建议

丁雪峰,王海鹏*,全葳

(生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082)

摘要: 截至目前,我国已完成建设501个国控大气辐射环境自动监测站(以下简称自动站),圆满完成“十三五”规划目标。但部分自动站已运行近16年,超出了自动站运行时间的预期,部分设备仪器存在老化、故障频繁、技术性能落后等问题,自动站面临报废处置情形。本文尝试从权属划分、处置标准、审批流程、处置方法等方面对自动站运行提出分析和建议。

关键词: 国控;辐射;自动站;处置

中图分类号: X84 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)03-0001-05

为落实《中华人民共和国放射性污染防治法》中“国务院环境保护行政主管部门会同国务院其他有关部门组织环境监测网络,对放射性污染实施监测管理”^[1]的要求,生态环境部大力开展了自动站的建设,对我国辐射环境水平、重点核设施进行在线监测,为我国的核与辐射安全事业构建了有效的预警监测网络。目前监测点位已基本覆盖地级以上城市、核电站周边县市、一类边境口岸及重点环境敏感地区。

1 自动站固定资产基本情况

2007年,财政部批准实施了“全国辐射环境监测项目”,将国控大气辐射环境自动监测网络建设及运行管理费用纳入国家财政经费预算。“十五”到“十三五”期间,通过申报8个中央投资的能力建设项目对国控大气辐射环境自动监测网络进行了建设,总投资额约4.5亿元,至

“十三五”末,中央投资建设的自动站共498个,另外在长白山和密云建设了3个全自动站。实现了《“十三五”生态环境保护规划》^[2]的建设目标。

1.1 2016年以前的自动站建设情况

我国自动站建设从2006年起步,在主要城市建设了36个自动站,权属于各省,这也是我国建设的第一批国控大气辐射环境自动监测站。2009年,我国建设了第二批100个自动站,包括了31个省(区、市)的首府以及青岛市的32个自动站和重要核设施周围、边境口岸等敏感地点的68个自动站,权属于各省(区、市)。2011年日本福岛核事故后,依托“中央财政主要污染物减排专项资金”,我国在东北边境及部分沿海地区建设了25个自动站,权属于生态环境部。2016年,为进一步完善我国边境口岸辐射环境监测体系,加强边境辐射预警监测和应急监测

收稿日期:2022-11-01 修回日期:2023-02-10

作者简介:丁雪峰(1992—),男,现主要从事辐射环境监测工作

*通讯作者:王海鹏, E-mail: 1162100344@qq.com

能力,我国在内蒙古、西藏和云南建设了6个自动站,权属于生态环境部。截至2017年,我国共建设167个自动站,初步形成了我国国控自动监测网络,如图1所示(图中小三角形表示一个自动站)。



图1 2006—2016年自动站点位分布图

Fig.1 National-controlled automatic site location distribution map before 2017

1.2 2016年后自动站建设情况

《生态环境监测网络建设方案实施计划(2016—2020年)》中提出,到2020年年底,建成约500个辐射环境质量监测自动站。这是我国第一次将自动站建设列入“五年计划”中。2017年,原环境保护部委托辐射环境监测技术中心在重点核设施周围、长江黄河流域部分地级市、边境口岸等地区建设了96个自动站,权属于生态环境部。2018年,原环境保护部委托核与辐射安全中心在重点核设施周围、长江黄河流域部分地级市,边境口岸,部分海岛等地区建设了131个自动站,权属于生态环境部。2019年,核与辐射安全中心负责申报和开展2019年自动站建设项目,建设了113个自动站,其中升级了9个老旧自动站,权属于生态环境部核与辐射安全中心,如图2所示。

2 自动站处置存在的问题

经过十多年的国控辐射环境自动监测网络的建设和运行,我国在自动站建设、运行、设备研发、固定资产管理等方面积累了大量经验,取得了良好成效。但是随着运行时间的增加和自

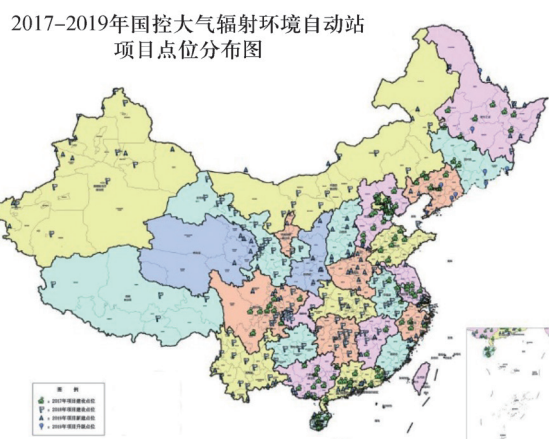


图2 2017—2019年自动站点位分布图

Fig.2 National-controlled automatic site location distribution map after 2017

动站建设批次的不断增加,我国在自动站处置方面也面临着新的问题。

2.1 部分自动站运行时间较长

我国国控辐射环境自动监测网络建设分为多个批次,跨度时间较长,各批自动站运行的时间有长有短。2006年,我国建设的首批36个自动站已经运行了16年。2009年,我国建设的100个自动站也运行了13年。这些自动站都在超期运行,部分仪器设备老化、故障频繁、性能无法满足现有要求,面临报废处置的情形。2019年,依托国控大气辐射环境自动监测站建设项目,核与辐射安全中心升级了9个老旧自动站。

2.2 自动站的权属不同

国控大气辐射环境自动监测站建设资金来源不同,权属也不同^[3]。2006年之前建设的36个自动站由各省级财政出资建设,产权归属为各省;2008年建设的100个自动站,产权归属为各省;其余项目建设的365个自动站由中央出资建设,由中央财政支付资金,其中2019年建设的113个自动站产权属于核与辐射安全中心,其他产权归属于生态环境部。国控辐射环境自动站权属于多方,不利于后续自动站的处置。例如,自动站涉及仪器设备众多,如图3所示,而根据《国控辐射环境空气自动监测站运行管

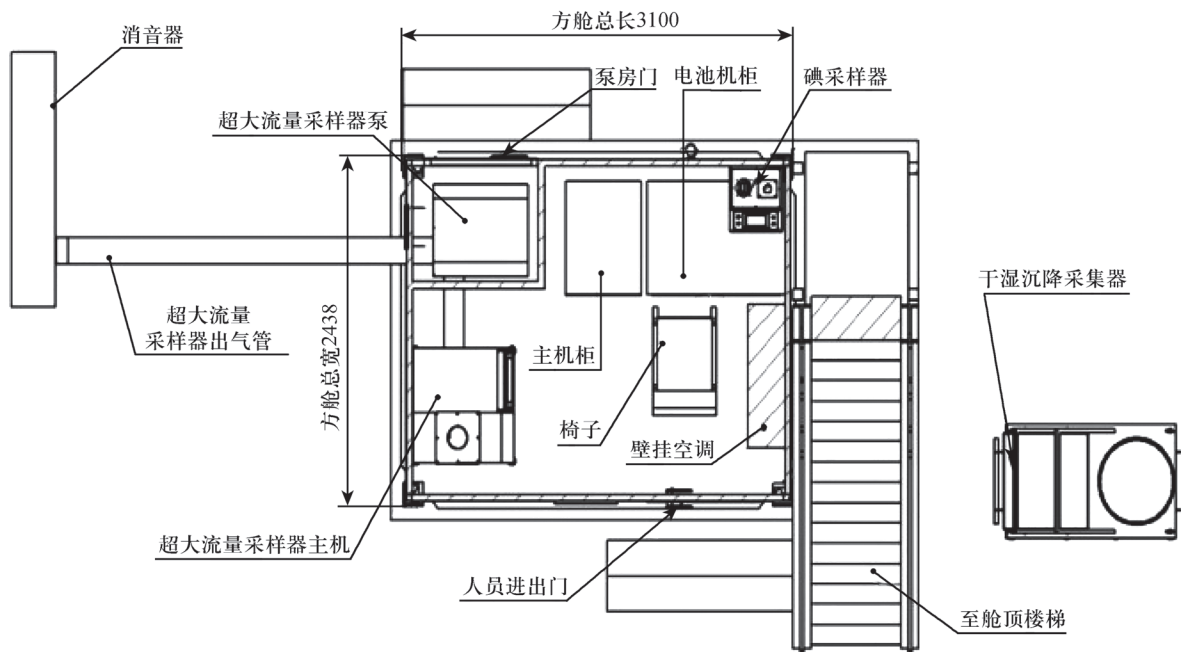


图3 自动站示意图

Fig.3 National-controlled automatic schematic diagram

理办法》，核与辐射安全中心负责自动站的备品备件采购管理^[4]，若权属于核与辐射安全中心的仪器设备备品备件更换到2008年的100个自动站中，造成同一个自动站地方资产与核与辐射安全中心资产共存，不利于自动站固定资产的产权登记，容易导致自动站资产登记盘查缺失和混乱，在自动站处置环节也存在同步协调处置的问题^[5]。

2.3 自动站处置无具体标准

目前，自动站处置主要依据“中央级事业单位国有资产使用管理暂行办法”等法律法规，尚没有具备可操作性、可行性、合法科学的资产处置程序标准。稳定使用报废期限，资产报损报废程度等的界定不明确。例如，对于老旧自动站升级产生的待报废老旧仪器设备，各省不确定能不能报废处置，有没有达到报废处置标准，导致这些仪器设备处于应报废而未报废的闲置状态。

2.4 自动站处置流程不规范

目前，自动站尚未制定科学、规范、可行的处置程序流程，没有明确的自动站处置审批权限，导致自动站无法处置，闲置占用土地或屋顶资源。而达到处置标准或超出使用年限的自

动站如果无法及时处置报废，则影响了自动站的报废和核销，从而造成自动站资产虚增。自动站权属比较复杂，其处置审批没有明确统一的负责人，从而导致了无人审批、无人处置的状态。同时，自动站处置也未确定专业的第三方处置鉴定机构，从而导致无法确定自动站是否能够处置。

2.5 自动站处置地点不明确

自动站分布在全国重要核设施、敏感地区、地级市和部分海岛地区，分布范围很广。自动站权属各省的尚且可以在各省进行就地处置或集中处置。但是权属于生态环境部或者核与辐射安全中心的自动站分布全国，数量众多，若全部集中处置，涉及的物流费用、仓储费用较大，可能无法得到充足的经费保障，亟须采取多种处置方式，降低处置成本。

3 自动站处置的对策和建议

随着自动站运行时间的增加，自动站处置成为迫切问题。自动站数量众多，涉及范围较广，权属复杂，急需结合实际，不断改进，确定自动站的处置方法。

3.1 逐步统一自动站的权属

自动站的权属归于多方,其处置也需经过多方的审批,审批流程较为复杂。特别是当同一自动站涉及多方的设备,每个设备均需单独进行审批。参考《国家地表水水质自动监测站运行管理办法》有关规定“水站仪器设备的使用年限一般为8年”^[6],各省2006年建设的自动站和2008年建设的100个自动站超出了自动站的运行预期期限。为简化自动站处置多头管理流程,降低管理成本^[7],建议由核与辐射安全中心申请中央专项资金,对上述自动站进行升级换代,逐步统一自动站的权属。

3.2 规范自动站处置标准

“不以规矩,不成方圆”,只有制定规范的自动站处置标准,才能防止自动站随意闲置、随意处置。在制定自动站资产处置标准时,应当明确权责关系、处置流程、量化指标,避免含糊其词,不置可否,增强标准的科学性、可行性^[7,8]。可针对自动站的使用年限、运转状态、维修情况等情形制定相关处置标准。特别是当未达到报废年限而提出的自动站处置申请,要谨慎对待,依照情形而定。

3.3 健全自动站处置流程

一方面自动站作为国控辐射环境监测网络的组成部分,在全国辐射环境质量监测中发挥了重要作用;另一方面自动站权属涉及多方,其处置也涉及多方的处置管理办法。建议由生态环境部审批自动站是否脱离国控辐射环境监测网络。然后根据中央、生态环境部和各省的资产处置方法^[9,10],由自动站的权属方进行处置。同时,建议建立自动站处置的评估制度,由核与辐射安全中心担任自动站处置鉴定机构,负责评估所处置自动站的损耗程度、再利用价值、变价收入、处置与否,并签署书面意见,如图4所示。

3.4 多途径处置自动站

全国每个地级市均分布了自动站,在重要核设施、边境口岸对自动站分布进行了加密。同时自动站设备种类繁多,有大有小,有的无法简单通过人力进行搬运,有的可以单人搬运。

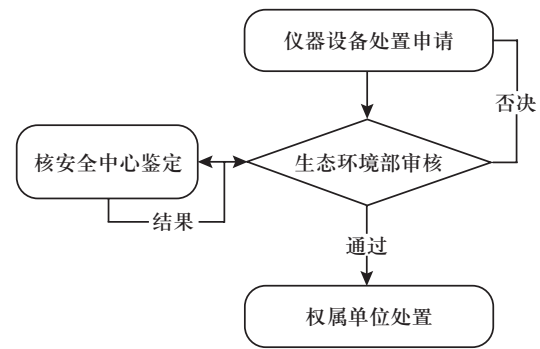


图4 自动站处置流程图

Fig.4 Disposal flow chart of national-controlled automatic

由于大型仪器设备处置人力成本、搬运成本高,建议就地处置。对于其他小型设备可以先转移到权属方仓库,进行集中批量处置,并邀请审计部门参与自动站的处置流程。

参考文献

- [1] 中华人民共和国放射性污染防治法 [EB/OL]. http://www.gov.cn/bumenfuwu/2012-11/13/content_2601283.htm.
- [2] “十三五”生态环境保护规划 [EB/OL]. https://www.mee.gov.cn/ywz/zcgthjdd/sthjghjh/201706/t20170607_415615.shtml.
- [3] 王侃, 章昕欲, 马永福, 等. 我国辐射环境自动监测系统建设的回顾与展望 [J]. 环境与可持续发展, 2014 (03 vo v.39; No.665): 56-58.
- [4] 生态环境部辐射监测技术中心. 国控辐射环境空气自动监测站运行管理办法 [R]. 2022.
- [5] 林婷. 浅析行政事业单位国有资产管理机制 [J/OL]. 市场周刊 (理论研究) JF Citizen's Weekly, 2013 (9): 79-81, 131.
- [6] 中国环境监测总站. 国家地表水水质自动监测站运行管理办法 [R]. 中国环境监测总站, 2019.
- [7] 朱鹏冲. 关于行政事业单位国有资产处置的若干思考 [J]. 行政事业资产与财务, 2021 (11): 3.
- [8] 王丽芬, 王延刚. 关于高校固定资产处置管理的思考 [J]. 辽宁经济职业技术学院·辽宁经济管理干部学院学报 (2期): 22-23.
- [9] 中央行政事业单位国有资产处置管理办法 [EB/OL]. http://www.mof.gov.cn/gkml/caizhengwengao/wg2021/wg202111/202203/t20220301_3791291.htm.
- [10] 中央级事业单位国有资产使用管理暂行办法 [EB/OL]. http://www.gov.cn/gzdt/2008-03/26/content_929273.htm.

Analysis and Suggestion on the Disposal of National–Controlled Automatic Station

Ding Xuefeng, Wang Haipeng*, Quan Wei

(Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China)

Abstract: So far, our country has completed the construction of 501 national–controlled atmospheric radiation environment automatic monitoring stations, successfully completing the 13 th Five–Year Plan goal. However, some national–controlled automatic stations have been in operation for nearly 16 years, far beyond the expected operation time, facing the situation of scrap disposal. This paper tries to put forward some analysis and suggestions to the national–controlled automatic station from the aspects of ownership division, disposal standards, approval process, disposal methods and so on.

Key words: national–control; radiation; automatic station; disposal

(责任编辑：梁 晔)

张学东,曹润丰.核电首台(套)设备推广应用问题分析和政策研究[J].核安全,2023,22(3):6-15.

Zhang Xuedong, Cao Runfeng. Analysis of Problems in the Promotion and Application of the First Set Equipment of Nuclear Power Plant and Policy Studying & Discussion [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3): 6-15.

核电首台(套)设备推广应用问题分析和政策研究

张学东, 曹润丰

(上海核工程研究设计院股份有限公司, 上海 200233)

摘要: 随着核电“引进来”和“走出去”战略的实施,核电关键核心进口设备的国产化研发工作在稳步推进,实现了一系列的设备制造方面的技术突破,核电项目的设备国产化率也得以持续提升。然而,国产化核电设备的推广和应用仍面临着一些困难和问题,其中首台(套)设备要实现研发、制造和推广应用的持续良性发展,离不开相关政策的引导、支持。本文在梳理研究核电首台(套)推广应用相关政策的基础上,经政策分析和行业调研,结合核电设备首台(套)研发和应用的实际,分析了研制攻关、成果评定、示范应用、奖励补贴、效果评价和推广应用等关键环节存在的问题,提出了建立流程、扩大定义和范围、设立应用基地、发布相关目录及设立专项奖励等设想和建议,为核电首台(套)相关政策的研究与应用提供参考和借鉴。

关键词: 核电设备;首台(套);推广应用;政策研究探讨

中图分类号: T-012 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)03-0006-10

核电发展代际更迭,新型号核电技术已经或即将进行示范建设与应用,其中核电首台(套)设备数量多、占比大,同时研发制造技术难度高、周期长、投入大,后续市场不明确不稳定、参与方持续动力不足,总体上首台(套)示范应用不畅已成为制约核电产业创新发展的重要因素。

现有研究首台(套)设备应用方面的文献多侧重于应用的某一方向(如保险补偿等)^[1-5]或未明确覆盖核电领域设备^[6-8]。部分学者从体制机制的视角结合核电重大专项项目展开了首台(套)政策应用的探讨^[9],为我们提供了有益的借鉴。在装备制造业界,已有知名人士针对首台(套)政策的应用发出了呼吁^[10]。

本文通过梳理研究核电首台(套)设备推广应

用相关的中央和地方政策,并进行分析和调研,结合核电首台(套)设备研发和应用的实际,分析问题,提出建议,为相关政策研究与应用提供参考和借鉴,助力核电设备创新技术的加速应用和发展。

1 现行首台(套)政策研究与分析

本文通过系统梳理2006年至2021年年底中央政府、各部委以及地方政府出台的首台(套)政策发布情况并进行研究和分析,对现行政策情况进行了总结。

1.1 国家层面

国家层面首台(套)政策逐步从粗放型管理向精细化管理转变;从最初的保险补偿政策到建立首台(套)政策体系,实现了从点到面的

收稿日期: 2022-12-01 修回日期: 2023-03-13

作者简介: 张学东(1980—),男,现主要从事核电设备国产化科研管理

深化。首台(套)政策的顶层要求逐步明确,于2017年完整地提出了政策体系建立要求并明确由国家发展改革委牵头,标志着国家重视首台(套)重大技术装备与应用推广的决心。有代表性的国家层面首台(套)政策见图1。国家层面

首台(套)政策时间轴见图2。

1.2 部委层面

国家各部委紧跟国务院关于首台(套)的政策和要求,2006年以来通过10年摸索最终通过多部门联动(工信部、财政部、保监会)实现了首

序号	政策名称	关键词	政策摘要	
1	国发〔2006〕6号	《国务院关于印发实施〈国家中长期科学和技术发展规划纲要(2006—2020年)〉若干配套政策的通知》	保险机制	第三十条 对企业消化吸收再创新给予政策支持。对消化吸收再创新形成的先进装备和产品,纳入政府优先采购的范围。对订购和使用国产首台(套)重大装备的国家重点工程,国家优先予以安排。 建立由项目业主、装备制造企业和保险公司风险共担、利益共享的重大装备保险机制 ,引导项目业主和装备制造企业对国产首台(套)重大装备投保。
2	国发〔2006〕8号	《关于加快振兴装备制造业的若干意见》	保险机制、优先审批	第十三条 鼓励订购和使用国产首台(套)重大技术装备 。对订购和使用首台(套)国产重大技术装备的国家重点工程,可确定为技术进步示范工程,优先予以安排。尽快研究建立由项目业主、装备制造和保险公司风险共担、利益共享的重大技术装备保险机制,引导装备制造企业和项目业主对首台(套)国产重大技术装备投保。
3	国务院 2009	《装备制造业调整和振兴规划》	保险业务、制定目录	鼓励使用国产首台(套)装备。建立使用国产首台(套)装备的风险补偿机制。鼓励保险公司开展国产首台(套)重大技术装备保险业务。加大技术进步和技术改造投资力度。 制定《装备制造业技术进步和技术改造项目及产品目录》 ,支持使用国产首台(套)重大技术装备,支持目录内装备的自主化、节能节材减排改造、企业兼并重组后内部资源整合、区域性四大基础工艺中心建设、发展现代制造服务业等。
4	国办发〔2013〕8号	《关于强化企业技术创新主体地位全面提升企业创新能力的意见》	保险机制	第十二条 完善支持企业技术创新的财税金融等政策中提到“ 建立健全首台(套)重大技术装备保险机制 ,支持企业研发和推广应用重大创新产品。”
5	国发〔2014〕29号	《国务院关于印发加快发展现代保险服务业的若干意见》	保险补偿	(十五)推动保险服务经济结构调整。建立完善科技保险体系,积极发展适应科技创新的保险产品和服务, 推广国产首台首套装备的保险风险补偿机制 ,促进企业创新和科技成果产业化。
6	国务院 2015	《关于深化体制机制改革加快实施创新驱动发展战略的若干意见》	采购政策、促进应用、激励和约束机制	第九条 健全优先使用创新产品的采购政策的要求,鼓励采用首购、订购等 非招标采购方式 ,以及政府购买服务等方式予以支持, 促进创新产品的研发和规模化应用 ;研究完善使用首台(套)重大技术装备鼓励政策, 健全研制、使用单位在产品创新、增值服务和示范应用等环节的激励和约束机制 ;放宽民口企业和科研单位进入军品科研生产和维修采购范围。
7	国发〔2015〕28号	《关于印发中国制造2025的通知》	激励和约束机制、技术发展方向	第四章 战略支撑与保障 加大财税政策支持力度 落实和完善使用首台(套)重大技术装备等 鼓励政策 ,健全研制、使用单位在产品创新、增值服务和示范应用等环节的 激励约束机制 。
8	国务院 2015	《深化科技体制改革实施方案》	保险补偿	第二章 研究完善使用首台(套)重大技术装备鼓励政策,健全研制、使用单位在产品创新、增值服务和示范应用等环节的激励和约束机制。 推进首台(套)重大技术装备保险补偿机制 。
9	国发〔2017〕37号	《关于强化实施创新驱动发展战略进一步推进大众创业万众创新深入发展的意见》	发改委、政策体系	第二十三条 国家发展改革委 牵头负责“研究制定促进首台(套)重大技术装备示范应用的意见,建立健全首台(套)重大技术装备研发、检测评定、示范应用体系,完善财政、金融、保险等支持政策,明确相关招标采购要求,建立示范应用激励和保障机制,营造良好的政策和市场环境”。

图1 代表性的国家层面首台(套)政策

Fig.1 Representative first set policies at national level

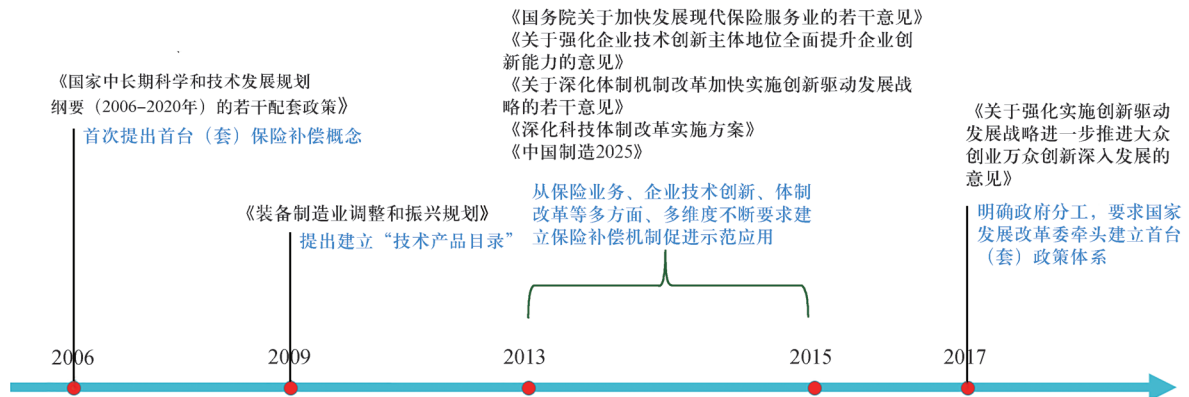


图 2 国家层面首台(套)政策时间轴

Fig.2 Timeline for the first set policies at the national level

台(套)保险补偿政策的真正落地。2018年,按照国务院工作部署,发改委联合7部门全面启动首台(套)政策体系的建立,随后国家能源局也在能源领域的示范应用、评定体系方面出台了配套政策。代表性的部委层面首台(套)政策见图3。

序号	政策名称	关键词	政策摘要
1	发改工业 [2008]224号 首台(套)重大科技装备试验示范项目管理办法	定义、实施要求	<ul style="list-style-type: none"> 落实国发[2006]6号关于首台(套)要求发布的配套政策,奠定首台(套)的政策基础和实施边界。 首台(套)重大技术装备定义:指集机、电、自动控制技术为一体的,运用原始创新、集成创新或引进技术消化吸收再创新的,拥有自主知识产权的核心技术和自主品牌,具有显著的节能和低(零)排放的特征,尚未取得市场业绩的成套装备或单机设备。 管理办法对试验/示范项目的申请和受理、首台(套)设备认定和采购等进行了规定,提出包括优先审批、信贷支持、科技支撑、税收政策、保险机制、奖励表彰等方面的配套政策。
2	财建[2015]19号 关于开展首台套保险补偿机制试点工作的通知	试点	<ul style="list-style-type: none"> 财政、工信部、保监会联合发文,明确由工信部制定目录。鼓励保险公司为重大技术装备发展提供保险服务,财政以实际投保年度保费的80%给予补贴。 首台(套)范围:用户首次使用的前三台(套)首批次。
3	工信部装 [2015]63号 工业和信息化部发布《首台(套)重大技术装备推广应用指导目录》	《目录》	<ul style="list-style-type: none"> 发布《首台(套)重大技术装备推广应用指导目录》,该目录滚动更新。
4	保监发 [2015]15号 中国保监会关于开展首台(套)重大技术装备保险试点工作的指导意见	保险产品	<ul style="list-style-type: none"> 提出由中国保险行业协会制定统一的首台(套)重大技术装备保险产品示范条款。 提出保险公司组成共保体开展试点工作。
5	发改产业 [2018]558号 关于促进首台(套)重大技术装备示范应用的意见	政策体系,政府分工	<ul style="list-style-type: none"> 落实国发[2017]37号关于首台(套)要求发布的配套政策。 从完善重大技术装备研发创新体系、健全首台套检测评定体系、构建首台套示范应用体系、推动军民两用技术和装备融合发展、加强首台套知识产权运用和保护、加大资金支持力度、强化税收政策导向、优化金融支持和服务、增强保险“稳定器”作用、发挥国有企业作用、明确法律规定要求、建立实施保障机制等12个方面提出了明确要求并做了详细的政府分工,要求各部委按分工落实政策落地。 后续首台(套)政策落地的指导性文件。

图 3 代表性的部委层面首台(套)政策

Fig.3 Representative first set policies at ministerial level

序号	政策名称	关键词	政策摘要
6	国能发科技〔2018〕49号 关于促进能源领域首台(套)重大技术装备示范应用的通知	示范应用	<ul style="list-style-type: none"> 大力推动能源领域首台(套)重大技术装备突破。组织能源企业、装备制造企业、有关研发机构加强对接,加快创新成果的示范应用;做好首台套产品目录发布以及示范效果评价;结合能源发展规划和有关项目建设设立示范项目。 综合施策支持能源领域首台(套)重大技术装备示范应用。优先纳入相关规划并由各级投资主管部门按照权限核准或审批;经报行业主管部门批准,可采用单一来源采购、竞争性谈判等方式;设立示范项目时明确并享有燃料供应、发电并网、运行调度等方面的适当优惠政策;建立能源领域首台(套)容错机制;鼓励地方根据实际情况进一步制定细化支持政策。
7	国能发科技〔2019〕89号 能源领域首台(套)重大技术装备评定和评价办法(试行)	评定、评价	<ul style="list-style-type: none"> 落实发改产业〔2018〕558号、国能发科技〔2018〕49号文件要求,制定评定评价细则。 明确了首台(套)重大技术装备的申报、评定、监管和评价等具体要求。

图3(续)

部委层面首台(套)政策时间轴见图4。

1.3 地方层面

根据《关于开展首台(套)重大技术装备保险补偿机制试点工作的通知》(财建〔2015〕19号)的要求,以工信部《首台(套)重大技术装备推广应用指导目录》为指引,上海市2015年即响应出台了《管理办法》和《实施细则》,建立了专项资金并组织落实相关政策。全国各地政府于2018年起均逐步发布申报通知并组织申报,实现了首台(套)重大技术装备保险补偿政策的全面落地。

代表性的地方层面首台(套)政策情况及其时间轴见图5。

1.4 整体分析

结合中央、部委和地方的政策情况,可以看到以下几个方面。

1.4.1 顶层部署

已明确。国务院已明确要求建立政策体系。

1.4.2 实施要求

逐步明确。各部委协同协作,已按政府职能进行了细化分工;国家能源局已按分工出台了部分政策。

1.4.3 落地政策

待制定。国家部委按分工出台相应政策后,地方政府负责制定细则与落实。

首台(套)政策整体脉络与时间轴见图6。

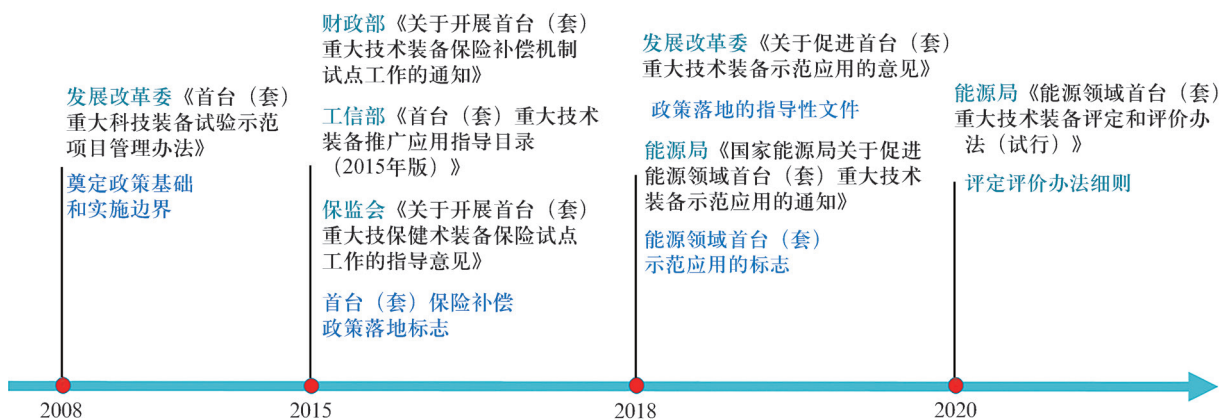


图4 部委层面首台(套)政策时间轴

Fig.4 Timeline for the first set policies at the ministerial level

序号	文号	关键词	政策名称
1	沪经信规〔2015〕101号	保险补偿、专项支持	上海市产业转型升级发展专项资金管理办法
2	沪经信装〔2015〕373号	保险补偿、专项支持	上海市高端智能装备首台突破和示范应用专项支持实施细则
3	北京市经济和信息化委员会〔2018〕	保险补偿	关于开展2018年首台(套)重大技术装备保费补贴资金申报工作的通知
4	闽经信装备〔2018〕88号	保险补偿	关于做好2018年国家首台(套)重大技术装备保险补偿机制试点相关工作的通知
5	苏经信装备〔2018〕620号	保险补偿	关于进一步做好江苏省首台套重大装备保险试点工作的通知
6	粤工信装备函〔2019〕1169号	保险补偿	关于组织申报2019年国家首台(套)重大技术装备保险补偿的预通知
7	深工信新兴字〔2019〕37号	保险补偿	关于开展2019年首台(套)重大技术装备保险补偿项目申报工作的通知
8	鲁工信装〔2019〕136号	保险补偿	关于组织开展2019年度山东省首台(套)技术装备及关键核心零部件、新材料首次应用、首版次高端软件保险补偿申报工作的通知
9	浙江省经济和信息化厅〔2020〕	保险补偿	关于做好2020年国家首台(套)重大技术装备保险补偿项目申报工作的预通知

图5 代表性的地方层面首台(套)政策及其时间轴

Fig.5 Representative first set policies and timeline at local level

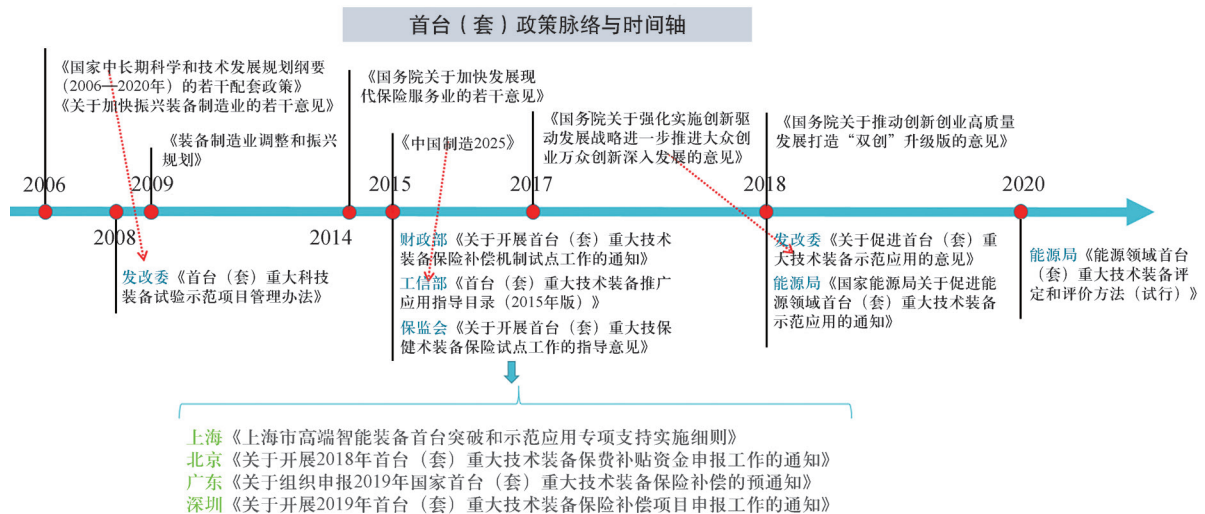


图6 首台(套)政策整体脉络与时间轴

Fig.6 Overall context and timeline of the first set policies

首台(套)政策整体分析见图7。



图7 首台(套)政策整体分析

Fig.7 Overall policy analysis of the first set

2 核电首台(套)产品及技术推广应用问题分析与政策研究

核电领域首台(套)科研成果示范应用的关键环节包括研制攻关、成果评定、示范应用、奖励补贴、效果评价和推广应用等。通过对国内主要核电供应商、业主单位、采购单位等进行走访调研,结合我国核电领域国产化现状和核电领域首台(套)政策情况,对各关键环节的政策支撑情况及存在的问题分析如下。

2.1 研制攻关环节分析

该环节已有政策支撑,《国家中长期科学技术发展规划纲要(2006—2020年)》^[11-12]围绕国家目标,筛选出16个重大专项。其中,核电行业依托“大型先进压水堆及高温气冷堆核电站”重大专项及国家相关科技计划,按照100%国产化目标已全面布局研发。

2.2 成果评定环节分析

该环节有政策支撑,针对已落地的保险补偿政策,其评定环节是以工信部发布的《首台(套)重大技术装备推广应用指导目录》^[13]为指引,由地方政府制定评定细则开展首台(套)成果评定和保险补偿申请、评审。以上海为例,政府印发的《上海市高端智能装备首台突破专项支持实施细则》(沪经信规范[2019]1号)^[14]中包含了关于首台(套)成果认定的工作要求。2019年,国家能源局印发了《能源领域首台(套)重大技术装备评定和评价办法(试行)》(国能发科技[2019]89号)^[15],用于支撑能源局领域首台(套)重大技术装备评定工作的开展。

结合调研情况,首台(套)产品及技术的应用推广在成果评定环节存在的问题主要为评审门槛问题。评审工作比较严格与谨慎,申请企业有一定的评定门槛,能够获得政策补贴的企

业大多数为国有企业,中小型企业尤其是民营企业通过评定的数量并不多。

2.3 示范应用环节分析

该环节有政策支撑,国家能源局印发的《关于促进能源领域首台(套)重大技术装备示范应用的通知》(国能发科技[2018]49号)^[16]中提及了“设立示范项目,落实首台(套)重大技术装备示范任务”和“经报行业主管部门批准,可采用单一来源采购、竞争性谈判等方式以保障示范任务落实”的要求,但本政策属于通知要求,并未有可操作的实施细则。

结合调研情况,本文总结提炼出首台(套)产品及技术的应用推广在示范应用环节存在的问题,主要集中在如下三个方面。

2.3.1 市场规模问题

核电市场牵引动力不足,难以通过市场经济带动首台(套)成果应用。国内核电市场本身不大,核电领域首台(套)的依托工程数量有限,国际市场尚需要进一步培育。在市场有限的情况下,针对数量少、难度高、投入大的首台(套)产品较难形成良好的市场条件。

2.3.2 核电行业的风险责任问题

核电领域对于安全性、可靠性要求极高,首台(套)产品完成研发后需要通过工程验证,而工程项目又难以承担相关风险。虽然国家颁布了首台(套)保险补偿政策实现风险共担,但核电领域属于高风险性的市场应用,在建核电厂对首次应用首台(套)产品的态度十分审慎。

2.3.3 市场竞争力问题

核电设备有技术要求高、研制难度大、经费投入多、采购数量少的特点,目前国内工业基础尚无法与先进国家相比,导致首台(套)设备往往在市场价格、技术成熟度等方面难以与进口设备抗衡。

2.4 奖励补贴环节分析

该环节现有的政策支撑主要是首台(套)保险补偿政策,在首台(套)产品及技术示范应用后的奖励补贴方面,国家层面暂未发现有可参考的相关政策。

结合调研情况,首台(套)产品及技术的应

用推广在奖励补贴环节存在的问题主要集中在申请条件、利益分配等方面,具体分析如下。

2.4.1 申请条件

纵观我国目前在国家层面的首台(套)政策,主要是在保险补偿方面实现了政策落地。单独针对核能领域的首台(套)政策数量较少。而根据首台(套)保险补偿政策要求,需要依据订单合同进行申请,且主要面向大型国有企业。对于国内的研制单位,如无法在激烈的国际市场竞争中取得订单则将无法享受首台(套)补贴政策,因此需要将政策支持的切入点适当前移至采购阶段。另外,目前各地所开展的重大技术装备首台(套)认定及补贴政策,申请对象必须是属地企业,地方央企等特殊类型企业则无法享受政策补贴,亟待政策申报对象的进一步拓宽。

2.4.2 利益分配

现有的首台(套)政策(保险补偿)面向研制供货单位,虽然用户单位是保险获益方,但相比之下核电厂计划外停堆带来的经济损失巨大,保险金不能完全覆盖。目前政策给予的利益并不能驱使用户单位开展示范应用。

2.5 效果评价环节分析

该环节有政策支撑,可以按照《能源领域首台(套)重大技术装备评定和评价办法(试行)》(国能发科技[2019]89号)执行。能源领域首台(套)重大技术装备示范完成后,技术装备研制单位联合用户单位向国家能源局提交示范评价申请。评价材料包括:示范项目完成情况、示范效果、技术装备运行情况等。对于确有需求的技术装备,为确保质量,可附第三方出具的设备制造过程监督报告等材料。国家能源局依法依规选定并委托第三方机构组织能源技术装备领域资深专家,组建相关专业专家组,对能源领域首台(套)重大技术装备示范应用情况进行评价并给出评价意见。调研过程中未提及本环节存在的问题。

2.6 推广应用环节分析

该环节目前暂未查到相关政策。建议经示范应用成功的技术装备,可以进行行业内推广应用,以及行业外推广应用。

结合调研情况,首台(套)产品及技术在推广应用环节存在的问题主要是可持续性与技术传承问题。核电设备研制周期长、采购间隔长、设备专用性较高、依托工程项目有限、未来市场不稳定,对于制造企业来说,若研制的首台(套)产品无法得到依托工程项目的应用,则该产品在很长一段时间内将无市场应用切入的机会,可能导致产品技术无法得到延续与传承,前期的大量投入将付之东流,不仅造成企业大量的人力物力损失,也会浪费国家科研经费。

3 政策设想与探讨

基于问题分析和对现有政策的覆盖性研究,结合在核电首台(套)方面的应用实践,课题人员在政策方面进行了一些设想和探讨。

3.1 建立核电领域首台(套)重大技术装备示范应用全周期流程

根据《关于促进首台(套)重大技术装备示范应用的意见》(发改产业[2018]558号)^[17]的分工安排,建立包括研制攻关、成果评定、示范应用、奖励补贴、效果评价、推广应用的全周期流程。

核电领域首台(套)重大技术装备示范应用是一项多部门参与、多环节实施的系统性工程。从参与主体来看,包括国家能源局、技术研制单位、用户单位以及其他配套政策相关管理部门。从实施关键流程来看,包括研制攻关、示范基地设立、首台(套)装备认定,设备应用采购、实施以奖代补、开展效果评价等。围绕上述内容,课题组设想了一套完整的政策实施流程体系(如图8所示)。该体系可通过出台专项政策加以落地实施,有力地支撑核电领域首台(套)重大技术装备示范应用,加速实现核电工程的国产化,提升我国核电工程的国际竞争力。

3.2 扩大核电领域首台(套)重大技术装备定义和范围

基于目前核电领域的市场壁垒较高、市场规模较小的特点,为鼓励各类主体更加积极开展核电关键技术攻关,可考虑将核电首台(套)产品的定义和范围从前3台(套)扩展到前3~5台(套),同时引入合同总额限制,分级分类进行认定。通过分级分类核定,进一步鼓励中小企业开展关键技术联合攻关,适当扩大核电领域的应用市场。

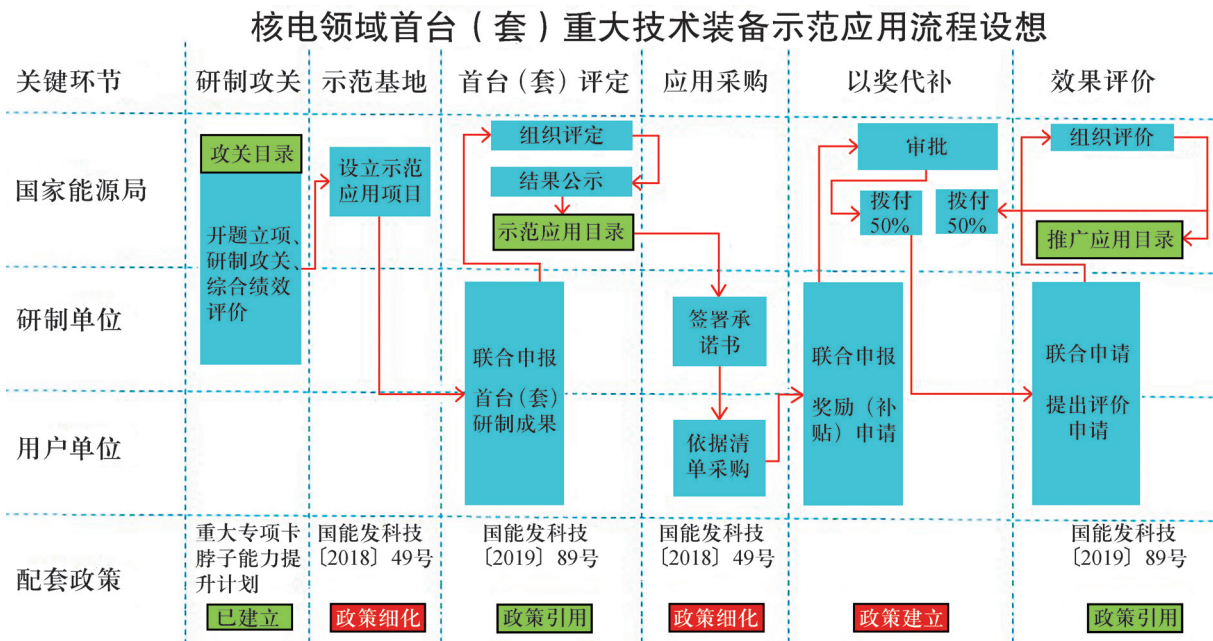


图8 政策实施流程体系(设想)

Fig.8 Policy implementation process system (assumption)

3.3 设立核电领域首台(套)重大技术装备示范应用基地

基于目前我国实际自主商业化核电工程较少,国际工程又存在采购合同制约的特点,在选择核电领域首台(套)重大技术装备应用范围上,可考虑将国和一号、华龙一号及其后续项目等重大工程作为核电领域首台(套)示范应用依托工程,要求其承担首台(套)示范应用任务,按《能源领域首台(套)重大技术装备评定和评价办法(试行)》,通过评定的重大技术装备须在上述重大工程中示范应用,并在保险补贴以及绩效考核方面,给予配套政策支持,解决核电领域重大技术装备在应用风险方面的后顾之忧。

3.4 发布《核电领域首台(套)产品及技术示范应用目录》,设立示范采购程序

基于工信部《首台(套)重大技术装备推广应用指导目录》,进行细化,滚动发布《核电领域首台(套)产品及技术示范应用目录》,作为对工信部发布目录的细化与补充。《核电领域首台(套)产品及技术示范应用目录》可考虑重点针对完成研制并按《能源领域首台(套)重大技术装备评定和评价办法(试行)》通过评定的卡脖子、补短板、能力提升清单物项类技术装备。针对纳入《核电领域首台(套)产品及技术示范应用目录》的重大技术装备,原则上应该在示范应用项目中进行示范应用,采购方式可采用单一来源、竞争性谈判等自主采购方式。

3.5 设立核电领域首台(套)示范应用专项奖励,明确专项管理要求

设立专项奖励资金,核电领域首台(套)重大技术装备获得示范应用后,由研制单位与用户单位作为联合体依据订货合同进行奖励申请。奖励发放建议结合《能源领域首台(套)重大技术装备评定和评价办法(试行)》规定的效果评价工作开展,即完成申请经认定后发放50%、示范应用1年后按《能源领域首台(套)重大技术装备评定和评价办法(试行)》完成效果评价后发放50%。

4 结论

本文立足于核电国产化大背景,探讨了关于核电首台(套)推广应用的问题分析和政策研究,经过系统的政策调研和分析,结合核电首台(套)设备研发和应用的实际,分析了研制攻关、成果评定、示范应用、奖励补贴、效果评价和推广应用等关键环节方面存在的问题,提出了建立流程、扩大定义和范围、设立应用基地、发布相关目录及设立专项奖励等方面的设想和建议,有较好的覆盖性,可以为核电首台(套)设备相关方面的政策研究与应用提供参考,为推动核电领域设备国产化贡献力量。

参考文献

- [1] 丁兆林. 山东省首台(套)保险补偿政策探讨[J]. 山东经济战略研究, 2016(12).
- [2] 杜明军. 使用国产首台(套)装备风险补偿机制探讨[J]. 产业与科技论坛, 2009, 8(2).
- [3] 李晨. 国产首台(套)重大技术装备保险机制研究[D]. 北京: 首都经济贸易大学, 2011.
- [4] 机械工业标准化与质量杂志社. 建立首台套保险补偿机制大力推动装备制造业发展[J]. 机械工业标准化与质量, 2015(4).
- [5] 章冬梅. 企业如何做好首台(套)重大技术装备认定及保险补偿[J]. 销售与管理, 2022(9).
- [6] 李应博. 国际贸易环境下中国高端装备制造业“首台(套)”政策执行困境与对策[J]. 科技与经济, 2013, 26(4).
- [7] 李思远, 姚业强. 我国首台(套)重大技术装备有关政策演变分析与启示[J]. 设备监理, 2020(3).
- [8] 孙晓晨. 以首台套政策为例看政采助力科技创新产品发展[J]. 中国招标, 2022(4).
- [9] 彭宇. 重大技术装备研发应用体制机制研究——以重大技术装备首台套政策为例[J]. 中国机构改革与管理, 2021(5).
- [10] 孙倩. 全国人大代表、中信重工董事长俞章法: 加大首台(套)重大技术装备支持力度[J]. 中国设备工程, 2022(6).
- [11] 国务院. 国家中长期科学技术发展规划纲要(2006—2020年). 国务院公报 2006年第9号[EB/OL]. (2006-02-07)[2022-12-08]. http://www.gov.cn/gongbao/content/2006/content_240244.htm.
- [12] 国务院. 《国家中长期科学和技术发展规划纲要(2006—2020年)》若干配套政策的通知. 国发〔2006〕6号[EB/OL]. (2006-02-07)[2022-12-08]. http://www.gov.cn/gongbao/content/2006/content_240246.htm.

- [13] 工业和信息化部. 关于印发《首台（套）重大技术装备推广应用指导目录（2017年版）》的通告. 工信部装函〔2018〕47号 [EB/OL]. (2018-01-26) [2022-12-08]. http://www.gov.cn/xinwen/2018-02/01/content_5262809.htm.
- [14] 上海市经济和信息化委员会, 上海市财政局. 关于印发《上海市高端智能装备首台突破专项支持实施细则》的通知. 沪经信规范〔2019〕1号 [EB/OL]. (2019-01-30) [2022-12-08]. <http://www1.shanghaiinvest.com/cn/viewfile.php?id=13572>.
- [15] 国家能源局. 关于印发《能源领域首台（套）重大技术装备评定和评价办法（试行）》的通知. 国能发科技〔2019〕89号 [EB/OL]. (2019-12-30) [2022-12-08]. http://zfxkgk.nea.gov.cn/auto83/202001/t20200107_3970.htm.
- [16] 国家能源局. 关于促进能源领域首台（套）重大技术装备示范应用的通知. 国能发科技〔2018〕49号 [EB/OL]. (2019-12-30) [2018-06-05]. http://zfxkgk.nea.gov.cn/auto83/201806/t20180613_3195.htm.
- [17] 国家发展改革委. 关于促进首台（套）重大技术装备示范应用的意见. 发改产业〔2018〕558号 [EB/OL]. (2018-04-11) [2018-06-05]. https://www.ndrc.gov.cn/xxgk/zcfb/tz/201804/t20180417_962712.html?code=&state=123.

Analysis of Problems in the Promotion and Application of the First Set Equipment of Nuclear Power Plant and Policy Studying & Discussion

Zhang Xuedong, Cao Runfeng

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

Abstract: With the implementation of the strategy of “bringing in” and “going out” of nuclear power industry, the localization research and development of nuclear power key imported equipment has been steadily promoted, a series of technological breakthroughs in equipment manufacturing have been achieved, and the equipment localization rate of nuclear power projects has also been continuously improved. However, the promotion and application of domestic nuclear power equipment are still facing many difficulties and problems. Whether the first set of equipment can achieve sustainable and steady development in R&D, manufacturing, promotion and application or not depends on the guidance and support of relevant policies of governments at all levels. On the basis of sorting out and studying the relevant central and local policies for the promotion and application of the first nuclear power equipment (set), this paper, through policy analysis and industry research, combined with the actual situation of the development and application of the first nuclear power equipment (set), analyzes the problems existing in the key links of research and development, achievement evaluation, demonstration application, incentive subsidies, effect evaluation, and promotion and application, and puts forward the assumptions and suggestions on establishment of processes, expansion of definition and scope, and establishment of application bases and release of relevant catalogues and the establishment of special awards. All those could provide reference and reference for the research and application of policies related to the first nuclear power unit (set).

Key words: nuclear power equipment; first set; promotion and application; policy studying & discussion

(责任编辑: 梁 晔)

陈琪,石俊科,郭永贵,等.核工程建设阶段核安全文化体系建设与管理实践[J].核安全,2023,22(3):16-21.

Chen Qi, Shi Junke, Guo Yonggui, et al. Nuclear Safety Culture System Construction and Management Practice of Nuclear Engineering Construction Stage [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3): 16-21.

核工程建设阶段核安全文化体系建设与管理实践

陈琪*, 石俊科, 郭永贵, 陈明国, 胡玲

(中国核工业华兴建设有限公司, 南京 210019)

摘要: 建设期质量是核安全运行期的关键。在核设施全产业链的重要环节——核工程建设阶段,核安全文化建设与实践具有重要意义和研究价值。本文通过提炼固化核安全文化价值理念,建立运行核安全文化管理体系,制定实施人员质量行为规范措施,探索构建核安全文化业绩评价模型以及动态评定核安全文化践行水平等有益实践,实现核安全文化建设的“有形化”“系统化”和“科学化”。

关键词: 核设施建造;核安全;核安全文化;文化评估

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)03-0016-06

从事核事业必须遵循确保安全的方针^[1]。核安全是核能与核技术利用事业发展的生命线,是国家安全的重要组成部分^[2]。培育核安全文化是核安全的本质要求,更是核行业健康发展的重要保障。核安全目标的实现和责任的落实,需要核设施营运单位、总承包单位、设计单位、设备制造单位、施工单位和监理单位等各司其职、履职尽责。

核设施营运单位和为其提供设备、工程和服务等的单位应当积极培育和建设核安全文化,将核安全文化融入生产、经营、科研和管理的各个环节^[1]。核工程建设阶段是核设施全产业链的重要环节,建设期质量是核安全运行期的关键。核工程建设阶段的核安全文化建设与实践具有重要意义和研究价值。

1 核工程建设阶段核安全文化建设

目前,国内外对核工程建设阶段核安全文化建设的研究尚未成体系,大多停留在文化理念宣传培训以及开展一系列专项活动等方面;多数存在理念认识不全面、文化实践不落地、措施方法不系统以及业绩水平不量化等问题,未将核安全文化建设固化为管理制度和标准要求。这与核安全本质要求、国家法律法规相关规定以及五部委“五个坚持”管控要求不相匹配,亟待系统梳理并固化核工程建设阶段核安全文化建设方法路径。

中核华兴作为中核集团重要成员单位,立足主责主业,聚焦核工程建设阶段核安全文化建设,经过30余年管理实践,确立以“价值理

收稿日期: 2023-02-27 修回日期: 2023-03-07

作者简介: 陈琪(1986—),女,工程师,本科,现主要从事核电质量保证体系、核安全文化理论研究工作

* 通讯作者: 陈琪, E-mail: 515340594@qq.com

念为引领、体系运行为基础、行为管控为抓手、业绩改进为目标”的核安全文化建设方针,通过提炼固化企业内部具有核工业底蕴的核安全文化价值理念,建立并运行一套完善的核安全文化管理体系,制定并实施人员质量行为规范措施以及探索构建可量化评价的核安全文化业绩评价模型,实现了核安全文化建设的“有形化”“系统化”和“科学化”,确保了公司核安全文化业绩得以持续改进,为核工程建造单位核安全文化建设提供了实践范例。

1.1 倡导文化理念

文化是人们长期创造形成的凝结在物质之中又游离于物质之外的,能够被传承、创造和发展的内在精神与意识形态。文化的特点是无处不在、无以言状。核安全文化需要内化于心、外化于行,核安全文化建设的目的是:让“安全高于一切”的核安全观成为全社会的自觉行动^[2]。从文化的特点可以看出,核安全文化建设需要从知晓到熟识、从理解到践行的过程,并非一蹴而就、一日之功。

1.1.1 提炼固化核安全文化价值理念

在核工程建造阶段,由于施工企业内部人员结构分层明显,所以员工文化素养参差不齐、理解践行能力差异较大。为明确员工履行核安全职责使命、践行核安全文化价值理念的具体表征,将其广而告之并使各层级员工充分理解与良好实践,逐步养成自觉习惯,公司结合核工程建造企业特点,提炼并固化核安全文化价值理念,包括核安全文化管理方针、工作氛围、核心价值观、发展愿景、文化使命和文化承诺等,对相关内容进行明确释义,以强化员工对核安全文化的理解和践行能力,并向政府监管部门、顾客和社会公众作出庄严的核安全承诺。

(1)核安全文化管理方针:专注职业化、聚焦执行力、追求零缺陷。

专注职业化:坚持建设一支“岗位技能职业化、工作素养职业化、行为规范职业化”的高素质技能型核工程建造团队。

聚焦执行力:坚持建设一支“令行禁止、规行矩步”的高执行效能型核工程建造团队。

追求零缺陷:坚持建设一支以“一次性把事情做对”为目标的高工作水准型核工程建造团队。

(2)工作氛围:阳光、透明、合作、沟通。

(3)核安全文化核心价值观:安全第一、质量第一。

(4)核安全文化发展愿景:成为核工程建造领域核安全文化建设的最佳实践者。

(5)核安全文化使命:培育良好的、具有华兴特色的核安全文化,持续提升核心竞争力;提供优质的核工程产品,对社会负责。

(6)核安全文化承诺:建造质量可靠的核工程产品,为核安全提供保障,确保核安全业绩总是能得到改进。

1.1.2 传递落实核安全文化价值理念

文化理念的落地实施需要组织和组织内全体成员的共同努力。在具体的管理实践中,主要措施有:发布《核安全文化政策声明》和《核安全文化手册》,阐述核安全文化建设管理政策和践行承诺;分层级设置文化推进专职组织机构,保障各项资源配置;明确各层级、各岗位核安全文化职责,纳入绩效考核评价体系。借助多种宣传渠道和展示平台,结合会议、培训和研讨等方式,培育核安全文化宣贯载体;构建核安全文化培训体系,制定标准化、可视化培训教材,打造“线上+线下”学习平台,固化“培训+测评”管理制度;结合“人人都是宣传员”、讲述身边的核安全文化故事和主题海报征文评比等活动,营造全员“关注核安全、学习核安全、践行核安全”的良好氛围,提升从业人员的核安全文化素养和践行能力,有力保障核安全文化价值理念和建设要求得以自上而下地传递和落实。

1.2 构建管理体系

1.2.1 建立核安全文化管理体系架构

通过系统梳理国内外核安全文化建设良好实践,结合核工程建造质量保证管理体系和核安全文化建设实际,确立“以人员行为为管控主线,以业绩评价为监测手段”的核安全文化管理体系,明确核安全文化管理体系运行原理及框

架结构,以“有形”的管理体系践行“无形”的核安全文化,实现核安全文化的“有形化”和“系统化”。

借鉴核电质量保证管理体系运行思路,将“各级人员在践行岗位职责中的工作表现”作为核工程建造阶段核安全文化建设的首要任务,将“培养各级人员良好质量行为,获得高品质的核工程”作为核安全文化的核心目标,建立以“大纲+管理程序+操作规程+业务指南”为框架结构的核安全文化管理体系(见图1)。

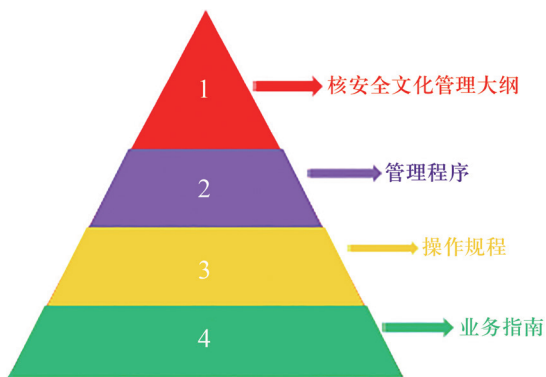


图1 核安全文化管理体系架构
Fig.1 Nuclear safety culture management system architecture

通过体系的运行,将核工程建造阶段各级人员良好的质量行为作为体系的输出目标进行系统管控,制定实施人员质量行为管控措施,规范养成人员良好质量行为习惯,降低人因失误,杜绝违规造假。将核安全文化业绩评价作为核安全文化建设水平的量化表征,找准工作短板和不足,明确改进措施和提升方向,实现对核安全文化建设的系统性管控。

1.2.2 明确核安全文化管理体系内容

作为核安全文化管理体系的纲领性文件,《核安全文化管理大纲》按照“PDCA”原则,分为“基础”“实践”“控制”和“改进”四个部分,对核工程建造阶段核安全文化管理主要内容予以明确。核安全文化管理体系文件见图2。

基础部分:侧重核安全本质要求在核工程建造全过程的有效落实。基于核工程建造经验的有效积累,注重建造活动实施前的技

序号	程序名称	层次类别
1	核安全文化管理大纲	大纲
2	典型质量案例及质量良好实践管理	管理程序
3	防控违规造假管理	
4	典型质量案例分析报告	操作规程
5	质量良好实践报告	
6	“两个零容忍”风险防控措施	
7	程序使用指南	业务指南
8	“STAR”式明星自检指南	
9	质量行为辨识指南	
10	质量行为检查实施指南	
11	质量行为不符合项管控指南	
12	质量行为趋势分析实施指南	
13	核安全文化业绩自我评价实施指南	
14	核安全文化业绩自评手册	
15	防控违规造假工作指南	

图2 核安全文化管理体系文件
Fig.2 Nuclear safety culture management system files

术策划和过程质量控制,强化人员对核安全特殊性和重要性的共识,确保人员岗位履职过程中管理措施及过程活动满足核安全践行要求。

实践部分:侧重组织和人员在核安全文化实践过程中的积极响应和责任意识。从资源配置、领导垂范、资格与培训、程序的应用、保守决策、报告与分析、激励与处罚以及学习型组织创建等方面明确措施要求,确保核安全文化特征在核工程建造阶段有效实施和践行。

控制部分:侧重核工程建造阶段人员的质量行为管控与评价。通过对人员质量行为进行“识别—分析—统计—检查—改进”全过程、全流程的系统性规范和管控,规避不良质量行为影响,降低人因失误水平,杜绝违规造假行为。

改进部分:侧重核安全文化建设水平的动态评估与持续改进。通过核安全文化业绩量化评价方法,对组织一定周期内核安全文化业绩水平进行评估和分析,改善薄弱环节,补齐短板不足,持续改进提升,不断提高企业核安全文化践行能力。

1.3 实施行为管控

核工程建造阶段核安全文化水平的高低取决于参与核工程建造的每一位员工。践行核安全文化的核心任务是培育员工按法律法规、标准规范和程序方案的要求开展工作,自觉为确保核工程建造质量而努力的行为习惯和责任意识。通过建立对员工质量行为的管控机制并规范实施,实现将核安全文化“内化于心,外化于行”。

对于人员质量行为,按照“识别—分析—统计—检查—改进”的流程进行实施管控。首先,按照“由点到面、分类辨识”的原则,分专业、分工种对员工在核工程建造过程中实施作业活动和业务活动所显现的质量行为表征进行全面辨识,分析并确定不良的质量行为表征,其属性与《核安全文化管理大纲》中的八项践行要求相对应;将上述辨识成果结合现场检查、工程质量缺陷中人因分析、质量监督监查问题和外部不满意信息反馈等建立不良质量行为数据库,并根据过程人员质量行为管控情况,定期更新数据库。

对全员开展常态化不良质量行为观察,利用信息化手段,对涉及人员不良质量行为内容进行信息收集和分类统计。针对不同等级的不良质量行为,采取不同标准和管理流程的整改、跟踪、验证和关闭的全过程闭环管控。定期开展质量行为趋势分析,查找并发现高频次不良质量行为,深入分析根本原因,查找管理系统薄弱环节,及时采取纠正预防措施,排除或干扰人因失误的触发条件,降低不良质量行为发生率,不断规范人员质量行为,图3给出了人员质量行为管控流程。



图3 人员质量行为管控流程

Fig.3 Personnel quality behavior control process

通过持续观察和管控,培育并固化员工良好质量行为,减少并排除不良质量行为和不必要的人因失误,以高质量人员行为习惯,打造高质量核工程产品,践行高水平核安全文化。

1.4 实施文化评价

培育和建设核安全文化不但是行业健康、可持续发展的需要,也是核安全法的强制要求。过去30多年,IAEA、INPO、WANO等国际组织研究制定了核电站核安全文化评价方法和指导文件,评价内容和评价指标侧重于已运营的核电站,在核工程建造阶段可供借鉴的核安全文化评价成熟经验较少。

核工程建造企业将核安全文化业绩评价作为提高核安全文化践行能力的重要途径,全面梳理汇总核安全文化法律法规、标准规范、上级文件等相关规定和管理要求,充分研究借鉴国内外相关机构和企业的评价实践,结合核工程建造阶段实际特点,构建了系统全面、可量化评价的核安全文化业绩评价模型,旨在客观评价核安全文化业绩水平,识别核安全文化建设良好实践和薄弱环节,增进各级人员对核安全文化的学思践悟,消除知行裂隙,推动知行合一,成为全体人员的职业信仰和行为准则。

1.4.1 核安全文化评价模型

核安全文化业绩评价模型是遵循SMART原则,基于核安全文化特征在核工程建造阶段的有形表征,建立的一套可量化、可评价并能够精准反映当前实施状态的评价模型。按照企业《核安全文化管理大纲》要求,对基础维度、实践维度、控制维度和改进维度四个方面进行内容分解和指标设计,形成24项评价要素,109项评价指标,各指标设定明确分值和权重,评价总分为11000分,见表1。

表1 核安全文化业绩评价分解表

Table 1 Nuclear safety culture performance evaluation breakdown table

评价内容	评价要素	评价指标	分值	分值占比
基础维度	7项	34项	3400分	31%
实践维度	11项	50项	5100分	46%

续表

评价内容	评价要素	评价指标	分值	分值占比
控制维度	3项	14项	1400分	13%
改进维度	3项	11项	1100分	10%
合计	24项	109项	11000分	100%

各评价指标的评定原则主要有以下几种:

(1)是/否:当管理要求的评分点只有是和否两种答案时,“是”得分为100分,“否”得分为0分。其中,任何管理要求被评定为“是”,其至少应达到“90%符合”,执行时间不少于3个月,除此之外的任何情形,只能打0分。

(2)部分/全部:当管理要求的评分点有几个组成部分时,可以得到部分分数。如“部分/全部 20/100”指每个评分点的得分分值为20分,总分100分。

(3)专业判断:当管理要求的评分要基于“专业判断”时,评价人员必须依照评分原则判断其符合程度或实施质量,评价人员可基于自己的判断,给予0分直至满分。

1.4.2 核安全文化评价方法

核安全文化业绩评价主要通过桌面评价、全面验证评价和专项验证评价等方式开展,评价时对每一项管理要求按其特定的评分类型进行打分。评价活动实施前,提前系统梳理行业内良好核安全文化业绩有形表征,收集被评价单位核安全文化价值理念宣贯、管理体系运行和人员行为管控等方面的绩效证据,对符合性、充分性和有效性进行全面复核,并与最佳实践进行分析比对,判定当前的核安全文化业绩水平,进而对评价模型中24项评价要素、109项评价指标分别进行评分,根据评定结果,把每部分的得分加以汇总计算。最终的核安全文化业绩评价等级由高到低分为I(卓越)、II(优秀)、III(显著)、IV(良好)和V(弱化)五个等级,见表2。

表2 核安全文化业绩评价等级表

Table 2 Nuclear safety culture performance evaluation scale table

评价等级	I	II	III	IV	V
基础维度 /%	90	80	70	65	<65
实践维度 /%	90	85	75	65	<65
控制维度 /%	90	85	75	65	<65
改进维度 /%	90	80	70	60	<60
累计得分 /%	90	85	75	65	<65

2 结论

核工程建设阶段核安全文化体系建设与管理实践可提炼总结为以下几点:

(1)理念倡导——以价值理念为培育基础,明确核安全文化价值导向和行为规范,致力于塑造员工核安全文化职业信仰,凝聚“安全高于一切”共识,使核安全文化“内化于心”。

(2)制度约束——以管理体系为运行载体,明确核安全文化建设要求和实践方法,借助体系运行和管理工具,实现核安全文化建设体系化和标准化,使核安全文化“固化于制”。

(3)行为管控——以人员行为为管控目标,明确人员质量行为管控措施和实施流程,强化各级人员按程序办事能力和责任意识,培育良好行为习惯,使核安全文化“外化于行”。

(4)量化评价——以业绩评价为评估手段,基于核安全文化的“有形表征”和“健康状况”,对文化建设进行定量评价和定性分析,动态评估核安全文化建设水平并持续优化改进。

(5)及时补位——核工程建设阶段核安全文化培育,聚焦核设施建造期工程质量和人员行为,与核电运行阶段更注重核设施安全和辐射安全有明显区别,是对核设施全产业链核安全文化建设与实践的及时补充和完善。

参考文献

- [1] 法制出版社. 中华人民共和国核安全法[S]. 北京: 法制出版社, 2017.
- [2] 国家核安全局. 《核安全文化手册》[Z]. 北京: 国家核安全局, 2014.

Nuclear Safety Culture System Construction and Management Practice of Nuclear Engineering Construction Stage

Chen Qi*, Shi Junke, Guo Yonggui, Chen Mingguo, Hu Ling

(China Nuclear Industry Huaxing Construction Co., Ltd. , Nanjing 210019, China)

Abstract: The quality of the construction period is nuclear safety during the operation period. As an important link of the whole nuclear facilities industry chain, the construction and practice of nuclear safety culture is of great significance and research value. As a nuclear engineering construction unit under China National Nuclear Corporation, China Nuclear Industry Huaxing Construction Company Ltd. has been committed to the active exploration and practice of nuclear safety culture construction in the nuclear engineering construction stage. The construction of nuclear safety culture can be “tangible”, “systematic” and “scientific” by refining and solidifying the value concept of nuclear safety culture, establishing and running the management system of nuclear safety culture, formulating and implementing personnel quality behavior norms, constructing the performance evaluation model of nuclear safety culture, and dynamically evaluating the practice level of nuclear safety culture.

Key words: construction of nuclear facilities; nuclear safety; nuclear safety culture; cultural assessment

(责任编辑：徐晓娟)

余毅,陈日昱,曾斯. 核电厂数字化仪控系统软件共因故障相关核安全标准研究[J]. 核安全, 2023, 22(3):22-28.

Yu Yi, Chen Rigang, Zeng Si. Research on Nuclear Safety Standards Related to Common Cause Failures Deriving from Software in DI&C System of Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3):22-28.

核电厂数字化仪控系统软件共因故障相关核安全标准研究

余毅¹, 陈日昱², 曾斯^{3,*}

(1. 生态环境部华北核与辐射安全监督站, 北京 100082; 2. 中国核电工程有限公司, 北京 100840; 3. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 本文分析了我国核安全法规导则、国际原子能机构相关安全标准和技术文件、美国核管会相关安全审评标准中应对核电厂数字化仪控系统软件共因故障的安全要求和技术见解, 并结合我国核电厂运行事件和仪控系统设计中反映的问题, 从考虑范围、可靠性评价和纵深防御设计等方面对完善我国相关核安全标准提出了建议。

关键词: 软件; 共因故障; 数字化仪控; 可靠性; 纵深防御

中图分类号: TM623.4 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 03-0022-07

共因故障指由特定的单一事件或起因导致两个或多个构筑物、系统或部件失效的故障^[1], 它是核电厂安全系统中一个重要的安全问题。由于软件故障本质上是系统性的, 不是随机性的, 因此基于计算机的安全系统的共因故障是一个关键问题^[2]。我国核安全法规 HAF 102-2016《核动力厂设计安全规定》^[3]指出必须考虑由软件引起的共因故障, 相关配套导则 HAD 102/10-2021《核动力厂仪表和控制系统设计》^[4]提出了仪控系统应明确自身的纵深防御概念和多样性策略, 以应对软件共因故障的影响。法规导则给出了总体要求和方法, 但相关实践表明, 数字化仪控系统设备可靠性及其评价、纵深防御和多样性设计等方面的一些具体要求还需要进一步明确。

本文对国内外核电厂数字化仪控系统共因故障相关的核安全标准要求进行了梳理和总结, 并结合我国核电厂在实际应用数字化仪控

系统中遇到的问题, 对进一步完善相关标准体系给出了建议。

1 现状

1.1 我国法规导则要求

2016年, 国家核安全局参照国际原子能机构(IAEA)安全标准(安全要求)SSR-2/1^[5], 修订发布了HAF 102-2016。HAF 102-2016延用了前续版本应对共因故障的总体要求, 即根据安全重要系统设备的可靠性要求来确定多样性等应对措施, 保留了停堆手段必须考虑共因故障的具体要求, 此外还新增一条对于基于计算机的设备在安全重要系统的应用中必须考虑由软件引起的共因故障的具体要求, 如表1所示。

2021年, 国家核安全局参照IAEA SSR-2/1仪控设计领域的下层标准(安全导则)SSG-39^[6], 修订发布了HAF 102-2016的配套导则HAD 102/10-2021, 重点考虑了数字化仪控技

收稿日期: 2023-01-06 修回日期: 2023-03-12

作者简介: 余毅(1981—), 男, 三级调研员, 工程硕士, 现主要从事核安全设备设计监督工作

* 通讯作者: 曾斯, E-mail: 1123636268.qq.com

术以及相关安全要求的发展,更加强调数字化仪控系统共因故障的整体应对。HAD 102/10-2021 承接了 HAF 102-2016 共因故障的应对要求,从仪控系统的可靠性设计和分析、纵深防御和多样性设计和分析等方面较为全面地阐述了数字化仪控系统共因故障的应对方法,如表 2 所示。

表 1 HAF 102 共因故障应对要求
Table 1 Regulations on common cause failures of HAF 102

要点	具体章节及内容
总体要求	5.4.4 共因故障 设备的设计必须适当考虑安全重要物项发生共因故障的可能性,以确定应该如何应用多样性、多重性、独立性原则来实现所需的可靠性。
反应堆保护	6.1.4.3 判断停堆手段是否足够时,必须考虑到发生在核动力厂任何部位的、可导致一部分停堆手段失灵(如控制棒插入故障)或可能引起共因故障的故障。
计算机软件	6.4.5.2 安全系统或安全有关系统中基于计算机的设备 (1)基于系统对安全的重要性,必须使用高质量和最佳实践的硬件和软件…… …… (5)必须考虑由软件引起的共因故障。

表 2 HAD 102/10 软件共因故障应对相关内容
Table 2 Regulatory guides on addressing common cause failure deriving from software of HAD 102/10

要点	具体章节及内容
可靠性设计	6.2 可靠性设计 6.2.1 ……在仪控系统中能够提高功能可靠性的特性列举如下:随机故障容错能力……共因故障容错能力…… 7.5 数字化系统 7.5.3.1 ……数字化系统具有试验和自检功能,可提高系统可靠性…… 7.5.4.9 错误检测和纠正特性可以提高信号传输的可靠性…… 7.6.2 ……使用软件工具可以提高仪控开发过程的完整性,从而提高设备的可靠性……

续表

要点	具体章节及内容
可靠性分析	9 软件 9.1.2 ……数字化系统的可靠性可从对生产活动质量及验证和确认结果的评估来推断…… 9.2.4 ……可靠性和可用性的水平可定性确定或定量确定…… 9.5 ……应根据相关运行经验来识别软件异常,并予以纠正,以进一步提高对于软件可靠性的置信度…… 9.8.2 第三方评定的目的是提供关于系统及其软件适当性的评定……
纵深防御和多样性设计	4 仪控系统结构 4.1.5 设计必须体现纵深防御…… 4.1.6 仪控系统的总体结构不应违背核动力厂设计的纵深防御概念和多样性策略; 4.1.7 仪控系统的总体结构应明确自身的纵深防御概念和多样性策略…… 6.2.5 ……当采用多样性以应对潜在共因故障时,应考虑使用多种类型的多样性。不同的多样性类型列举如下: (1)设计多样性…… (2)信号多样性…… (3)设备多样性…… (4)功能多样性…… (5)开发过程的多样性…… (6)逻辑多样性…… 9 软件 9.4.18 软件多样性(即采用独立的开发团队和/或不同的方法、语言、时序、函数或算法顺序)可以作为降低软件共因故障可能性和影响的手段。
纵深防御和多样性分析	2.3 生命周期各阶段的通用活动 ……(3)纵深防御和多样性分析:纵深防御和多样性分析是审查安全系统共因故障薄弱环节的手段之一…… 4.5 共因故障 4.5.7 应分析安全分析范围内要求保护系统执行必要安全功能的每个假设始发事件叠加妨碍保护系统执行上述功能的共因故障所产生的后果; 4.5.8 纵深防御和多样性分析是实现第 4.5.7 节所述分析的一种方法……

根据 HAD 102/10-2021,对于安全重要仪控系统,其可靠性的特性应包括共因故障的容

错能力;对于数字化系统,其提高可靠性的方法,包括试验和自检功能、通信的错误检测和纠正特性、使用软件工具提高仪控开发过程的完整性等;对于软件,其可靠性水平的确定,可从验证和确认结果的评估来推断,且可定性或定量确定,同时还提出根据运行经验和通过第三方评定来进一步提高软件及系统的可靠性。

HAD 102/10-2021 指出在仪控系统总体结构设计中,应支持核动力厂整体的纵深防御理念,并明确自身的纵深防御概念和多样性策略,以应对数字化仪控系统共因故障的影响;HAD 102/10-2021 同时要求分析保护系统执行必要安全功能的每个假设始发事件叠加妨碍保护系统执行上述功能的共因故障所产生的后果,以审查仪控系统纵深防御概念和多样性设计在应对共因故障时存在的薄弱点;HAD 102/10-2021 还指出了设计、信号、设备、功能、开发过程和逻辑等仪控系统的 6 种典型多样性类型。

1.2 国际原子能机构技术要求

IAEA 在安全要求 SSR-2/1 和安全导则 SSG-39 基础上,还有配套技术文件对相关方法和观点进行了进一步阐述。

1.2.1 可靠性设计

2009 年,IAEA 发布了技术文件《核电厂数字化仪控系统共因故障防护》(IAEA-NP-T-1.5)^[7],指出软件是共因故障的可信来源,其故障机理和故障模式不同于硬件,数字化仪控系统更容易受到软件共因故障的影响。针对数字化仪控系统共因故障,NP-T-1.5 提出了 6 条设计原则,以提高系统的可靠性,如表 3 所示,其他设计措施还包括仪控系统纵深防御、独立性、维护和修改、信息安全等方面。

表 3 核电厂数字化仪控系统共因故障设计原则
Table 3 The design principles of digital I&C systems common cause failures in nuclear power plant

序号	设计原则	具体措施
1	尽量减少	例如确保核电厂系统需求向仪控架构、系统需求和部件的完整性、准确性;强化设计开发过程中的验证和确认活动

续表

序号	设计原则	具体措施
2	避免共同缺陷	多样性是主要应对措施,包括人员多样性、功能多样性和设计多样性及其组合等
3	避免同时触发故障	例如避免系统部件处于非预期运行条件;避免相关系统部件的同时维护和操作
4	避免失效的传播	避免故障通过通信传播,如使用光纤通信,完善数据通信规则
5	限制共同子系统的	尽量减少共同子系统的使用,如避免不同冗余安全通道控制模块共用供电模块
6	故障容错	例如提供系统自检手段;提供相关显示报警信息,用以检测和消除系统故障

1.2.2 纵深防御和多样性设计

2016 年,IAEA 发布了安全标准 SSR-2/1 及其下层标准 SSG-39,并于 2018 年发布了相关的两个配套技术文件《核电厂仪控系统总体架构的实现方法》(IAEA-NP-T-2.11)^[8]和《核电厂多样化驱动系统准则》(IAEA-TECDOC-1848)^[9],这两个配套技术文件对核电厂仪控系统的纵深防御概念及多样化驱动系统的设计进一步进行了阐述。

NP-T-2.11 阐述了如何应用纵深防御概念,以限制数字化仪控系统共因故障的影响,并以西欧核监管协会(Western European Nuclear Regulators Association, WENRA)技术报告为例,阐述了核电厂数字化仪控系统纵深防御的具体设计,如表 4 所示。核电厂仪控系统作为辅助系统,在为核电厂纵深防御各层次工艺系统提供监控手段的同时,其自身也应构筑纵深防御来应对可能的共因故障。WENRA 提供的做法是,在核电厂 5 个层次的纵深防御基础上,增加了 3b 层次来应对以下工况:(1)单一始发事件与 3a 层次失效的叠加;(2)多个始发事件叠加,但 3a 层次正常运行;(3)由内部或外部危险引起的事件,超出了 3a 层次的设计基准。

相较于 NP-T-2.11 以 WENRA 报告为例阐

述的反应堆保护系统 3a、多样化保护系统 3b 的设计,TECDOC-1848 则提出了设计和实施多样化驱动系统(Diverse Actuation System, DAS)作为反应堆保护系统的备用系统以实现安全功能的通用要求,如表 5 所示。

表 4 核电厂数字化仪控系统纵深防御各层次

Table 4 The echelons of defense of digital I&C systems in nuclear power plant

纵深防御层次	具体措施
第 1 层	保守的设计,高质量的建造和运行,将电厂主要参数控制在正常运行范围内
第 2 层	控制和限制系统,以及其他诊断手段
第 3 层	3a: 反应堆保护系统,安全系统,事故处理程序 3b: 潜在的多个始发事件或共因故障相关事件的控制,事故处理程序
第 4 层	严重事故的管理、监测和缓解
第 5 层	场外应急响应,放射性释放的监测

表 5 多样化仪控系统设计要求

Table 5 Criteria for diverse actuation systems for nuclear power plant

序号	要点	相关要求
1	设计基准	为实现核电厂三大基本核安全功能提供多样性手段,防止升级至设计扩展工况
2	功能范围	从执行部分保护功能且与保护系统共享有限规模的传感器,到功能范围接近保护系统且具有专用传感器
3	系统架构	可作为独立系统来设计,也可在现有仪控系统内实施,或者是上述两者结合
4	安全分级	可与反应堆保护系统安全等级相同或者较低的安全等级
5	共因故障分析	引用了 NUREG/CR-6303 和 NP-T-1.5 中的方法
6	多样性类型	对 SSG39 中的多样性 6 种类型和作用进行了详细阐述
7	可靠性要求	包括拒动概率、误动概率、自诊断故障覆盖率等方面

1.3 美国核管会审评要求

美国核管会(NRC)通过相关安全监管导则(RG)和标准审查大纲 NUREG-0800 相关章节,阐述了核电厂软件共因故障的设计和审评要求。

1.3.1 可靠性

2011 年,NRC 发布核安全监管导则《核电厂安全系统中使用计算机的准则》(RG 1.152-2011)^[10],引用并总体认可了标准 IEEE 7-4.3.2-2003^[11],同时还进一步补充了对核电厂数字化仪控系统可靠性的观点。

(1)随着数字化系统引入核电厂安全系统的设计,安全系统冗余通道之间由于软件设计错误可能导致的共因故障越来越受到关注,当前的设计及质量保证(包括软件的验证和确认)还不能提供足够的置信度。

(2)NRC 不认可将量化可靠性指标作为满足数字计算机应用于核电厂安全系统监管要求的唯一指标,NRC 可接受的计算机系统的可靠性,应该是包括软件和硬件的确定性要求。

1.3.2 多样化仪控系统

2016 年,NRC 发布了核电厂安全分析报告标准审查大纲 NUREG-0800 第 6 版,其中第 7.8 章^[12]阐述了多样化仪控系统设计和审评要求。NRC 认为,虽然数字化仪控系统软件共因故障属于超设计基准,但仍需要提供措施应对预期运行瞬态和假想事故与数字化保护系统软件共因故障同时发生所带来的影响。

NUREG-0800 第 7.8 章指出,对于应用数字化紧急停堆系统(RTS)和专设安全设施驱动系统(ESFAS)的核电厂,应重点关注文件“SRM to SECY-93-087 II.Q”^[13]中相关要求:

(1)如果假想共因故障会造成某个安全功能失效,则核电厂应设置多样化方法执行同样或不同的功能进行应对,并证明该多样化方法不会发生同样的假想共因故障。多样化或不同的功能可由非安全级系统执行,但需满足在相关事件工况下必要的质量要求。

(2)主控室应提供一系列显示和控制,用于

实现关键安全功能的系统及手动驱动以及对支持安全功能的参数进行监视,且应与相关安全级计算机系统一样具备独立性和多样性。

1.3.3 纵深防御和多样化性分析

NRC 在其核电厂安全分析报告标准审查大纲 NUREG 0800 第 7 章中,通过技术文件 BTP 7-19^[14]阐述了应用纵深防御和多样性来应对核电厂数字化仪控系统软件共因故障的设计审评要求。BTP 7-19 对核电厂数字化仪控系统根据核安全重要性和对软件共因故障的敏感程度进行了分类,明确纵深防御和多样性定量分析要求适用于安全重要性最高的仪控系统,并补充了其他重要性较低仪控系统(包括非 1E 级)的定性评价方法和准则,相关分析评价流程图 1 所示。

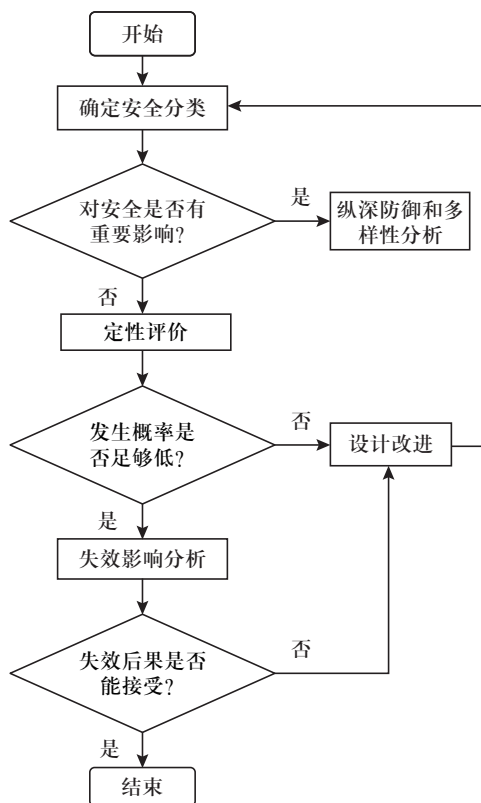


图 1 核电厂数字化仪控系统共因故障评价流程
Fig.1 Evaluation process of digital I&C systems common cause failures in nuclear power plant

BTP 7-19 还指出如果数字化仪控系统具备以下两种设计属性之一,则不需要考虑软件共因故障的影响:(1)内部多样性,如反应堆保护

系统内部保护通道之间具有满足 NUREG/CR-6303^[15]要求的多样性;(2)完全测试,即系统设备足够简单,能够对所有可能的输入及其组合进行完全测试和验证。

1.4 小结

从以上分析可以看出,各法规、导则、标准的总体要求是一致的,均认为数字化仪控系统软件共因故障是可信的,需要在考虑其可靠性基础上采取多样性等措施来应对,并应进行纵深防御和多样性分析以确认软件共因故障应对措施充分性。但也存在一些差异,如 IAEA 提出了系统可靠性设计中对软件共因故障的应对措施,并指出软件的可靠性和可用性的水平可定性确定或定量确定,而 NRC 则不认可相关量化的可靠性指标,但提出了消除共因故障影响的可接受方法。

2 存在问题

2.1 设计关注问题

从我国三代核电“华龙一号”仪控系统应对共因故障设计实践反馈来看^[18],一些仪控系统自身纵深防御设计审评的具体要求有待进一步明确,包括:

(1)设计时是否需要考虑控制系统与保护系统均共因失效的情况,以及相应的设计准则和接受准则。

(2)关于纵深防御 3b 层次,其工艺系统的监测和控制系统的的设计准则及独立性要求。

(3)关于现场仪表和传感器、优选模件等多个纵深防御层次共用设备,其设计准则及如何考虑共因故障。

2.2 相关运行事件

从我国核电厂数字化仪控系统相关运行事件的分析来看^[16,17],采取一定措施加强数字化仪控系统软件共因故障的应对是必要的。

一方面,对于数字化仪控系统,即使是经过相对严格的验证和确认后的安全级仪控系统设备,在核电现场的调试运行中仍暴露出一些设计不周、软件程序缺陷等问题;另一方面,对于非安全级数字化仪控系统,虽然相关事件中绝

大部分没有对安全功能造成直接影响,但也有部分事件引发了不必要的瞬态,不利于机组安全稳定运行,在个别事件中甚至还出现了燃料组件被拉弯的非预期情况。

3 建议

综上所述,我国核安全法规导则主要从仪控系统可靠性、纵深防御和多样性等方面,提出了软件共因故障应对的总体要求和办法,但还缺少相应的设计准则和接受准则。因此我们有必要在现有法规导则框架下,借鉴国际同行的经验和做法,并考虑国内的一般工业基础,进一步补充完善软件共因故障应对相关的核安全标准,具体建议如下:

(1) 根据安全重要性确定软件共因故障的应对措施,并选择定量的或者定性的可靠性、事故后果分析的验收准则。对于安全系统,应开展纵深防御和多样性分析,并确定定量的验收准则;对于其他数字化仪控系统,应开展定性分析和评价,确保其潜在的共因故障不会带来非预期的安全影响。

(2) 进一步明确数字化仪控系统可靠性的设计和评价要求。例如参考 IAEA-NP-T-1.5,明确一些必要的应对软件共因故障的确定性措施,作为可靠性设计的具体要求;结合我国实践认可一些第三方评定具体做法。

(3) 进一步完善数字化仪控系统自身的纵深防御。例如参考 BTP 7-19,认可一些确定性措施或做法,以提供消除软件共因故障风险的手段;进一步明确主控室非数字化控制手段的设置要求。

参考文献

- [1] IAEA. IAEA Safety Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection [S]. Vienna: IAEA, 2018.
- [2] 国家核安全局. 核动力厂基于计算机的安全重要系统软件: HAD 102/16 [S]. 北京: 国家核安全局, 2004.
- [3] 国家核安全局. 核动力厂设计安全规定: HAF 102-2016 [S]. 北京: 国家核安全局, 2016.
- [4] 国家核安全局. 核动力厂仪表和控制系统设计: HAD 102/10 [S]. 北京: 国家核安全局, 2021.
- [5] IAEA. Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series: No.SSR-2/1 [S]. Vienna: IAEA, 2016.
- [6] IAEA. Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series: NO.SSG-39 [S]. Vienna: IAEA, 2016.
- [7] IAEA. Protecting Against Common Cause Failures in Digital I&C Systems of Nuclear Power Plants, IAEA Nuclear Energy Series: No.NP-T-1.5 [S]. Vienna: IAEA, 2009.
- [8] IAEA. Approaches for Overall Instrumentation and Control Architectures of Nuclear Power Plants, IAEA Nuclear Energy Series: No.NP-T-2.11 [S]. Vienna: IAEA, 2018.
- [9] IAEA. Criteria for Diverse Actuation Systems for Nuclear Power Plants: IAEA-TEDOC-1848 [S]. Vienna: IAEA, 2018.
- [10] U.S.NRC. Criteria for Use of Computers in Safety Systems of Nuclear Power Plants: Regulatory Guide 1.152 [S]. Washington DC: U.S.NRC, 2011.
- [11] The Institute of Electrical and Electronics Engineers. IEEE Standard Criteria for Digital Computers in Safety Systems of Nuclear Power Generation Stations: IEEE 7-4.3.2-2003 [S]. New York: Inc.IEEE, 2003.
- [12] U.S.NRC. Standard Review Plan chapter 7 Instrumentation and Controls: NUREG-0800 [S]. Washington DC: U.S.NRC, 2016.
- [13] U.S. NRC. Policy, Technical and Licensing Issues Pertaining to Evolutionary and Advanced Light-Water Reactor (ALWR) Designs: SECY-93-087 [R]. Washington DC: U.S.NRC, 1993.
- [14] U.S. NRC. Guidance for Evaluation of Defense in Depth and Diversity to Address Common-cause Failure due to Latent Design Defects in Digital Safety Systems: NUREG-0800 BTP 7-19 [S]. Washington DC: U.S.NRC, 2021.
- [15] U.S. NRC. Method for Performing Diversity and Defense-in-Depth Analyses of Reactor Protection Systems: NUREG/CR-6303 [S]. Washington DC: U.S.NRC, 1994.
- [16] 王中堂. 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.
- [17] 齐媛, 张浩, 孙树海, 等. 我国核电厂数字化仪控系统相关运行事件分析. 核电子学与探测技术 [J]. 2016, 36 (10): 1075-1080.
- [18] 陈日罡, 李超. “华龙一号”数字化仪控系统纵深防御设计 [J]. 中国核电, 2018, 11 (2): 141-146.

Research on Nuclear Safety Standards Related to Common Cause Failures Deriving from Software in DI&C System of Nuclear Power Plants

Yu Yi¹, Chen Rigang², Zeng Si^{3,*}

(1. Northern Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, MEE, Beijing 100082, China; 2. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China; 3. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: This paper analyzes the safety requirements and technical opinions on common cause failure deriving from software of nuclear power plant in China's nuclear safety regulatory guidelines, relevant safety standards and technical documents of the International Atomic Energy Agency, and relevant safety review standards of the U.S. Nuclear Regulatory Commission. It puts forward suggestions on improving China's relevant nuclear safety standards from the aspects of scope of consideration, reliability evaluation and defense-in-depth design, in combination with the problems reflected in China's relevant operational events and digital I&C system design.

Key words: software; common cause failure; digital instrumentation and control; reliability; defense-in-depth

(责任编辑: 许龙飞)

李新贤,徐维,杨少锋,等. 阳江核电厂冷源组合式网兜应用可行性研究[J]. 核安全,2023,22(3):29-34.

Li Xinxian, Xu Wei, Yang Shaofeng, et al. Feasibility Study on Application of Combined Net Bag Based on Cold Source in Yangjiang Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3):29-34.

阳江核电厂冷源组合式网兜应用可行性研究

李新贤, 徐 维, 杨少锋, 阮晨杰*, 吴 健, 朱剑锐, 邹晓炜, 陈 建, 姚志猛

(阳江核电有限公司, 阳江 529941)

摘要:近年来,核电厂海域小型浮游生物的频繁暴发导致冷源安全难以得到有效保障。本文从网兜初始拦截能力、持续拦截能力、防附着能力等方面探讨将全 2 mm、(2+4) mm 以及 (4+2) mm 网兜作为阳江核电厂冷源冬季保障期间应对大量毛虾涌入的可行性。结果表明,(2+4) mm 组合式网兜在拦截效果上与全 2 mm 几乎相当,强于 (4+2) mm 网兜,但可布放时间长于全 2 mm,可有效对毛虾进行拦截,减小了毛虾对下游设备的冲击,降低了堵塞网孔的风险,保障了核安全。

关键词:冷源;组合式网兜;拦截;核安全

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 03-0029-06

从世界上第一台商用核电机组并网发电开始,核电厂与周围环境的相互作用一直是研究的热点。核电厂的选址、建设、运行、维护和废物处理过程不可避免地会对环境产生影响,并受到周围环境的制约^[1,2]。为了研究和控制核电厂对环境的负面影响,研究机构、营运单位、政府部门等做了大量工作。Huang 等人^[3]利用自动环境监测设备,通过观察周围动植物生态系统的变化对放射性污染物排放和迁移进行了研究。Li 等人^[4]揭示了核电厂对海洋环境和生物的影响。结果表明,周围环境对核电厂的商业运行具有重要意义。Lair 等人^[5]发现核电厂的热放电和化学放电导致海洋生物的数量和正常生长期产生变化的频率逐渐增加,海洋生物增加及其对核电厂周围水域的侵入将严重影响运行安全。此外,近年来由于海洋生物入侵引

起的核电厂事件也陆续发生^[6,7]。因此,如何防止海洋生物入侵以避免事件的发生成为核电安全领域的一个热门话题。

核电厂为拦截大型漂浮物及大型海洋生物,铺设了三道正式拦截平面网。该措施能有效应对非季节性海生物的侵袭,但无法有效应对季节性海生物的侵袭,严重影响核电厂冷源取水安全^[8]。

为拦截细小海洋生物,阳江核电厂铺设了两道拦截兜网(如图 1 所示),孔径为 4 mm,此设施可有效拦截体径大于 4 mm 的毛虾群。当毛虾大量涌入时,体径小于 4 mm 的毛虾(如图 2 所示)会不可避免地穿过 4 mm 兜网进入泵站,严重时可能导致机组停机。如何在保证取水安全的同时将毛虾拦截,值得深入研究。

收稿日期: 2022-05-19 修回日期: 2022-05-27

作者简介: 李新贤(1988—),男,工程师,学士学位,现主要从事核电厂冷源、放射性废物管理等相关工作

* 通讯作者: 阮晨杰, E-mail: 513484008@qq.com



图1 阳江核电厂冷源拦截设施布置总体图
Fig.1 General layout of cold source interception facilities of Yangjiang Nuclear Power Plant



图2 阳江核电厂毛虾暴发时期的尺寸
Fig.2 Size of hairy shrimp during outbreak of Yangjiang nuclear power plant

为解决上述问题,提升核电厂冷源安全,建立更深层次的海洋生物拦截体系,阳江核电厂冷源拦截捕捞项目组不断进行布网试验。本文从网兜组合选型、拦截效率、防附着能力等方面进行对比论证分析,通过试验论证应用(2+4) mm组合式网兜作为阳江核电厂冷源冬季保障期间应对毛虾突增涌入的可行性。

1 试验

1.1 组合式网兜选型

常用的拦截网材料有尼龙网、聚酯网、聚乙烯网、超高分子量聚乙烯网等。尼龙网韧性较好,但耐老化性能较差,在渔业领域发展前景受限;聚酯纤维吸水性低、耐磨性较好,但其拉力及韧性较差;高密度聚乙烯纤维价格便宜、制备方便;超高分子量聚乙烯具有更加明显的断裂强度、拉伸模量优势。为保证过水,网的孔径越小,需要的网线直径越小,从而需选择强度更大的材料^[9-16]。

对于作为季节性材料使用的组合式网兜,需要综合考虑其网孔及性能等因素。本研究选用超高分子量聚乙烯纤维作为组合式网兜材料开展对比分析。

1.2 组合式网兜设计

如图3所示,本研究采用60 mm粗的超高分子量聚乙烯缆绳,牵引圆柱形卧式浮筒,主缆两端固定在岸侧栅栏板上。在浮筒间主缆绳上悬挂网兜,网兜由水面延伸至明渠底(根据海底标高变化调整)。浮筒下方悬挂两根30 mm粗的超高分子量聚乙烯缆绳,一根通过水下主缆

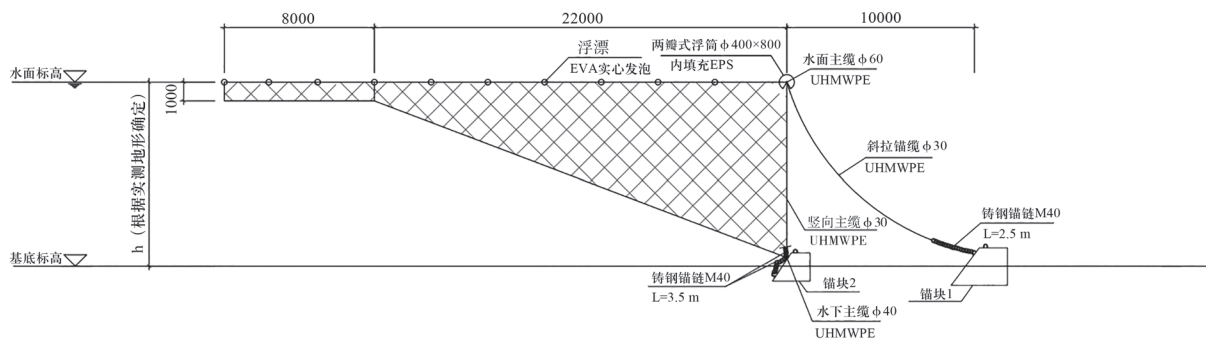


图3 组合式网兜布置剖面图
Fig.3 Sectional layout of combined net bag

(40 mm 粗超高分子量聚乙烯缆绳)连接于后排锚块,另一根连接于前排锚块。组合式网兜采用将导流兜与尾兜串联拼接成一整个网兜的形式。导流兜负责将海洋生物导流至尾兜,尾兜则负责收集海洋生物。

在毛虾暴发时期,部分毛虾体径为 2~3 mm (如图 2 所示),故本文选用导流兜 2 mm+ 尾兜 4 mm [简称(2+4) mm 网兜]、导流兜 4 mm+ 尾兜 2 mm [简称(4+2) mm 网兜]、非组合式全 2 mm 网兜开展研究,分别将三种网兜与相邻正式网兜进行对比。

1.3 组合式网兜拦截能力测试

本文选取 2021 年 11 月 23 日至 11 月 24 日的全 2 mm 网兜与相邻网兜初始拦截能力数据作为分析对象,由于第二道正式兜网(9#~14# 网兜)处水流较急且在试验前毛虾量在所有网兜中都较多,故将第二道正式兜网(10# 网兜)替换为全 2 mm 网兜作为研究对象;选取 2021 年 11 月 26 日至 11 月 27 日作为(2+4) mm 及(4+2) mm 网兜与相邻网兜初始拦截能力对比的时间,将第二道正式兜网(10# 和 13# 网兜)分别替换为(2+4) mm 和(4+2) mm 网兜作为研究对象。

对于初始拦截能力及堵塞情况良好的网兜,本研究将继续进行持续拦截性能测试,研究其更换周期。

2 结果与讨论

2.1 初始拦截能力测试

本文选取 2021 年 11 月 23 日至 2021 年 11

月 24 日的全 2 mm 网兜与相邻网兜初始拦截能力数据作为分析对象。分析结果显示:全 2 mm 网兜拦截效果明显,见表 1。安装全 2 mm 网兜前,91#~11# 网兜拦截能力几乎持平,安装后全 2 mm 网兜为相邻兜平均值的 2.4 倍。

表 1 全 2 mm 网兜拦截验证
Table 1 Full 2 mm net bag interception verification

拦截时段	第二道兜网 9# 网兜海洋生物拦截量	第二道兜网 10# 网兜海洋生物拦截量	第二道兜网 11# 网兜海洋生物拦截量
11 月 22 日至 11 月 23 日	91 kg	96 kg(原始网兜)	84 kg
11 月 23 日至 11 月 24 日	101 kg	250 kg(全 2 mm 网兜)	108 kg

本文选取 2021 年 11 月 26 日至 11 月 27 日作为(2+4) mm 及(4+2) mm 网兜与相邻网兜初始拦截能力对比的时间。期间,两组合网兜堵塞速率均较慢,见表 2,(2+4) mm 组合式网兜拦截能力为相邻网兜平均值的 3~10 倍,拦截效果提升明显,检查网兜,未见破损,而(4+2) mm 组合式网兜拦截能力与相邻兜接近。

综上所述,通过测试表明:最终验证(2+4) mm 结构网兜初始拦截能力最优。

2.2 防附着能力

通过初始拦截能力测试后,本文对现场布设的全 2 mm、(2+4) mm 及(4+2) mm 组合式网兜进行防附着能力检验,并确认网兜完整性。

表 2 (4+2) mm 结构网兜与(2+4) mm 结构网兜拦截验证

Table 2 Interception verification of(4+2) mm structural net bag and(2+4) mm structural net bag

拦截时段	第二道兜网 9# 网兜海洋生物拦截量	第二道兜网 10# 网兜海洋生物拦截量(4+2 mm)	第二道兜网 11# 网兜海洋生物拦截量	第二道兜网 12# 网兜海洋生物拦截量	第二道兜网 13# 网兜海洋生物拦截量(2+4 mm)	第二道兜网 14# 网兜海洋生物拦截量
11 月 25 日至 11 月 26 日	157 kg	162.5 kg	142 kg	50 kg	647.5 kg	81.2 kg
11 月 26 日至 11 月 27 日	96 kg	92 kg	57 kg	27 kg	122 kg	34.5 kg

如图4所示,可看出全2 mm网兜堵塞速率快,使用1天后,存在鼓兜现象且小浮球下沉明显,检查未见破损,但约有125 kg毛虾未进入尾兜。其更换维护周期约1天,维护工作量极大,成本极高,不考虑使用。



图4 全2 mm网兜堵塞情况
Fig.4 Blockage of the full 2 mm net bag

如图5所示,(2+4) mm及(4+2) mm组合式网兜在放置2日后未出现破损、鼓水及明显堵塞现象,需继续进行持续拦截能力测试,以确定维护更换周期。

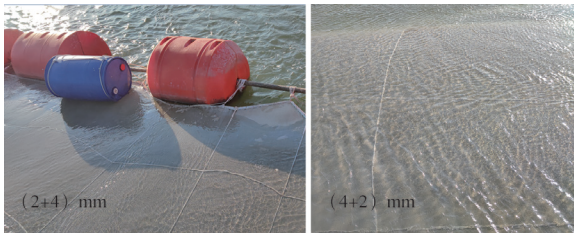


图5 (2+4) mm及(4+2) mm网兜堵塞情况
Fig.5 Blockage of the (2+4) mm and (4+2) mm net bag

2.3 持续拦截能力测试

本文选取2021年11月30日至12月14日作为(2+4) mm网兜与相邻网兜持续拦截能力对比的时间,选择第二道兜网(14#网兜)作为(2+4) mm网兜的试验点进行测试。如图6所示,通过15天的高强度持续拦截能力测试可看出:(2+4) mm网兜在测试过程中持续拦截能力优于相邻4 mm正式拦截兜网,更换维护周期可达10天以上,满足现场要求。

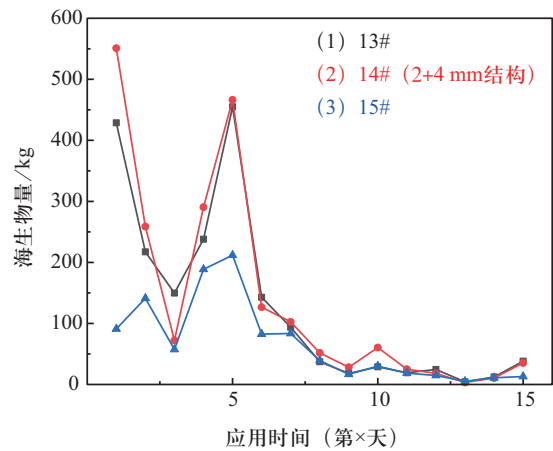


图6 (2+4) mm网兜持续拦截能力测试
Fig.6 Continuous interception capability test of (2+4) mm net bag

本文选取2021年11月26日至12月7日作为(4+2) mm网兜与相邻网兜持续拦截能力对比的时间,选择第二道兜网(10#网兜)作为(4+2) mm网兜的试验点进行测试。

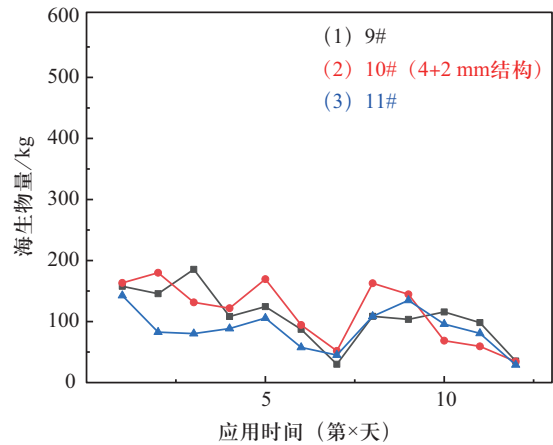


图7 (4+2) mm网兜持续拦截能力测试
Fig.7 Continuous interception capability test of (4+2) mm net bag

如图7所示,通过12天的高强度持续拦截能力测试可看出:(4+2) mm网兜在测试过程中持续拦截能力与相邻4 mm正式拦截兜网几乎持平,使用8日后可看出拦截能力显著下降。

综上所述,通过对(2+4) mm及(4+2) mm组合式网兜进行持续拦截能力测试发现,(2+4) mm组合式网兜可放置时间更长,且拦截能力更强,效果更佳,可减少毛虾对下游设备

的冲击,避免毛虾进入泵站,保障核电厂取水安全。

3 结论

通过使用(2+4)mm、(4+2)mm组合式网兜及非组合式全2mm网兜开展研究,并与两道正式拦截兜网进行毛虾拦截能力对比及防附着能力分析,可得出以下结论。

(1) (2+4)mm组合式网兜拦截能力为相邻网兜平均值的3~10倍,拦截效果提升明显,而(4+2)mm组合式网兜拦截能力与相邻兜接近,无法达到保障冷源安全的目的。

(2) (2+4)mm及(4+2)mm组合式网兜在放置2日后未出现破损、鼓水及明显堵塞现象,而全2mm网兜堵塞速率快,使用1天后,存在鼓兜现象且小浮球下沉明显,更换维护周期约为1天,大量使用维护工作量极大,成本极高,后期不考虑使用。

(3) 通过对(2+4)mm及(4+2)mm组合式网兜进行持续拦截能力测试发现,(2+4)mm组合式网兜可放置时间更长,且拦截能力更强,效果更佳。

综上所述,在阳江核电厂毛虾暴发时可使用(2+4)mm网兜替代4mm网兜作为应对大量毛虾入侵的手段,因为在拦截能力、防附着能力、维护周期等方面,(2+4)mm网兜为所有研究对象中最优,并且替代性使用不会对拦截系统的完整性造成影响。这种研究分析对核电厂冷源安全具有重要意义,同时也为国内沿海核电厂提供了一种重要思路。

参考文献

- [1] 阮国萍. 核电厂取水口堵塞原因分析与应对策略[J]. 核动力工程, 2015, 36(1): 151-154.
- [2] 韩彬光, 汤德福, 吴群河. 滨海电厂温排水水质及其对海洋生物影响[J]. 环境保护前沿, 2017, 7(1): 110-114.
- [3] Huang H, Quan J H, Liang Y. The network of power plant environmental monitoring system. Nucl. Electron. Detect. Technol. 2013, 33(8): 972-976.
- [4] Li M, Cai Z P. Effects of nuclear power plants on ocean environment and organisms: a review. Marine Sci. 2001, 25(9): 32-35.
- [5] Lair, Nicole, Pihan, et al. Conception et principaux résultats des études hydrobiologiques effectuées sur différents sites électronucléaires. Revue generale nucleaire. 1980(1): 31-44.
- [6] 冯浩. 田湾核电站冷源丧失后的安全分析[J]. 产业与科技论坛, 2020, 19(03): 54-55.
- [7] 张晓峰, 李豪, 陈路标. 福清核电厂应对冷源丧失的措施及改进研究[J]. 能源与环境, 2019(03): 88-89+91.
- [8] 李应峰, 周波, 谢冰. 核电站进水渠拦污网的改进与维护[J]. 电力安全技术, 2015, 17(11): 45-47.
- [9] 李美莹. 高性能聚乙烯纤维的生产技术和市场研究[J]. 当代石油石化, 2007, 15(11): 35-36.
- [10] 陈成泗, 胡开波, 陈建锋, 等. 高强聚乙烯纤维的产业化及其复合材料应用[J]. 塑料, 2007, 36(1): 86-90.
- [11] 吕生华, 梁国正, 何洋, 等. 超高相对分子量聚乙烯纤维研究进展[J]. 化工新型材料, 2002, 30(8): 15-18.
- [12] 丁亦平. 高性能聚乙烯纤维的开发及其应用前景[J]. 纺织科学研究, 1999(1): 34-38.
- [13] Ye J T, Wu T W, Lai Y, et al. Ultradrawing Properties of Ultra-High Molecular Weight Polyethylene/Functionalized Carbon Nanotube Fibers[J]. Polymer Engineering & Science, 2011, 51(4): 687-696.
- [14] 闵明华, 黄洪亮, 石建高, 等. 渔用聚乙烯纤维研究现状及趋势[J]. 海洋渔业, 2014, 36(1): 90-96.
- [15] 石建高, 王鲁民, 陈晓蕾, 等. 渔用高强度聚乙烯和普通聚乙烯编织线的拉伸力学性能比较试验[J]. 渔业科学进展, 2009, 30(3): 125-130.
- [16] 石建高, 王鲁民, 陈晓蕾, 等. 渔用合成纤维新材料研究进展[J]. 现代渔业信息, 2008, 23(5): 7-11.

Feasibility Study on Application of Combined Net Bag Based on Cold Source in Yangjiang Nuclear Power Plant

Li Xinxian, Xu Wei, Yang Shaofeng, Ruan Chenjie*, Wu Jian, Zhu Jianrui, Zou Xiaowei, Chen Jian,
Yao Zhimeng

(Yangjiang Nuclear Power Co., Ltd., Yangjiang 529941, China)

Abstract: In recent years, the frequent outbreak of small plankton in the sea area of nuclear power plant makes it difficult to effectively ensure the safety of cold source. This paper discusses the feasibility of taking full 2 mm, (2+4) mm and (4+2) mm nets as the cold source of Yangjiang nuclear power plant in winter to deal with the influx of a large number of hairy shrimp from the aspects of initial interception ability, continuous interception ability and anti adhesion ability of nets. The results show that the interception effect of the (2+4) mm combined net bag is almost equal to that of the full 2 mm net bag, which is stronger than that of the (4+2) mm net bag, but the laying time is higher than the full 2 mm. It can effectively intercept the hairy shrimp, reduce the impact of the hairy shrimp on the downstream equipment, reduce the risk of blocking the mesh and ensure nuclear safety.

Key words: cold source; combined net bag; interception; nuclear safety

(责任编辑: 徐晓娟)

吴广君. 在运核电站设计基准定义及其内容技术框架研究[J]. 核安全, 2023, 22(3): 35-40.

Wu Guangjun. Study of the Definition and Technical Framework of Design Basis for NPPs in Operation [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3): 35-40.

在运核电站设计基准定义及其内容技术框架研究

吴广君

(苏州热工研究院有限公司, 深圳 518000)

摘要: 为应对核电站在寿期内可能遇到的厂址条件变化、日常运维偏差、改造与改造累积效应等给设计基准带来的挑战问题, 包括国际原子能机构 (IAEA)、世界核电运营者协会 (WANO) 在内的一些国际组织提出在运核电站应开展设计基准维护。明确设计基准的定义、内容及技术框架是开展设计基准的基础, 但目前各个组织的定义却不尽相同。为此, 本文首先研究了系统工程理论中通用的基准概念, 比较分析了 IAEA、WANO、美国核管会 (NRC) 以及我国在设计基准方面的定义和内容的异同, 提出适用于在运核电站的定义。基于上述结论, 本文还进一步提出了分层级的核电站设计基准内容技术框架, 引入了设计基准维护的基本概念, 为在运核电站设计基准维护提供参考。

关键词: 设计基准; 设计基准维护; 系统工程; 核电站设计 V 模型

中图分类号: TL334 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 03-0035-06

国际主流的大型商用核电站通常设计运行寿命为 40~60 年。在这个时间跨度中, 自然环境、社会环境、工程技术等方面会不停地变化。这将不可避免地给早期设计阶段确定的设计基准造成冲击。例如, 20 世纪 60 年代设计的日本福岛第一核电站正是忽略了 21 世纪初期对地震、海啸的最新研究成果, 未能及时调整其应对海啸的设计基准, 最终导致了核电站的严重损毁和大规模放射性物质的释放^[1-3]。而更普遍的, 在核电站日常运维领域一直面临如下系列挑战: (1) 在核电站正常运行期间, 如何确保电厂始终运行在设计时确定的基准范围内, 及时识别危及或突破设计基准的运行偏差; (2) 在核电站改造中, 如何确保在原定的设计基准范围内实施, 或对于任何设计基准的修

改都得到严格论证; (3) 随着运行时间和改造的累积, 如何评估老化或者改造的累积效应可能给原先确定的设计基准带来不利影响; (4) 在 40~60 年的时间跨度内, 如何应对因供应商变化、组织机构变化、人员流动等导致各类工程改造、运行优化相关设计基准文件信息散落丢失, 造成电厂实际状态与现有的技术文件状态不一致, 给电厂的安全运行带来的困扰和潜在的危險。

针对上述挑战, 包括 IAEA、WANO 在内的一些国际组织提出了要在核电站运行寿期内持续进行设计基准维护^[4,5]。

开展设计基准维护, 首先要明确什么是设计基准, 它包含哪些内容。而现实存在的问题是: 一方面各类文献关于设计基准维护定义

收稿日期: 2023-01-16 修回日期: 2023-02-16

作者简介: 吴广君 (1978—), 女, 高级工程师, 硕士, 现主要从事核电站运行技术研究工作

和内容的表述各有不同,另一方面我国核电运行历史相对较短,且运行的商业核电厂多数采用翻版加改进的技术方案,在翻版加改进过程中缺乏完整设计过程资料,没有很好地理解引进技术的真正内涵,因此,无相关清晰定义和研究。

因此,本文从工程技术领域通用的基准概念入手,研究了设计基准的含义,分析比较了国际原子能机构、世界核电运营者协会、美国核管会以及我国在设计基准方面的定义和内容的异同,在此基础上,提出在运核电厂应采用的定义。为便于理解和应用,本文引入了系统工程理论中核电厂设计过程V模型,进一步阐述了基于系统工程(System engineering)方法^[6,7]的分层级设计基准的基本特征,还进行了设计基准分析应用案例研究。

1 核电厂设计基准概念的提出

设计基准的概念来自系统工程理论。系统工程理论是一种工程设计建造领域的交叉学科,用于指导如何设计、系统集成以及如何进行复杂系统的全生命周期管理。在系统工程理论中,基准(Base或baseline)指的是在某个层级确定的设计结论,它为下一阶段开发或产品设计提供依据^[8]。系统工程学中通常把基准分成三个层级,即功能基准(Functional baseline)、分配基准(Allocated baseline)、产品基准(Product baseline),各层级关系如图1所示^[8]。

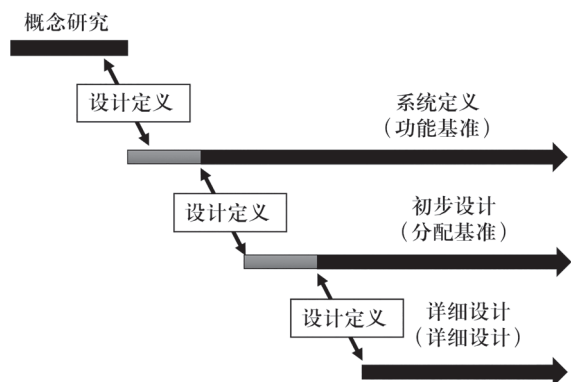


图1 系统工程理论中的基准概念示意图
Fig.1 Baseline in system engineering theory

在核电领域,基准一词最早出现在“设计基准事件/事故”(design basis event/accident, DBE/A)及“设计基准地震”(Design basis earthquake)等术语中^[8,9]。但这些术语主要强调的是设计中需要考虑的事故或地震烈度,并未给出“设计基准”的定义。

20世纪70年代,美国的一些核电厂因设计信息缺失导致了运行事件,在NRC监管之下,一些核电厂开展了设计基准文件重建工作。NRC也在这一时期对什么是设计基准进行了讨论,并给出了定义^[10],本文下一节将对此进行阐述和研究。

在运核电厂的设计基准的定义和设计基准维护是相伴而生的。设计基准的维护经历了早期的狭义的设计基准信息的维护(即设计基准文件的重建和维护)及后期实施设计控制两个阶段。

一个典型的设计基准文件的结构和内容如图2所示。

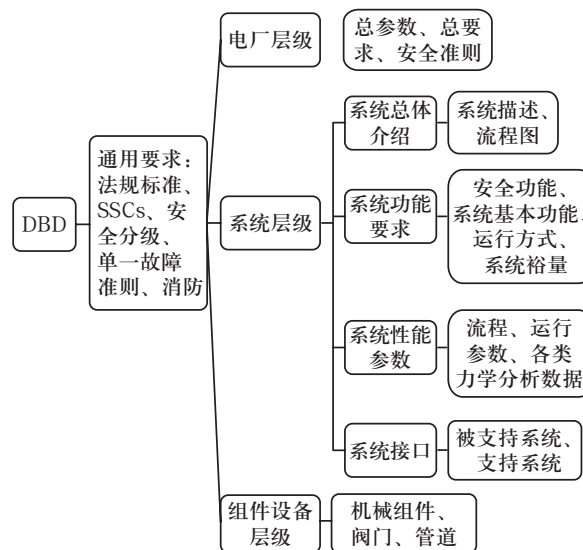


图2 DBD文件结构
Fig.2 Content of a DBD

一个系统的设计基准通常已在电厂层级功能基准确定后得到,因此,体现在系统内的已经是系统的设计要求,即系统层级的设计基准,也即系统设计基准文件无法看到电厂层级的基准信息。但是,一些法规标准、设计要求、厂址条

件等,不仅适用于电厂层级,也适用于系统和设备组件层级,它们属于通用要求。

2 在运核电厂的设计基准定义研究

除了 NRC 在 10 CFR50.2 的定义外,IAEA、WANO 等组织也给出了设计基准的定义,但定义或内容表述却各有不同。为明确与在运核电厂相适应的定义,本节进一步研究了各组织给出的设计基准定义和内容,如表 1 所示。

分析表 1 收集的定义和内容可知,IAEA 和我国在 HAF102—2016 罗列的设计基准条目贯穿整个核电厂设计过程,更体现为一种用于设计的准则和约束;WANO 参考了 IAEA 的定义,但在具体内容方面,WANO 的定义又更多地体

现在设计与运行限值上,更适用于运行管理。按照系统工程理论中分层级的设计基准来看,IAEA 和 WANO 的定义更偏向于系统工程理论中的功能层级(Functional level)基准和分配层级(Allocated level)基准。10 CFR50.2 在更具体的层面定义了基准功能和参数,包括了产品层级(Product level)基准。

在核电厂日常运行中遇到的问题,大多是与产品层级的基准相关的。因此,从核电厂运行维护的角度以及法规体系的角度,10 CFR 50.2 的定义反映了层次的特征,更为合理,可以作为我国开展设计基准维护,确定设计基准定义时的重要参考,具体应用还需要与 RG、标准等结合。

表 1 不同组织的设计基准的定义比较

Table 1 The definitions and contents of design basis from different organizations

组织	定义	内容
IAEA	在设施的设计过程中根据既定标准明确考虑的各种工况和事件,以便该设施通过安全系统的计划运行能够经受住这些工况和事件而不超过管理限值 ^[11,12]	(1) 电厂状态种类;(2) 安全重要物项的设计基准;(3) 设计限值;(4) 假想始发事件;(5) 内部和外部危害;(6) 工程设计规则;(7) 设计基准事故;(8) 设计扩展工况;(9) 安全系统的实体分隔和独立性;(10) 安全分类;(11) 安全重要物项的可靠性;(12) 共因故障;(13) 单一故障准则;(14) 故障安全设计;(15) 支持服务系统;(16) 安全运行的运行限值和条件 ^[13]
WANO	在设施的设计过程中根据既定标准明确考虑的各种工况和事件,以便该设施通过安全系统的计划运行能够经受住这些工况和事件而不超过管理限值 ^[9]	未明确; 但在文件 Principles for Design Basis Management 中,提出了在日常运维中应确保遵守设计及运行限值,并适时根据经验反馈、最新研究成果、运行环境的潜在变化评估原设计基准中假设和取值的充分性
NRC	是指那些表征结构,系统或组件(SSCs)的功能和表征设计参数的取值或取值范围的信息。这些信息可以是:(1) 为实现功能目标,而基于当前技术水平的实践推导出来的约束条件;(2) 基于假设事故后果分析(基于计算和/或实验)推导出的对相关 SSCs 的要求,这些要求能够确保相关 SSCs 实现其功能目标 ^[10,14,15]	设计基准功能:SSCs 所执行的功能,包括:(1) 法规、执照申请条件、其他技术规范要求的功能;(2) 执照申请中确定的满足 NRC 监管要求的安全分析功能 设计基准参数值:设计中确定的,满足设计基准功能要求的参数取值或取值范围,这些值可以是:(1) 应 NRC 要求确定;(2) 由安全分析推导或确认;(3) 执照申请者根据适用的法规、标准或规范文件选取 ^[14,15]
NNSA(中国国家核安全局)	暂无	(1) 电厂状态分类;(2) 安全重要物项的设计基准;(3) 设计限值;(4) 假想始发事件;(5) 内部和外部危害;(6) 设计规范;(7) 安全运行的运行限值和条件;(8) 设计基准事故;(9) 设计扩展工况 ^[16,17]

3 设计基准技术框架及应用实践

在实际应用设计基准定义时,我们仍需要具体情况具体分析。例如,核电厂重要厂用水系统(SEC)中的反冲洗过滤网孔直径是否是设计基准,其修改需要经过怎样的评估,是否需要上报安全监管当局进行审批。一些工程师认为网孔直径保证了过滤后的水不会堵塞下游热交换器,保证最终热阱,是一项设计基准;还有一些工程师则认为,网孔直径仅是滤网的制造要求,只要能符合下游热交换器用水要求即可,网孔直径大小并不是设计基准。

3.1 设计过程的 V 模型与设计基准技术框架

在一个大型复杂系统设计过程中,系统工程理论通常可把系统的设计和建造过程通过 V 模型来表达。基于系统工程理论的核电厂的设计过程可以简化成如图 3 所示的 V 模型。

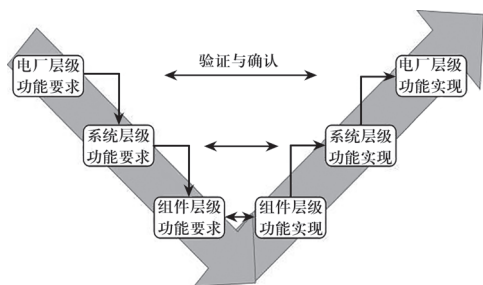


图 3 核电厂设计过程 V 模型示意图

Fig.3 The V-mode of NPP's design process

按照 V 模型所表达的逻辑关系,我们可以把设计基准分解成电厂层级、系统层级及设备组件层级。电厂层级的设计基准约束了电厂功能的设计。电厂层级的功能确定后,形成的系统设计要求,也即系统层级的设计基准,用于约束系统功能的设计。依此类推,系统层级的功能确定后,形成的设备、组件的设计要求,即形成了设备组件层级的设计基准,该设计基准用于约束设备组件的功能设计和实现。即上一层级的设计结果得到的对本层级功能要求或约束,就是本层级开展设计的基准。另一方面,对于已运行的电厂,遇到的更多问题是需要给出设备组件层级设计基准的判断,这

需要将 V 模型倒过来考虑,从设备执行的功能及要求出发,再往上考察其是否影响系统或电厂层级的安全功能基准以及在何种程度上影响安全功能,从而确定设备层级的设计基准的判断。由此即构成核电厂设计基准技术框架,一个典型的分层级的设计基准技术框架可见表 2。

表 2 典型的分层级的设计基准技术框架

Table 2 Typical design basis information of hierarchy

层级	描述	主要内容
电厂	电厂功能和约束条件的要求 和准则→电厂的设计基准	总参数、厂址特征参数、内外部灾害、假设始发事件清单、设计基准工况及扩展工况(含验收准则)、工程设计准则(纵深防御、独立性、单一故障、故障安全等)
系统	系统功能及设备的设计基准	系统设计输入:厂址参数、可靠 性指标要求、接口要求 系统功能及性能:功能、容量(尺 寸、流量、温度、压力等)、性能指 标(包括可靠性)
设备 及组 件	设备功能及组件设计基准	设备功能、参数(尺寸、寿命、运 行条件、流量、温度、压力等) 组件参数(功能、尺寸、寿命、运 行条件、流量、温度、压力等)

3.2 设计基准应用分析举例

根据上述核电厂设计过程的 V 模型,反冲洗过滤器网孔直径参数要求,属于设备组件层级的设计基准,它来自反冲洗过滤器设计结果,即对反冲洗过滤器组件的功能要求,这些要求还包括流量、阻力损失、材质、寿命等。

不过,上述答案还不能回答本节一开始提到的问题。要解决该问题,还要借助上述 V 模型,进一步考察反冲洗过滤器执行什么功能,为何对网孔直径提出要求,提出要求的依据是什么,由此可进一步回溯到反冲洗过滤器的功能要求及 SEC 换热器的功能要求,从而一步一步考察是否影响系统或电厂层级安全功能基准以及在何种程度上影响安全功能,并最终确定处理方案。

如果没有上述定义和分析方法,一个实际的工程问题是否影响设计基准,往往会因为不同的人在不同层级的理解而得出不同的结论。因此,有必要把问题放回到设计过程中,通过回溯设计找到问题的关键和本质,这也是由设计基准分层级的特点决定的。

4 结语

本文从工程领域通用的设计基准概念出发,通过比较分析国际同行的设计基准定义,选取了适合在运电厂的设计基准定义,并阐述了其分层级的技术框架,进行了工程实际应用举例。该定义的明确,有助于理解各层级的设计基准定义,解决在运电厂在工程改造、产品升级过程中遇到的设计基准相关问题,同时为下一步如何开展设计基准维护方法研究提供了基础。

参考文献

- [1] 邱志超, 刘宏帅. 福岛核事故对核电安全设计的启示 [J]. Science & Technology 科技世界, 2020 (9): 230-231.
- [2] 王兵, 曾会彬. 福岛核事故后核电厂核应急管理探讨 [J]. 辐射防护通信, 2019, 8, 39 (4): 23-26.
- [3] IAEA. 福岛第一核电站事故报告 (总干事的报告, GC (59) / 14) [R]. Vienna: IAEA, 2015.
- [4] IAEA. 核电厂安全: 调试与运行 (安全标准 / 特定安全要求, SSR-2/2 Rev.1, 2016) [S]. Vienna: IAEA, 2016.
- [5] WANO. WANO Performance Objectives and Criteria [R]. London: WANO, 2013.
- [6] 张锋, 刘恒, 张秋弛. 系统工程在型号方案优化中的应用研究 [J]. 战术导弹技术, 2020 (4): 25-32+130.
- [7] 刘佳, 王先甲. 系统工程优化决策理论及其发展战略 [J]. 系统工程理论与实践, 2020, 40 (8): 1945-1960.
- [8] DOD. System engineering fundamentals [R]. DOD: Fort Belvoir, 2001.
- [9] 竹天奇, 唐秋月. 核电站设计基准事故和专设安全设施 [J]. 科技展望, 2015 (29): 94.
- [10] NRC. Glossary—Design-basis accident [S]. Washington, DC: NRC, 2017.
- [11] Code of Federal Regulations (CFR): 10 CFR50.2 [S].
- [12] IAEA. 核电厂安全: 设计 (安全标准 / 特定安全要求 SSR-2/1 Rev.1, 2012) [S]. Vienna: IAEA, 2012.
- [13] IAEA. Safety glossary [S]. Vienna: IAEA, 2016.
- [14] WANO. Principles for Design Basis Management: WANO PRINCIPLES PL2015-1, 2015 [R]. London: WANO, 2015.
- [15] NRC. Guidance and examples for design bases: RG 1.186, 2000 [S]. Washington, DC: NRC, 2000.
- [16] NEI. Design basis program guidelines: NEI 97-04, Rev.1, Feb, 2001 [R]. Washington, DC: NRC, 2001.
- [17] 国家核安全局. 核动力厂设计安全规定: HAF102 [S]. 北京: 国家核安全局, 2016.

Study of the Definition and Technical Framework of Design Basis for NPPs in Operation

Wu Guangjun

(Suzhou Nuclear Power Research Institute, Shenzhen 518000 China)

Abstract: In order to deal with the challenges brought by the changes of nuclear power plants (NPP) site conditions, deviations of daily operation and maintenance, modifications and their accumulations effects, design bases maintenance is promoted by international nuclear organizations such as IAEA and WANO. However, the definition of design basis and its content is still not clearly specified, or the definitions are inconsistent. In order to identify the definition for NPP in operation, the definition from system engineering is introduced and definitions from IAEA, WANO, NRC are discussed. Adapted definition is chosen and framework of design basis is discussed according to V-mode of NPP design. The application of the definition and design basis maintenance concept is also introduced base on the definition and hierarchy structure of design basis framework.

Key words: design basis; design basis maintenance; system engineering; V-mode of NPP design

(责任编辑: 徐晓娟)

李想,肖会文,邵增,等. Bamboo 程序在方形组件压水堆中的适用性验证研究[J]. 核安全, 2023, 22(3): 41-47.

Li Xiang, Xiao Huiwen, Shao Zeng, et al. Applicability Validation Research on Bamboo for Pressurized Water Reactor Loading Square Assembly [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3): 41-47.

Bamboo程序在方形组件压水堆中的适用性验证研究

李 想, 肖会文, 邵 增, 刘国明*, 易 璇, 杨海峰

(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 本文对国产自主化核设计程序 Bamboo 程序在方形组件压水堆中的适用性开展了研究。主要内容包括: 利用 Bamboo 程序对三种国内典型的方形组件压水堆进行建模, 并将堆芯临界硼浓度、堆芯功率分布、堆芯燃耗分布、控制棒价值和反应性系数等参数的计算结果, 同堆芯实测结果或 SCIENCE 程序计算结果进行对比验证。结果表明, Bamboo 程序在典型方形组件压水堆堆芯计算中具有良好的精度, 能够满足核电厂的堆芯核设计需求。研究结果为 Bamboo 程序进一步的工程应用奠定了基础。

关键词: Bamboo; 堆芯计算; 压水堆; 适用性验证

中图分类号: TL329 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 03-0041-07

近年来,核电在国家能源结构中的比重不断提高,我国正在逐步向核电强国迈进。核电工程设计软件作为核反应堆设计的重要支撑,其自主化程度是衡量一个国家核电技术发展水平的重要标志之一。目前,我国普遍采用随堆型引进的堆芯核设计程序,如法国的 SCIENCE 程序、美国的 APA 程序以及俄罗斯的 KASKAD 程序等。为破解这种困局,国内许多机构开展了自主化核电软件的研发,如 COCO 程序、COSINE 程序、NESTOR 等^[1-4]。

Bamboo 程序是由西安交通大学自主研发,后被中国核电工程有限公司引进,作为用于压水堆堆芯中子物理计算的国产自主化程序。Bamboo 程序具有完全的自主知识产权,目前在堆芯计算功能上已基于美国 BEAVRS 基准题以及国内 AP1000、HPR1000 等堆型的部

分堆芯参数,对 Bamboo 程序进行了验证^[5,6]。但对于国内核电厂典型堆型如 CNP600、M310、HPR1000、EPR 等在堆芯核设计中的重要参数,如堆芯全寿期中的堆芯硼浓度、功率运行史上的堆芯跟踪硼浓度、不同状态下的堆芯功率燃耗分布、堆芯控制棒价值、堆芯不同状态下的反应性系数等,还未对 Bamboo 程序进行过系统完整的第三方验证。因此,有必要开展 Bamboo 程序针对国内核电厂主要方形组件压水堆的适用性验证研究,通过以上参数计算的准确性来证明程序的核设计功能。

本文基于三种国内典型的方形组件压水堆开展了堆芯参数计算,以论证 Bamboo 程序在不同压水堆中的适用性和可靠性,为今后该程序的工程应用做准备。

收稿日期: 2022-11-16 修回日期: 2023-02-27

作者简介: 李想 (1989—), 女, 现从事反应堆物理方面研究

* 通讯作者: 刘国明, E-mail: liugma@cnpe.cc

1 程序介绍

Bamboo 程序主要包括压水堆栅格计算程序 Bamboo-Lattice、少群常数处理程序 ReadBLattice、三维压水堆堆芯燃料管理程序 Bamboo-Core 以及压水堆堆芯瞬态分析程序 Bamboo-Transient。Bamboo 程序在理论模型上的一大特点是可以通过对反应堆围板、吊篮的几何信息和材料信息的描述,实现径向反射层的精细建模。

SCIENCE 程序作为综合中子物理计算程序,一直被用于国内方形组件堆芯的燃料管理和核设计计算,有着丰富的工程经验以及良好稳定的计算精度。本文除了将 Bamboo 程序结果与实测值进行比较外,对于某些缺少实测数据的参数,还同 SCIENCE 程序的计算结果进行了对比,扩大了计算结果对比的范围。

2 适用性验证

本文选取了国内某 CNP600 核电厂、某 M310 核电厂以及某 HPR1000 核电厂三种堆型中已运行的循环,采用 Bamboo 程序分别对三种堆型进行建模,开展对程序适用性的验证,验证内容主要包括:堆芯某循环的临界硼浓度、堆芯功率分布、堆芯燃耗分布、控制棒价值、反应性系数等。文中 Bamboo 程序相对于堆芯实际测量值的绝对误差和相对误差,采用(计算值_{Bamboo}-实测值)和(计算值_{Bamboo}-实测值)/实测值的结果。在缺乏实测值的情况下,本文将 SCIENCE 程序的计算结果作为比较的依据。Bamboo 程序和 SCIENCE 程序的绝对偏差与相对偏差采用(计算值_{Bamboo}-计算值_{SCIENCE})和(计算值_{Bamboo}-计算值_{SCIENCE})/计算值_{SCIENCE}的结果。

2.1 临界硼浓度

在实际工程设计中,不仅需要程序能够对热态满功率(HFP)时所有控制棒提出堆外(ARO)的状态进行燃耗计算,还需要程序能够计算启动物理试验时热态零功率(HZP)状

态下的临界硼浓度以及对堆芯功率运行历史下的临界硼浓度进行跟踪计算。表 1 给出了 Bamboo 程序对不同状态下堆芯临界硼浓度的计算结果,图 1 给出了满功率状态下,堆芯全寿期临界硼浓度使用两种程序计算所产生的偏差。从结果中可以看出,Bamboo 程序对三种堆型的临界硼浓度计算结果与 SCIENCE 程序偏差非常小,符合情况良好。其中,HFP 状态下堆芯全寿期内两种程序的计算偏差不超过 32 ppm,HZP 状态下两种程序的偏差不超过 10 ppm。

表 1 临界硼浓度计算结果

Table 1 Results of the critical boron concentration

堆芯状态	Bamboo/ ppm	SCIENCE/ ppm	偏差/ ppm	
CNP600	BOL、HFP	1176	1196	-20
	BOL、HZP	1287	1297	-10
M310	BOL、HFP	1082	1079	3
	BOL、HZP	1189	1185	4
HPR1000	BOL、HFP	958	960	-2
	BOL、HZP	1072	1070	2

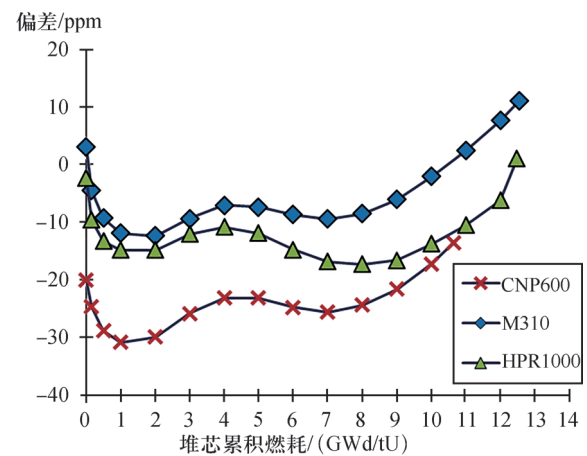


图 1 全寿期内临界硼浓度偏差

Fig.1 The deviation of critical boron concentration in the full lifetime

图 2 给出了对堆芯功率运行历史下的临界硼浓度进行跟踪计算时,Bamboo 程序的计算结果与硼浓度测量值之间的绝对误差。从

结果中可以看出,除了个别点因为堆芯在运行中进行了硼化操作,产生了很大的负值误差外,硼浓度功率跟踪的结果与实际测量值的比较结果是可接受的,满足临界硼浓度误差在 $[-50 \text{ ppm}, 50 \text{ ppm}]$ 区间内的设计准则。

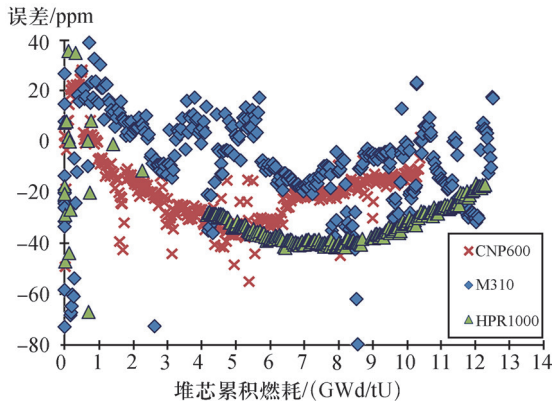


图2 硼浓度功率跟踪结果的误差

Fig.2 The error of critical boron concentration with power following

2.2 功率分布和燃耗分布

堆芯功率分布与燃耗分布是启动调试时检测燃料组件装堆正确性、运行期间表征堆芯核设计计算安全性的重要物理量,同时也是用来验证核设计软件准确性的重要参数。利用 Bamboo 程序对三种堆芯寿期初(BOL)、寿期中(MOL)和寿期末(EOL)的功率分布进行计算,并给出两种程序的相对偏差,如图3和图4所示。

从图3中可以看出,对于组件功率的计算结果,采用 Bamboo 程序相比于 SCIENCE 程序计算结果的相对偏差,除了 HPR1000 堆芯中的一组组件误差为 5.1% 外,其余均在 $\pm 5\%$ 以内。全寿期的功率分布结果大致呈现规律为:寿期初时,采用 Bamboo 程序计算得到的堆芯内部的组件功率要比 SCIENCE 的计算结果偏大,外部的则相反;随着堆芯燃耗加深,到了寿期中和寿期末,堆芯内部组件的功率则是 Bamboo 计算结果比 SCIENCE 的计算结果偏小、外部的偏大。从堆芯整体寿期来看,使用了 Bamboo 程

序计算组件功率相比于 SCIENCE 程序会呈现出内部组件偏小、外部组件偏大的情况,导致图4寿期末燃耗分布的计算结果偏差,Bamboo 程序计算得到的结果在内部组件中偏小于 SCIENCE 程序,外部则比 SCIENCE 计算结果偏大。

本文在图3和图4结果的基础上,再选取组件功率偏差和燃耗深度偏差最大的 HPR1000 堆型,对其运行时全寿期内的某四个时间点,利用 Bamboo 程序对堆芯的功率分布进行计算,再与堆芯功率分布实测值进行比较,得到组件功率的相对误差,结果见图5。从 Bamboo 程序计算得到的结果与实测结果的误差可以看出,组件功率结果的相对误差在 $\pm 4\%$ 以内,满足核电厂要求的组件功率的相对误差在 $[-5\%, 5\%]$ 区间内的准则。

2.3 控制棒价值

控制棒用于堆芯反应性的快速控制,在启动物理试验时需要控制棒价值进行测量。本文利用 Bamboo 程序计算三种测试堆芯在寿期初热态零功率状态下的控制棒价值,再同核电厂实测值以及 SCIENCE 结果进行比较,如图6所示。

通过表2中对 Bamboo 程序的计算结果相对于 SCIENCE 计算值的偏差以及相对于控制棒价值实测值的误差进行进一步分析可知:针对三种测试堆芯,采用 Bamboo 程序计算得到的控制棒价值与 SCIENCE 计算结果的相对偏差,除了 M310 堆芯 SA 棒组的相对偏差为 10.70% 外,其余棒价值偏差都不超过 $\pm 10\%$ 。这是由于 M310 堆芯的 SA 棒组棒价值绝对值远低于其他棒组(在 110 pcm 左右)的缘故。从 Bamboo 程序对棒价值的计算值与实测值相对误差可以看出:对于三种测试堆芯,单棒棒组价值与实测值的相对误差除了个别因为棒价值本身就很小(小于 500 pcm),造成相对误差远大于其他棒组外,其余棒价值误差均不超过 $\pm 3.5\%$ 。总体上,Bamboo 程序对控制棒价值的计算结果同实测值的相对误差满足在 $[-10\%, 10\%]$ 区间的准则要求。

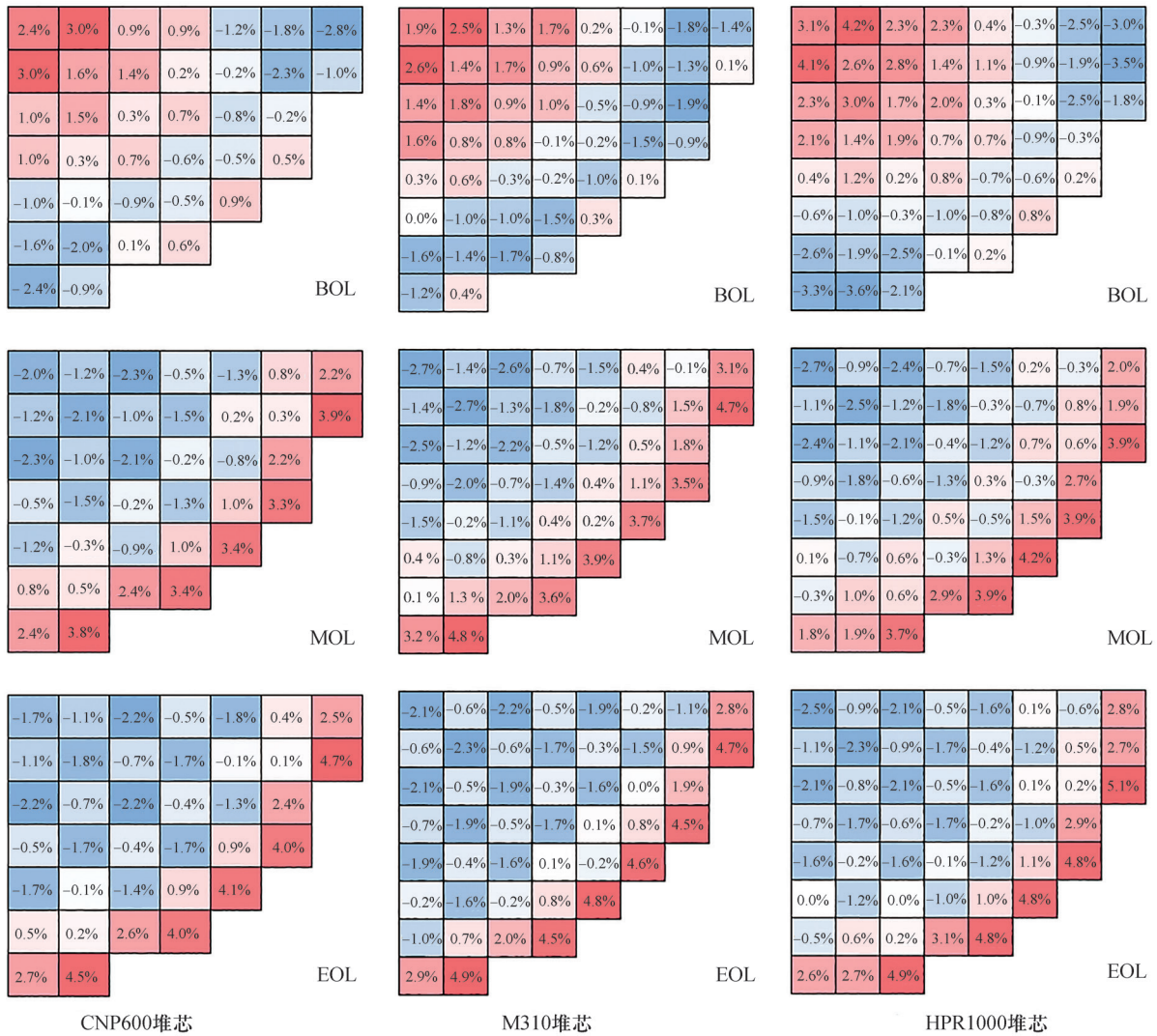


图 3 全寿期内堆芯功率分布相对偏差

Fig.3 The deviation of power distribution in the full lifetime

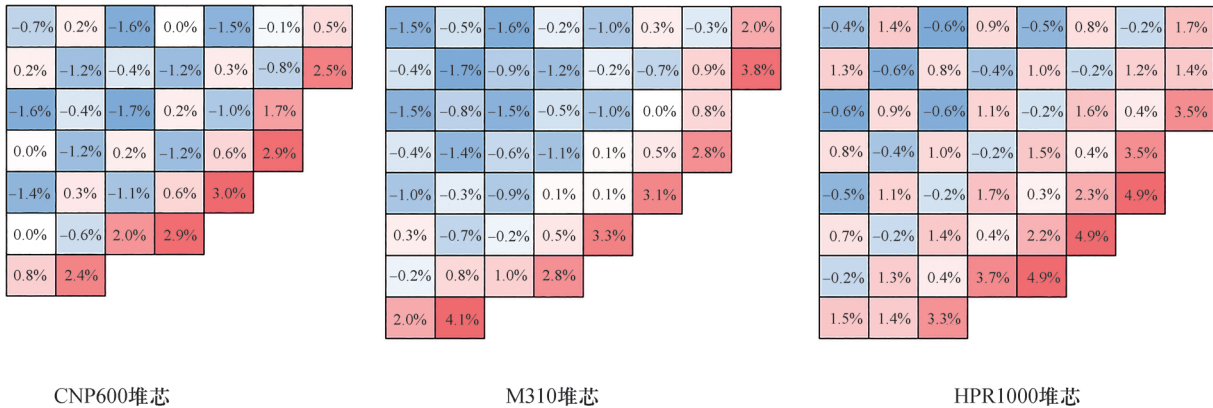


图 4 寿期末堆芯燃耗分布相对偏差

Fig.4 The deviation of burnup distribution in the end of lifetime

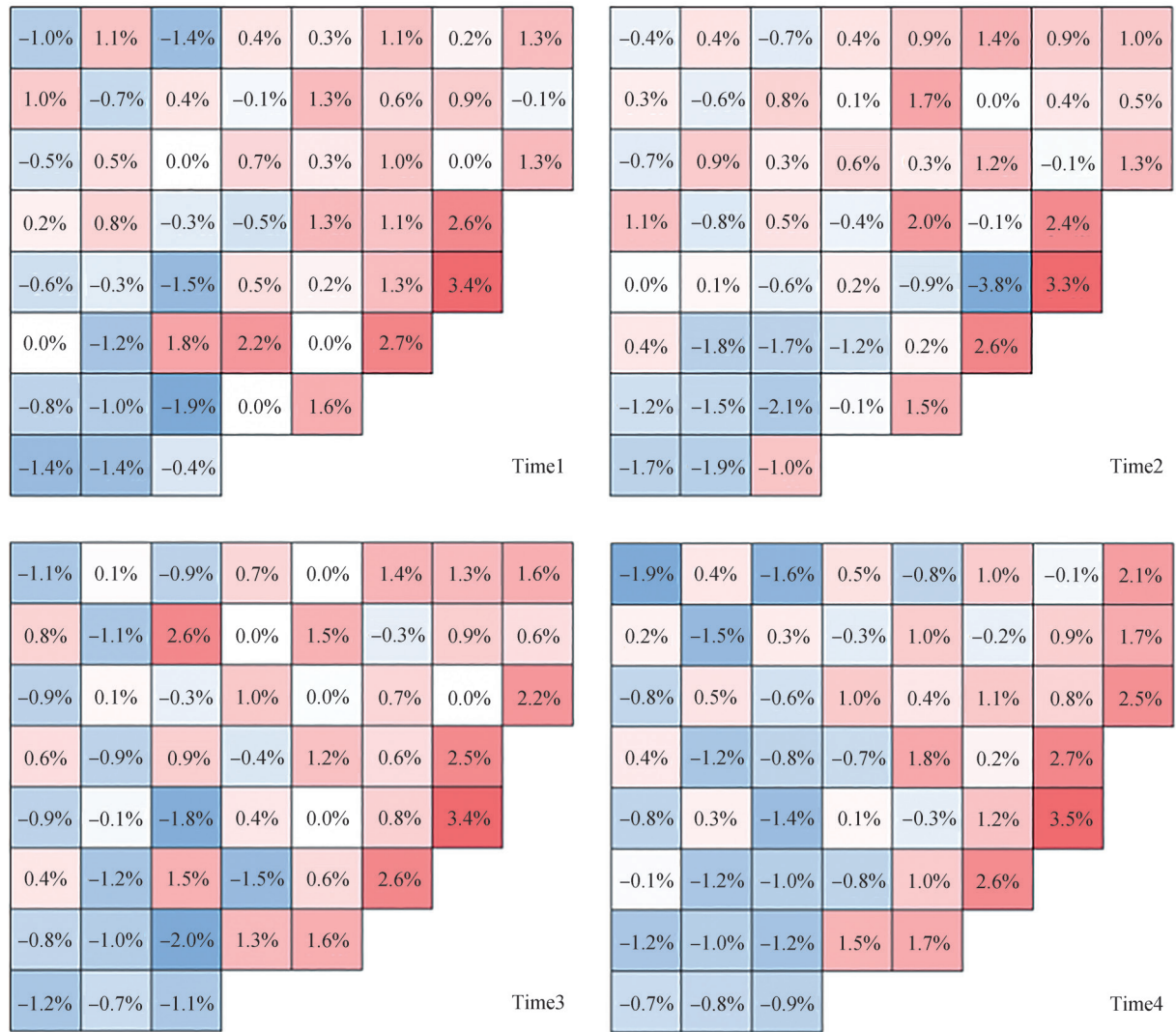


图 5 HPR1000 堆芯功率分布相对误差

Fig.5 The error of power distribution for HPR1000

表 2 Bamboo 棒价值计算结果同 SCIENCE 程序以及实测值的比较

Table 2 The compare of control rod worth with different program and measured worth

棒组	CNP600 堆芯		棒组	M310 堆芯		棒组	HPR1000 堆芯	
	SCIENCE 相对偏差	测量值 相对误差		SCIENCE 相对偏差	测量值 相对误差		SCIENCE 相对偏差	测量值 相对误差
S	-1.17%	-1.53%	R	0.59%	0.12%	R	0.03%	0.73%
A	-3.73%	2.34%	G1	2.36%	-0.61%	G1	3.74%	8.93%
B	5.89%	2.54%	G2	0.83%	0.80%	G2	3.22%	-1.12%
C	2.04%	1.25%	N1	4.67%	2.81%	N1	5.45%	-0.62%
D	-1.44%	-0.75%	N2	-7.29%	1.28%	N2	-5.69%	2.69%
C (Din)	-0.44%	-2.92%	SA	10.70%	6.54%	SA	0.19%	1.56%
B (DCin)	-1.08%	-7.98%	SB	-3.38%	1.86%	SB	-1.76%	-0.07%
A (DCBin)	-3.96%	-0.79%	SC	2.83%	3.00%	SC	7.72%	-0.95%
-	-	-	SD	8.66%	3.24%	-	-	-

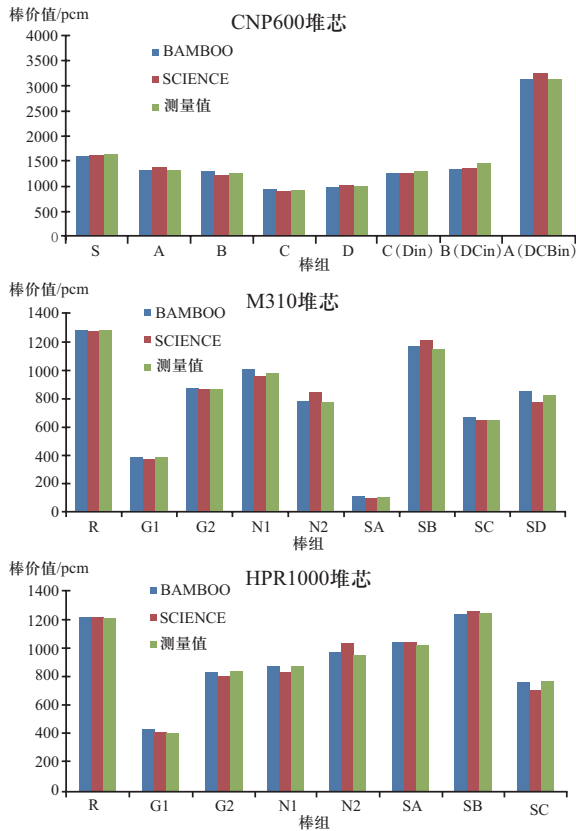


图6 控制棒价值计算结果

Fig.6 The worth of control rods

2.4 反应性系数

反应性系数直接影响着核电站反应堆堆芯功率的自稳性。在反应堆的设计和运行中,对慢化剂温度系数为负值的要求是核电站设计

中的基本准则之一。在反应性系数计算功能的测试中,本文选取了寿期初热态满功率和热态零功率两种状态,分别对等温温度系数、慢化剂温度系数和硼微分价值进行了计算。由于目前缺少部分反应性系数的实测值,仅对 Bamboo 程序和 SCIENCE 程序的计算值进行比较。表 3 给出了使用两种程序对上述反应性系数的计算结果,可以看出采用两种程序的计算结果相当,对于温度系数,Bamboo 程序的计算结果比 SCIENCE 结果偏小,但偏差不会超过 2 pcm/°C;对于硼微分价值,两种程序的计算结果非常接近,几乎无差别。总体来说,Bamboo 程序对这些反应性系数的计算也能够获得良好的结果,同 SCIENCE 程序计算结果相当。

3 结论

本文针对 Bamboo 程序在方形组件压水堆中的适用性开展了验证研究,通过对三种国内典型的方形组件压水堆进行建模计算,得到堆芯临界硼浓度、堆芯功率分布和燃耗分布、控制棒价值以及反应性系数的计算结果,并将得到的结果与 SCIENCE 程序计算结果以及堆芯实测值进行对比验证。

验证结果表明:Bamboo 程序系统可以满足典型方形组件压水堆堆芯计算的功能需求,并具有可靠的计算精确度,能够达到与国外著

表3 反应性系数计算结果

Table 3 Results of the coefficient of reactivity

		BOL、HFP 状态			BOL、HZP 状态		
		Bamboo	SCIENCE	绝对偏差	Bamboo	SCIENCE	绝对偏差
CNP600	等温温度系数 (pcm/°C)	-15.189	-13.325	-1.864	-4.521	-3.276	-1.245
	慢化剂温度系数 (pcm/°C)	-12.773	-10.855	-1.918	-1.723	-0.479	-1.244
	硼微分价值 (pcm/ppm)	-10.367	-10.210	-0.157	-10.672	-10.622	-0.050
M310	等温温度系数 (pcm/°C)	-15.102	-13.976	-1.126	-4.611	-3.776	-0.835
	慢化剂温度系数 (pcm/°C)	-12.669	-11.546	-1.123	-1.800	-0.971	-0.829
	硼微分价值 (pcm/ppm)	-10.783	-10.655	-0.128	-11.070	-11.106	0.036
HPR1000	等温温度系数 (pcm/°C)	-20.432	-18.942	-1.490	-8.015	-7.610	-0.405
	慢化剂温度系数 (pcm/°C)	-17.983	-16.482	-1.501	-5.197	-4.788	-0.409
	硼微分价值 (pcm/ppm)	-10.934	-10.823	-0.111	-11.277	-11.290	0.013

名压水堆计算程序相当的水平,满足核电厂的堆芯核设计需求。本文得到的结果,可为今后 Bamboo 程序的进一步开发与应用提供参考。

参考文献

- [1] 卢皓亮, 陈俊, 王军令, 等. 自主化堆芯核设计软件 COCO 验证与确认 [J]. 原子能科学技术, 2017, 51 (8): 1459-1463.
- [2] 葛炜, 杨燕华, 刘飒, 等. 大型先进压水堆核电站关键设计软件自主化与 COSINE 软件包研发 [J]. 中国能源, 2016, 38 (7): 39-44.
- [3] 刘东, 李庆, 卢宗健, 等. “华龙一号”设计分析软件包 NESTOR 的研发与应用 [J]. 中国核电, 2017, 10 (4): 532-536.
- [4] 卢宗健, 李庆, 刘东, 等. NESTOR 软件包工程应用适用性强化设计 [J]. 核动力工程, 2018, 39 (1): 161-164.
- [5] 李云召, 杨文, 王思成, 等. 压水堆堆芯 Pin-by-pin 燃料管理计算程序 Bamboo2.0 的设计与验证 [J]. 核动力工程, 2018, 39 (S2): 29-32.
- [6] 郑继业, 鲍杰, 肖红, 等. AP1000 机组首次临界试验验证计算 [J]. 原子能科学技术, 2018, 52 (12): 2124-2129.

Applicability Validation Research on Bamboo for Pressurized Water Reactor Loading Square Assembly

Li Xiang, Xiao Huiwen, Shao Zeng, Liu Guoming*, Yi Xuan, Yang Haifeng

(China Nuclear Power Engineering Co., Ltd, Beijing 100840)

Abstract: This article studies on the applicability of domestic developed code Bamboo for the pressurized water reactor (PWR) loading square assembly. The main work includes modeling three kinds of typical PWR loading square assembly, comparing the values of core parameters such as critical boron concentration, the power distribution, the burnup distribution, control rod worth and reactivity coefficients calculated by Bamboo with their measured values and the calculated values by code package SCIENCE. The test results show that Bamboo code has a good accuracy in the core calculation of typical PWR loading square assembly and can meet demand of nuclear design. This work lays a foundation for the future engineering application of Bamboo code.

Key words: Bamboo; core calculation; PWR; applicability validation

(责任编辑: 梁 晔)

张军旗,杜俊涛,花锋.核安全辐射监测设备扩证申请的问题探讨[J].核安全,2023,22(3):48-52.

Zhang Junqi, Du Juntao, Hua Feng. Discussion on Application for Expansion of Nuclear Safety Radiation Monitoring Equipment [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3): 48-52.

核安全辐射监测设备扩证申请的问题探讨

张军旗, 杜俊涛*, 花 锋

(西安中核核仪器股份有限公司, 西安 710000)

摘要: 核安全辐射监测设备对保障核电的安全运行和保护公众免于受到辐射损伤及保护环境具有重要意义。在国家大力推动核电关键仪表国产化的政策背景下,我国核安全辐射监测设备已经获得了突破性进展。《民用核安全设备监督管理条例》明确规定核安全级辐射监测设备的设计和制造等活动应当申请领取许可证。本文结合取证过程,分别从质保体系、模拟件代表性、模拟件制作和鉴定试验等方面对核安全辐射监测设备的取证活动进行探讨,为后续核安全辐射监测设备的取证活动提供经验参考。

关键词: 核安全; 辐射监测设备; 许可证; 模拟件制作; 鉴定试验

中图分类号: TL81 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)03-0048-05

民用核安全设备包含民用核安全电气设备和民用核安全机械设备,其基本功能就是在民用核设施中执行某些与安全相关的功能,如安全停堆、余热导出和放射性物质极限内的释放等。因此对于民用核设施来说,核安全设备的稳定性、可靠性及质量直接关系到核设施的安全运行与稳定。为此 2007 年国务院颁布了《民用核安全设备监督管理条例》,条例对民用核安全设备的设计、制造、安装和无损检验活动做出有关规定^[1]。条例中第三章第十二条规定:“民用核安全设备设计、制造、安装和无损检验单位应当依照本条例规定申请领取许可证。”即从质量管控、专业技术、工作场所、设备设施等多个方面对民用核安全设备进行监督和管理。国家核安全局在 2007 年公布了第一批《民用核安全设备目录》,并于 2016 年进行了修订。修订后

的目录包含 19 类机械设备和 9 类电气设备,增加了核燃料循环设施后处理厂专用核安全设备(4 类机械设备和 1 类电气设备),并作出说明:“现有民用核安全设备持证单位可按照‘核安全 2 级覆盖放化 1 级、核安全 3 级覆盖放化 2 级、1E 级设备等效’的原则,开展相同设备类别核燃料循环设施后处理厂专用核安全设备活动,无需单独提出申请。”

核安全级辐射监测设备属于民用核安全设备目录中核安全(1E 级)电气设备的辐射监测探测器品类,包含气体辐射监测探测器(如 γ 电离室辐射探测器、G-M 计数管辐射探测器等)、闪烁体辐射监测探测器(如 NaI 闪烁体探测器、塑料闪烁体探测器等)、半导体辐射监测探测器等。本次扩证项目是西安中核核仪器股份有限公司的重点科研项目,目的是实现华龙一号进

收稿日期: 2022-11-10 修回日期: 2023-03-23

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

口核级辐射监测设备的自主化研制,主要工作是完成“半导体辐射监测探测器”设计和制造许可证的申请工作,包含扩证申请、模拟件制作、设计验证和鉴定试验等内容。

1 质保体系的建立

核安全级辐射监测对于保障核电的安全运行,保证工作人员、公众和环境安全至关重要。在其生产的过程中不仅要符合技术规格书的要求,还应满足相应的国家标准,同时还需在整个设计寿命周期内能够安全稳定地运行。为此企业必须建立完整的质保体系,以保证对核安全级辐射监测设备的设计和制造的全过程进行有效管控,做到“安全第一,质量第一”,做到“四个凡事”(凡事有章可循,凡事有据可查,凡事有人负责,凡事有人监督)。按照国务院 500 号令《民用核安全设备监督管理条例》、HAF 003《核电厂质量保证安全规定》和导则的要求,企业必须编制核安全电气设备设计和制造质保大纲、项目质量计划,并按照 HAF 601 要求向核安全局监管部门进行备案。在整个设计、制造活动中,企业需要依照质保大纲、质量计划及相关程序文件、作业文件要求,对设计和制造的全过程进行严格的质量控制。

在项目实施阶段,质保工程师负责项目质保工作,按照项目实施的需要,编制项目质保大纲、质量计划等项目专用程序,明确项目职责和接口关系,对影响生产过程的“人、机、料、法、环”等环节进行控制。在项目执行过程中,严格按照 HAF 标准的要求,设计、制造过程严格按照相关的程序文件及相关的技术图纸、工艺进行生产过程的控制。

2 模拟件代表性

《民用核安全设备监督管理条例》第十三条要求申请许可证的单位应当制作具有代表性的模拟件。对于申请单位来说要依据所申请的类别制作模拟件,HAF 601 对模拟件要求做出了相关描述:“按照申请类别、核安全级别、活动范围、制造和安装工艺、材料牌号、结构形式等制

作具有代表性的模拟件。”^[2]以本项目所申请的“半导体辐射监测探测器”为例,目录对核级辐射监测设备的分类是按照传感器类别进行划分的,如气体探测器、闪烁体探测器等。但在具体的设备中,这些传感器仅仅完成核辐射探测的功能,将核辐射信号转化为电信号供后续的电子学设备进行处理。图 1 所示为半导体辐射探测器,采用 PIPS(Passivated Implanted Planar Silicon)离子注入型钝化硅探测器作为辐射探测元件,用于探测惰性气体的 β 放射性活度浓度。

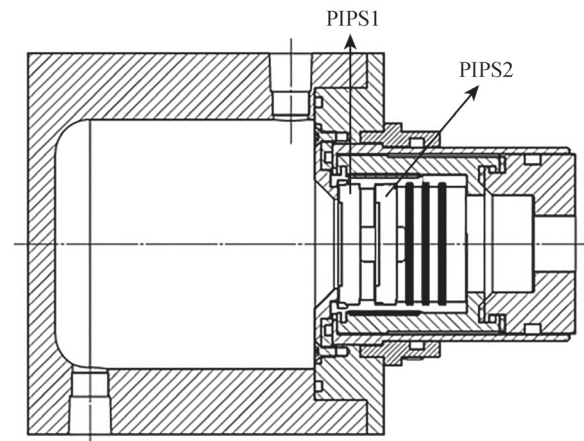


图 1 半导体辐射探测装置

Fig.1 Semiconductor radiation detection device

通常来说,根据不同的测量对象和使用功能,搭载同一类型传感器的设备有许多种,以 γ 电离室辐射探测器为例,其核安全级设备包含 I 型 γ 剂量率监测、II 型 γ 剂量率监测、事故及事故后 γ 剂量率监测及高量程惰性气体活度浓度监测等。因此在制作模拟件时,需要结合实际使用情况和具体的产品制作模拟件。根据技术规格书的要求,本项目的代表性模拟件为“惰性气体辐射监测仪”,其包含低量程段和高量程段,采用一体化整机结构,低量程惰性气体采用半导体辐射探测器进行测量,高量程惰性气体采用电离室辐射探测器进行测量。模拟件在结构形式、材料、制作工艺等方面与目标产品完全一致,并且该模拟件能够充分体现目标产品的技术特性,如图 2 所示。

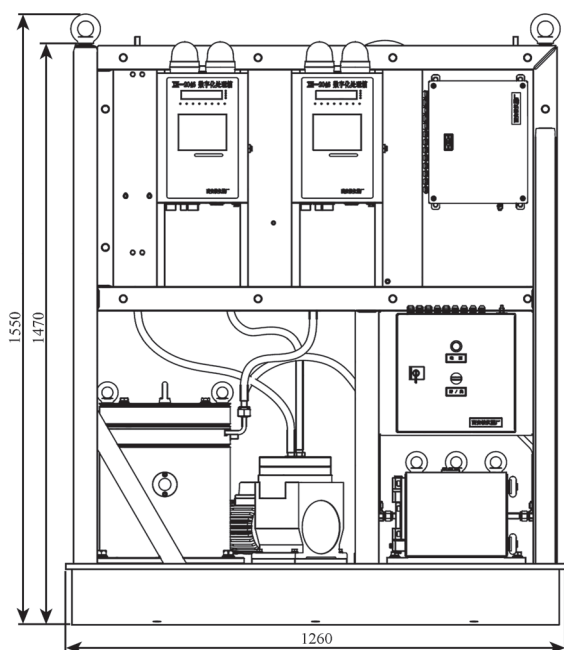


图2 惰性气体辐射监测仪
Fig.2 Noble gas radiation monitor

3 模拟件制作

根据核安全相关法规要求,在制作模拟件的过程与目标产品制作过程一致的情况下,模拟件才具有代表性^[3]。具体体现为两个方面,一是制作工序的一致性,二是制作过程的完整性,二者缺一不可。通过编制项目质量计划,我们对模拟件的全部制作流程进行了详细描述,同时也给出各道工序之间的关系。需要注意的是,模拟件制作方案与项目质量计划需要提交核安全监管部门审核备案,待认可之后才可作为有效文件指导项目的实施。以本项目为例,制作过程就是将各种物料通过加工、焊接、组装和集成等方式形成整机的过程。过程涉及的工艺包含机械装配、板卡焊接、电缆制作、电缆组装等典型工艺。一般来说需要保证模拟件的硬件布局与目标产品保持一致^[4]。

《民用核安全设备监督管理条例》第二十四条规定,不得将监管部门确定的关键工艺环节分包给其他单位,也就是说模拟件制作过程中的关键工艺是核安全监管部门的重点监督对象,因为关键工艺会影响模拟件制作过程的产

品质量、功能性能、技术指标、寿命、稳定性及可靠性等。因此在许可证扩证申请的申报材料中应当对关键工艺进行重点描述和说明^[5]。值得注意的是,如果已有的工艺流程和工艺方法不能满足模拟件制作的需要时,就需要开展新的工艺试验和工艺评定,形成的工艺规范文件需要向监管部门报备,在后续制作过程中严格执行工艺流程。

模拟件制作过程中,质保人员应当根据项目质量计划对制作过程中的重要质量控制点进行监督检查,检查现场执行技术文件的受控情况和文件执行的有效性,及时发现和反馈制造过程中存在的问题,组织质量计划见证点的见证和见证记录、资料的收集、整理,配合核安全监管部门对项目的监管活动。同时还应当编制项目质保监查计划,开展项目的质保监查,对发现的问题逐项分解至责任部门,责成责任部门分析原因,采取纠正措施。质保部门在整改过程中进行指导和咨询,整改完成后进行见证评审,关闭该纠正预防措施单,防止问题重复发生。对核安全监管部门选取的见证点,应根据质量计划和控制程序,提前通知核安全监管部门参加见证。对发现的问题采取纠正措施单的形式完成整改,必要时应上报相关材料给核安全监管部门^[6]。

4 鉴定试验

按照条例规定要求,民用核安全设计单位应当开展设计验证,验证方式可采用设计评审、鉴定试验或其他计算方式进行。采用试验方式进行设计验证,其目的是通过鉴定试验证明设备在设计基准事件之前、期间和之后能够执行正常的安全功能,同时证明其各项功能满足上游技术规格书和国家标准要求^[7]。按照 GB/T 12727 和 EJ/T 1197,模拟件鉴定试验包含基准试验、正常运行环境条件试验、耐久性试验和地震试验四大类,每一大类试验又包含若干具体试验项目,所有试验条件应与技术规格书要求相匹配,在试验项目完整和试验条件典型的情况下模拟件的鉴定试验才具有一定的代表

性。试验条件典型是指在鉴定试验过程中模拟件所处的试验环境与工程样机实际运行的环境一致,如极限高低温试验,在选择极限高低温度时应参考上游技术规格书要求,同时应当保证有一定的裕量^[9]。如果上游技术规格书未给出某些试验的具体条件,应当参考国家标准,选取合适的试验等级,同时应当进行报备,待核安全监管部审核之后方能开展响应试验。依据 RCC-E-2005 中 B4000 章节,K3 鉴定的目的是确保安装在安全壳外的设备能够在正常环境条件下和地震荷载下以及在对某些设备特别规定的事故环境条件下完成其规定的功能。在进行地震试验时,所选择的楼层地震谱应当为设备所在楼层标高的反应谱,如果设备所在的具体安装高度反应谱未给出,此时应当选择大于设备高度的楼层反应谱,而不能依据国家标准给出的通用反应谱进行试验。

5 结语

核安全级辐射监测设备在保障核电厂安全运行、保护工作人员和公众免受放射性照射等方面具有重要的作用。由于其技术要求和复杂程度较高,一直以来,某些核安全级辐射监测设备由国外公司供货。随着我国三代核电技术的发展和华龙一号对设备国产化要求的提升,在国家大力推动核安全级设备国产化的背景之下,核安全级辐射监测设备的自主化供货已势在必行,同时也对国内核安全级辐射监测设备的研发设计和生产制造提出了更高的要求。国产厂家在进行核安全级辐射监测设备的研发与生产时需要从多方面进行把控。

(1)突破关键性技术,在某些情况下,设备的关键性技术的突破有助于保障核电厂的安全运行,只有掌握设备的研发和生产中的关键技术,才会摆脱受制于人的局面,同时也会保障核电的高质量发展。

(2)加强企业核安全观建设,落实核安全法律法规要求,完善核安全管理体系。核安全级辐射监测设备不同于常规辐射监测设备,其设计与生产需要在核安全监管部

的监管下执行。企业设计、生产、质保等人员应当积极学习各类核安全法律法规,只有落实质量保证,设备的可靠性才会提升。

(3)在进行核安全设备设计和制造许可证申请时,应当严格遵守申请流程,坚决杜绝弄虚作假。在技术上,积极消化设计输入文件和相关国家标准,同时对国外先进技术进行消化吸收再创新,攻坚克难^[10]。在管理上严格执行质保大纲等质量体系,积极开展各类培训,对设计、工艺、制造人员进行严格管理。重视不符合项,不符合项看似偶然,实则必然,应当组织力量从各方面对不符合项原因进行分析,必要时可邀请业内专家评审,消除隐患,形成经验总结反馈,防止同类事件再次发生。坚决杜绝赶工期、抢进度等情况^[4]。

目前,我国核安全级辐射监测设备的研发与生产已经取得突破性进展,后续应当积极落实核安全法律法规,努力实现核安全级辐射监测设备完全自主化与国产化^[11],从而达到国际先进水平,为华龙一号“走出去”国家战略保驾护航。

参考文献

- [1] 中华人民共和国国务院令 第 500 号民用核安全设备监督管理条例 [J]. 中华人民共和国国防科学技术工业委员会文告, 2007 (07): 1-8.
- [2] 肖鹏, 青先国, 王旻, 等. 安全级 DCS 模拟件制作中的关键要素分析 [J]. 核动力工程, 2019, 40 (S2): 112-116.
- [3] 李世欣, 任莉华, 张云波, 等. 浅谈民用核安全设备制造许可证的审查 [J]. 核安全, 2013 (01): 23-25.
- [4] 马桦, 顾剑峰, 丁义行, 等. 总结经验综合施策, 确保民用核安全设备质量 [J]. 核安全, 2013, 12 (S1): 31-35.
- [5] 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 (06): 85-90.
- [6] 黄炳臣. 对新民用核安全设备监管法规实施的探讨 [J]. 核安全, 2009 (01): 13-16+26.
- [7] 马象睿. 关于我国民用核安全电气设备国产化配套情况和主要质量管理问题 [J]. 自动化博览, 2011, 28 (05): 70-73.
- [8] 徐磊, 李会迪. 核安全设备监造过程质量问题分类管理模式研究 [J]. 科技视界, 2017 (32): 76-77.
- [9] 潘暑风, 申东望, 李正华. 民用核安全设备不符合项处理的若干问题分析与实践 [J]. 核标准计量与质量, 2014 (03): 29-33.

[10] 张敬, 余毅, 尹秋玲, 等. 民用核安全设备设计验证活动的关键要素及思考 [J]. 核标准计量与质量, 2022 (02): 38-42.

[11] 吴超平, 张劲, 郝慧杰. 我国民用核安全设备许可制度的管理 [J]. 机械工业标准化与质量, 2015 (06): 45-47.

Discussion on Application for Expansion of Nuclear Safety Radiation Monitoring Equipment

Zhang Junqi, Du Juntao*, Hua Feng

(CNNC Xi'an Nuclear Instrument Co., Ltd, Xi'an 710000, China)

Abstract: Nuclear safety radiation monitoring equipment in nuclear power plants is of great significance to ensure the safe operation of nuclear power plants, protect the public from radiation damage and protect the environment. Nuclear safety radiation monitoring equipment has made a breakthrough under the background policy of vigorously promoting the localization of nuclear power key instruments. The state council of The Peoples's Republic Of China clearly stipulates that the design and manufacture of nuclear safety radiation monitoring equipment and other activities shall apply for a license. Based on the process of forensics, this paper discusses the forensics activities of nuclear safety radiation monitoring equipment from the aspects of quality assurance system, representativeness of simulated parts, fabrication of simulated parts and appraisal test, and provides empirical reference for the subsequent forensics activities of nuclear safety radiation monitoring equipment.

Key Words: Nuclear Safety; radiation monitoring equipment; license; Mockup manufacture; Identification test

(责任编辑: 梁 晔)

王方,师雪艳,任焕文,等. 双模式射线融合成像控制系统的设计与验证[J]. 核安全,2023,22(3):53-59.

Wang Fang, Shi Xueyan, Ren Huanwen, et al. Design and Verification of Dual-Mode Radiographic Fusion Imaging Control System [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3): 53-59.

双模式射线融合成像控制系统的设计与验证

王 方^{1,2}, 师雪艳^{3,4}, 任焕文^{3,4}, 宋 婧^{3,4,*}, 王 文^{3,4}, 宋 勇^{1,4}, 凤麟核团队

(1. 中国科学院合肥物质科学研究院, 合肥 230031; 2. 中国科学技术大学, 合肥 230026;
3. 中科超睿(青岛)技术有限公司, 青岛 266041; 4. 中子科学国际研究院, 青岛 266199)

摘要: 针对工业检测中越来越复杂的检测对象, 单一无损检测手段难以得到全面信息, 很难满足检测需求。为了解决以上问题, 本文基于两种不同的射线成像无损检测装置, 设计并实现了一套高精度双模式射线融合成像智能控制系统。提出了基于 PLC (可编程逻辑控制器) 与智能仪器的三级分布式控制系统架构, 提高了系统的双向数据通信稳定性; 利用 WinCC 平台开发了人机友好的操作界面, 可对现场多设备进行远程参数调节与状态监测; 设计了带反馈校正的定位精度自调节控制系统, 实现了被检品高精度定位功能。经被检品重复定位实验验证, 控制系统在两个射线成像装置间的重复定位精度为 ± 0.06 mm, 符合工业自动化领域 $\pm 0.05\sim 0.08$ mm 的定位精度要求, 为双模式射线融合成像的高精度自动控制系统设计提供参考。

关键词: 融合成像控制系统; 定位精度; PLC; WinCC; 分布式控制

中图分类号: TL8 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 03-0053-07

无损检测技术是保证设备可靠性, 提高产品质量的重要手段, 但针对工业检测领域越来越复杂的检测对象, 单一检测手段难以得到全面信息, 很难满足检测需求。因此, 本文采用双模式融合成像, 即将两种不同检测手段结合起来, 利用不同检测技术相互补偿各自的缺陷, 如利用超声与 X 射线融合成像检测复合材料缺陷^[1,2], 利用不同电压/能量的 X 射线融合成像以提高检测精度^[3,4], 利用中子与 X/ γ 射线融合成像检测放射性部件、涡轮叶片、电池、

机场集装箱货物等^[5-7]。双模式融合成像可以获得被检品更为全面的信息, 提高被检品的检测准确率, 降低误报率^[8,9]。在核行业领域, 该技术可以用来检测核燃料棒内部缺陷及尺寸, 确保核燃料元件和压力容器的焊接质量, 检测放射性管道的腐蚀情况等^[10,11]; 此外, 在航天航空设备精密机械、动力电池、考古等其他领域也存在广阔的发展前景。

基于两种不同的射线成像装置, 本文设计研制一种用于双模式射线融合成像的高精度控

收稿日期: 2023-02-02 修回日期: 2023-03-30

基金项目: 青岛市科技计划园区培育计划项目, 项目编号: 22-3-5-yqpy-3-qy; 项目名称: 核与辐射安全监督管理技术支持项目, 项目编号: JD202032; 项目名称: 中国科学院 A 类战略性先导科技专项, 项目编号: XDA22010504

作者简介: 王方 (1997—), 男, 中国科学技术大学在读硕士, 现从事射线成像控制系统相关研究工作

* 通讯作者: 宋婧, E-mail: jing.song@fds.org.cn

制系统。该系统可实现双向数据通信,具有高精度定位、实时监测、自动控制、信息查询、友好的人机交互等功能,且系统稳定可靠,易于操作。

1 控制系统需求

本文设计一套双模式射线融合成像的高精度自动控制系统,为了确保所设计的融合成像控制系统定位精度高、通信可靠性和抗干扰能力强、易用性好,我们对其提出了以下要求:(1)由于定位精度直接决定了双模式射线融合成像的质量,因此本设计对同一被检品放置在2台射线成像装置的相对检测位置误差提出了较高要求,要求重复定位精度 $\leq \pm 0.08 \text{ mm}$;(2)实现对各设备参数的远程监控与实时调整,实现各子系统的协同运行与连锁控制,保证通信可靠稳定;(3)对电磁干扰等复杂工作环境具有良好的适应能力;(4)设计可视化、人机友好的操作界面。

2 控制系统硬件架构

目前市面上小负载(0~30 kg)工业机器人可实现 $\pm 0.05\sim 0.08 \text{ mm}$ 的重复定位精度^[12],因此为满足系统的重复定位精度需求,我们选用高精度工业机器人与激光测距仪的组合进行闭环

自调节控制,通过激光测距的反馈数值对机器人的定位位置进行校正,以实现被检品的高精度重复定位。

本文设计的融合成像控制系统主要由西门子1500系列PLC(Programmable Logic Controller,可编程逻辑控制器)、射线成像装置1、射线成像装置2、高精度工业机器人、伺服电机及安全连锁系统等组成。由于各仪器间接口和通信协议并不统一,我们需采用多通信接口、多通信协议组成的系统。为了加强通信稳定性,增强系统可扩展性,我们选择USB网卡转换器将设备的USB串口转换为RJ45通信接口,再与其他设备一同通过管理型工业交换机与总控PLC相连。总控PLC支持以上通信协议,集成各子系统的通信,完成装置的整体工艺与安全逻辑控制。控制系统硬件结构图如图1所示。

融合成像控制系统采用分布式控制系统网络架构以实现对各设备的分散控制、集中管理。所有的控制设备和现场设备通过内部网络相互连接,以防止计算机病毒或网络外的其他破坏性入侵,保障融合成像控制系统的运行不受外部因素影响。如图2所示,控制系统网络架构由监控级、控制级、现场级三级组成。现场级主要由现场各监控设备组成,以实现对各子模块的独立控制,采集各子模块的反馈信号,确保各

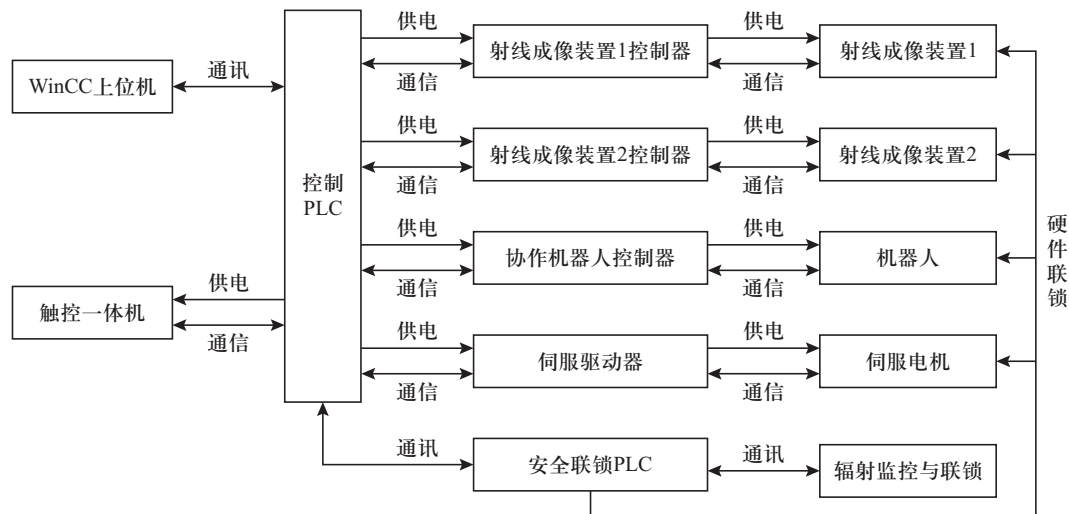


图1 控制系统硬件框图

Fig.1 Hardware diagram of control system

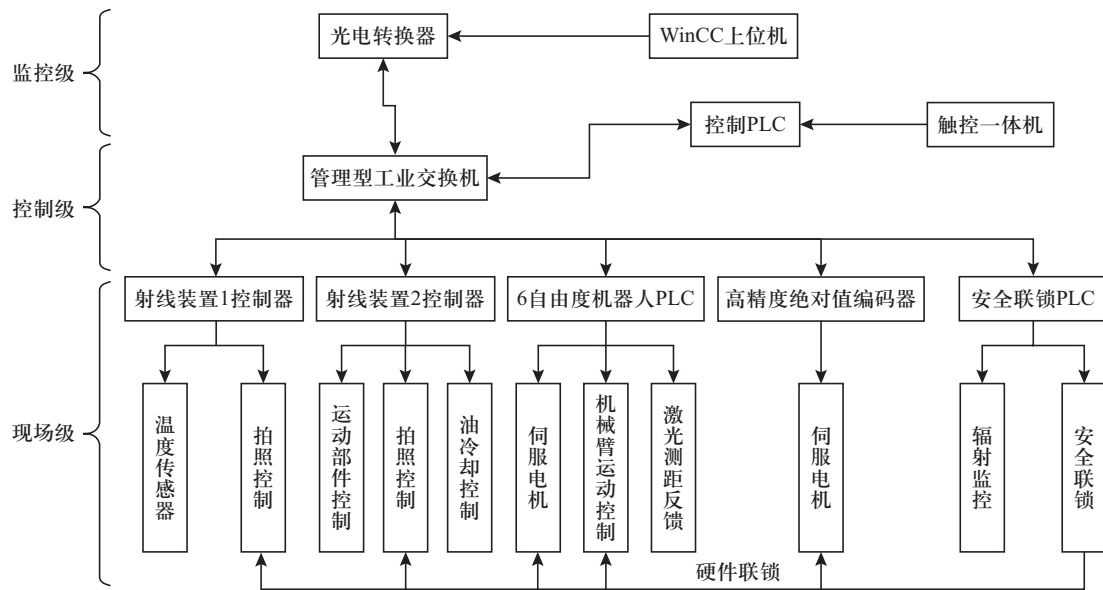


图2 控制系统网络架构

Fig.2 Network architecture of control system

子模块独立工作正常。控制级主要由可实现多通信功能的高安全性的西门子 1500 系列 PLC 组成,并通过管理型工业交换机与现场级设备相连,提高控制系统的抗干扰性能,减少通信故障。我们将控制系统的控制设备安装至屏蔽机柜中,控制器与数据采集模块之间设置隔离模块,采用光纤通信,提高控制系统在信号处理、数据采集、数据传输中的抗电磁干扰能力,提高测控数据的安全性。此外,现场装有触控一体机,通过其上运行的控制软件,可实现现场控制。监控级由放在远离现场的远程工作站组成。远程工作站装有运行控制程序的计算机,通过光纤转换器与控制器进行通信,以获取操作数据并存储报警信息。

3 控制逻辑设计

融合成像控制系统可以实现随机被检品的定位、抓取及准确输送到成像位置,并保证整个移动过程中被检品的安全性和重复定位精度。融合成像控制系统的大致操作流程如图 3 所示,首先确认安全联锁状态是否正常;其次射线成像装置 1 开机并降温至运行要求,射线成像装置 2 开机自检并开启冷却设备,待其油冷机流

量满足条件;最后伺服电机将成像设备移动至最佳成像位置,成像准备工作完成。正式成像时,机器人从被检品架上抓取被检品并将其输送至射线成像装置 1 检测位置,被检品到位后根据激光测距的反馈进行位置校正,然后进行射线成像装置 1 成像。待射线成像装置 1 拍照完成后,机器人将被检品移动至射线成像装置 2 检测位置,同样进行位置校正,之后进行射线成像装置 2 成像。待射线成像装置 2 拍照完成后,机器人抓取被检品放回被检品架,由自研的成像软件进行融合成像。

4 控制系统软件设计

我们利用 SIMATIC WinCC (Windows Control Center) 组态软件进行控制系统软件设计,设计了相应的子控制模块用于对各设备进行独立控制与测试,包括电源控制模块、射线成像装置 1 控制模块、射线成像装置 2 控制模块、伺服电机控制模块、工业机器人控制模块、安全联锁监控模块、报警信息及存储模块等。当控制软件运行时,它通过主程序完成对子控制模块的调用,实现对设备的并行控制,提高系统的易用性。控制软件框架结构如图 4 所示。

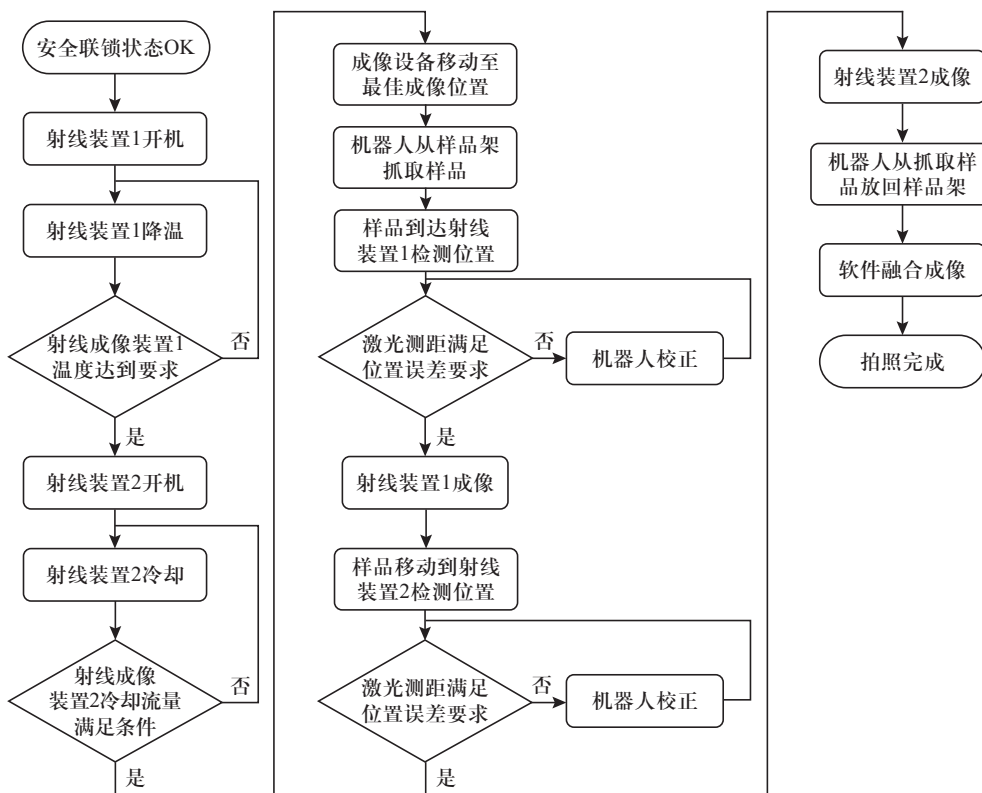


图3 控制系统控制流程

Fig.3 Diagram of control system

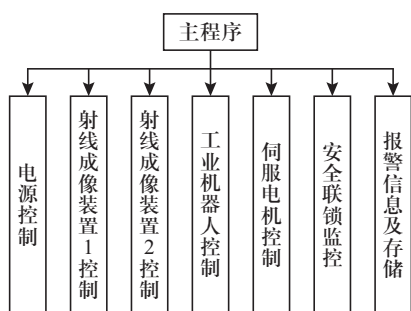


图4 控制软件结构图

Fig.4 Soft diagram of control system

各子模块的详细功能如表 1 所示。

表 1 控制模块主要功能

Table 1 Main functions of the control module

控制模块	主要功能
电源控制模块	实现对设备的远程供断电管理
射线成像装置 1 控制模块	实现对射线成像装置 1 的远程控制和数据读取
射线成像装置 2 控制模块	实现对射线成像装置 2 的远程控制和数据读取

续表

控制模块	主要功能
伺服电机控制模块	调节各成像装置位置,保证其处于最佳成像位置
工业机器人控制模块	控制机器人抓取与放回被检品,并实时监测机器人状态
安全联锁监控模块	包括远程实时监测现场辐射剂量的辐射监控模块与保证人员和设备安全的安全联锁模块
报警信息及存储模块	显示系统各设备的报警信息,并将其存储在数据库中,方便后期查询

我们在 WinCC 平台上开发了控制软件计算机操作界面程序,其生成的控制系统主界面如图 5 所示。为使操作界面直观可视易操作,我们在主界面仅保留一些核心操作按键与显示,将各子模块的详细内容折叠放在界面下方,视需要查看具体的操作处理过程,并添加了防止非操作人员误触的保护措施。



图5 控制系统操作界面

Fig.5 Interface of control system

5 实验设计与分析

基于上述双模式射线融合成像控制系统的软硬件设计方案,我们搭建了如图6所示的双模式射线融合成像控制系统实验平台。该平台包括现场控制和远程控制两部分,通过光纤进行远程数据传输。控制PLC与各子系统的控制器集成安装在控制柜中,控制柜上装有触控一体机。我们通过WinCC上位机对实验平台进行远程监视与控制。

工作人员利用该实验平台开展了上千次的成像测试。对控制系统整体性能的测试结果表明,本文设计的融合成像控制系统工作稳定可靠、定位精度高、操作简单易用。

为了检验控制系统的重复定位精度,我们使用控制软件操作机器人多次运送被检品分别至射线成像装置1检测位置和射线成像装置2检测位置,并记录相应反馈的三维坐标值,随机抽取9组数据如表2所示。2台射线成像装置的相对检测位置误差如表3所示。

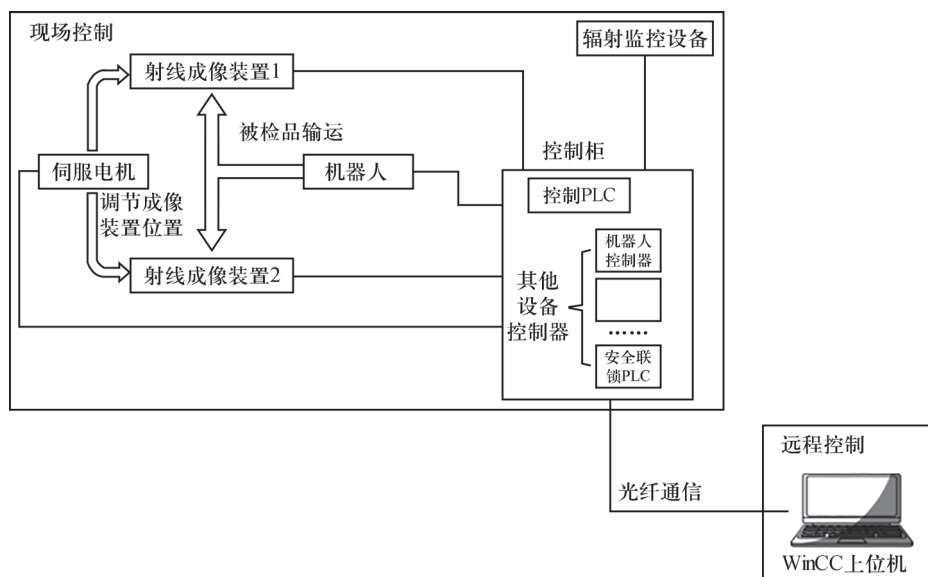


图6 实验平台示意图

Fig.6 Schematic diagram of the experimental platform

表 2 检测位置定位结果
Table 2 Results of detection location

组号	射线成像装置 1 检测位置 /mm			射线成像装置 2 检测位置 /mm		
	X ₁ 轴	Y ₁ 轴	Z ₁ 轴	X ₂ 轴	Y ₂ 轴	Z ₂ 轴
1	379.50	756.80	607.40	535.70	921.80	523.75
2	379.52	756.81	607.42	535.68	921.84	523.76
3	379.53	756.77	607.38	535.69	921.83	523.73
4	379.51	756.82	607.44	535.72	921.76	523.75
5	379.48	756.84	607.36	535.67	921.85	523.77
6	379.49	756.80	607.43	535.73	921.77	523.72
7	379.52	756.79	607.39	535.72	921.80	523.71
8	379.55	756.78	607.41	535.69	921.79	523.74
9	379.46	756.81	607.37	535.71	921.75	523.72
9	379.47	756.84	607.42	535.67	921.81	523.78
位置误差	-0.04~+0.05	-0.03~+0.04	-0.04~+0.04	-0.03~+0.03	-0.05~+0.05	-0.04~+0.03

表 3 2 台射线成像装置的相对检测位置误差
Table 3 Relative detection position error for two radiographic imaging equipment

差值	X ₂ 轴与 X ₁ 轴 / mm	Y ₂ 轴与 Y ₁ 轴 / mm	Z ₂ 轴与 Z ₁ 轴 / mm
设定	156.2	165	-83.65
实际	156.14~156.24	164.94~165.06	-83.64~-83.71
相对	-0.06~+0.04	-0.06~+0.06	-0.01~+0.06
误差			

由表 2 和表 3 可知:(1)射线成像装置 1 检测位置的重复定位精度为 $-0.04\sim+0.05$ mm;(2)射线成像装置 2 检测位置的重复定位精度为 ± 0.05 mm;(3)射线成像装置 2 检测位置与射线成像装置 1 检测位置间的重复定位精度为 ± 0.06 mm,定位精度 $\leq \pm 0.08$ mm,达到了工业应用要求的高精度定位水平。

6 结论

本文结合两种不同的射线成像装置融合成像的控制需求,设计并实现了融合成像控制系统。该系统能够实现随机被检品的双模式射线融合成像检测,满足工业定位精度和成像需求,确保后续的射线图像融合处理效果。本

文建立了分散控制、集中管理的三级控制系统网络架构,提高系统的通信稳定性,并采取了一系列措施来解决强电磁复杂恶劣环境对系统的干扰问题。我们开发了一个友好的可视化操作界面,提高操作易用性。测试结果表明,系统长时间运行稳定,数据采集精准,控制指令响应迅速,被检品定位快速精确,操作界面简洁大方、易于使用,很好地满足了双模式射线融合成像控制系统的设计要求。未来还可利用神经网络和模糊算法等实现故障自诊断、操作异常自处理,进一步提升系统的智能化程度。

致谢:本文的工作基于凤麟核集团中科超睿(青岛)技术有限公司提供的射线成像装置及多模式成像专业实验室条件进行了文中所述控制系统的设计研究与测试,并得到了凤麟核团队成员的技术支持,在此表示感谢。

参考文献

- [1] Katunin A, Wronkiewicz-Katunin A, Dragan K. Impact damage evaluation in composite structures based on fusion of results of ultrasonic testing and X-ray computed tomography [J]. Sensors, 2020, 20 (7): 1867.
- [2] Wang J, Xu T, Zhang L, et al. Nondestructive damage evaluation of composites based on terahertz and X-ray image

- fusion [J]. *NDT & E International*, 2022 (127): 102616.
- [3] 乔运伟, 刘英杰, 李子文, 等. 一种变电压 X 射线图像序列融合增强算法 [J]. *河北省科学院学报*, 2020, 37 (04): 29-34.
- [4] 刘宾, 赵鹏翔, 赵霞, 等. 变能量 X 射线融合图像的增强算法研究 [J]. *光学学报*, 2020, 40 (18): 216-221.
- [5] LEHMANN E H, MANNES D, KAESTNER A P, et al. The XTRA Option at the NEUTRA Facility—More Than 10 Years of Bi-Modal Neutron and X-ray Imaging at PSI [J]. *Applied Sciences*, 2021, 11 (9): 3825.
- [6] ROBUSCHI S, TENGATTINI A, DIJKSTRA J, et al. A closer look at corrosion of steel reinforcement bars in concrete using 3D neutron and X-ray computed tomography [J]. *Cement and Concrete Research*, 2021 (144): 106439.
- [7] YU Y, ZHANG R, LU L, et al. The Bimodal Neutron and X-ray Imaging Driven by a Single Electron Linear Accelerator [J]. *Applied Sciences*, 2021, 11 (13): 6050.
- [8] 贺林峰, 张晓敏, 武梅梅, 等. 基于非下采样轮廓波变换的中子/X射线图像融合算法研究 [J]. *核科学与工程*, 2021, 41 (3): 662-674.
- [9] Leach W, Lum J, Champley K, et al. Fourier method for 3-dimensional data fusion of X-ray Computed Tomography and ultrasound [J]. *NDT & E International*, 2022 (127): 102600.
- [10] 胡丘礼, 程树刚. 射线检测技术在无损检测中的应用 [C] // 重庆铸造行业协会, 重庆市机械工程学会铸造分会. 2022 重庆市铸造年会论文集, 2022: 4.
- [11] 郭广平, 陈启芳, 邬冠华. 中子照相技术及其在无损检测中的应用研究 [J]. *失效分析与预防*, 2014, 9 (06): 388-393.
- [12] 关启亮, 徐昊. 央财智库: 工业机器人行业研究, 工业自动化+国产替代双轮驱动行业高速增长 [EB/OL]. (2021-06-13). https://www.sohu.com/a/471936303_711768.

Design and Verification of Dual-Mode Radiographic Fusion Imaging Control System

Wang Fang^{1,2}, Shi Xueyan^{3,4}, Ren Huanwen^{3,4}, Song Jing^{3,4}, Wang Wen^{3,4,*}, Song Yong^{1,4}, FDS Consortium (1. Hefei Institutes of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China; 2. University of Science and Technology of China, Hefei 230026, China; 3. SuperRay Technology Co., Ltd., Qingdao 266041, China; 4. International Academy of Neutron Science, Qingdao 266199, China)

Abstract: In view of the increasingly complex inspected objects in NDT, it is difficult for a single nondestructive testing method to obtain comprehensive information and meet the testing needs. In order to solve the above problems, this paper designs and implements a high-precision dual-mode radiographic fusion imaging intelligent control system based on two different radiographic non-destructive testing devices. A three-level distributed control system architecture based on PLC and intelligent instrument is proposed to improve the stability of bidirectional data communication of the system; A man-machine friendly operation interface is developed by using WinCC platform, which can conduct remote parameter adjustment and status monitoring for multiple on-site equipment; A self-adjusting control system with feedback correction is designed to realize the high-precision positioning function of the inspected product. After repeated positioning experiments, the repeated positioning accuracy of the control system between the two radiographic imaging devices is ± 0.06 mm, which meets the positioning accuracy requirements of industrial automation field of $\pm 0.05\sim 0.08$ mm, and provides reference for the design of high-precision automatic control system dual-mode radiographic fusion imaging.

Key words: fusion imaging control system; positioning accuracy; PLC; WinCC; distributed control

(责任编辑: 许龙飞)

王荣东,姚泽文,朴君,等.快堆严重事故钠燃烧过程裂变产物释放模拟试验研究[J].核安全,2023,22(3):60-66.

Wang Rongdong, Yao Zewen, Piao Jun, et al. Simulation Study on the Release of Fission Products During Sodium Combustion [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3): 60-66.

快堆严重事故钠燃烧过程裂变产物释放模拟试验研究

王荣东, 姚泽文*, 朴君, 阿不都赛米·亚库甫, 韩新梅, 张显

(中国原子能科学研究院, 北京 102413)

摘要: 钠燃烧过程产生的裂变产物及钠气溶胶迁移是快堆严重事故重要的源项之一。本研究对钠燃烧过程裂变产物随钠蒸汽和钠气溶胶迁移的行为进行分析, 针对钠蒸发作用下裂变产物释放、钠燃烧作用下裂变产物释放以及气相空间气溶胶迁移行为分别提出了物理模型, 并在确定计算方法的基础上通过 CFD 软件建模进行了仿真计算, 最后通过开展小规模钠燃烧试验, 获取了真实钠燃烧过程裂变产物沉降数据, 对计算模型进行了修正和补充。试验数据与仿真计算结果表明, 气溶胶迁移模型能够较好地表征裂变产物及钠气溶胶迁移行为, 钠燃烧作用下裂变产物的释放系数为 10^{-3} 时计算结果与试验结果较吻合。

关键词: 钠燃烧; 钠气溶胶; 裂变产物; 迁移系数

中图分类号: TL7 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 03-0060-07

在钠冷快堆严重事故状态下, 一回路主容器压力边界破裂会导致钠泄漏并引发钠火燃烧事故。随着含裂变产物液态钠的燃烧, 裂变产物会从钠池中释放到外部, 悬浮在空气中, 并最终沉积在安全壳的内表面或环境中。裂变产物的释放会受到钠气溶胶的形成速率、凝聚、沉降、裂变产物的自身物理化学性质以及与钠的物理化学作用等诸多因素的影响^[1-3]。裂变产物迁移机理作为严重事故放射性物质释放源项分析的关键性输入, 同时也是事故分析软件和钠火分析软件气溶胶释放模块的关键性参数, 对其进行的研究对于提高严重事故分析技术水平具有重要意义。

近些年, 国外研究人员研究了钠中 Cs、St、

I 等裂变产物在池式燃烧过程中的释放规律, 求出了各元素的滞留因子 RF, 同时研究了钠中 Cs、I 等挥发性裂变产物在钠燃烧和非平衡蒸发过程中向气相迁移的规律。但是, 由于钠池燃烧面积、钠池上方气氛组成等具体实验工况公开信息有限, 上述研究难以全方面地揭示钠中裂变产物释放规律和机理^[4]。

本文拟探究在特定条件下钠池燃烧时放射性裂变产物的释放机理, 并进行相关钠火验证试验, 用于评估裂变产物在空气氛围中从钠池中释放的特性, 获得裂变产物的迁移因子, 进一步加深对严重事故进程的理解和认识, 积累钠燃烧过程中钠池中裂变产物释放基础数据。

收稿日期: 2022-10-13 修回日期: 2022-11-17

基金项目: 中核集团领创科研项目, 项目编号: 167537

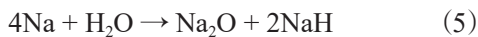
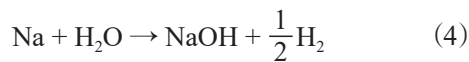
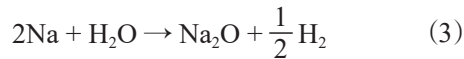
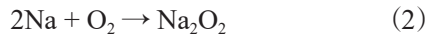
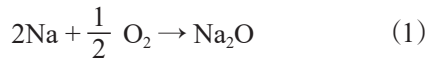
作者简介: 王荣东 (1983—), 男, 高级工程师, 现主要从事液态金属工艺研究工作

* 通讯作者: 姚泽文, E-mail: 598553765@qq.com

1 裂变产物迁移模型

1.1 裂变产物迁移物理模型

钠池火事故中, 泄漏的钠立即裸露在腔室的地表面, 迅速与氧气或水发生反应。在整个钠池火中主要发生如下化学反应:



本文通过缩小的安全壳模型——钠燃烧试验装置来模拟上述钠泄漏事故工况。

钠燃烧试验装置主要由主燃烧容器和辅助设备组成。主燃烧容器(如图1所示)包括容器本体、顶部法兰、钠燃烧盘、若干取样台、水喷淋接头、顶部通风口(配有陶瓷过滤膜, 与大气连通)、窥视窗以及相关管道、仪表等组成; 辅助设备由注钠罐、电子秤、氩气系统、真空系统和加热系统、碱液收集系统等组成。

试验过程中, 含有 CsI (5 wt%) 的液态金属钠先在注钠罐中被加热至 400 °C, 随后通过氩气系统调节注钠罐的压力, 利用压差法将液态金属钠引入燃烧容器内部的燃烧盘中, 燃烧盘中的高温液态金属钠接触到空气中的氧气开始燃烧产生钠气溶胶, 溶解在钠中的 CsI 伴随钠气溶胶释放并最终沉积在燃烧容器内表面上。待钠气溶胶沉积完全后, 取出不同空间位置处取样片表面的钠气溶胶完成一次模拟试验。

溶解在钠中的裂变产物随着钠火燃烧的释放—扩散—沉降过程大致分为 3 个阶段^[5]:

(1) 加热钠池, 但钠池未燃烧, 溶解在钠池中的易挥发性裂变产物在钠池表面随着钠蒸气释放到气相空间的过程;

(2) 钠池开始燃烧, 裂变产物随着钠池蒸发和钠气溶胶双重作用释放到气相空间的过程;

(3) 随着钠的燃烧, 在钠气溶胶颗粒上升过

程中, 裂变产物与不断发生变化的钠气溶胶颗粒相互凝结并共同扩散和沉降的过程。

本文中的裂变产物主要指溶解在钠池中的非气体裂变产物 CsI, 该裂变产物易溶于钠。本文中不考虑裂变产物与钠或钠气溶胶之间的化学反应, 并假设裂变产物的释放仅以蒸发汽化和气溶胶释放两种方式释放到气相空间。

1.2 数值计算模型

本文基于钠燃烧试验装置及其工况建立数值计算模型, 并设置计算的边界条件。

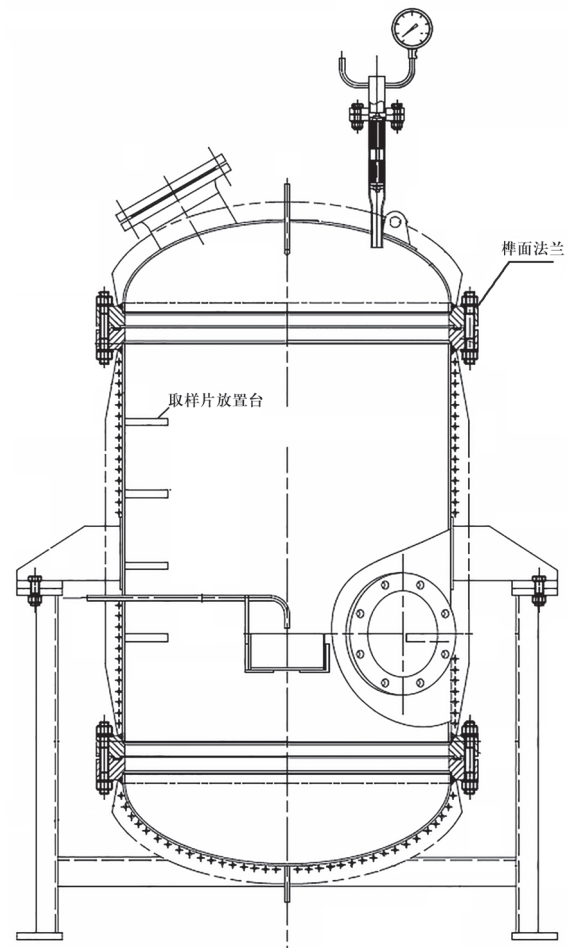


图1 燃烧容器结构示意图

Fig.1 Schematic diagram of combustion vessel structure

本计算忽略取样板和燃烧盘固定装置沿周向的不同, 使用计算模型的二维轴对称模型进行计算, 计算模型如图2所示。燃烧容器内径为 900 mm, 高度为 1800 mm。钠燃烧盘内径为 206 mm, 高度为 100 mm。计算模型包括燃烧容

器、燃烧盘、取样放置台、电加热装置和保温层,顶部有直径 200 mm 的过滤孔(气溶胶粒子无法通过陶瓷过滤膜,氧分子能够正常通过)。本计算简化忽略了容器支撑、顶部接管、视镜、压力表、进钠管、水喷淋接头等与系统温度场和流场关系不大的辅助结构。

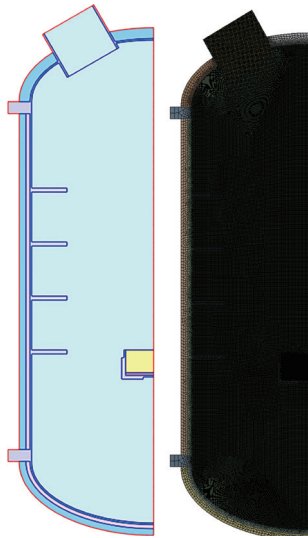


图 2 计算模型网格划分

Fig.2 Computational model meshing

计算初始边界条件见表 1,其中钠池温度和钠燃烧速率由 SPOOL 钠燃烧计算软件得到。气相取钠燃烧试验时的气氛(空气),初始状态为 176.8℃,一个大气压。在整个实验过程中气相的温度变化不大,为 176.8℃~195.1℃。

表 1 计算输入

Table 1 Calculate initial conditions

参数名称	参数值(单位)
液钠初始质量	450 g
裂变产物初始质量	25 g
气相初始压力	101.3 kPa
气相初始温度	176.8 ℃
气相平均温度	185.9 ℃
空气的摩尔质量	28.9634 kg/kmol
钠池温度	(SPOOL 输入)K
钠燃烧速率	(SPOOL 输入)kg/(m ² ·h)
气溶胶的转换份额	0.333
钠气溶胶产生速率	(由 SPOOL 输入)kg/s

2 裂变产物的释放

2.1 钠蒸发作用下裂变产物的释放

为了得到溶解在液钠中的裂变产物(CsI)在钠蒸发作用下释放到气相空间的份额,裂变产物 CsI 的蒸发参数应通过试验方法得到,由于目前没有 CsI 蒸发的试验数据,本节参考单质 Cs 在惰性气体环境下的蒸发参数。参考文献^[6]中惰性气体环境下 Cs 的气液平衡分配系数可以使用下式进行计算:

$$\log K = \frac{1940}{T} - 0.738 \quad (6)$$

其中, K 为物质的气液平衡分配系数,即为质量浓度平衡比,指的是气液平衡时,覆盖气体中裂变产物相对于钠蒸气的浓度与钠池中裂变产物的浓度之比; T 为体系温度,单位是 K。

气液平衡状态下,裂变产物在气相和液相中的分配关系如下:气相中裂变产物的质量为 $K_{FP} \cdot C_{liquid} \cdot m_{Na,gas}$,其中 C_{liquid} 为液相中裂变产物的浓度, $m_{Na,gas}$ 为气相中钠的质量, K_{FP} 为裂变产物的气液平衡分配系数;液相中裂变产物的份额为 $C_{liquid} \cdot m_{Na,liquid}$ 。两个区域中裂变产物的质量之和等于裂变产物的总质量 m_{FP} 。再通过钠蒸气饱和蒸气压求出钠蒸气的质量。

实际的钠燃烧过程是个瞬态过程,钠池温度不断发生变化,每个时刻在钠蒸发作用下释放的裂变量还与蒸发速率 $u(t)$ 相关,因此,在没有达到气液平衡的情况下,以当前时刻的裂变产物蒸发速率与单位时间气溶胶释放质量的乘积表示蒸发流量,而后对蒸发流量进行求积得到总的蒸发量。当达到气液平衡态时,再利用裂变产物气液平衡分配系数计算出通过蒸发作用释放到气腔中的裂变产物的总量。

2.2 钠燃烧作用下裂变产物的释放

部分溶解在液钠中的裂变产物会被钠夹裹进入燃烧过程,然后成为钠气溶胶颗粒的一部分,随钠气溶胶释放到气相空间^[7]。由于裂变产物 CsI 易溶于液钠,液钠中裂变产物的分布是均匀的,因此该部分释放的裂变产物与钠气溶胶存在正比关系,设该部分裂变产物的质量为:

$$m_{FP,2} = k_2 \cdot k_{liquid} \cdot \frac{2 \cdot M_{Na}}{M_{Na_2O_2}} m_{Na_2O_2, dpm} \quad (7)$$

其中, $m_{Na_2O_2, dpm}$ 为钠气溶胶的释放量; k_{liquid} 为裂变产物在液钠中的质量分数; k_2 为释放系数, M_{Na} 和 $M_{Na_2O_2}$ 分别为钠和过氧化钠的摩尔质量。

裂变产物在液钠中的初始质量分数为 k_{liquid} , 但随着钠的燃烧和裂变产物的释放, 液钠中裂变产物的质量分数随时间变化。每个时刻液钠的质量为:

$$m_{Na}(t) = m_{Na}(0) - B \cdot S \cdot t \quad (8)$$

其中, m_{Na} 为钠池中液钠的质量, B 为钠燃烧速率, S 为钠池表面积, t 为燃烧进行时间。

每个时刻钠池中裂变产物的质量为:

$$m_{FP}(t) = m_{FP}(t-1) - \Delta m_{FP}(t) \quad (9)$$

其中, $m_{FP}(t)$ 为该时刻裂变产物的质量, $m_{FP}(t-1)$ 为上一时刻裂变产物的质量, $\Delta m_{FP}(t)$ 为该时间段内裂变产物的释放量。

裂变产物在钠池中的质量分数为:

$$k_{liquid}(t) = \frac{m_{FP}(t)}{m_{Na}(t) + m_{FP}(t)} \quad (10)$$

2.3 两种作用下裂变产物的释放

钠蒸发作用下裂变产物的释放与钠池温度、液钠质量和裂变产物的总质量有关^[8], 钠燃烧作用下裂变产物的释放与钠气溶胶的产生速率和液相中裂变产物的浓度有关。在钠燃烧过程中两种作用同时发生并相互影响。钠的燃烧影响液钠剩余质量, 裂变产物的释放影响裂变产物的剩余质量和液相中裂变产物的浓度, 计算时需同时考虑。两种作用下裂变产物的计算步骤如下:

- (1) 计算 Cs 的气液平衡分配系数;
- (2) 计算钠的蒸发量;
- (3) 计算液钠的剩余质量;
- (4) 计算裂变产物的剩余质量;
- (5) 计算液相中裂变产物的浓度;
- (6) 计算裂变产物的蒸发量;
- (7) 计算裂变产物在钠蒸发作用下的释放量;

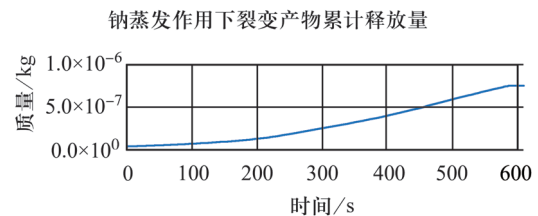
(8) 计算裂变产物在钠燃烧作用下的释放量。

其中, 钠燃烧过程影响液钠的剩余质量, 钠燃烧作用下裂变产物的释放影响裂变产物的剩余总质量, 钠蒸发作用下裂变产物的释放影响液钠中裂变产物的浓度。以上各种作用相互影响, 最终得到两种作用下裂变产物的释放量。

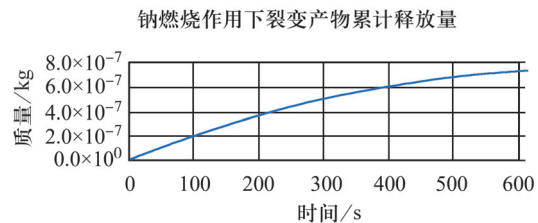
3 结果及分析

3.1 数值仿真计算结果

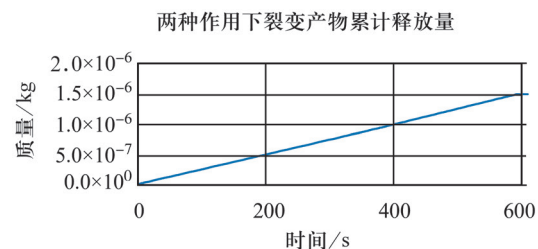
计算结果如图 3 所示, 钠蒸发作用下裂变产物的释放量约为 7.65×10^{-7} kg, 钠燃烧作用下裂变产物的释放量约为 7.39×10^{-7} kg, 两种作用下裂变产物的释放量约为 1.50×10^{-6} kg, 具体结果见表 2。



(a) 钠蒸发作用下裂变产物的释放



(b) 钠燃烧作用下裂变产物的释放



(c) 两种作用下裂变产物的释放

图 3 裂变产物的释放

Fig.3 Release curves of fission products

钠燃烧作用下裂变产物的释放是在钠气溶

胶产生时,随钠气溶胶一同释放,裂变产物的释放与沉降都与钠气溶胶的质量成比例。因此,这部分裂变产物的沉降与钠气溶胶质量分布成正比。

表 2 钠燃烧过程中钠气溶胶与裂变产物的释放计算结果
Table 2 Calculation results of release of sodium aerosol and fission products during sodium combustion

参数名称	参数值/kg
钠气溶胶质量	2.08×10^{-2}
钠燃烧作用下裂变产物	7.39×10^{-7}
钠蒸发作用下裂变产物	7.65×10^{-7}
两种作用下裂变产物	1.50×10^{-6}

钠蒸发作用下与钠燃烧作用下裂变产物的释放机理不同,其沉降规律也不同。钠蒸发作用下释放的裂变产物一开始会以气态存在,在

钠燃烧完成后会与钠气溶胶凝聚沉降或凝结为裂变产物气溶胶沉降。由于钠气溶胶的数量多、黏附性强,在整个试验过程中都大量存在于气相空间,这里假设裂变产物气溶胶颗粒在随后的扩散过程中全部与钠气溶胶颗粒聚合,最终跟随钠气溶胶沉降在容器内壁。因为该部分裂变产物是与钠气溶胶在扩散过程中发生碰撞合并在一起,所以裂变产物的质量与钠气溶胶颗粒的表面积成正比关系。

从图 4 中可以看出,不同颗粒密度的计算结果中气溶胶颗粒的运动轨迹基本相同,但随着颗粒密度的增大,含裂变产物的气溶胶更多地集中在燃烧容器顶部壁面上。这是由于气溶胶的沉积受重力沉降和周围气体氛围的流场影响,而随着颗粒密度的提升,气溶胶颗粒更多地受钠燃烧作用形成的高温区和低温区之间的对

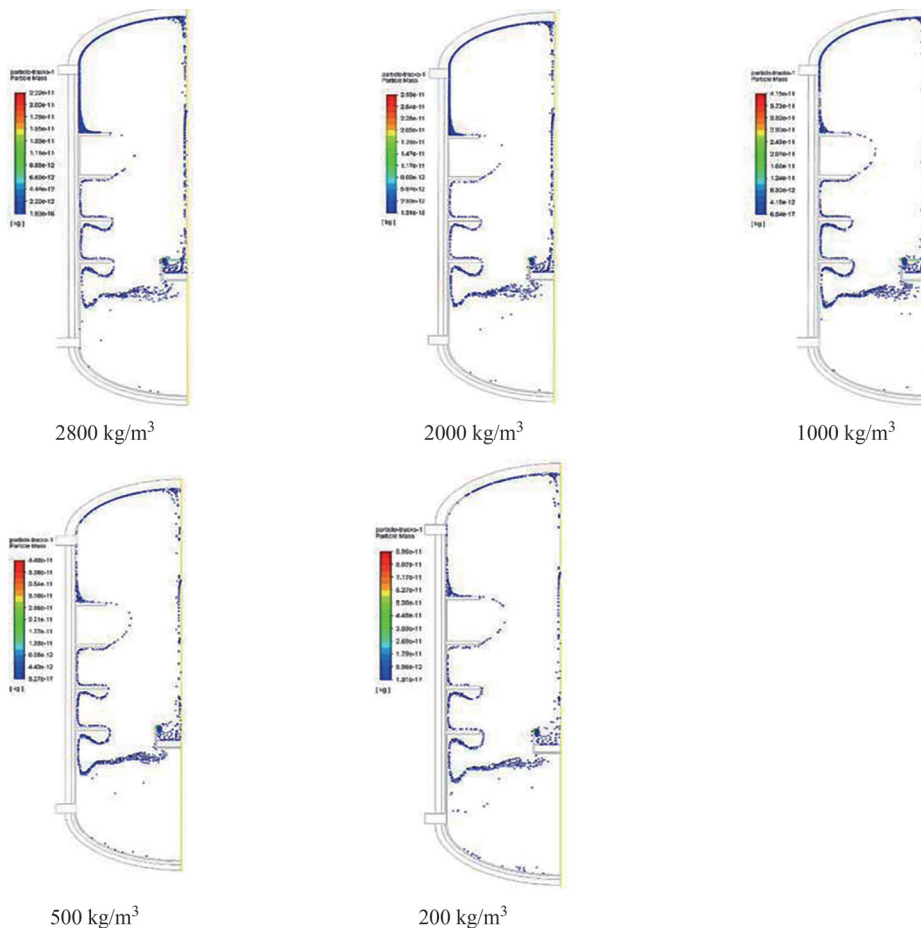


图 4 在不同颗粒密度条件下的气溶胶颗粒分布图(3000 s)

Fig.4 Distribution map of aerosol particles under different particle densities (3000 s)

流而产生的提升力影响,燃烧容器内部空气的扰流对大密度气溶胶的影响较小,而密度较小的气溶胶粒子被取样台周围环绕的空气绕流带走。颗粒密度大即所受惯性力的作用更强,当多个气溶胶颗粒碰撞聚合形成更大颗粒后,粒子在重力作用下更容易沉降下来,因此,密度较大的气溶胶粒子沉降更快,取样台上的气溶胶沉积量更多。

3.2 燃烧试验结果

小规模钠燃烧裂变产物释放机理模拟试验具体实施工况及参数见表 3。

表 3 试验工况参数表
Table 3 Test condition parameter table

序号	燃烧容器温度 / $^{\circ}\text{C}$	注钠罐温度 / $^{\circ}\text{C}$	钠量 /g	CsI/g
1	176.8	396.0	450	25
2	153.3	399.7	550	34
3	161.8	398.2	250	16

三次试验各取样点处钠气溶胶和 CsI 的分布情况如图 5 所示。其中纵坐标表示归一化含量,横坐标中的 1-7 分别对应取样点 A-1、A-2、A-3、A-4、B、C、D 位置处(其中 A-1、A-2、A-3、A-4 分别表示不同高度处的取样点,B、C、D 与 A-4 处于同一高度,并沿周向均匀分布)。从实验结果中可以看出,同一高度处,气溶胶分布相对均匀。气溶胶主要集中在容器底部位置,且两个分图的图题不可相同,如图 5 所示。

表征裂变产物迁移能力的指标为滞留因子 RF , $RF = \text{裂变产物在钠池中相对浓度} / \text{气相中}$

裂变产物对于气相中钠气溶胶的相对浓度。

本文根据上述模拟计算、三次试验结果分别计算出碘元素的 RF 值,并与国外相关试验结果^[9,10]进行对比,结果见表 4。

表 4 计算结果、试验结果以及与国外试验结果对比
Table 4 Comparison of calculation results, test results and foreign test results

数据来源	碘元素 RF 值
模拟计算结果	8.2
第一次试验结果	1.47
第二次试验结果	2.30
第三次试验结果	73.2
日本钠燃烧试验	3.85~241.2

从上述结果可以看出,由于试验工况差异、试验重复难度大、钠剧烈燃烧导致的随机性很强, RF 值的波动范围较大。相比于 Cs 元素,模拟计算结果与三次试验结果以及国外试验结果中碘元素 RF 值在数量级上相近。

4 结论

本研究将裂变产物的释放机理假设为钠蒸发和钠燃烧两种作用,并对两种作用下裂变产物的释放特征建立了数学模型,并根据假设参数进行了模拟计算,同时考虑两种作用下裂变产物释放之间的相互影响,得到综合的裂变产物释放量。根据钠气溶胶迁移计算结果,结合两种作用下裂变产物的释放特征,得到裂变产物的分布规律;根据相应工况下的实验结果,对

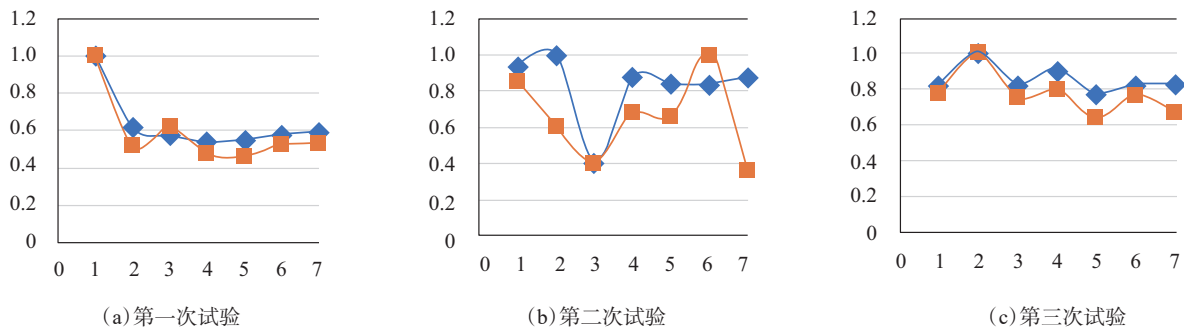


图 5 在不同取样位置处的裂变产物含量分布图

Fig.5 Distribution map of fission product content at different sampling locations

两种作用下裂变产物的释放参数进行了初步研究,得出如下结论:

(1) 设钠蒸发作用下裂变产物的释放速率为 $10^{-6}/s$, 钠燃烧作用下裂变产物的释放系数为 0.001, 此时的裂变产物释放计算结果与试验结果较吻合。

(2) 钠蒸发作用下释放的裂变产物沉降的规律与钠气溶胶的颗粒数量和面积平均直径有关, 钠燃烧作用下释放的裂变产物的沉降规律与钠气溶胶沉降的质量分布规律相同。

参考文献

- [1] 张斌, 朱继洲. 钠冷快堆钠池火灾事故数值模拟 [J]. 原子能科学技术, 2005 (05): 442-446.
- [2] 喻宏, 徐铄, 金德圭. 钠冷快堆中池式钠火的计算分析 [J]. 核科学与工程, 2002 (01): 7-15.
- [3] 陶文铨. 传热学 (第四版) [M]. 北京: 高等教育出版社, 2006: 270.
- [4] 孙大杰, 张东辉, 任丽霞. 钠气溶胶粒子尺寸分布参数的数学模型研究 [J]. 核科学与工程, 2012 (04): 315-318.
- [5] Seiji Kawahara. Description of aerosol release associated with sodium burning [J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 1977, 14 (5): 343-350.
- [6] 蔡玉强, 李亚丛. 液体蒸发的数值模拟 [J]. 华北理工大学学报 (自然科学版), 2017 (3).
- [7] Nishio G, Kitani S, Takada J. Behavior of Sodium Oxide Aerosol in Closed Chamber under Thermal Convection Flow [J]. Journal of Nuclear Science & Technology, 1977, 14 (1): 12-21.
- [8] Clough W S, Garland J A. The behaviour in the atmosphere of the aerosol from a sodium fire [J]. Journal of Nuclear Energy, 1971, 25 (9): 425-435.
- [9] Wegrzyn, Shaw, D.T. Experimental investigation of aerosol behavior in a post-LMFBR accident reactor containment atmosphere. Annual report Sep 1977-Jan 1978 [J]. 1978.
- [10] Ohtaka M, Hayashida H. Study on measurement technique for sodium aerosols based on laser induced breakdown spectroscopy [J]. Saikuru Kiko Giho, 2003.

Simulation Study on the Release of Fission Products During Sodium Combustion

Wang Rongdong, Yao Zewen*, Piao Jun, Abudusaimi Yakufu, Han Xinmei, Zhang Xian

(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: The fission products and sodium aerosol migration produced by the sodium combustion process was one of the important sources of serious accidents in fast reactors. In this study, the migration behavior of fission products with sodium vapor and sodium aerosol in the process of sodium combustion was analyzed, and physical models were proposed for the release of fission products under the action of sodium evaporation, the release of fission products under the action of sodium combustion, and the migration behavior of gas-phase space aerosol, respectively. On the basis of determining the calculation method, the simulation calculation was carried out through CFD software modeling. Finally, the small-scale sodium combustion experiment was carried out to obtain the real sodium combustion process fission product sedimentation data, and the calculation model was revised and simulation calculation results show that the aerosol migration model could better characterize the fission product and sodium aerosol migration behavior.

Key words: sodium burning; sodium aerosol; fission product; migration coefficient

(责任编辑: 徐晓娟)

杨世龙,刘呈则,徐博,等.浅谈首批熔盐堆操纵员的职业素养[J].核安全,2023,22(3):67-71.

Yang Shilong,Liu Chengze,Xu Bo,et al. On the Professional Quality of the First Batch Molten Salt Reactor Operators [J]. Nuclear Safety,2023,22(3):67-71.

浅谈首批熔盐堆操纵员的职业素养

杨世龙,刘呈则*,徐博,王凯,张玉泉

(中国科学院上海应用物理研究所,上海 201800)

摘要:随着核能利用水平的不断提升和核安全等级标准的日趋提高,核能的安全发展对反应堆操纵员的综合能力提出了更高的要求。首批熔盐堆操纵员队伍建设正在有序推进,首批熔盐堆操纵员不仅担负着熔盐堆安全稳定运行的重任,而且对未来熔盐堆操纵员的培养起到示范作用。为了提高首批熔盐堆操纵员的职业素养,本文结合熔盐堆的运行特点和熔盐堆操纵员培养的现状,从四个方面建立熔盐堆操纵员的职业素养模型,旨在提高熔盐堆操纵员综合素养,培养一批适合熔盐堆并服务熔盐堆的优秀操纵员队伍。

关键词:熔盐堆;操纵员;职业素养

中图分类号: TM623 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)03-0067-05

近年来,中国科学院上海应用物理研究所响应国家战略需求,大力开展钍基熔盐堆的研究工作,并取得重要进展。22 MW 液态燃料钍基熔盐实验堆(以下简称 TMSR-LF1)是国内首台在建的熔盐堆,也是国际核能界在 2002 年遴选出的六种第四代先进核能系统的候选堆型之一^[1],具有良好的中子经济性、高温运行、低压和良好的固有安全性等优点^[2]。目前,TMSR-LF1 即将投入运行,良好的首批熔盐堆操纵员职业素养是确保 TMSR-LF1 安全运行的关键因素之一。本文将对首批熔盐堆操纵员的构成及培训情况进行介绍,并从职业信念、职业技能、职业行为习惯以及情景意识四个方面提出熔盐堆操纵员的职业素养模型。

1 熔盐堆操纵员现状

TMSR-LF1 首批操纵员分别来自熔盐堆工程设计团队和高温熔盐回路运行维护团队。如图 1、图 2 所示,在首批 15 名熔盐堆操纵员中,具有本科学历的占 60%,具有研究生学历的占 40%,所学的专业涵盖核工程与核技术、辐射防护等,年龄普遍集中在 35 岁以下。相比于其他研究堆的操纵员,TMSR-LF1 操纵员具有高学历、专业广泛和年轻化等特点。一方面,丰富的专业知识储备有利于他们更好地掌握和理解反应堆基础理论;另一方面,“年轻有活力”的队伍具有反应敏捷和接受新鲜事物快等特点,这一特点使他们能够迅速适应新环境、迎接新挑战,以更好地适应熔盐堆的长远发展。

收稿日期:2022-05-26 修回日期:2022-05-31

作者简介:杨世龙(1990—),男,工程师,学士,现主要从事熔盐堆运行工作

*通讯作者:刘呈则,E-mail:liuchengze@sinap.ac.cn

TMSR-LF1首批操纵员最高学历分布

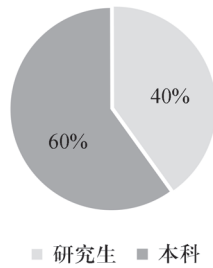


图1 TMSR-LF1 首批操纵员最高学历分布
Fig.1 TMSR-LF1 distribution of the highest education level of the first batch of operators

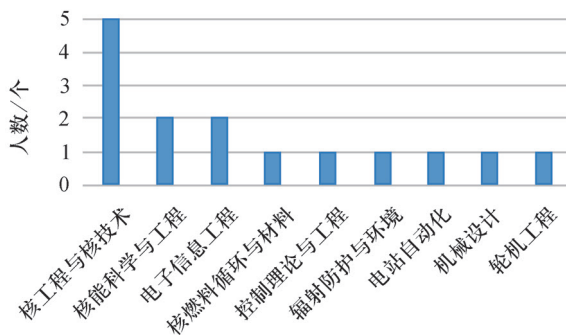


图2 TMSR-LF1 首批操纵员大学专业分布
Fig.2 TMSR-LF1 first manipulator university specialization distribution

目前,首批 15 名操纵员根据 TMSR-LF1 操纵员考核计划完成了全部培训(包括理论培训和操作培训)(见表 1),并且全都取得了民用核设施操纵人员执照(TMSR-LF1),为了更好地掌握熔盐堆操作,还在仿真堆和工程模拟机上进行了强化训练。TMSR-LF1 首批操纵员培训主要借鉴国内较为成熟的研究堆操纵员以及核电厂操纵员的培训经验。培训内容除了包括反应堆物理等理论方面的专业基础课程外,还包括熔盐反应堆化学、堆冷却系统和控制系统等具有熔盐堆自身特点的知识,使操纵员对 TMSR-LF1 特有的专业内容进行深入学习。操纵员在高温熔盐回路和 TMSR-SF0 缩比仿真堆中接受实操培训,并借助工程模拟机进行实战化练习,充分掌握熔盐堆伴热系统和气路系统等各个系统及设备的操作流程及运行特点。其间,操纵员还在成熟的研究堆和核电厂进行实地见习,学习先进的反应堆运行经验,熟悉反应堆运行

及事故处理流程。

通过这些学习和实践,首批熔盐堆操纵员获得了丰富的专业知识和操作技能,为正式投入 TMSR-LF1 的运行奠定了良好基础。

表 1 首批熔盐堆操纵员培训内容

Table 1 Training contents of the first batch of molten salt reactor operators

类别	科目
理论	反应堆物理等专业基础课程 5 科 TMSR-LF1 相关系统理论 12 科
实操	熔盐热工实验回路 熔盐高温试验回路 TMSR-SF0 仿真堆 TMSR-LF1 工程模拟机 现有营运研究堆见习

2 首批熔盐堆操纵员的职业素养分析

反应堆操纵员这个岗位具有责任重、工作流程复杂及工作负荷大等特点^[3]。操纵员在主控室中的每一步操作都会直接影响反应堆的安全。因此,加强对操纵员的培训和管理,提高他们的综合素质和能力,对反应堆长期安全运行具有十分重要的意义。本文结合熔盐堆的特点,重点阐述如何围绕熔盐堆操纵员的实战能力、职业发展和学科建设需求,全面培养其职业信念、职业技能、职业行为习惯和情景意识,实现提高熔盐堆操纵员综合素养的目标(如图 3 所示)。

2.1 职业信念

熔盐堆操纵员职业信念的培养,旨在树立操纵员正确的责任意识和良好的职业操守。操纵员在单一、重复和枯燥的工作中,难免会出现职业倦怠和思想松懈等问题。如果操纵员职业信念不够坚定,在工作中会缺乏踏实感和成就感,不可避免地影响其工作状态和工作质量,也不利于反应堆安全稳定地运行。熔盐堆位于自然环境和气候条件极其恶劣的西北戈壁,因此,加强对熔盐堆操纵员的思想教育,提高其职业认同感与使命感是熔盐堆操纵员扎根西北、立足本职及安全运行的前提。

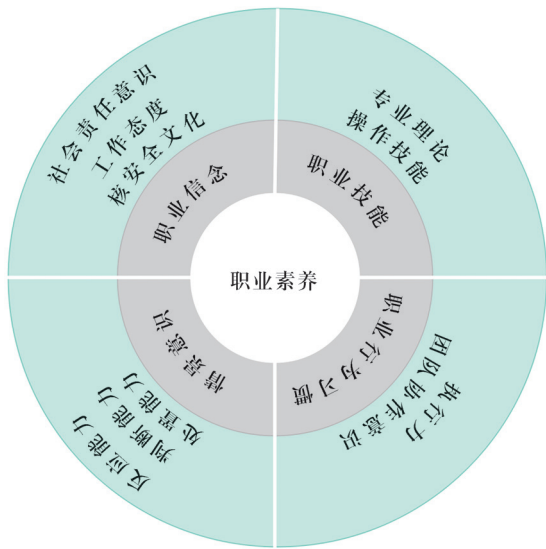


图3 熔盐堆操纵员职业素养模型

Fig.3 Professional quality model of molten salt reactor operator

(1) 强化社会责任意识。主控室是整个反应堆的运行核心,肩负着确保核安全的重任。熔盐堆操纵员只有认识到岗位的重要性,才能深刻地体会到自身肩负的责任和使命,进而在面对事故危机时,将危机意识转化为一种责任意识和担当意识。组织先进模范事迹和相关法规标准方面的学习和培训,有利于培养熔盐堆操纵员严格规范的工作意识。

(2) 端正工作态度。操纵员岗位一般采取24 h 倒班工作制,长时间、高强度的工作容易引起注意力不集中等问题,从而影响操纵员的工作状态。因此,操纵员只有时刻保持清醒的头脑和良好的心态,以饱满的精神状态投入本职工作中,才能操控好反应堆。在工程模拟机上进行五班三倒制的高强度适应性训练,有利于使熔盐堆操纵员逐渐适应高强度、高负荷的工作模式。

(3) 树牢核安全文化理念。切尔诺贝利事故后,核安全文化成为民用核领域的一项重要的素养,被认为是保障核安全最有效的手段之一。我国在反应堆建设和运行过程中也越来越重视核安全文化,对操纵员的核安全意识提出了更高要求。首批熔盐堆操纵员在核设施上的操作经验较少,缺乏核安全文化的实践。在首批熔

盐堆操纵员培训中设置核安全文化理论及国内外核安全事故经验总结等内容,有利于培养操纵员的核安全文化素养,使其切实认识到核安全文化的重要性,能自觉地践行核安全文化。

2.2 职业技能

具备充实的专业基础理论知识和熟练的操作技能是操纵员解决运行中实际问题的前提条件,也是熔盐堆操纵员的重要素养。

(1) 具备扎实的专业基础理论知识是操纵员掌握反应堆工作原理、深入理解运行和事故规程的前提,也能够帮助操纵员分析和理解反应堆出现各类现象的机理和原因。TMSR-LF1 涉及核物理、热工水力、熔盐化学、控制原理和辐射安全等多个专业领域,具有很强的综合性和系统性。本项目将制订并实施系统的理论培训计划和阶段性考核计划,使操作员做到“知其然,行其意”;通过邀请业内专家授课及同行交流学习,提升熔盐堆操纵员专业理论基础。

(2) 熔盐堆主控制室负责反应堆全范围的安全监控与管理,承担着核安全系统所有控制功能。针对主控室核心力量——操纵员的培训,不应该仅以岗位合格和考试合格为目标,而应该注重实际操作能力的培养和提高。TMSR-LF1 采用全数字化控制系统,能够实时监测并记录各子系统的工作状况,为操纵员提供及时可靠的信息支持,同时对操纵员的操作能力提出了更高的要求。熔盐堆涉及多个子系统且监控参数较多,因此,操纵员的操纵难度加大了。首批熔盐堆操纵员操作能力的培养主要有两个方面:首先,使操纵员通过参与高温熔盐回路和TMSR-SF0 缩比仿真堆的运行,熟悉高温熔盐回路的运行特点及相关设备的操作方法,了解高温熔盐回路常见的故障处理;其次,使操纵员利用工程模拟机进行操作实践,在练习过程中,要求操纵员针对规程中存在的问题提出合理建议,从而达到在实际操作中理论联系实际、不断地积累运行经验、培养实操能力的目的。严格的操作训练可以提高操纵员对工作环境和设备设施的了解和掌握程度,同时也能使操纵员进行更加有效的操作,最终让操纵员能够胜任其岗位。

2.3 职业行为习惯

反应堆操纵员是反应堆运行组织中的核心岗位,从运行交接班到班前会、从运行操作到沟通交流,都有着非常具体的行为规范。因此,操纵员良好的工作方法和行为习惯是避免人因失误的重要因素,树立正确的思维方式和养成良好的行为规范,对其职业发展有着长远、积极的影响。

(1) 具有坚定的执行力是操纵员将个人能力落到实际中的关键,是操纵员在工作岗位上严格执行规程及上级指令的基础。规程是操纵员一切行动的指南,它不仅能够指导操纵员按照既定的规则和流程完成工作任务,而且能有效地避免人为因素造成的失误。一旦发生事故,按照规程操作可以迅速采取措施使事态得到控制,以减少损失。为最大限度地发挥规程在反应堆运行中的作用,需要操纵员在工作中做到“令行禁止”,以确保每一步操作的准确性。

(2) 反应堆运行是一项复杂而又精细的工程,需要多个岗位相互协同来完成,因此,要求操纵员必须具有较强的团队协作能力和良好的沟通技巧。由于每个操纵员的工作能力不同,班组成员之间的密切配合和有效沟通能够防止和减少因运行经验、工作方式和专业能力等方面的差异性造成人因失误的发生。TMSR-LF1采用1名值长+2名操纵员+多名现场操作员的人员配置,在工作过程中,操纵员需要与值长、现场操作员之间进行频繁的沟通,任何环节出现失误都会导致反应堆运行状态偏离正常工况,甚至发生运行事故。因此,在工程模拟机的训练中加强对班组成员间交流习惯和技能的培养,使操纵员形成主动交流的思维和行为习惯以及高效的团队协作意识,这样才能够提高工作质量,降低人因失误。

2.4 情景意识

随着数字化控制系统的普及,反应堆系统控制更加集中化、自动化和精确化,操纵员的作业任务、作业方式和作业负荷也发生了变化,因情景意识问题导致的人因失误情况也增加了。在系统异常状态下,操纵员需要在大量的动态

数据中捕捉信息,需要不断切换界面去执行操作,在这种高压状态下,操纵员能否正确地判断和处置系统故障至关重要。在事故处理过程中,情景意识的丧失、不能正确完成后续操作将会带来灾难性的事故,如三里岛事故。

熔盐堆的基础研究和建造尚处在起步阶段,缺乏相应的运行数据和技术积累。首批熔盐堆操纵员对TMSR-LF1在调试和运行期间可能出现的异常工况和故障现象以及其相关性缺乏清晰的认识。同时,熔盐堆作为全新堆型,一旦发生事故,主控室产生的信息量巨大,操纵员将承担极大的心理压力,如果操纵员未能在高压环境下及时准确地判断出事故的原因和先兆,做出正确的处置,将会引发事故。因此,需要培养熔盐堆操纵员的情景意识能力,以使其具备一定的应急处置能力、根据实际情况做出恰当决策的能力,保证反应堆安全稳定可靠地运行。

工程模拟机训练过程中,在不同运行条件下,引入TMSR-LF1的设计基准事故,可以训练操纵员在面对异常或事故工况下的反应能力、判断及处置能力,帮助操纵员形成良好的情景意识。在模拟机操作培训时,模拟现场真实场景,引导操纵员建立合理的思维模式,以验证操纵员的行为是否符合操作程序。通过反复的练习,操纵员对事故处理流程逐渐熟练,失误率逐渐降低。由此可见,只有通过不断地提高操纵员的情景意识,才会在实际操作过程中保证其正确地执行相关规程,做到处事不惊且临危不乱;在面对突发紧急情况时,才能快速做出判断,迅速适应环境变化,采取有效的干预措施避免发生严重的运行事故。因此,加强对年轻操纵员进行情景教育与实践训练,提升他们的综合素质具有重要意义。

3 结论

在未来的工作中,如何提高熔盐堆操纵员的职业素养,使其能够适应新环境下的工作需要,是我们必须思考并解决的问题。本文构建了熔盐堆操纵员的职业素养模型,从以下四个

方面阐述了熔盐堆操纵员职业素养培养的的必要性和重要性。

(1) 坚定职业信念,树立正确的职业价值观;

(2) 提升职业技能,以扎实的理论基础和熟练的操作技能为反应堆安全运行保驾护航;

(3) 形成良好的职业行为习惯,强化自我约束与控制,增强安全意识;

(4) 提高情景意识,使操纵员做到临危不惧并处乱不惊。

综上所述,培养熔盐堆操纵员良好的职业

素养有助于提升操纵员的个人职业能力和团队的综合能力,同时也有助于熔盐堆的安全运行。

参考文献

- [1] 徐洪杰, 戴志敏, 蔡翔舟, 等. 钍基熔盐堆和核能综合利用[J]. 现代物理知识, 2018, 30(4): 25-34.
- [2] 焦小伟, 王凯, 王超群, 等. 熔盐堆低功率工况下反应性引入事故初始条件敏感性探讨[J]. 核技术, 2021, 44(6): 84-90.
- [3] 王瑞亮. A 核电公司主控室操纵员工作分析及其优化研究[D]. 南宁: 广西大学, 2016.

On the Professional Quality of the First Batch Molten Salt Reactor Operators

Yang Shilong, Liu Chengze*, Xu Bo, Wang Kai, Zhang Yuquan

(Shanghai Institute of Applied Physics (SINAP), CAS, Shanghai 201800, China)

Abstract: With the continuous improvement of the utilization level of nuclear energy and the increasingly strict nuclear safety level standards, the safety development of nuclear energy has put forward higher requirements for the comprehensive capacity of reactor operators. The construction of the first batch of operators of 2 MW liquid fuel thorium based molten salt experimental reactor (TMSR-LF1) is progressing in an orderly manner. As the first batch of molten salt reactor operators, it not only undertakes the safe and stable operation of molten salt reactor, but also plays a demonstration role in the cultivation of molten salt reactor operators in the future. In order to improve the professionalism of the first molten salt reactor operator, this paper combines the operation characteristics of molten salt reactor and the present situation of molten salt reactor operator training, from four aspects of professional quality model, aims to improve the molten salt reactor operator comprehensive accomplishment, cultivate a group of suitable for molten salt reactor, molten salt reactor service excellent operator team.

Key words: molten salt reactor; controller; professional quality

(责任编辑: 徐晓娟)

朱仕斌,艾华宁. 摇摆条件下水平圆管内湍流压力脉动特性分析[J]. 核安全, 2023, 22(3): 72-80.

Zhu Shibin, Ai Huaning. Analysis of Turbulent Pressure Pulsation Characteristics in a Horizontal Pipeline under Rolling Conditions [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3): 72-80.

摇摆条件下水平圆管内湍流压力脉动特性分析

朱仕斌, 艾华宁

(中广核研究院有限公司, 深圳 518026)

摘要: 一回路设备在设计时需考虑压力脉动的影响,而在海洋条件下,船体的运动会影响压力脉动,因此需要考虑海洋条件对压力脉动的影响。本文建立了海洋条件下的附加惯性力模型,通过自定义函数将该模型应用于Fluent求解器中,采用大涡数值模拟方法对细长管道进行数值计算,得到不同摇摆频率及雷诺数下的流场结果,并对监测点进行时域与频域分析,获取到监测点处的压力均方根及功率谱密度曲线。分析结果表明:在湍流充分发展区,压力脉动量相对于平均压力而言为小值;湍流压力脉动随着船体摇摆频率/雷诺数的增加而增加;随着雷诺数的增加,其对湍流压力脉动的影响减小,但摇摆条件增大了雷诺数对压力脉动的影响。

关键词: 压力脉动;附加惯性力模型;海洋条件;大涡模拟

中图分类号: TL38 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)03-0072-09

核能作为一种高效、清洁能源,在使用安全性、稳定性以及对环境的保护性上具有明显优势以及极大的经济效应^[1]。而随着我国“海洋强国”战略的提出,海上小型反应堆对岛屿的供电、供热以及海洋油气开发等具有独特的优势。其作为一种灵活、安全、经济的核电新形式,能够弥补海上能源短缺的问题。因此,发展海上小堆具有重大意义。

反应堆冷却剂流动会诱发堆内构件的振动,即流致振动。长期流致振动可能使堆内构件结构产生疲劳损伤或连接件发生松动、磨损等问题,可能造成事故。因此,堆内构件流致振动理论分析和计算是核电设备安全分析不可缺少的重要内容^[2]。

工程经验和大量研究表明,反应堆堆内构

件的流致振动主要由随机湍流激励引起^[3]。海上小堆在海洋上进行作业时,在海浪、海风等的作用下将引起平台及核电站内的管线产生起伏、倾斜、摇摆等不稳定的运动状态,从而改变湍流运动特性与空间分布,导致压力脉动的频率、幅值发生变化,进而影响结构所受载荷的大小与分布,因此我们需要对海上环境因素重点考虑。目前,国内外针对海洋条件下的流动与传热研究主要集中探讨流速、压降、传热特性等宏观量的变化规律^[4-9],对海洋条件引起的压力脉动的研究较少。

压力脉动主要由大尺度旋涡及小尺度的湍流产生,在一回路流道中,压力脉动主要由湍流引起。本文依据文献[4]实验模型,开展数值模拟,选用该模型的原因在于:(1)有实验数据,便

收稿日期: 2023-1-15 修回日期: 2023-03-22

作者简介: 朱仕斌(1990—),男,工程师,硕士,现主要从事流场与结构分析工作

于数学模型的验证;(2)模型简单,压力脉动量均为湍流引起,从而剔除了大尺度旋涡对压力脉动的影响,为完善海洋条件下堆内构件流致振动分析理论提供参考。

1 数理模型

1.1 数学模型

雷诺平均N-S方程方法(Reynolds-averaged Navier-Stokes equations, RANS),大涡数值模拟方法(Large eddy simulation, LES)及湍流直接数值模拟方法(Direct Numerical Simulation, DNS)是目前研究湍流和工程应用的3种主要数值模拟方法。RANS无法捕捉脉动量,而DNS的计算成本太高,因此本文采用LES。LES的基本思想^[10]:在湍流数值模拟中只计算大尺度的脉动,将小尺度脉动对大尺度运动的作用建立模型。由于放弃了直接计算小尺度的脉动,数值模拟的时间和空间步长可以放大,从而缓解对计算资源的苛刻要求。

1.1.1 控制方程

守恒形式的纳维-斯托克斯方程(Navier-Stokes equation, N-S方程)如下^[11]:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \mathbf{u}) = 0 \quad (1)$$

$$\frac{\partial (\rho \mathbf{u})}{\partial t} + \mathbf{u} \cdot \nabla (\rho \mathbf{u}) = -\nabla P + \nabla \tau + \rho \mathbf{g} \quad (2)$$

式中, τ —粘性应力张量;

ρ —密度 (kg/m^3);

\mathbf{u} —速度矢量 (m/s);

t —时间 (s);

P —压力 (Pa);

\mathbf{g} —重力加速度。

式(2)是通过分子粘性 τ 将能量耗散。只有当涡足够小(小到Kolmogorov尺度时)时,分子粘性才算足够大,能将涡耗散掉。

LES中,通过增加一个额外的应力项(亚格子应力)来增大耗散,且能够达到恰好耗散掉大于网格的涡的要求,此时N-S方程变为:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \mathbf{u}) = 0 \quad (3)$$

$$\frac{\partial (\rho \mathbf{u})}{\partial t} + \mathbf{u} \cdot \nabla (\rho \mathbf{u}) = -\nabla P + \nabla (\tau + \tau_{\text{sgs}}) + \rho \mathbf{g} \quad (4)$$

式中, τ_{sgs} —亚格子应力张量。

在亚格子模型中,普遍采用涡粘模型进行计算:

$$\tau_{\text{sgs}} = 2\rho \nu_{\text{sgs}} S_{ij}^* - \frac{2}{3} \rho k_{\text{sgs}} \delta_{ij} \quad (5)$$

$$S_{ij}^* = \frac{1}{2} \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} - \frac{1}{3} \frac{\partial u_k}{\partial x_k} \delta_{ij} \right) \quad (6)$$

式中, ν_{sgs} —亚格子粘性;

k_{sgs} —亚格子湍动能 (J);

S_{ij}^* —变形率张量;

δ_{ij} —狄克拉函数。

采用该模型后,还存在一个未知量(亚格子粘性, ν_{sgs}),各亚格子模型的区别在于对亚格子粘性的计算方法不同,主要有Smagorinsky-Lilly子模型, WALE子模型, WMLES子模型。

本文中采用WALE子模型,该模型是在原始的Smagorinsky-Lilly模型基础上,通过修改速度尺度来解决粘性子层中亚格子应力不为零的情况。

1.1.2 惯性力模型

流体与实验回路壁面的相对速度是影响流动与传热特性的决定因素,而不是流体相对于地面的绝对速度^[12],因此我们需要确定非惯性系下的动量方程,惯性坐标系($O_0X_0Y_0Z_0$)与非惯性坐标系($oxyz$)如图1所示。

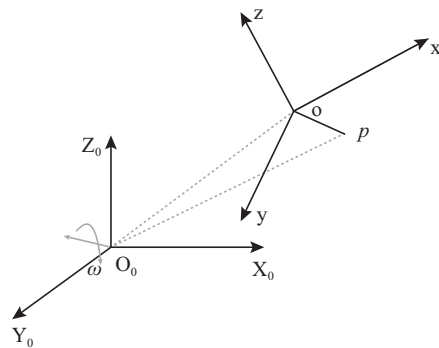


图1 惯性坐标系与非惯性坐标系

Fig.1 Inertial & non-inertail coordinates

通过建立惯性坐标系与非惯性坐标系的关系,并将惯性坐标系下的动量方程代入,获得非

惯性系下的动量方程:

$$\frac{\partial(\rho u_r)}{\partial t} + u_r \cdot \nabla \rho u_r = -\nabla P + \nabla(\tau + \tau_{sgs}) + \rho g - \rho [a_o + \beta \times r + \omega \times (\omega \times r) + 2\omega \times u_r] \quad (7)$$

式中, a_o —平动加速度 (m/s^2);

β —转动角加速度 (rad/s^2);

ω —转动加速度 (rad/s);

r —控制体在非惯性坐标系的位置 (m);

u_r —相对速度 (m/s).

对比式(4)、式(7),并结合等效原理^[13]可知,非惯性坐标系下的惯性力 F 为:

$$F = -\rho [a_o + \beta \times r + \omega \times (\omega \times r) + 2\omega \times u_r] \quad (8)$$

通过自定义函数 (User Defined Function, UDF) 将重力及惯性力添加至 Fluent 的动量源项中。

1.2 物理模型

海洋条件下的实际运动复杂,为六自由度耦合作用的结果。为清晰了解海洋条件下的运动对湍流压力脉动的影响与关系,我们通常研究单个自由度的影响。本文以文献[2]的实验模型作为几何模型开展摇摆运动对湍流压力脉动的数值研究,其摇摆台以及摇摆方式见图2,其中 ab 段为实验段, bc-cd 段为出口段,管路绕 x 轴进行摇摆运动。管长为 4.5 m,管径为 0.0345 m。为消除入口段效应,我们取实验段入口 1.6 m 后的数据进行测量,得到管内 MN 段 (2 m) 压力随时间变化的实验数据。

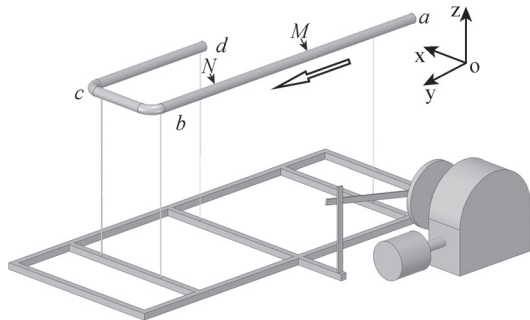


图2 摇摆台及摇摆方式示意图

Fig.2 Rolling bench and rolling mode

根据实验段模型,建立如图3所示的数值计算模型。在截面 D 壁面处均布 12 个监测点,用于监测压力随时间变化。

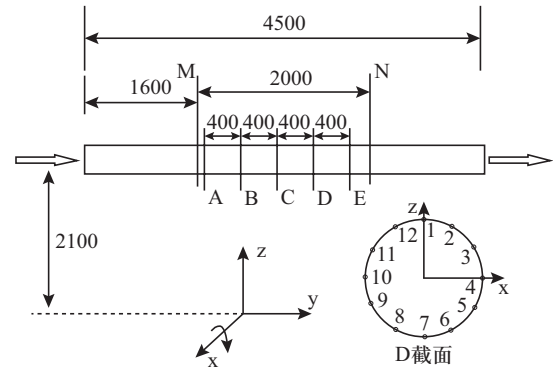


图3 数值计算检测面布置图

Fig.3 The scheme of measuring sections for numerical calculation

2 数值计算

2.1 计算工况

为获得摇摆周期及雷诺数对湍流压力脉动的影响,我们计算了如表1所示的7个工况,其中前三个工况无摇摆,后四个工况有摇摆。

表1 水平管道压力脉动数值计算工况表

Table 1 The case table of horizontal pipeline pulsation numerical simulation

工况	雷诺数	摇摆半径/m	振幅/ $^{\circ}$	周期/s
1	6.47×10^4	—	—	—
2	1.37×10^5	—	—	—
3	2.06×10^5	—	—	—
4	6.47×10^4	2.1	10	10
5	6.47×10^4	2.1	10	6
6	1.37×10^5	2.1	10	6
7	2.06×10^5	2.1	10	6

2.2 计算网格

水平圆管模型简单,因此本文采用 ICEM 软件生成结构化网格,如图4所示。为进行网格敏感性测试,以工况1为例,本文计算无不同网格总数下的压力脉动均方根 (Root Mean Square, RMS) 值,见表2。可以看到,随着网格总数的增加, RMS 值逐渐增大,但增长趋势逐渐减小,在综合考虑计算资源与计算效率的前提下,我们最终选定 604 万的网格进行后续分析。

该网格的MN段(关注区)的网格尺寸为1 mm, 第一层网格高度设置为 9×10^{-3} mm, 保证y plus 约为1。

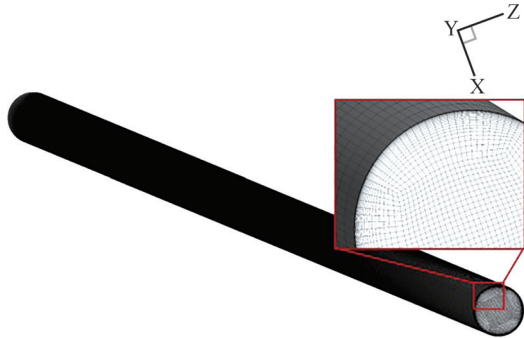


图4 结构网格示意图

Fig.4 The scheme of structured grid

表2 网格无关性测试对比表

Table 2 The comparison table of grid independence test

网格总数	RMS/Pa
4.08×10^6	8.39
5.10×10^6	9.50
6.04×10^6	10.08
6.98×10^6	10.20

2.3 边界条件

管道入口设置为速度入口,管道出口设置为压力出口,壁面为无滑移边界,操作压力设置为一个大气压。

2.4 求解器设置

考虑到流场介质为不可压液体,因此本文采用压力基求解器(Pressure-based solver)。速度压力耦合算法为SIMPLE算法,空间与时间的离散格式均为2阶。

为快速获取瞬态计算结果,本文开始时采用RANS模型进行稳态计算,得到稳态场后生成脉动速度场,以此作为LES的初始值。LES的时间步长应满足每一时间步流体所流过的距离小于网格尺寸,以此得到时间步长为0.5 ms。待计算消除初始效应后,我们将统计量归零,并开启采样,以获取压力、速度等参数的统计量。

3 计算结果分析

3.1 数学模型的验证

图5给出了工况4条件下的MN段压降随时间的变化曲线,其中,参考曲线^[8]为数值计算所得,并且采用与本文相同的湍流模型。可以看到,计算曲线、试验曲线^[4]与参考曲线相近,因此加载至Fluent的惯性力模型是可信的。数值计算所得结果均表现为后半周期更接近实验值,并且本文计算结果优于参考文献所得结果。

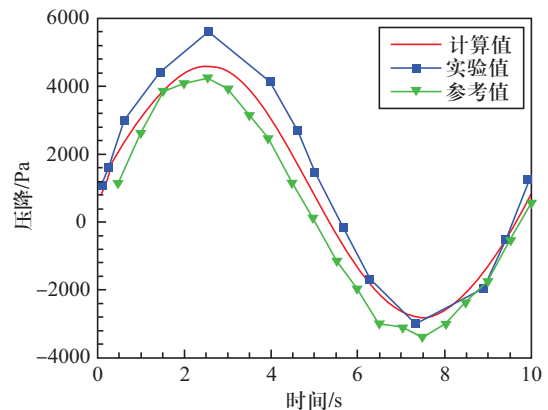


图5 MN段压降随时间变化曲线

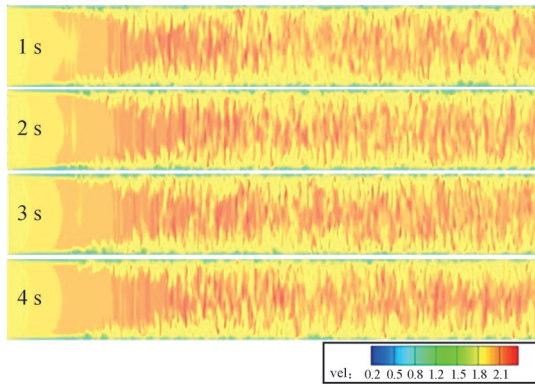
Fig.5 The pressure drop curve of MN segment with time

3.2 速度场定性分析

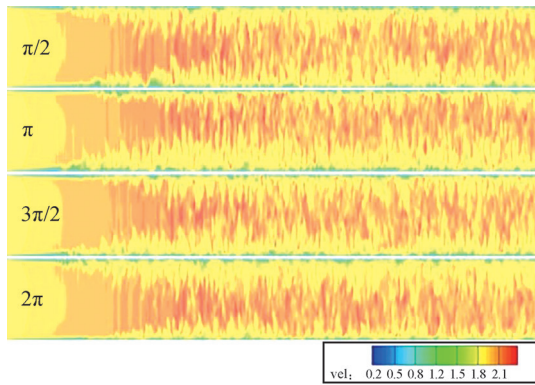
图6为工况1、工况4和工况5在不同摇摆相位角下y-z截面的速度分布云图,为便于观察,在后处理时将轴向长度与径向长度的比例按20:1进行了缩减显示。工况1无摇摆运动,因此本文取1、2、3、4秒时刻的结果进行对比。由于惯性力及重力的影响,我们可以在工况4和工况5的y-z截面上观察到速度场随相位的上下摆动,而工况1则表现出各个时刻下速度场相近。

3.3 时域分析

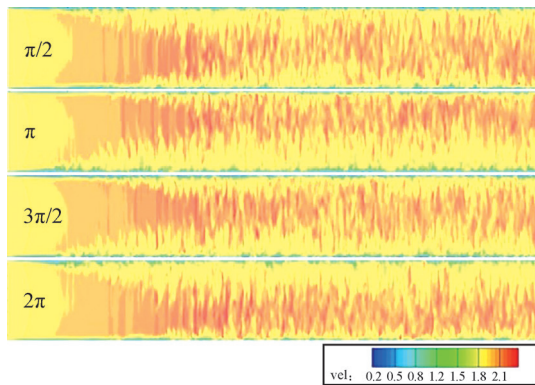
从图6可以看出流体从入口段的均匀来流向湍流转捩的过程。在D截面处,湍流已充分发展。图7给出了工况5在D截面的12个监测点的时程曲线,可以看到,每个节点的压力值



(a) 工况 1



(b) 工况 4



(c) 工况 5

图 6 y-z 截面速度分布云图

Fig.6 The contour of velocity distribution of y-z section

在各个时刻均相近,因此本文以 D 截面的 1 节点为例,给出不同工况的对比曲线,如图 8 所示。可以看到,湍流的压力脉动量相对于平均值而言是小量。从图 8(a)可知,节点压力的峰值随摇摆频率的增加而增加。图 8(a)、图 8(c)表明,监测点处压力的响应与摇摆周期是同步变化的。

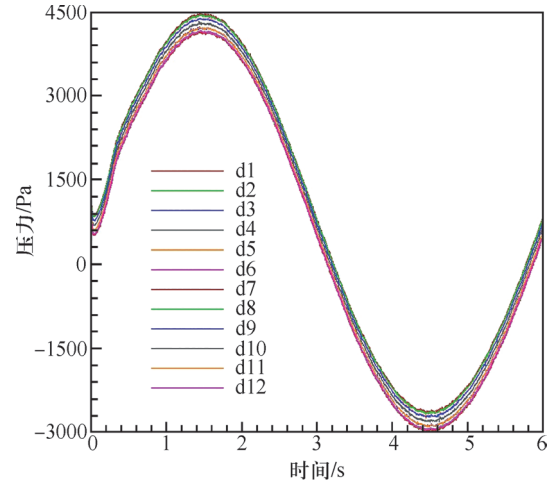
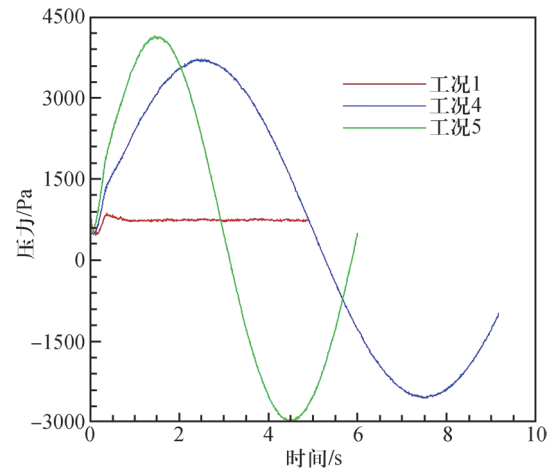
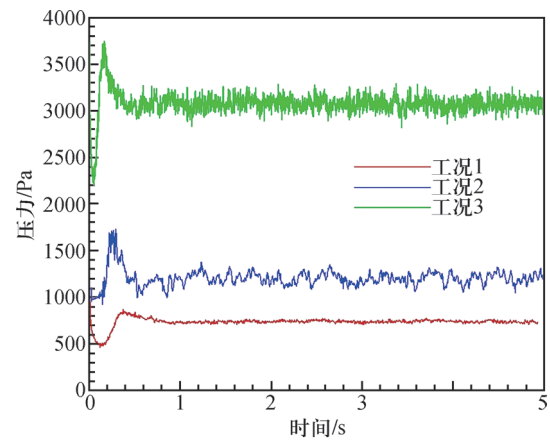


图 7 监测点压力随时间变化曲线(工况 5)

Fig.7 Monitoring point pressure curve with time(case5)



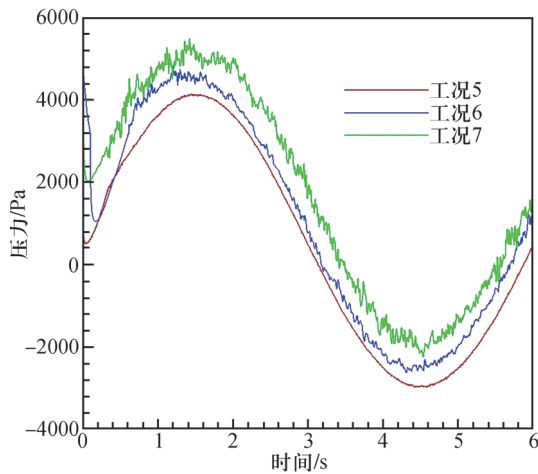
(a) 摇摆频率的影响



(b) 无摇摆条件下雷诺数的影响

图 8 监测点压力随时间变化曲线

Fig.8 Monitoring point pressure curve with time



(c) 摇摆条件下雷诺数的影响

图 8(续)

受摇摆运动的影响,工况 4—工况 7 存在一个与摇摆周期相同的压力波动,该波动是对平均场的贡献,在计算 RMS 值时需要将平均场的贡献剔除。本文采用高通滤波的方法,将截止频率设置为 0.5 Hz(略大于摇摆频率),对所有工况的所有监测点进行滤波,并计算滤波后的压力脉动 RMS 值,RMS 计算公式如下:

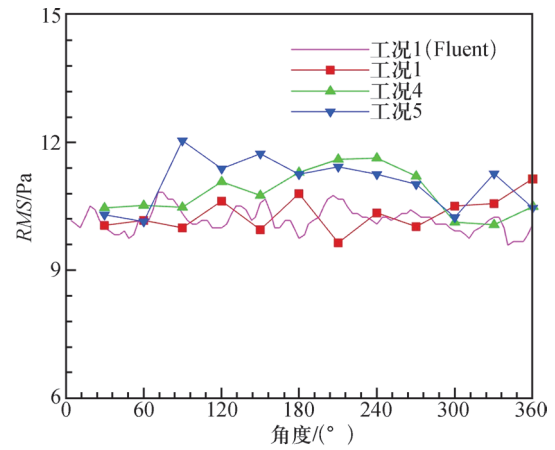
$$RMS = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (p_i - a_i)^2}{n}} \quad (9)$$

式中, p_i —预测值,为采样结果;

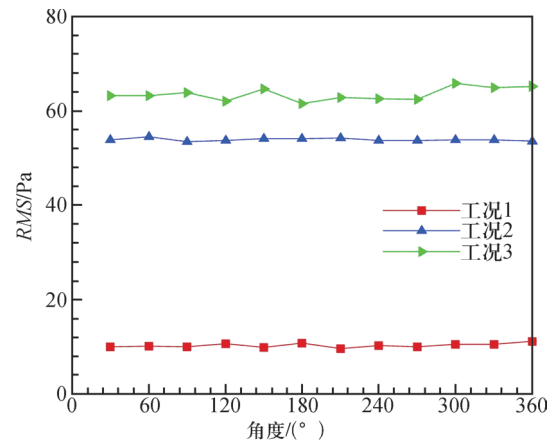
a_i —真实值,被高通滤波器滤掉的波动值;

n —样本总数。

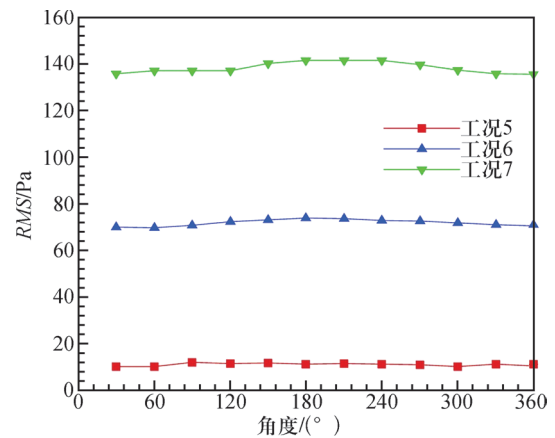
7 组工况下 12 个监测点的 RMS 值的对比曲线如图 9 所示。图 9(a)为同一雷诺数下不同摇摆频率的 RMS 值对比图,可以看到,Fluent 采样所得结果与滤波后的结果存在偏差,这是对数据进行了滤波所致,该雷诺数下所得 RMS 均为小量,摇摆频率对压力脉动的影响极小。图 9(b)为无摇摆条件下雷诺数倍增后的 RMS 值对比图,可以看到,随着雷诺数的倍增,工况 2 的 RMS 值比工况 1 增加了约 45 Pa,而工况 3 比工况 2 增加了约 10 Pa,这说明随着雷诺数的增加,其对压力脉动的影响逐渐减弱,从图 9(c)也可以得出相同的结论,这与参考文献[14]所述一致。



(a) 摇摆频率的影响



(b) 无摇摆条件下雷诺数的影响



(c) 摇摆条件下雷诺数的影响

图 9 监测点的 RMS 值对比图

Fig.9 Comparison of RMS values at monitoring point

图 10 为摇摆和无摇摆条件下,RMS 值随雷诺数的变化曲线,可以看到,摇摆条件下的斜率比无摇摆条件斜率大,即摇摆条件的引入增大了雷诺数对 RMS 值的影响。

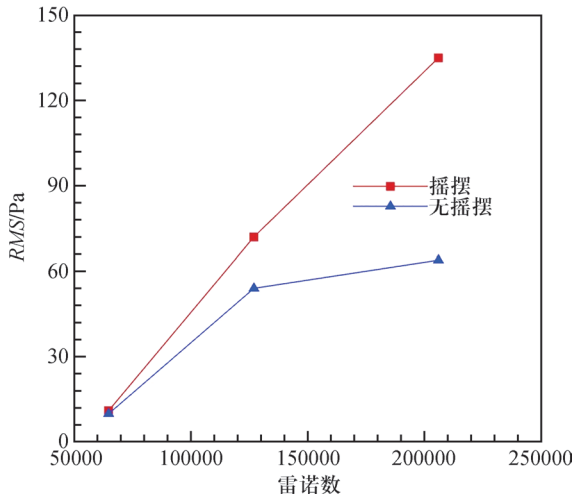
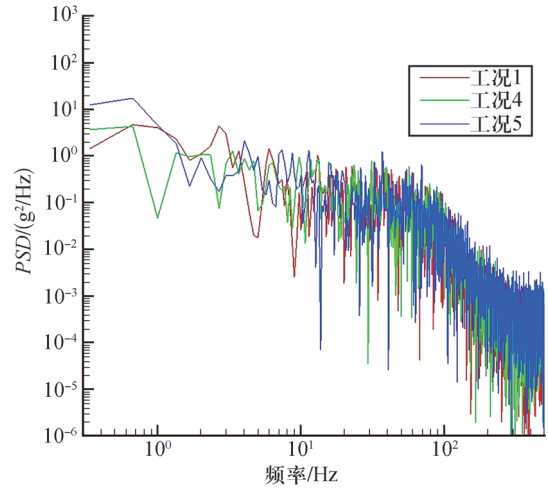


图 10 RMS 值随雷诺数变化曲线

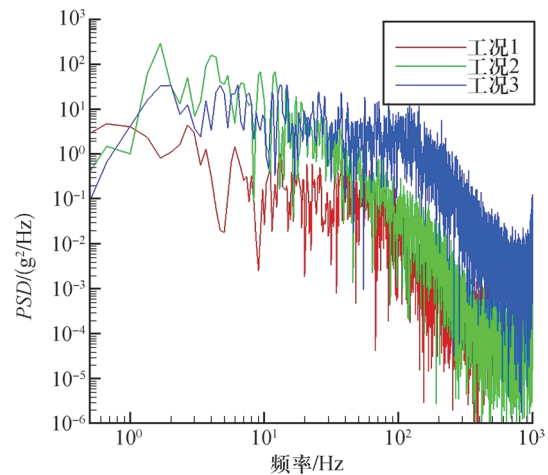
Fig.10 The value of RMS curve with Reynolds number

3.4 频域分析

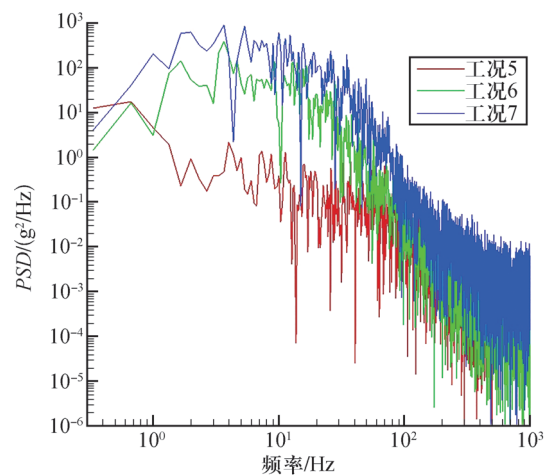
观察图 7 可以发现,初始效应在 1 s 后消失,因此本文取 1 s 后的样本进行频域分析,为控制变量,均取 1~5 s 共 4 s 的采样数据进行高通滤波,后对该数据做快速傅立叶变换,最终可得到各工况下各监测点的功率谱密度 (Power Spectral Density, PSD) 曲线。从时域分析可知,在同一工况下相同截面上的各个监测点的时程曲线及 RMS 值相近,其 PSD 曲线也应相近,因此本文取 1 节点进行对比,如图 11 所示。可以看到,压力脉动表现为宽频脉动。对比图 9 和图 11 可知,RMS 值大的工况,虽然局部 PSD 值会更小,但总趋势呈现出全频率段的幅值更大,这是因为随着摇摆频率/雷诺数的增加,系统的平均场获得了更多的能量,而该能量又通过能量串级的方式将低频能量传递到高频能量处,直至通过粘性耗散将动能转化为热能,而平均场能量越大,传递给高频的能量就越多,即表现为 PSD 曲线的幅值越高。



(a) 摇摆频率的影响



(b) 无摇摆条件下雷诺数的影响



(c) 摇摆条件下雷诺数的影响

图 11 PSD 曲线对比图

Fig.11 Comparison of PSD curves

4 结论

本文采用 ANSYS Fluent 求解器,以水平圆管为例,通过 UDF 将惯性力模型添加至动量方程的源项中,开展 LES 数值模拟,并对监测点处的数据进行时域和频域分析,得出以下结论:

(1) 相对于平均压力而言,湍流压力脉动值占比极小,表现为监测点处压力时程曲线上出现小的“毛刺”;

(2) 观察有摇摆条件的工况发现,速度场与监测点处的压力曲线的波动均呈现与摇摆同步的正弦摆动;

(3) 对比摇摆频率的变化发现,RMS 值随着摇摆频率的增加而增加,而无论有无摇摆,RMS 值都随雷诺数的增加而增加;

(4) 对比摇摆及不摇摆工况,随着雷诺数的增加,其对压力脉动的影响将逐渐减弱,表现为斜率逐渐减小,但摇摆条件增大了雷诺数对 RMS 值的影响。

参考文献

- [1] 胡珊. 浅谈我国核电发展的现状与未来 [J]. 科技资讯, 2011 (24): 144.
- [2] 叶奇蓁, 张敬才, 黄坚持, 等. 秦山核电二期工程反应堆堆内构件流致振动综合评价 [J]. 核动力工程, 2003, 24(S1): 82-86+113.
- [3] 姜乃斌, 冯志勇, 臧峰刚, 等. 核工程中的流致振动理论与应用 [M]. 上海: 上海交通大学出版社, 2008.
- [4] Zhang Jinhong, Yan Changqi, Gao Puzhen. Characteristics of pressure drop and correlation of friction factors for single-phase flow in rolling horizontal pipe [J]. Journal of Hydrodynamics Ser B. 2009, 21 (5): 614-621.
- [5] Womersley J R. Method for the calculation of velocity, rate of flow and viscous drag in arteries when the pressure gradient is known [J]. Journal of Physiology. 1955, 127 (3): 553-563.
- [6] 杨钰, 贾宝山, 俞冀阳. 简谐海洋条件下堆芯冷却系统自然循环能力分析 [J]. 核科学与工程, 2002, 22 (3): 199-203.
- [7] 魏敬华, 潘良明, 徐建军, 等. 摇摆作用下矩形流道内单相流动与换热数值模拟 [J]. 核科学与工程, 2011, 31 (4): 321-326.
- [8] 申亚丽. 摇摆条件下水平圆管内流动与传热的数值研究 [D]. 北京: 北京化工大学, 2018.
- [9] 董相禄. 摇摆条件下窄矩形通道内流动传热的大涡模拟 [D]. 重庆: 重庆大学, 2012.
- [10] 张兆顺, 崔桂香. 湍流大涡数值模拟的理论与应用 [M]. 北京: 清华大学出版社, 2008.
- [11] 约翰 D. 安德森. 计算流体力学基础及其应用 [M]. 北京: 机械工业出版社, 2007.
- [12] 俞胜之. 摇摆条件下自然循环系统特性研究 [D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2018.
- [13] 张三慧. 大学物理学 [M]. 北京: 清华大学出版社, 2000.
- [14] 国家能源局. 压水堆堆内构件模型流致振动试验: NB/T 20592—2021 [S]. 北京: 原子能出版社, 2021.

Analysis of Turbulent Pressure Pulsation Characteristics in a Horizontal Pipeline under Rolling Conditions

Zhu Shibin, Ai Huaning

(CGN Research Institute Co., Ltd., Shenzhen 518026, China)

Abstract: The influence of pressure pulsation should be considered in the design of primary circuit equipment, and in the ocean conditions, the movement of ship will affect the pressure pulsation, so it is necessary to consider the influence of ocean conditions on the pressure pulsation. In this paper, the additional inertial force under ocean conditions is established, and the model is applied to Fluent through User Defined Function. Large eddy simulation is used to numerically simulate the slender pipeline, and the flow field results under different rolling frequency and Reynolds number are obtained. The monitoring point is analyzed in time domain and frequency domain, the Root Mean Square value and Power Spectral Density curve are obtained. The results show that the pressure pulsation is small relative to the average pressure in the fully developed turbulent flow region. The turbulence pressure pulsation increases with the increase of rolling frequency/Reynolds number; With the increase of Reynolds number, its influence on turbulent pressure pulsation becomes smaller, but the rocking condition increases the influence of Reynolds number on pressure pulsation.

Key words: pressure pulsation; additional inertial; ocean conditions; large eddy simulation

(责任编辑: 许龙飞)

谭笑,仇永萍,卓钰铖,等.SPAR-H 人员可靠性分析方法的应用优化研究[J].核安全,2023,22(3):81-88.

Tan Xiao, Qiu Yongping, Zhuo Yucheng, et al. Study of Application Optimization of SPAR-H Human Reliability Analysis Method [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(3): 81-88.

SPAR-H 人员可靠性分析方法的应用优化研究

谭笑,仇永萍*,卓钰铖,雷文静,胡军涛,何建东

(上海核工程研究设计院有限公司,上海 200233)

摘要: 标准化核电站风险分析人员可靠性分析方法 (SPAR-H 方法) 在现阶段国内外事故后人员失误事件 (HFE) 的分析中得到了广泛应用,但在工程应用过程中发现,目前参考的方法论文献对绩效形成因子 (PSF) 的定义、评级准则的描述不够明确、详细,从而对人员失误概率 (HEP) 的计算准确性造成影响。为解决该问题,本研究结合 SPAR-H 方法实施导则,对可用时间、压力及复杂度 PSFs 进行了深入研究,给出了量化中 PSF 定义、评级的更加明确的参考依据,并结合实例分析对“可用时间”PSF 的改进优化进行了应用说明。理论研究和实例分析表明,相关优化建议改善了 SPAR-H 方法中的 PSF 等级评定过程,得到更符合工程实际的 HEPs,增强了人员可靠性分析 (HRA) 量化结果的可信度。

关键词: 标准化核电站风险分析人员可靠性分析方法; 绩效形成因子; 人员可靠性分析; 可用时间

中图分类号: TL364.5 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 03-0081-08

在核电站概率安全评价 (PSA) 中,人员可靠性分析 (HRA) 是一个十分重要的部分^[1]。在 HRA 中,通常将人员失误事件 (HFEs) 分为以下三类:事故前、事故后以及引起始发事件的 HFE^[1-3]。其中,事故后的人员行为是指始发事件发生后,在响应始发事件过程中进行的人员行为,以及操纵员按照规程和培训内容进行的将电厂带入安全状态的操作。事故后人员行为通常是 PSA 分析中考虑的最重要的人员行为^[3]。

近年来,核电站人员可靠性分析方法不断

发展,人员失误事件综合分析系统 (IDHEAS) 方法^[4]、NUREG-1921^[5] 方法的开发和应用均有所突破,但标准化核电站风险分析人员可靠性分析方法 (SPAR-H) 在国内还是应用最为广泛的 HRA 方法之一。

SPAR-H 方法的特点是简单、容易使用、容易被 HRA 分析人员接受,然而该方法也是一个容易被误用的方法^[6]。目前,在工程应用中通常参考 NUREG-6883^[7] 对 PSF 的定义和评级准则。由于 NUREG-6883 对 PSF 定义和评级准则的描述不够明确、详细,容易使分析人

收稿日期: 2022-04-10 修回日期: 2022-04-30

基金项目: 小破口失水事故安全裕度特性研究,项目编号: 2018YFB1900303

作者简介: 谭笑 (1997—),女,硕士,现主要从事核电站安全分析方面的研究工作

* 通讯作者: 仇永萍, E-mail: qiuyongping@snerdi.com.cn

员产生混淆,所以会影响最终 HEP 计算的准确性。参考文献[8-10]对 SPAR-H 方法在任务分析层次、诊断和执行定义、PSF 级别及定义等方面的不足提出了问题,但是没有给出解决这些问题的可实施的办法,并且没有认识到在诊断和执行部分存在的可用时间分配方面的重要问题。

为解决 SPAR-H 方法在工程实践中存在的问题,本文简要描述了 SPAR-H 方法的分析流程,并结合 SPAR-H 实施导则^[11](以下简称实施导则),给出了分析人员在使用 SPAR-H 方法量化 HFE 过程中的 PSFs 定义、评级的参考依据等方面的优化完善建议,重点讨论了可用时间、压力及复杂度 PSFs。另外,本文还结合应用实例对“可用时间”PSF 的改进优化进行了说明。相关优化建议完善了 SPAR-H 方法中的 PSF 等级评定,使 HEP 更符合工程实际、HRA 量化结果可信度更强。

1 SPAR-H 方法简介

SPAR-H 是美国核管会(NRC)与爱达荷国家实验室(INL)开发的事故序列前兆标准化电厂风险分析模型(ASP/SPAR)中提出并采用的一种人员可靠性分析方法^[7]。SPAR-H 方法将任务分解成诊断和执行两部分。诊断部分的基本失误概率(BHEP)取 1.0×10^{-2} ;执行部分的基本失误概率(BHEP)取 1.0×10^{-3} ,然后用 8 个绩效因子(PSFs)[可用时间、压力、复杂度、经验/培训、规程、工效学/人机界面(HMI)、职责适宜、工序]进行修正,最后结合相关性得到最终的人员失误概率(HEP)均值。

本文使用 SPAR-H 方法对事故后 HFE 进行分析,采用的分析步骤如下:

(1) 识别和定义事故后的 HFE。

系统性地分析相关规程,确定每个事件序列所需的各个操纵员响应;对每一个需要考虑的人员动作,定义相应的 HFE,以反映人员动作没有正确进行所带来的影响。

(2) 采用 SPAR-H 方法对第(1)步中确定的这些 HFE 进行详细分析,得出相应的 HEP。

图 1 给出了采用 SPAR-H 方法计算事故后 HFE 的流程图。

其中,对于 HEP 的计算步骤为:

步骤 1:将 HFE 按诊断部分和执行部分分类;

步骤 2:对 PSFs 进行评级;

步骤 3:计算 PSFs 修正后的 HEP;

步骤 4:相关性的考虑。

由于 PSF 的评级是 SPAR-H 方法应用中的关键步骤,本文主要针对步骤 2“对 PSFs 进行评级”进行研究。因为可用时间、压力及复杂度这 3 个 PSFs 对工程实际具体量化分析有较大影响,所以重点分析这 3 个 PSFs 的等级判定依据。

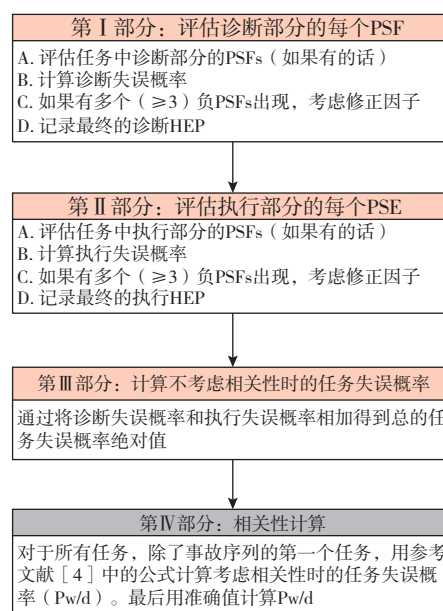


图 1 采用 SPAR-H 方法进行事故后 HFE 的计算流程图
Fig.1 Calculation flow chart of post-accident HFE by SPAR-H method

在对 PSFs 进行评级前,首先识别、定义需定量化的 HFE。每个 PSF 都需要针对 HFE 的事故情景进行检查,以解决两个基本问题:是否有足够的信息来判断 PSF 的影响;选定的 PSF 是否为“主要绩效影响因子”。只有那些有足够信息允许做出准确判断且被确定为“主要绩效影响因子”的 PSFs,才能进一步进行评级和量化。

2 各 PSF 定义和选取的优化

SPAR-H 方法中的 8 个 PSFs 分别为可用时间、压力、复杂度、经验 / 培训、规程、工效学 / HMI、职责适宜和工序,工程应用过程中通常参考 NUREG-6883,但其对 PSF 的定义、评级准则说明不够明确详细。本文基于实施导则,重点对可用时间、压力、复杂度三个 PSFs 的定义、评级准则进行了补充完善。因为上述 PSFs 与所分析 HFE 特性及电厂实际情况结合得更紧密,所以在不同事件、不同电厂条件下其变化可能性更大。在参考文献[7]与实施导则中的等级评定内容差异较大,未讨论的 PSFs 在两份文件中评定基本类同。

2.1 可用时间

“可用时间”指操纵员或班组诊断异常事件并采取行动(执行动作)的可使用的时间^[7]。对于“可用时间”PSF 进行讨论时,假设时间窗口、诊断所需时间以及执行所需时间都是经过规程查找、操纵员访谈等得到的与工程实际情况一致的时间数据,不对数据的可靠性(不确定性)进行相关讨论。

对于“可用时间”PSF,有以下几点补充说明。首先,SPAR-H 评估“可用时间”PSF 是通过对比可用时间和诊断或执行的实际所需时间来进行的。所需时间不是即时的动作执行的所需时间,还包括从观察指标、监视电厂状态参数、收集信息、处理信息到与团队间互动的全过程所有时间。

在诊断和执行中,“可用时间”PSF 等级的划分标准不同,具体 PSF 级别的对应判断标准见表 1。“时间裕量”是用可用时间减去所需时间所得到的值。使用“时间裕量”的概念可以在一定程度上简化对“可用时间”PSF 的评估。如果用“时间裕量”去重新评估 SPAR-H “可用时间”PSF 中“诊断部分”的 5 个等级,可以得出如表 1 的“可用时间”PSF 等级划分方法。

对于诊断部分,“时间不足”“时间刚好”和“名义时间”级别的评定标准,NUREG-6883

表 1 NUREG-6883 与实施导则中对“可用时间”PSF 的评级判断标准

Table 1 Rating criteria of “Available Time” PSF in NUREG-6883 and guideline

PSF 级别	NUREG-6883 中的“诊断”和“执行”的判断标准	实施导则中“诊断部分”的判断标准
时间不足	可用时间远远小于所需时间	时间裕量为负
时间刚好	对于诊断部分,可用时间 = 2/3 倍所需时间;对于动作执行部分,可用时间略小于所需时间	时间裕量为 0
名义时间	可用时间 ≈ 所需时间	存在较小的时间裕量
额外时间	对于诊断部分,可用时间为 1-2 倍所需时间,且 > 30 min;对于动作执行部分,可用时间 ≥ 5 倍所需时间	可用时间 > 30 min, 且 0 < 时间裕量 < 所需时间
大量时间	对于诊断部分,可用时间 > 2 倍所需时间,且 > 30 min;对于动作执行部分,可用时间 ≥ 50 倍所需时间	可用时间 > 30 min, 且时间裕量超出所需时间

与实施导则的定义有所差异;对于“额外时间”和“大量时间”的评级标准,两者的考虑基本一致。

总时间窗口已知的前提下,在以往的工程实践中分配“诊断”和“执行”部分的可用时间时,是将总时间窗口减去诊断所需时间作为“执行”部分可用时间,将总时间窗口减去执行所需时间作为“诊断”部分可用时间。这样分析存在可用时间的重复考虑、可用时间分配过于乐观的情况,实施导则给出一种更为合理的方法,步骤如下:

(1) 首先,估计执行动作的名义时间(平均时间或最小所需时间加上一小段时间);

(2) 如果有足够的时间来执行动作,则执行部分的“可用时间”PSF 被判定为“名义时间”等级;

(3) 将剩余的时间(总时间窗口减去执行的

名义时间)分配给诊断部分,作为诊断部分的可用时间。

其中,实施导则中建议为执行部分分配“名义时间”等级,留尽可能多的可用时间给诊断部分。当总时间窗口比较充足时,执行部分可根据总时间窗口与诊断部分和执行部分的比例,依据具体情况将执行部分的 PSF 等级评定为“名义时间”或“额外时间”级别(将相对多的时间分配给执行部分,留给诊断部分的可用时间稍作减少)。在第 3 节的实例分析中,就可用时间的分配问题给出了相应的工程实例加以讨论。

2.2 压力、复杂度 PSFs 的相关补充说明

本节结合实施导则,给出了 HRA 分析人员在使用 SPAR-H 方法定量化 HFE 过程中,对压

力、复杂度 PSFs 定义、评级的参考依据的优化完善,因为上述 PSFs 对工程实际具体定量化分析有较大影响。

在 NUREG-6883 中“压力”PSF 的定义为:影响操纵员顺利完成任务的非预期情景或环境水平;“复杂度”PSF 的定义为:在给定的场景下执行任务的困难程度。“压力”PSF 分为“极端、高、名义级别”3 个等级;“复杂度”PSF 分为“高复杂、中等复杂、名义级别、明显诊断(仅适用于诊断部分)”4 个等级。

实施导则对于压力、复杂度 PSFs 的等级评定与 NUREG-6883 的评定对比情况见表 2。针对“压力”PSF 的定义、“高”和“极端”压力等级的判断准则进行了明确。针对“复杂度”PSF,增加了“高”“中等”复杂度等级的实例,并对

表 2 压力、复杂度 PSFs 在 NUREG-6883 与实施导则中等级评定的对比

Table 2 Comparison of rating criteria of “stress, complexity” PSFs between NUREG-6883 and guideline

PSF 名称	NUREG-6883 中等级评定	实施导则中对 NUREG-6883 的补充部分
压力	<p>“极端”——紧张性刺激因素突然出现且此种压力场景持续很长一段时间;这种压力水平也与感受威胁的程度(对身体健康、自尊或职业地位)有关(如灾难性故障可能导致的放射性释放致使操纵员产生极端压力);</p> <p>“高”——高于名义级别的压力水平(如同一段时间内出现大量的不可预见仪表、警报器持续报警;持续的声音/噪声影响操纵员注意力;任务后果将威胁到电厂安全);</p> <p>“名义级别”——有利于人员良好绩效的压力水平</p>	<p>评级无差异,但需注意:</p> <p>(1) 压力通常是由于时间有限、高复杂度、规程差、培训差、工序不良造成的,分析人员应尽量避免“双重计算”;</p> <p>(2) “高”和“极端”压力级别之间有性质上的区别:分配“极端”压力的标准是问题持续(如多个设备故障)、班组人员长期难以控制电厂参数或对人员/电厂安全构成严重威胁</p>
复杂度	<p>“高复杂”——很难完成,需要诊断和执行的任務很不明确,包含许多变量(如需要较高的技能水平来完成不熟悉的维修任务);</p> <p>“中等复杂”——存在一些难度,需要诊断和执行的任務有些不明确,包含少量变量(如通过周期性的重复操作步骤来完成某一进程);</p> <p>“名义级别”——执行无难度,诊断或操作行为相对清晰,只包括单个/少量的变量;</p>	<p>“高复杂”——很难完成,需要诊断和执行的任務很不明确,包含许多变量,包含同时发生的诊断(或动作执行),例如:要求一个不熟悉的设备入列,其中包括打开阀门上的联锁装置;</p> <p>“中等复杂”——存在一些难度,需要诊断和执行的任務有些不明确,包含少量变量,可能涉及一些同时发生的诊断(或动作执行),例如:执行非典型系统启动时需要手动连接备用电源;</p> <p>“名义级别”——执行无难度,诊断或操作行为相对清晰,只包括单个/少量的变量,信息的组织或步骤的执行相对简单,几乎不会出现混淆;</p>

续表

PSF 名称	NUREG-6883 中等级评定	实施导则中对 NUREG-6883 的补充部分
复杂度	“明显诊断”(仅适用于诊断)——时间充裕,诊断所需信息充分,诊断变得很简单;最常见的原因是操纵员可以收集并获得验证的信息(如自动触发指示器或附加感觉信息,如气味、声音或震动);对于 SGTR 事故,诊断并不复杂(详见本节文字描述部分)	“明显诊断”(仅适用于诊断)——时间充裕,诊断所需信息充分,诊断变得很简单,最常见的原因是操纵员可以收集并获得验证的信息(如自动触发指示器或附加感觉信息,如气味、声音或震动),以下 3 个特征用于判断是否为“明显诊断”级别:(1)情况相对简单,只有一个事件;(2)迹象清楚明确;(3)操纵员经历过情况(至少在培训中),符合此情况的例子是简单的汽轮机跳闸,单一原因导致多个但一致的指示灯和报警,操纵员在模拟机训练中经历过这种情况

“明显诊断”等级给出了 3 条可以参考的判断准则。

需要注意的是,对于复杂度 PSF 中的“明显诊断”级别,参考文献[7]给出了一个蒸汽发生器传热管破裂(SGTR)案例。在目前的工程实际中,分析人员倾向于评定该 HFE 的“复杂度”PSF 级别为“名义级别”及以上,但实际上在参考文献[6]中建议可将此类 HFE 归类为“明显诊断”PSF 级别。在工程实际中分析 SGTR 类事故后人员动作的复杂度级别时,应注意避免评级过于保守。

3 实例分析

针对“可用时间”PSF,为进一步说明采用当前工程实践中的通常做法和依据实施导则方法进行 PSF 等级评定及量化结果的区别,本节结合“可用时间 PSF 不同评定方法分析实例”进行对比分析。

HFE 名称:SSRO-RV05-HEO1

(1)始发事件:中破口失水事故(medium break loss of coolant accident, MLOCA);

(2)人员失误事件描述:MLOCA 始发事件发生后,操纵员未能认识到需要开启一台蒸汽发生器大气释放阀对反应堆冷却剂系统(SRC)进行降温;

(3)事故后人员响应:操纵员根据停堆信号进入停堆或安注规程,执行至相应步骤,转至一回路或二回路冷却剂丧失规程,执行至相应步骤,转至失水事故后降温降压规程,执行至相应

步骤,开启蒸汽发生器大气释放阀进行一回路降温操作。

上述 HFE 的总时间窗口大约为 80 min,信号延迟时间为 1 min,即总的可用时间为 79 min。结合操纵员访谈结果,在本事故情景中,操纵员诊断所需时间为 30 min,执行所需时间为 5 min。对上述实例应用当前工程实践做法得到的 PSF 评级情况见表 3。

对于“可用时间”PSF,当前工程实践中采用的 PSF 等级划分方法是:在总时间窗口已知的情况下,将总时间窗口减去诊断所需时间作为执行可用时间;将总时间窗口减去执行所需时间作为诊断可用时间,执行和诊断部分的可用时间分配如图 2(a)所示。

采用实施导则中规定的可用时间分配方法,在总时间窗口已知的情况下,改进方法中“诊断”和“执行”部分的可用时间分配方法为:将平均时间作为执行可用时间;将总时间窗口减去执行可用时间作为诊断可用时间,执行和诊断部分的可用时间分配的一种考虑方式如图 2(b)所示。

对比图 2 可以发现,当前工程实践中对于诊断、执行可用时间的分配存在重叠部分。此时,所需时间和可用时间所确定的 PSF 级别会偏乐观,这对于事件的总 HEP 结果也会造成一定影响。而实施导则方法先确定执行部分的可用时间,将总时间窗口内的剩余时间分配给诊断部分,使得分配更加清楚,避免了重叠部分的产生。

表 3 当前工程实践做法的各 PSF 评定等级
Table 3 PSF Levels using the current engineering practice

PSF	诊断		执行	
	PSF 等级	乘数	PSF 等级	乘数
可用时间	大量时间	0.01	可用时间 ≥ 5 倍	0.1
压力	高	2	高	2
复杂度	中等复杂	2	中等复杂	2
经验/培训	名义级别	1	名义级别	1
规程	诊断/导向型规程	0.5	名义级别	1
工效学/人机界面	名义级别	1	名义级别	1
职责适宜	名义级别	1	名义级别	1
工序	名义级别	1	名义级别	1

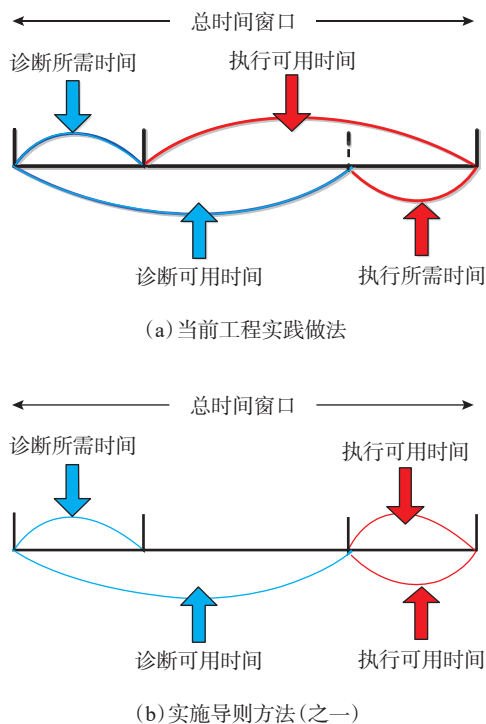


图 2 当前工程实践做法与实施导则中诊断和执行部分可用时间分配示意图

Fig.2 Schematic diagram of the apportionment of available time between diagnosis and action using the current engineering practice and guideline

由前文 2.1 节所述,当总时间窗口比较充足时,可根据总时间窗口与诊断部分、执行部分的比例,依据具体情况将执行部分的 PSF 等级评定为“名义时间”或“额外时间”级别。针对上述案例就执行评级为“名义时间”和“额外时间”

分别进行了计算讨论。

(1)当执行部分“可用时间”PSF 取“名义时间”级别时,诊断部分取“大量时间”级别;

(2)当执行部分“可用时间”PSF 取“可用时间 ≥ 5 倍”级别时,诊断部分取“额外时间”级别。

通过可用时间 PSF 的特定 HFE 的案例,对比了当前工程实践做法与实施导则两种考虑方式所计算的同一 HFE 的不同结果,见表 4。

表 4 不同时间分配方式下的 HEP 结果对比
Table 4 Comparison of HEP results with different time proportion

案例 HEP 结果对比	当前工程实践做法	实施导则方法(a)	实施导则方法(b)
诊断部分 HEP	2.00×10^{-4}	2.00×10^{-4}	2.00×10^{-3}
执行部分 HEP	4.00×10^{-4}	4.00×10^{-3}	4.00×10^{-4}
总 HEP	6.00×10^{-4}	4.20×10^{-3}	2.40×10^{-3}

对于可用时间在诊断和执行部分的分配来说,实施导则方法将“总时间窗口减去执行可用时间”作为诊断部分的可用时间,有效避免了“诊断和执行部分可用时间”的重叠。

通过对比当前工程实践与两种实施导则实施要求得到的 HEP 分析结果发现,当前工程实践的计算结果偏向乐观。对于总 HEP 来说,实施导则规定的实施方法的总 HEP 值较当前工程

实践的结果更为保守。

实施导则方法两种考虑方式的分析结果总 HEP 的量级基本相当,可选取任意一个数据或较小值作为最终 HEP 结果。

从图 2 中两图的对比可以看出,实施导则对于可用时间的分配比工程实践更加保守。当 HFE 的总时间窗口相对诊断和执行所需时间不是十分充裕时,采用目前工程实践的做法偏乐观,需要重新评估。而当 HFE 的总时间窗口相对诊断和执行所需时间非常充裕时,实施导则方法与当前工程实践做法不会影响 HEP 的取值。

实施导则方法对于诊断和执行部分可用时间的划分更加清晰合理,最终的计算结果应符合工程实际。实施导则方法对于总可用时间在诊断和执行部分的分配给出了较灵活的几种方式。后续在工程应用中,可研究形成优先的方法选择,以在业界达成一致,利于更好地应用。

4 结论

SPAR-H 方法容易被使用,也容易被误用。在 SPAR-H 的工程应用中,PSF 级别的选取对人员失误概率的计算结果有着重大影响。本文主要结合参考文献[7]和参考文献[11]中的相关指导及当前国内的工程应用实际情况,针对 SPAR-H 方法中 HFE 计算的步骤 2 “PSF 评级”进行研究,对可用时间、压力及复杂度 PSFs 的定义以及评级过程的参考依据进行了进一步研究说明。最后结合实例对“可用时间”PSF 的不同评定方法进行分析对比。实施导则方法的两种考虑方式对“可用时间”在诊断和执行部分重新进行分配,避免了重叠部分的产生。同时,

与当前工程实践做法相比,实施导则方法对于 PSFs 的等级评定更加清晰合理,最终的分析计算结果更符合电厂实际,为工程实际中 SPAR-H 方法实施的优化提供了参考。

参考文献

- [1] A. Kolaczowski, et al. Good Practice for Implementing Human Reliability Analysis (Final Report), NUREG/CR-1792 [R]. U.S.Nuclear Regulatory Commission, 2005.
- [2] 国家核安全局. 核动力厂一级概率安全分析: HAD 02/19[S]. 北京: 国家核安全局, 2021.
- [3] Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide No. SSG-3 [R]. Vienna: IAEA, 2010.
- [4] 卓钰铨, 仇永萍, 胡军涛, 等. IDHEAS 方法应用研究[J]. 原子能科学技术, 2021, 55(4): 678-684.
- [5] Cooper S. EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines (Final Report), NUREG-1921 [R]. U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2012.
- [6] Forester, J.A., et al. The international HRA Empirical Study: Lessons Learned from Comparing HRA Methods Predictions to HAMMLAB Simulator Data. NUREG-2127 [R]. U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2014.
- [7] D. Gertman, et al. The SPAR-H Human Reliability Analysis Method, NUREG/CR-6883 [R]. U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2005.
- [8] 仇永萍. SPAR-H 方法在数字化主控室的适用性分析 [C] // 中国核能行业协会, 第六届核能行业概率安全分析研讨会, 杭州, 2018.
- [9] 青涛, 刘朝鹏, 张力, 等. SPAR-H 方法在数字化核电厂人因可靠性分析中的应用研究 [J]. 核动力工程, 2021, 42(3): 126-131.
- [10] 刘建桥, 张力, 邹衍华, 等. SPAR-H 方法中行为形成因子间的相关性识别 [J]. 核动力工程, 2021, 42(4): 144-150.
- [11] A. M. Whaley, et al. SPAR-H Step-by-Step Guidance, INL/EXT-10-18533 [R]. Idaho National Laboratory, 2011.

Study of Application Optimization of SPAR–H Human Reliability Analysis Method

Tan Xiao, Qiu Yongping*, Zhuo Yucheng, Lei Wenjing, Hu Juntao, He Jiandong

(Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China)

Abstract: The Standardized Plant Analysis Risk Human Reliability Analysis method (SPAR–H method) is widely used in the analysis of post–accident human failure events (HFEs) at present. However, the detailed judgment criteria and analysis process of the PSF levels are not described definitely and in detail, which may result in the uncertainty of the calculated human error probability (HEP). In order to solve above problems, supplementary guidance in the process of identifying PSF and rating PSF is given when using SPAR–H method to quantify HFEs based on the SPAR–H Step–by–Step Guidance. The PSFs, such as available time, stress and complexity are further studied. Combined with an example, the improvement and optimization of “available time” PSF are explained. Theoretical research and case analysis show that, relevant optimization suggestions can improve the PSF analysis process in SPAR–H method, and more reasonable HEPs could be obtained, therefore enhance the accuracy of quantitative results of human reliability analysis (HRA).

Key words: standardized plant analysis of risk human reliability; performance shaping factors; human reliability analysis; available time

(责任编辑: 徐晓娟)

杨国威,张勇,宋勇,等.半悬臂式燃料元件在间隙限制约束下非线性振动的等效方法研[J].核安全,2023,22(3):89-98.

Yang Guowei,Zhang Yong,Song Yong,et al. Equivalent Method Research on Nonlinear Vibration of Semi-cantilever Fuel Pin Under Gap-limited Constraints [J]. Nuclear Safety,2023,22(3):89-98.

半悬臂式燃料元件在间隙限制约束下非线性振动的等效方法研究

杨国威^{1,2}, 张 勇³, 宋 勇^{2,*}, 凡天娣^{1,2}, 陈建伟³, 林 峰³

(1. 中国科学院合肥物质科学研究院, 合肥 230031; 2. 中国科学技术大学, 合肥 230026;
3. 中子科学国际研究院, 青岛 266041)

摘要: 半悬臂式燃料元件为上端固定、下端间隙限制的结构形式, 该结构可节省使用和安装空间, 具有在小型反应堆应用的潜力。相较于传统的两端固定结构, 半悬臂式燃料元件下端呈现弱约束特性, 在振动工况下存在碰撞接触非线性行为。针对间隙引起的非线性问题, 采用弹支梁等效方法, 将底端间隙配合等效为弹簧结构。本文将半悬臂式燃料元件的非线性振动过程通过单摆—悬臂梁模型进行等效, 推导出半悬臂式燃料元件振动周期公式, 结合弹支梁振动方程, 可快速准确得到等效弹簧刚度, 从而建立半悬臂式燃料元件在间隙限制约束下非线性振动的等效方法。通过半悬臂式燃料元件抗震分析, 对本文方法与传统有限元方法进行对比, 结果显示: 该案例计算时间大幅度减少, 本文计算方法所用时间仅为传统有限元方法的 1/74; 两种方法的结果表明: 在关键部位的振动响应基本一致, 初步验证了本方法可快速有效求解具有间隙约束的半悬臂式燃料元件振动问题, 为小型反应堆提供了快速设计工具。

关键词: 燃料元件; 半悬臂梁; 间隙限制; 线性等效; 抗震分析

中图分类号: TL3 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 03-0089-10

与大型核电站相比, 小型模块化反应堆具有投资更低、应用场景灵活、模块化设计和固有安全性高等优势^[1]。在各种第四代反应堆中, 铅基堆具有中子性能良好、传热能力优越、燃料增殖性能优良和固有安全性高^[2]等特点, 更具有小型化应用前景^[3-5]。

近年来, 各国提出了多种铅基堆设计方案, 包括俄罗斯的 SVBR-75/100^[6]和 BREST-OD-300 项目^[7], 比利时的 MYRRHA 项目^[8], 欧盟的 ALFRED 项目^[9], 以及中国的 CLEAR-I 项目^[10-12]。目前, 铅基堆中燃料元件均采用了下端固定上端简支的结构, 该结构可以利用

收稿日期: 2022-03-30 修回日期: 2022-03-31

基金项目: 国家重点研发计划, 兆瓦级超小型液态金属冷却空间核反应电源项目, 项目编号: 2018YFB1900600; 中国科学院 A 类战略先导科技专项, 项目编号: XDA22010504; 青岛海洋科学与技术试点国家实验室山东省专项经费“问海计划”水下 UUV 核电源方案设计与关键技术研发项目, 项目编号: NO.2021WHZZB1100

作者简介: 杨国威 (1991—), 男, 博士在读, 现主要从事核科学与技术研究相关工作

* 通讯作者: 宋勇, E-mail: yong.song@fds.org.cn

液态铅合金浮力,同时还提供了燃料元件轴向热膨胀裕量。为了提高燃料元件稳定性,添加了中间支撑结构,其中 SVBR、BREST-300 与 MYRRHA 采用绕丝结构提供中间支撑,ALFRED 采用格架提供中间支撑,代表性铅基堆燃料元件参数见表 1。

为了尽量减小反应堆堆芯体积,小型模块化反应堆的燃料元件采用密集型排列。相较于传统铅基堆,小型模块化铅基堆的燃料元件长度大大缩短,可以省略中间支撑结构,并采用上端固定,下端间隙配合的半悬臂结构。与传统的固定方式相比,半悬臂式燃料元件的稳定性略有降低^[13],但减少了安装空间,解决了安装难题。

表 1 代表性铅基堆燃料元件设计方案

Table 1 Representative lead-based reactor fuel pin design

堆型	外径 / mm	包壳厚 度 /mm	长度 / mm	固定方式
SVBR-75/100	12	0.4	1638	上下端固定
BREST-OD-300	9.4	0.5	2250	上下端固定
MYRRHA	6.55	0.45	1200	上下端固定
ALFRED	10.5	0.6	1430	上下端固定

1 半悬臂式燃料元件非线性振动问题

半悬臂式燃料元件底部间隙导致了燃料元件底端接触变化。接触是一种很普遍的非线性行为,面对接触非线性问题,传统的线性模态分析技术无法得到准确的结果。由于系统非线性因素的控制难度较大,利用实验手段进行的非线性模态研究较少,目前采用的方法大多是寻求非线性模态的近似解解析,因此离散系统的自由度不超过 3 个,否则,计算量过于庞大。Rosenberg^[14]等引入非线性模态理论,主要研究双自由度离散、无阻尼非线性系统的自由振动。堆芯内存在上百根燃料元件,若在多元件抗震分析中完全采用真实的间隙单元模拟,工作量与计算量巨大,为了减少工作量与计算量,根据燃料元件整体动态特性,将下部间隙采用等效弹簧模拟,将接触非线性结构等效为弹簧线性结构。

国际上完成的分析与试验^[15]证明,第二阶及更高阶频率对整个元件在地震情况下的总的响应和贡献比例很小。故采用第一阶特征频率等效原则,通过单根燃料元件自由振动分析,将间隙配合悬臂梁等效为弹支梁模型。底端间隙配合半悬臂梁与等效弹簧弹支梁的振动分析模型,如图 1 所示。常规的等效弹簧刚度计算过程如下:根据悬臂梁模态计算得到的特征向量施加初始平动和转动位移,然后释放,可以得到半悬臂式燃料元件第一阶特征碰撞运动频率,调整代替真实间隙的等效弹簧刚度,当两种不同模型的第一阶特征碰撞运动频率相等时,此时所对应的弹簧刚度即为等效弹簧刚度,此时半悬臂式燃料元件的间隙碰撞效应与等效弹支梁弹簧效应等效^[16]。

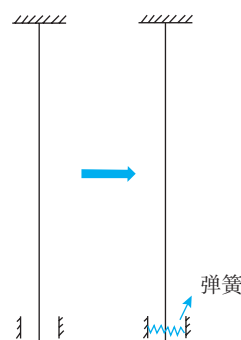


图 1 模型线性化过程

Fig.1 Model linearization process

上述方法需要进行多次迭代,无法快速准确地得到等效弹簧刚度。因此,本文推导得到了一种快速准确地计算等效弹簧刚度的方法。该方法具体步骤如下:第一步,结合弹支梁运动方程,建立运动周期与等效刚度关系,确定等效弹簧刚度值;第二步,从单摆碰撞模型入手,逐步等效得到悬臂梁第一阶碰撞运动周期计算公式,进而求解弹簧等效刚度。

2 半悬臂式燃料元件等效刚度求解方法

2.1 弹支梁运动方程推导

第一步,推导得到弹支梁振动方程,确定等效弹簧刚度 K 的计算公式。

考虑具有弹性控制边界条件的均匀欧拉悬臂梁,如图2所示。其中 $y(x,t)$ 是梁在时间 t 点 x 处的横向位移, E 是梁的杨氏模量, I 表示面积的二阶矩, ρ 是线性质量。



图2 欧拉弹支梁示意图

Fig.2 Schematic diagram of Euler's beam support beam

忽略剪切变形和转动惯量效应的均匀弹性,梁的自由弯曲振动运动方程为:

$$\rho \frac{\partial^2 y(x,t)}{\partial t^2} + EI \frac{\partial^4 y(x,t)}{\partial x^4} = 0 \quad (1)$$

弯曲梁的自由振动方程是一个四阶偏微分方程。求解微分方程,可采用分离变量法,式(1)可以表示为:

$$y(x,t) = Y(x)T(t) \quad (2)$$

其中 $T(t)$ 是一个简谐函数,可以表示为:

$$T(t) = \sin(\omega t + \alpha) \quad (3)$$

其中 ω 是系统的固有频率。

式(2)可以表示为:

$$y(x,t) = Y(x) \sin(\omega t + \alpha) \quad (4)$$

将式(4)带入式(2),可以得到:

$$\frac{d^4 Y}{dx^4} - \lambda^4 Y = 0 \quad (5)$$

其中, $\lambda^4 = \frac{\omega^2 \rho}{EI}$ 。

将微分方程式(5)的解设为:

$$Y(x) = C_1 \cosh \lambda x + C_2 \sinh \lambda x + C_3 \cos \lambda x + C_4 \sin \lambda x \quad (6)$$

微分方程中有4个参数需要确定,边界条件表示如下。

(1)在固定端,梁的挠度和拐角均为0。固定端的边界条件写为式(7)、式(8)。

$$Y(0) = 0 \quad (7)$$

$$\left. \frac{dY}{dx} \right|_{x=0} = 0 \quad (8)$$

(2)在弹性支撑端,梁的弯矩为0,边界条件为式(9),剪力与弹簧力平衡,边界条件为式(10)。

$$\left. \frac{d^2 Y}{dx^2} \right|_{x=l} = 0 \quad (9)$$

$$\left. \frac{d^3 Y}{dx^3} \right|_{x=l} = KY(l) \quad (10)$$

通过上述4个边界条件,解得弹支梁振动方程:

$$-\frac{K}{EI} = \lambda^3 \frac{1 + \cosh \lambda l \cos \lambda l}{\cosh \lambda l \sin \lambda l - \sinh \lambda l \cos \lambda l} \quad (11)$$

当弹支梁结构确定后, E 、 I 、 l 也随之确定,根据式(11)可知,只需要确定 λ 值,即可以求出等效弹簧刚度。 $\lambda^4 = \frac{\omega^2 \rho}{EI}$, λ 是一个与弹支梁运动周期相关的参数,即确定半悬臂式燃料元件的一阶固有频率,便可以求解等效弹支梁弹簧的刚度。

2.2 半悬臂式燃料元件一阶固有频率计算

在半悬臂式燃料元件一阶固有频率求解过程中,采用如下简化方法:第一步,通过假设一个简单的单摆模型来初步估计碰撞运动周期;第二步,根据单摆与悬臂梁的差异,对上一步得到的计算公式进行优化,进而得到带间隙限制的悬臂梁系统一阶固有频率的计算公式。与传统的悬臂梁一阶碰撞运动法相比,该方法在保证计算精度的同时提高了速度。

2.2.1 单摆模型碰撞运动

假设梁质量集中在底端,且梁是刚性的,则悬臂梁模型简化为单摆模型。以单摆模型为研究对象,研究在碰撞过程中单摆小球的运动轨迹,单摆角度为 θ_0 ,当左侧转角为 α 时发生碰撞,模型如图3所示。

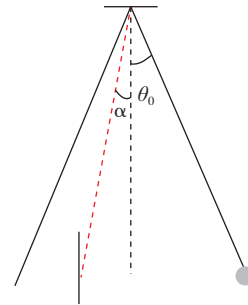


图3 单摆模型

Fig.3 Pendulum model

正常情况下,单摆运动质量点的速度曲线与运动曲线如图4所示,当左侧存在挡板时,底

端发生碰撞,能量不发生损失,质量点速度在碰撞瞬间方向反向,速度大小不变。

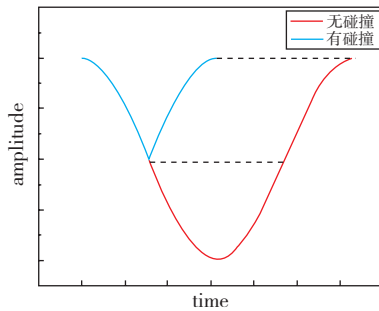


图4 单摆运动轨迹

Fig.4 Pendulum motion trajectory

不发生碰撞时,单摆质量点运动周期可以通过式(12)求得,周期仅与单摆长度有关。

$$T=2\pi\sqrt{\frac{l}{g}} \quad (12)$$

其中, l 为单摆长度, g 为重力加速度。

单摆运动角度与时间成余弦关系:

$$\theta=\theta_0\cos(\omega t)$$

碰撞状态下的运动周期与夹角 α 相关。若小球不在挡板左侧运动,则运动的周期减少量即为该部分运动所需要的时间,该部分用时为:

$$t=\frac{\arccos\frac{-\alpha}{\theta_0}}{\omega} \quad (13)$$

其中 ω 可以表示为:

$$\omega=\frac{2\pi}{T}=\sqrt{\frac{g}{l}} \quad (14)$$

此时的运动周期为:

$$T_0=T-2t=\sqrt{\frac{l}{g}}\left(2\pi-2\arccos\frac{-\alpha}{\theta_0}\right) \quad (15)$$

当 $\alpha=0$ 时,即在中间处设置有碰撞挡板,周期为 $\pi\sqrt{\frac{l}{g}}$,即 $T/2$;当 $\alpha=-\theta_0$ 时,相当于没有挡板, $T_0=2\pi\sqrt{\frac{l}{g}}$,即为原有周期。在两个极端角度下,根据式(15)可以准确计算单摆碰撞运动周期,初步判断式(15)可以计算不同碰撞角度的单摆碰撞运动周期。

为了进一步验证式(15)的正确性,使用

ANSYS 中 CONTA174&TARGE170 单元建立点线接触,构建单摆碰撞模型。单摆模型碰撞点的角度 α 分别为 2° 、 4° 、 6° 、 8° ,使用 AYSYS 与理论公式计算得到单摆碰撞运动周期,见表 2。

表 2 不同碰撞角度单摆周期

Table 2 Pendulum cycles for different collision angles

角度	2°	4°	6°	8°
ANSYS 周期 /s	1.14	1.28	1.43	1.64
理论计算周期 /s	1.13	1.26	1.41	1.61
误差 /%	0.8	1.5	1.3	1.8

与通过式(15)理论计算得到的结果进行对比,发现误差小于 2%,碰撞角度越大,误差越大,因此得知:式(15)计算结果可靠。

2.2.2 铰接刚性梁模型碰撞运动

为了更接近间隙配合悬臂梁系统,引入铰接刚性梁模型。与悬臂梁模型相比,铰接刚性杆不会发生形变,相较于单摆模型,杆模型质量分布均匀。可以简化为长度为固定点到中心的单摆模型,如图 5 所示。

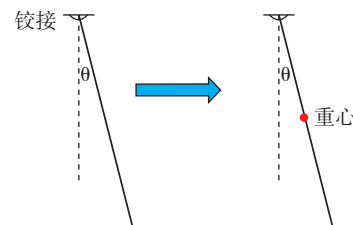


图 5 铰接刚性梁模型

Fig.5 Articulated rigid beam model

该结构在小角度时,运动形式与单摆一致。

不发生碰撞时,刚性杆末端点运动周期可以通过式(16)求得,周期仅与长度相关。

$$T=2\pi\sqrt{\frac{l}{2g}} \quad (16)$$

发生碰撞的运动周期为:

$$T_0=T-2t=\sqrt{\frac{l}{2g}}\left(2\pi-2\arccos\frac{-\alpha}{\theta_0}\right) \quad (17)$$

使用 LINK1&MASS&TARGE170 单元建立质量均匀刚性杆碰撞模型,杆长为 1 m,材料为结构钢,摆角为 10° 。

碰撞点的角度 α 分别为 2° 、 4° 、 6° 、 8° 、 10° ，使用 AYSYS 与理论公式计算得到的运动周期见表 3。

角度	2°	4°	6°	8°	10°
ANSYS 周期 /s	0.81	0.92	1.03	1.13	1.43
理论计算周期 /s	0.80	0.90	1.00	1.10	1.39
误差 /%	1.2	2.1	2.9	2.6	2.7

与通过式 (17) 理论计算得到的结果进行对比, 误差小于 3%, 验证了式 (17) 计算结果可靠。

2.2.3 悬臂梁一阶自由运动模型

与上两个模型相比, 悬臂梁一阶形变自由运动更为复杂, 该系统不仅存在动能, 还存在悬臂梁的弯曲势能。悬臂梁底端与挡板发生弹性碰撞, 碰撞后不发生能量交换, 碰撞发生时间极短, 可以忽略该过程的悬臂梁形变量。碰撞后, 悬臂梁底端速度方向相反, 速度大小不发生变化, 即碰撞后悬臂梁的动能与势能均不发生变化, 碰撞前后悬臂梁端点运动规律可以与单摆等效。

在不考虑底端间隙配合时, 本文对悬臂梁进行模态分析, 得到第一阶特征频率所对应的特征向量, 并将特征向量成比例添加在各单元节点上, 作为悬臂梁自由运动初始位移 (本文取最大平动位移特征向量为 1 mm), 初始位移 1 mm 自由振动的情况下, 元件的底端节点位移—时间曲线如图 6 所示。可以看到其振动基本体现出正弦曲线特性, 由于并未设置阻尼, 振动无衰减趋势。自由振动的运动周期为 0.147 s, 频率为 6.80 Hz, 该频率即为假设悬臂固定时燃料元件的第一阶固有频率。

悬臂梁一阶形变自由运动底端依旧为余弦运动, 其振动频率与悬臂梁一阶模态频率一致。

间隙配合悬臂梁结构如图 7 所示, 杆长度为 L , 间隙为 a 。

初始角度 θ 近似为:

$$\theta = \arcsin \frac{A}{L} \quad (18)$$

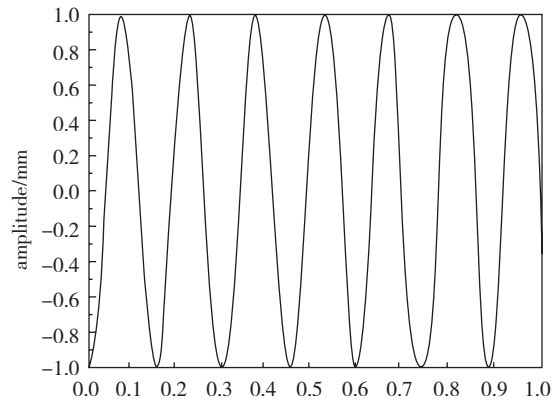


图 6 悬臂一阶自由振动底端运动

Fig.6 Cantilever first-order free vibration bottom end movement

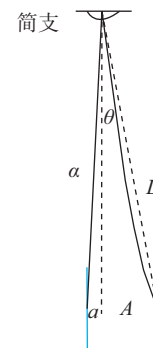


图 7 单摆运动模型

Fig.7 Pendulum motion model

碰撞角度约为:

$$\alpha = \arcsin \frac{a}{L} \quad (19)$$

与单摆模型和铰接刚性梁模型进行类比, 得到发生碰撞的悬臂梁运动周期:

$$T_0 = T - 2t = T - 2 \frac{\arccos \frac{-\alpha}{\theta_0}}{\omega} \quad (20)$$

其中, T 为悬臂梁一阶固有振动周期。悬臂梁一阶固有频率可以由式 (21) 计算得到。

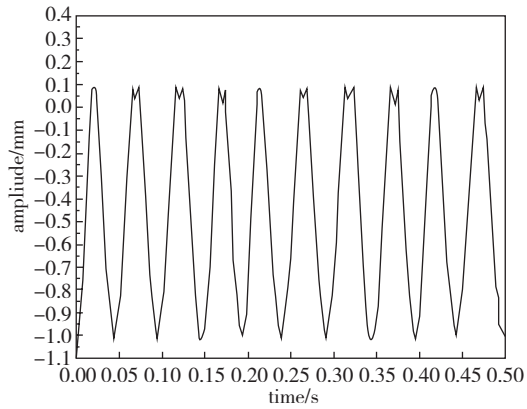
$$\omega_1 = 3.52 \sqrt{\frac{EI}{ml^4}} \quad (21)$$

只需确定悬臂梁一阶固有频率, 即可以求得间隙配合悬臂梁系统一阶振动频率。

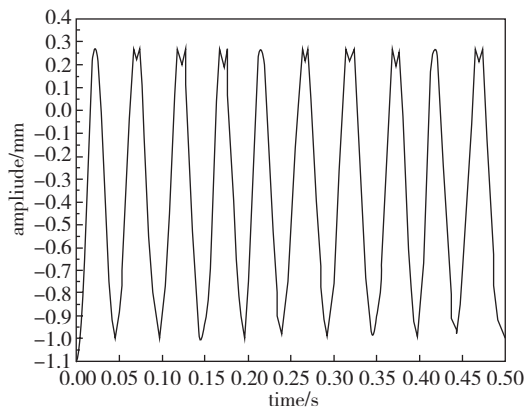
本文使用 BEAM3&TARGE170 单元建立点线接触, 构建碰撞模型。间隙距离为 0.1 mm、0.3 mm、0.5 mm, 得到自由端运动轨迹, 如图 8

所示,碰撞点存在位移扰动,可以得到半悬臂式燃料元件运动周期。

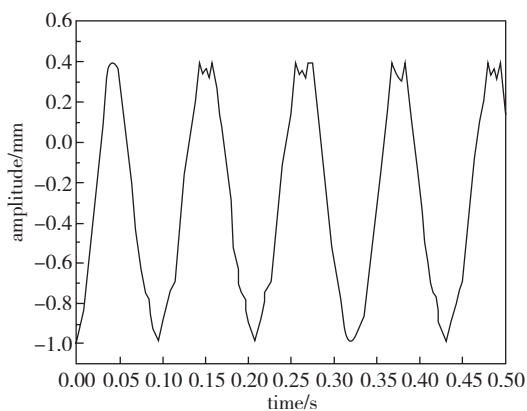
本文使用 AYSYS 与理论公式计算得到运动周期,见表 4。



(a) 0.1 mm 间隙



(b) 0.3 mm 间隙



(c) 0.5 mm 间隙

图 8 间隙配合悬臂系统自由端运动轨迹

Fig.8 Gap with cantilever system free-end motion trajectory

表 4 不同角度碰撞单摆周期

Table 4 Collision pendulum cycle at different angles

间隙 /mm	0.1	0.3	0.5
周期 (ANSYS)/s	0.037	0.049	0.098
周期 (理论计算)/s	0.036	0.048	0.096
误差 /%	2.7	2.4	2.9

ANSYS 计算过程中,发现碰撞时存在抖动现象,且周期均比理论计算长,两者之间误差小于 3%,可以通过上述公式快速得到间隙配合悬臂系统碰撞运动周期。

2.3 间隙配合悬臂结构等效刚度确定

得到间隙配合悬臂梁系统振动周期后,结合式(11)可以快速得到弹支梁等效刚度 K 。计算得到间隙距离为 0.1 mm、0.3 mm、0.5 mm 时,间隙配合悬臂系统等效刚度的计算结果见表 5。

表 5 不同间隙下等效刚度计算

Table 5 Equivalent stiffness calculation under different gaps

间隙 /mm	0.1	0.3	0.5
振动周期 /s	0.036	0.048	0.096
振动频率 /Hz	10.23	20.41	27.02
等效刚度 /(N/m)	1.22×10^7	1.41×10^8	5.47×10^8

本文使用 BEAM3 建立悬臂梁模型,并使用 COMBIN40&TARGE170 对底端进行弹支固定,模型如图 9 所示。

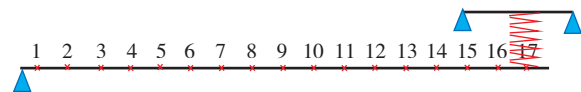


图 9 弹支梁模型

Fig.9 Projectile beam model

本文通过 ANSYS 计算如图 9 所示弹支梁模型的固有频率,得到不同等效刚度下弹支梁一阶固有频率,见表 6。

表 6 不同等效刚度的弹支梁一阶固有频率

Table 6 First-order natural frequencies of elastic beams with different equivalent stiffnesses

等效刚度 /(N/m)	1.22×10^7	1.41×10^8	5.47×10^8
一阶固有频率 /Hz	10.20	20.34	26.94

该计算结果与间隙配合悬臂梁一阶自由振动频率对比见表 7。

表 7 弹支梁与半悬臂梁式燃料元件振动频率

Table 7 Comparison of vibration frequencies of bullet support beams and semi-cantilever beam fuel pins

振动频率 /Hz	10.23	20.41	27.02
一阶固有频率 /Hz	10.20	20.34	26.94
误差 /%	0.37	0.34	0.29

由表 7 可以看出,两个振动频率基本一致,因此,间隙配合悬臂系统可以使用该等效刚度下的弹支梁进行等效替换。

3 半悬臂式燃料元件抗震分析案例验证

为了进一步确定本方法的正确性,本文对半悬臂式燃料元件与等效弹支梁进行时程分析,分析模型如图 10 所示。半悬臂式燃料元件底端间隙分别为 0.1 mm、0.3 mm、0.5 mm,对应等效弹支梁弹簧刚度分别为 1.22×10^7 N/m、 1.41×10^8 N/m、 5.47×10^8 N/m。

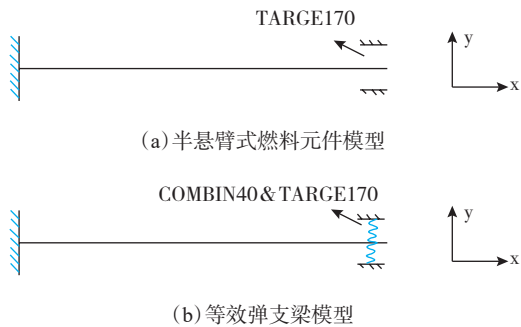


图 10 半悬臂式燃料元件与等效弹支梁分析模型
Fig.10 Analysis model of semi-cantilever fuel pin and equivalent bullet support beam

本文分别给两个模型在 X 方向添加 RG1.60 加速度谱, RG1.60 加速度时程谱如图 11 所示。

本文分别对图 10 中的两个模型进行 25 s 的时程分析,时间步长为 0.01 s,其中等效弹支梁模型为线性模型,收敛速度快,仅需要 17 min;半悬臂式燃料元件模型存在接触非线性,需要用直接积分的方法进行求解,由于所

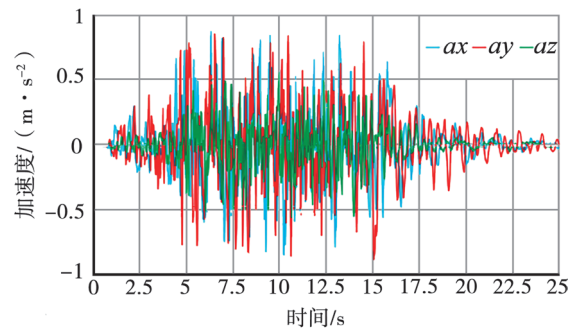


图 11 RG1.60 加速度时程谱
Fig.11 RG1.60 acceleration timer spectrum

建立的动力学方程的每个对象是最基本的单元,故求解速度和收敛时间较慢,结果文件庞大,计算耗时 1258 min (20.9 h)。等效弹支梁模型计算耗时仅为半悬臂式燃料元件模型耗时的 1/74。

本文分析得到两个模型最底端位移轨迹,如图 12 所示。对比两个模型,半悬臂式燃料元件模型与等效弹支梁模型运动轨迹有所不同。由于底端存在碰撞,所以半悬臂式燃料元件底端位移轨迹相较于等效弹支梁模型更复杂,出现大量小幅振动。若忽略这些小幅振动,则两者位移轨迹整体趋势具有一定相似性,且两个模型的最大位移差距较小。

半悬臂式燃料元件模型位移略大,最大位移见表 8,不同间隙下两者之间最大位移误差均小于 5%,在抗震分析中,等效弹支梁模型可以准确地模拟出半悬臂式燃料元件底端最大位移情况。

表 8 弹支梁与半悬臂式燃料元件与等效弹支梁底端最大位移

Table 8 Max displacement at the bottom end of the ammunition support beam and semi-cantilever fuel pin and equivalent elastic support beam

半悬臂式燃料元件间隙 /mm	最大位移 /mm	等效弹簧刚度 N/m	最大位移 /mm	误差 /%
0.5	0.51	1.22×10^7	0.49	3.9
0.3	0.28	1.41×10^8	0.27	3.5
0.1	0.093	5.47×10^8	0.089	4.3

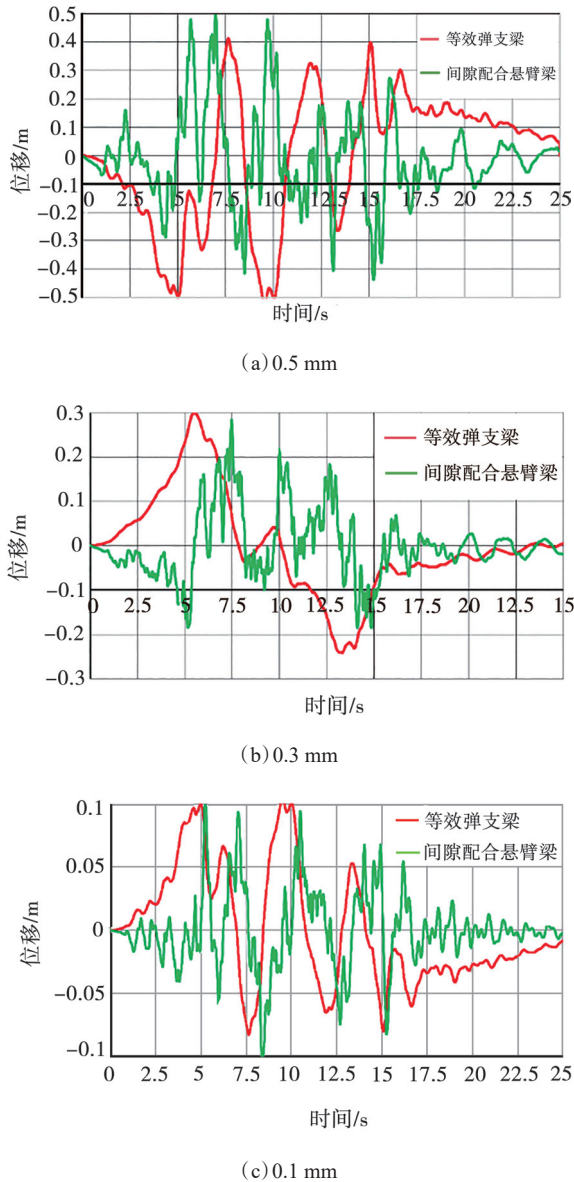


图 12 半悬臂式燃料元件模型与等效弹支梁模型底端位移轨迹

Fig.12 Semi-cantilever fuel pin model and equivalent elastic support beam model bottom end displacement trajectory

本文分析得到两个模型中间位置位移轨迹,如图 13 所示。对比两个模型,间隙为 0.5 mm 时,半悬臂式燃料元件整体呈现悬臂梁阵型,两者存在较大差距。误差随着间隙减小而减小,当间隙小于 0.3 mm,且两个模型振型基本一致时,振型更接近简支梁,半悬臂式燃料元件振动依旧更为复杂,最大位移基本相同,等效弹支梁模型可以准确地模拟出半悬臂式燃料元件

中间运动情况。

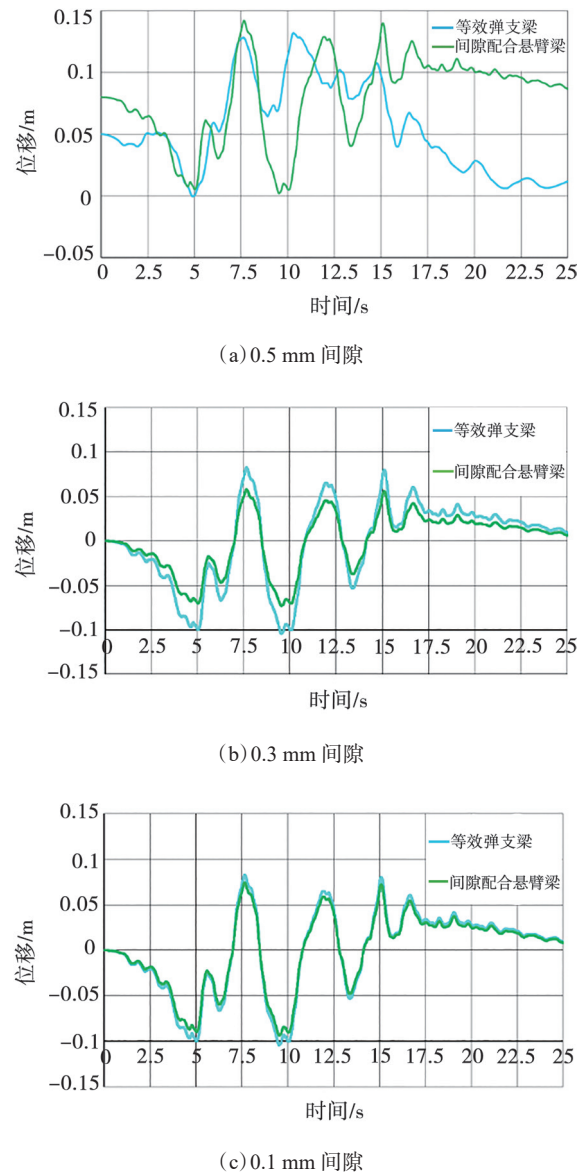


图 13 半悬臂式燃料元件模型与等效弹支梁模型中间位置位移轨迹

Fig.13 Displacement trajectory in the middle of the semi-cantilever fuel element model and the equivalent elastic support beam model

结合底端位移轨迹分析,可以基本确定,弹支梁与半悬臂梁式燃料元件模型与等效弹支梁模型的运动轨迹基本一致,且在不同位置处最大位移基本一致。

在整个时程分析中,半悬臂式燃料元件模型与等效弹支梁模型最大应变均集中在顶端固

定处,不同参数下最大应变见表 9,对比得到两模型之间误差小于 5%。半悬臂式燃料元件模型与等效弹支梁模型在地震波作用下,受力情况基本一致。

表 9 弹支梁与半悬臂梁式燃料元件与等效弹支梁最大应变

Table 9 Maximum strain of the ammunition support beam and semi-cantilever beam fuel element and equivalent elastic support beam

半悬臂式 燃料元件 间隙 /mm	等效弹簧			
	最大应变	刚度 / (N/m)	最大应变	误差 /%
0.5	4.58×10^{-5}	1.22×10^7	4.47×10^{-5}	2.1
0.3	7.26×10^{-5}	1.41×10^8	7.05×10^{-5}	2.8
0.1	9.73×10^{-5}	5.47×10^8	9.51×10^{-5}	3.2

综上,等效弹支梁与半悬臂梁式燃料元件模型与等效弹支梁模型位移轨迹基本一致,且受力情况基本一致,两者之间可以相互等效替代。

4 结论

(1) 质量均匀分布的等截面间隙配合悬臂梁系统可以等效为弹支梁结构,进而消除碰撞非线性,大大简化计算过程。

(2) 结合弹支梁振动方程与间隙配合悬臂梁一阶振动周期,可以快速得到弹支梁等效弹簧刚度 K ,等效弹支梁一阶固有频率与间隙配合悬臂梁系统一阶振动频率基本一致,误差小于 3%,通过等效公式,可以快速进行半悬臂式燃料元件在间隙限制约束下的模态分析。

(3) 通过 RG1.60 时程谱 25 s 的时程分析,确定等效弹支梁计算耗时仅为半悬臂梁式燃料元件模型的 1/74,且关键部位的位移轨迹基本一致,受力情况基本一致,两者之间可以相互等效替代。

参考文献

- [1] Alessandro A. The Lead Fast Reactor: An Opportunity for the Future [J]. Engineering, 2016 (1): 59–62.
- [2] Alemberti A, Smirnov V, SMITH C F, et al. Overview of lead-cooled fast reactor activities [J]. Progress in Nuclear Energy, 2013, 77: 300–307.
- [3] 吴宜灿, 李亚洲, 金鸣, 等. 第五代核能系统概念及其特征 [J]. 核科学与工程, 2021, 41 (2): 201–210.
- [4] Chen H, Chen Z, Chen C, et al. Conceptual design of a small modular natural circulation lead cooled fast reactor SNCLFR-100 [J]. International Journal of Hydrogen Energy, 2016, 41 (17): 7158–7168.
- [5] Liu Z, Fan J, Technology readiness assessment of Small Modular Reactor (RMS) designs [J]. Progress in Nuclear Energy, 2017, 70: 20–28.
- [6] Zrodnikov A V, Toshinskii G I, GRIGOR'EV O G, et al. SVBR-75/100 Multipurpose Modular Low-Power Fast Reactor with Lead-Bismuth Coolant [J]. Atomic Energy, 2004, 97 (2): 528–533.
- [7] Lopatkin A V, Orlov V, Lukasevich I B, et al. Possibilities of BREST reactors and transmutation fuel cycle under conditions implementing modern plans for the development of nuclear power [J]. Atomic Energy, 2007, 103 (1): 509–517.
- [8] Abderrahim H A, Baeten P, Bruyn D D, et al. MYRRHA – A multi-purpose fast spectrum research reactor [J]. Energy Conversion and Management, 2012, 63 (11): 4–10.
- [9] Damiani L, Prato A P, Revetria R. Innovative steam generation system for the secondary loop of “ALFRED” lead-cooled fast reactor demonstrator [J]. Applied Energy, 2014, 121 (may 15): 207–218.
- [10] 吴宜灿, 王明煌, 黄群英, 等. 铅基反应堆研究现状与发展前景 [J]. 核科学与工程, 2015, 35 (2): 213–221.
- [11] Wu Y, Bai Y, Song Y, Q, et al. Development Strategy and Conceptual Design of China Lead-based Research Reactor [J]. Annals of Nuclear Energy, 2016, 87: 511–516.
- [12] Wu Y, Fds Team. CLEAR-S: An Integrated Non-nuclear Test Facility for China Lead-based Research Reactor [J]. International Journal of Energy Research, 2016, 40 (14): 1951–1956.
- [13] 赵登峰. 间隙约束悬臂梁振动系统动力行为研究 [J]. 噪声与振动控制, 2007, 27 (3): 5.
- [14] Rosenberg R M, ATKINSON C P. On the natural modes and their stability in nonlinear two-degree-of-freedom systems [J]. Journal of Applied Mechanics, 1959, 26 (3): 377–385.
- [15] Asayama T, Analysis of symphony experiment—restrained core configuration, Vol.1: Eigen value and free vibration analysis, Rapport DMT/97/431.
- [16] 文静. 中国实验快堆堆芯单方向水平抗震分析研究 [D]. 中国原子能科学研究院, 2006.

Equivalent Method Research on Nonlinear Vibration of Semi-cantilever Fuel Pin Under Gap-limited Constraints

Yang Guowei^{1,2}, Zhang Yong³, Song Yong^{2,*}, Fan Tiandi^{1,2}, Chen Jianwei³, Lin Feng³

(1. Hefei Institutes of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China; 2. University Of Science And Technology Of China, Hefei 230026, China; 3. International Academy of Neutron Science, Qingdao 266041, China)

Abstract: The semi-cantilever fuel pin is a structure with fixed at upper end and weak constraint at lower end, that can much reduce size for utilization and installation, and has the potential to be employed in small reactors. Compared with the traditional fuel pin fixed at both ends, semi-cantilever fuel pin with weak constraint at lower end, explored nonlinear behavior of collision and contact under vibration conditions. Aiming at the abovementioned nonlinear problem, an elastic beam with an artificial spring at the lower end is equivalently adopted. In this paper, the nonlinear vibration process of the semi-cantilever fuel pin is equivalent by the single pendulum-cantilever beam model, and the equivalent stiffness of artificial spring is determined from the preliminary vibration in collision condition. Through the seismic analysis of the semi-cantilever fuel pin, the method proposed in this paper is compared with traditional nonlinear FEM. The calculation time of the new method is greatly reduced, which is 1/74 of the traditional nonlinear FEM, and the vibration of key components is much agreed with each other. It is preliminarily verified that the proposed method can quickly and effectively solve the vibration problem of the semi-cantilever fuel pin with weak constraints, and provides a rapid design tool for small reactors.

Key words: fuel pin; semi-cantilever; gap limit; linear equivalent; seismic analysis

(责任编辑: 徐晓娟)

漳州能源：铆足干劲 创新驱动 让华龙之光点亮东海之滨

漳州能源作为中核集团在福建沿海的重要清洁能源基地,承载着“华龙一号”从“并跑”到“领跑”的光荣使命,公司坚持安全发展、创新发展、绿色生态发展,努力打造“国之华龙、兼容并蓄、处处风光、无限生态”的中国特大型清洁能源基地和一流美好公司。

方向:党建引领 文化聚力

习近平总书记指出,坚持党的领导、加强党的建设,是我国国有企业的光荣传统,是国有企业的“根”和“魂”。2022年,漳州能源新一届党委成立,确立了建设中国特大型清洁能源基地和一流美好公司的愿景,提出了“六大高地”建设的宏伟蓝图。

公司党委坚持高标准的党建引领,紧扣“五大机制”和“六大工程”全面梳理配套制度体系和实践路径,始终把加强党的建设置于最重要的位置,凝聚起核电项目建设的强大合力。2022年《构建 BECAI 高质量党建工作体系》课题荣获中电联“企业文化建设典型成果”。

在“同一面党旗、同一个梦想”的“双同”理念引领下,漳州能源党委充分发挥党建联建平台,2022年共成立83个党员突击队和61个党员责任区,聚焦工程建设中的“急难险重新”,漳州核电2号机组内穹顶提前成功吊装,创下了“主设备预引入法”实施的前提下“华龙一号”单台机组从FCD到内穹顶吊装工期的最短纪录;漳州核电二期工程获得核准,开启了漳州“华龙一号”批量化建设新征程;福建云霄抽水蓄能电站主体工程提前开工,形成“核-蓄”双清洁能源同步建设的新局面,党的建设和工程建设呈现“双丰收、双示范”的良好局面。

动力:伟大事业 使命光荣

“华龙一号”是具有中国自主知识产权的三代核电技术,打破了国际三代核电的市场格局,核电技术取得的重大成果写入党的二十大报告中,令所有中国核工业人振奋不已。

在漳州核电一期工程建设取得阶段性成果之际,国务院核准了漳州核电二期项目,正式形成了漳州核电“华龙一号”批量化建设的规模。800多亿元的投资给漳州能源注入了强大的动力,也赋予了漳州能源推动“华龙一号”从“并跑”向“领跑”迈进的光荣使命。



漳州能源积极开展“六大控制七个零”筑基立杆精细化管理活动,推动漳州核电项目核安全文化“走向卓越”,建设“华龙一号”精品示范工程。

2022年11月9日,福建省内装机规模最大的抽水蓄能电站——云霄抽水蓄能项目正式开工,形成了与核电共同发展的漳州能源“双引擎”,探索“双碳”目标下的漳州模式。

漳州能源制定了“三步走”战略规划:第一步,到2025年,漳州核电1、2号机组建成投

产,3、4号机组建设进入高峰期,抽蓄项目建设全面铺开,华龙科技文化园一期项目建成投用。第二步,到2030年,漳州核电1、2号机组安全稳定运行,3、4号机组建成投产,抽蓄项目建成投产,形成核蓄联动效应,全面建成华龙科技文化园。第三步,到2035年,漳州核电5~8号机组建成投产,形成华龙系列品牌,发电装机规模将达到1100多万千瓦,年发电量超700亿千瓦时。

无比广阔的舞台和无比光明的前景,为漳州能源的建设者们注入强大动力,也激励着全体漳州能源人拼搏敬业、开拓创新、只争朝夕、勇毅前行。

能力:熔炉淬炼 茁壮成长

核电与抽蓄项目工程建设,是一项复杂的系统工程,漳州能源大力推进“三化、四提升”工程,实现人与工程的共同成长。

“三化、四提升”工程既是工程建设管理的要求,也是漳州能源干部员工在成长过程中的淬炼,各领域各岗位管理人员能力的不断提升,将为公司经营发展打下坚实的基础,为机组生产运营取得一流业绩做好铺垫。

漳州能源深化干部人才体制机制,出台《干部能上能下管理办法》《员工能进能出管理办法》等;推行任期制和契约化管理,全面完成经营班子任期制和契约化管理工作目标,并扩大应用到中层管理人员。

公司贯彻集团关于加强新时代人才队伍建设意见的要求,加强高层次人才培养,制定《系统化人才培养方案》《高层次人才培养方案》等,完善顶层设计;通过高职级人才遴选、员工年度职级晋升、开展“揭榜挂帅”、精英人才选拔等方式,搭建各序列人才发展平台。加强人才引进和储备,引进华龙专项人才和“双一流”高校毕业生,保障了项目建设的人力资源需求。

创新力:系统思维 提质增效

创新是第一动力。漳州核电“华龙一号”批量化工程需要通过创新来提高质量水平,提升

“华龙一号”的市场竞争力。

公司大力开展关键核心技术攻关,完成模块化、智能化、主设备预引入法等先进建造技术研发攻关并成功应用;搭建各类创新平台,与高校、科研院所成立工程联合创新中心等。成功举办了2022年漳州市创新创业大赛,推动科创资源向绿色能源产业聚焦;联合中国核能行业协会共同举办“华龙一号”工程建设经验交流会,为行业工程建设领域更深入的经验交流和成果分享搭建了平台;漳州核电在首次工程创优施工质量评价(穹顶吊装阶段)外部评价中得分为93.29分,在国内同行中名列前茅。

漳州能源积极探索创新工作室、重点实验室和创新中心等平台,使创新贯穿漳州华龙工程建设和运营。彭科夫创新工作室携自主研发的多源融合定位系统解决方案,亮相于在深圳国际会展中心举办的第十八届IOTE国际物联网展,为公司自主研发产品向集团外转化提供了机会。公司还成立了“双碳”系统工程联合创新中心、工程建造技术研究中心,加快科学技术成果转化、推动创新技术成果在工程建设中的应用。

2022年,漳州能源“精品华龙”QC小组成果发布获国际金奖;“核电施工大数据平台分析与应用暨‘智慧华龙’大数据平台”和“‘华龙一号’反应堆厂房薄壁柔性大直径钢衬里结构全模块化建造成套技术研究与应用”获中国核能行业协会科技进步奖;在中核集团顶层谋划、中国核电统一组织下,完成了中国核电电压水堆用户要求文件(CUR)的发布,标志着我国在核电标准化建设方面取得了新的突破。

反腐力:风清气正 面貌崭新

党的二十大报告中指出,坚决打赢反腐败斗争攻坚战持久战。漳州能源坚持不敢腐、不能腐、不想腐一体推进,同时发力、同向发力、综合发力。

漳州能源党委组织重点领域、关键岗位干部召开警示教育大会,通报查处的典型案例,强

化震慑作用；邀请地方纪委监委人员结合当地查处的违纪违法案例开展廉洁主题讲座，持续用身边案警示身边人；组织全体党员观看《零容忍》专题片，做到知敬畏、存戒惧、守底线。漳州能源党委坚持敢抓敢管与善抓善管相结合，切实提升管党治党能力水平，紧密结合实际，分类施策、对症下药，让党员干部发自内心“不敢腐”。

为扎紧制度笼子，漳州能源党委聚焦采购、工程、财资薪酬等重点领域工作的规范性，开展专项监督检查，督促完成在制度执行、供应商动态评价等方面的整改，结合在同行电厂检查发现的问题，及时进行经验反馈，同步对采购、商务、财务、人力等领域开展廉洁风险识别工作，促使管理部门升级制度，有效扎紧了制度笼子。漳州能源党委紧握制度戒尺，切实维护好制度的刚性与硬度，让党员干部受到监督约束“不能腐”。

为夯实思想根基，漳州能源党委通过搭建纪检联建平台，向公司内部及各参建单位共享廉洁学习材料、发送廉洁文化短信，以反腐倡廉教育月活动为契机，从主题宣传、专题学习、理想信念教育、家庭家教家风、青年倡廉、落实中央八项规定精神专题活动等方面，制定了13项具体措施，有效地强化宗旨意识。漳州能源党委始终牢记政治信仰、提高政治觉悟、涵养政治文化，让党员干部坚定理想信念“不想腐”。

干事创业“活力旺” 硕果累累“效力高”

党的二十大报告描绘了中国式现代化立体画卷，激励漳州能源牢记“国之大者”。面对伟大的事业，漳州能源党委充分发挥“把方向、管大局、保落实”作用，在创新发力、反腐发力等方面，呈现了干事创业“活力旺”、硕果累累“效力高”的生动局面。

漳州能源紧密团结地方政府、产业链上下游和各参建单位协调发展、共创幸福。华龙建设者大力弘扬劳模精神、劳动精神、工匠精神，激发出干事创业的激情活力，公司业绩不断攀升。2022年，漳州能源荣获全国“安康杯”竞赛先进集体、福建省2022年百万职工“五小”创新大赛一等奖、2022年(第二届)电力科技成果“金苹果奖”一等奖等。

方向 × 动力 × 能力 × 创新力 × 反腐力 = 效力 + 活力，漳州能源全体员工在新时代发展中汲取奋进力量，守正创新、踔厉奋发，将全力打造“国之华龙、兼容并蓄、处处风光、无限生态”的中国特大型清洁能源基地和一流美好公司。



强核报国 核创未来

——南华大学核科学技术学院

南华大学核科学与技术学科源自衡阳矿冶工程学院矿山机电系和核工业第六研究所氩实验室,建校60多年来,本学科始终坚守在核工业阵地,坚持为核工业人才培养不断档、坚持核科学研究不断线、坚持为核工业服务的初心不改变、坚持“举核旗、做核事、育核人”的使命担当,为我国国防工业、核工业、医疗健康等系统输送了大量专业人才,形成了专业齐全、层次完整、招生规模较大的核科学与技术人才培养体系。2022年入选湖南省“世界一流培育学科”建设名单,是湖南省首批优势特色重点学科。

学院拥有国家特聘专家3人,享受国务院政府特殊津贴专家5人,省“121”人才、省百人计划教授和湖湘青年英才等省部级人才20余人。现有核科学与技术一级学科硕士点、博士点及博士后科研流动站,能源动力专业硕士学位授权点,具有招收国际留学研究生资格。能源动力(核能与核技术工程)硕士点被教育部列入卓越工程硕士教育培养计划。拥有核能与核安全示范型国际科技合作基地、建筑环境气载污染物治理与放射性防护国家地方联合工程研究中心、核燃料循环技术与装备省部共建协同创新中心三大国家级科研平台,建有国家核应急宣传和培训基地,设有反应堆与核动力、辐射防护与环境保护、核技术及应用三个国家国防科工局国防特色学科,拥有1个教育部重点实验室,以及湖南省、中核集团重点(学科)实验室/工程技术研究中心4个省部级科研平台。学科先后获国家发明奖1项、国家科技进步奖3项、省部级科技进步/技术发明奖等奖励近20项,“十三五”以来,承担后处理专项、核能

开发、龙腾计划等相关重大工程项目40余项,承担国家自然科学基金(重点)、军委装备预研、国防科技创新、湖南省重大研究计划等科研项目100余项。学科现有5个固定的研究方向:

核燃料循环与材料

核燃料循环与材料方向由国家特聘专家韦悦周、刘龙成教授领衔。围绕核能开发和核安全国家战略的发展需要,国家放射性废物风险评估与绿色高效处置重大需求,重点聚焦“乏燃料后处理研究”“核废物最小化及环境治理”“核医RI同位素开发”和“乏燃料的深地处置技术”。

核聚变与核反应

核聚变与核反应由国务院政府特殊津贴专家龚学余教授领衔,聚焦国家重大工程和大科学装置需求,主要开展磁约束核聚变与等离子体物理理论、实验、工程和新技术开发方面的研究,以服务国家核聚变能的发展战略,开展粒子物理实验与理论及超重核的合成与衰变性质研究,以解决北京正负电子对撞机与兰州重离子加速器的实际需求。目前已引进澳大利亚国立大学H-1仿星器,有望成为我国第一个运行的仿星器实验装置。装置的主机及其附属设备已顺利抵达南华大学,正在全力开展重建工作,有望在两年内实现仿星器第一次放电。

辐射防护与环境保护

辐射防护与环境保护方向由国务院特殊津

贴专家肖德涛教授领衔,围绕辐射防护与环境保护学科领域,主要开展氡同位素(包括 ^{222}Rn 、 ^{220}Rn 和 ^{219}Rn)及其子体计量、氡同位素及其子体测量方法和仪器(装置)、氡的防护技术等研究。

反应堆与核动力

反应堆与核动力方向由国务院特殊津贴专家于涛教授领衔,紧密围绕自主化、“走出去”战略、“军民融合”国家战略需求,重点开展数智核能设计研究,力争突破“小型化、轻量化、无人化、长寿期”等关键瓶颈理论创新与应用。



核技术及应用

核技术及应用方向由国家有突出贡献中青年专家周剑良教授领衔。主要开展数字化核测控技术及应用、先进探测器技术及应用、医学物理与核分析技术、光核物理及其应用等研究。

《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发电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.

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

作的思考 [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. 核电厂堆芯水箱抗震分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 90-94.

2018 年第一期

- [1] 甘学英, 蒋婧, 祝兆文, 等. 核电厂放射性有机废液安全管理的建议 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 1-5+94.
- [2] 凌礼恭, 孙海涛, 高晨, 等. M310 改进型机组压力容器辐照监督要求及其在高温气冷堆辐照监督中的实践 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 6-11.
- [3] 孙树海, 陶书生, 郑丽馨, 等. 近年来核电厂执照运行事件趋势分析 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 12-19.
- [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] 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
- [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, 汪洋, 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.

2018年第二期

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联锁系统设计 [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核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·亚库甫, 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, 赵懿珺, 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. 压水堆核电厂氡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审评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. 美国核安全管理体系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分析及验证 [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, 李貌, 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. 核电站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. 核电站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. 核电站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. 我国核电站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. 非能动核电站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. 核电站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. 核电站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. 核电站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站的应用概述 [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. 核电站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. 防城港核电站外围环境气溶胶中 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”为特征的核电站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. 中美核电站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. 核电站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. 核电站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. 核电站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. 核电站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, 荀渊, 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. 堆芯补水箱内热工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, 傅煌辉, 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分期计划研究[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.



美丽中国·我是行动者

建设人与自然

2023
环境日

和谐共生的现代化

加快
发展方式绿色转型



中华人民共和国生态环境部



美丽中国·我是行动者

建设人与自然

2023
环境日

和谐共生的现代化

深入推进污染防治



中华人民共和国生态环境部



美丽中国·我是行动者

建设人与自然

2023
环境日

和谐共生的现代化

提升生态系统
多样性、稳定性、持续性



中华人民共和国生态环境部



美丽中国·我是行动者

建设人与自然

2023
环境日

和谐共生的现代化

积极稳妥推进碳达峰碳中和



中华人民共和国生态环境部



坚持山水林田湖草沙 一体化保护和系统治理



中华人民共和国生态环境部





推动重要江河湖库 生态保护治理



中华人民共和国生态环境部





推动绿色发展



中华人民共和国生态环境部

