

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
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
印 刷 北京一二零一印刷有限公司
国 内 定 价 50.00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。

2022年第5期 总第88期

双月刊 公开发行

2022年10月31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

徐 铎
中国原子能科学研究院·工程院院士

张金麟
中国船舶重工集团公司
第七一九研究所·工程院院士

魏炳波
西北工业大学·科学院院士

(按姓氏笔画排序)

编委会委员

于 涛

王 为

田文喜

史克亮

刘 非

张庆贤

陈义学

周 涛

顾汉洋

黄小桁

蒋诗平

程琦福

谭思超

(按姓氏笔画排序)

◆ 辐射防护

- 1 关于我国无人系统辐射环境监测技术发展的思考·····刘 玮, 李 飞, 张 伟, 等
- 7 热释光累积剂量环境监测结果影响因素分析·····张伟珠, 林淑倩, 孔杜娟, 等

◆ 辐射安全

- 14 蒙特卡洛方法在紧凑型水泥固化装置屏蔽设计中的应用·····曾宇峰, 滕柯延, 杨洪生, 等
- 21 核应急指挥系统在核事故应急演练中的应用与思考·····毛位新, 蒙美福, 傅煌辉, 等
- 28 我国关停铀矿冶设施辐射环境监测状况及对策探讨·····张红涛, 汤冠军, 孔 亮, 等

◆ 核电厂实践

- 33 压水堆 LOCA 源项分析方法保守性评价·····刘建昌, 陈韵茵, 欧阳勇, 等
- 41 华龙一号调试试验项目完整性的研究·····朱 伟, 侯秦脉, 蔡 宁

◆ 国际瞭望

- 46 英国通用设计审查辐射防护监管体系研究与实践·····冉文王, 方 亮, 吕炜枫, 等

◆ 研究与探讨

- 54 气溶胶中总 α 、总 β 放射性测量方法探索·····刘明海, 徐志燕, 安桂秀
- 59 基于故障树分析法的乏燃料水池失去冷却事件分析·····刘时贤, 侯秦脉, 褚倩倩, 等
- 66 关于建立我国反应堆压力容器辐照监督数据库的建议·····曾 珍, 房永刚
- 72 基于 COMSOL 的 CFETR TEP 手套箱内氙输运模拟研究·····韩锦程, 王海霞, 李桃生, 等
- 81 基于启发式算法的乏燃料装料排期计划研究·····苏 康, 黎知行, 史 骥, 等
- 88 环境 γ 辐射剂量率比对及宇宙射线响应测量结果与分析·····张 华, 陈志东, 徐润龙, 等
- 95 核电设备采购管理初探·····核子睿
- 102 基于核设施实物保护的风险分析及评估方法研究·····陆 宏, 陈芳雷, 王 烁, 等
- 111 基于核安保事件的模型分析及评估方法研究·····陈芳雷, 陆 宏, 陈 晨, 等

◆ 一线风采

- 121 敬畏核安全 捍卫核安全 全员共画核安全同心圆·····华能山东石岛湾核电有限公司
- 123 40 载奋进, 用高水平科技创新守护核设施运行安全·····核动力运行研究所

◆ 参考文献

- 126 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 徐晓娟)

- 1 Consideration on the Development of Radiation Environmental Monitoring Technology for Unmanned Systems in China
(Liu Wei, Li Fei, Zhang Wei, Han Shanbiao, Yuan Zhilun)
- 7 Analysis Factors Influence Environmental Monitoring Results of Thermoluminescence Cumulative Dose
(Zhang Weizhu, Lin Shuqian, Kong Dujuan, Zhou Ruidong)
- 14 Application of Monte Carlo Method in Shielding Design of Compact Cement Curing Device
(Zeng Yufeng, Teng Keyan, Yang Hongsheng, Zhang kexin, Song Huizhu, Peng Hao)
- 21 The Application and Thinking of Nuclear Emergency Software Platform in Nuclear Accident Emergency Drill
(Mao Weixin, Meng Meifu, Fu Huanghui, Chang Sheng, Gong Xingjian, Jia Mulin)
- 28 Analysis and Discussion on Radiation Environmental Monitoring Situation of the Shut-Down Uranium Mining and Milling
(Zhang Hongtao, Tang Guanjun, Kong Liang, Bao Chenxi)
- 33 Conservation Evaluation of PWR LOCA Source Term Analysis Method
(Liu Jianchang, Chen Yunying, Ouyang Yong, Chen Yichen, Shen Yonggang)
- 41 Research on the Commission Test Integrity of HPR1000
(Zhu Wei, Hou Qinmai, Cai Ning)
- 46 Review and Practice of Radiation Protection Regulations for UK Generic Design Assessment
(Ran Wenwang, Fang Liang, Lv Weifeng, Gong Quan)
- 54 Methods for measurement method gross α and gross β in Aerosol
(Liu Minghai, Xu Zhiyan, An Guixiu)
- 59 Analysis of event due to loss of spent fuel pool cooling based on fault tree analysis method
(Liu Shixian, Hou Qinmai, Chu Qianqian, Che Shuwei, Jiao Feng)
- 66 Suggestions on the Establishment of Radiation Monitoring Database for Reactor Pressure Vessels in China
(Zeng Zhen, Fang Yonggang)
- 72 Simulation Study of Tritium Transport in CFETR TEP Glove Box based on COMSOL
(Han Jincheng, Wang Haixia, Li Taosheng, Fu Xuewei)
- 81 Study on Spent Fuel Charging Scheduling based on Heuristic Algorithm
(Su Kang, Li Zhixing, Shi Ji, Li Shiyuan, Jing Shunping)
- 88 Results and Analysis of Comparison of Environmental γ Radiation dose Monitoring and Cosmic Ray Response Measurement
(Zhang Hua, Chen Zhidong, Xu Runlong, Lin Weiwei, Liang Minghao)
- 95 Discussion on procurement management of nuclear power equipment
(Zhang Zirui)
- 102 Research on Risk Analysis and Assessment and Methods based on Nuclear Facilities
(Lu Hong, Chen Fanglei, Wang Shuo, Chen Chen, Ju Jingmin)
- 111 Application research of Nuclear security Incident Risk Assessment based on fault tree analysis
(Chen Fanglei, Lu Hong, Chen Chen, Wang Shuo, Lv Anqi)

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.

Liu Wei, Li Fei, Zhang Wei, Han, et al. Consideration on the Development of Radiation Environmental Monitoring Technology for Unmanned Systems in China [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (5): 1-6.

关于我国无人系统辐射环境监测技术发展的思考

刘 玮¹, 李 飞^{2,3}, 张 伟¹, 韩善彪^{1,*}, 袁之伦¹

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 生态环境部西南核与辐射安全监管站, 成都 610066; 3. 中广核工程有限公司, 深圳 518124)

摘要: 辐射环境监测作为国家生态环境监测的重要组成部分, 是加强核与辐射安全监管的重要技术支撑, 也是提高核安全独立监管权威性和有效性的的重要手段。无人系统技术在辐射环境监测领域有着重要的应用。本文综述了国内外无人系统技术、无人系统辐射环境监测技术的发展现状, 指出我国生态环保领域无人系统辐射环境监测中存在的问题。针对我国无人系统辐射监测事业发展现状, 从行业规划设计和技术论证、基础条件建设、跨行业合作、军民融合、技术规范和配套标准编制五个方面提出建议, 旨在为我国无人系统辐射环境监测技术的发展提供参考。

关键词: 无人系统; 辐射监测; 环保; 监管

中图分类号: X84 **文献标识码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 05-0001-06

无人系统是具有一定自治能力和自主性的无人控制系统, 是人工智能、机器人技术以及实时控制决策系统结合的产物^[1]。无人系统由于其技术的先进性和能力的现代化, 逐渐成为军事及民用多个行业领域研究和应用的热门技术, 在生态环保辐射环境监测领域也有着重要的应用需求。

辐射环境监测作为国家生态环境监测的重要组成部分, 是加强核与辐射安全监管的重要技术支撑, 也是提高核安全独立监管权威性和有效性的的重要手段。2019年11月, 习近平总书记在中共中央政治局会议中提出了积极推进我国应急管理体系和能力现代化的总体要求: 要加强风险评估和监测预警, 加强航空应急救援

能力建设和保障机制完善等^[2]。2019年《中国的核安全》白皮书发布, 提出了“全天候监测辐射环境, 提升核与辐射事故应急能力”的发展方向。《生态环境监测规划纲要(2020—2035年)》中提出: 监测手段要“从传统手工监测向天地一体、自动智能、科学精细、集成联动的方向发展”^[3]。由此可见, 作为先进监测技术的无人系统将是辐射环境监测的重要发展方向之一。

1 现状和趋势

1.1 无人系统技术已形成完整体系

无人系统通常包括空中无人系统、地面无人系统、海上无人系统。UAV(无人机)是发展最成熟、装备量最大、应用最广泛的无人系统,

收稿日期: 2021-07-23 修回日期: 2021-12-28

作者简介: 刘玮(1993—), 女, 工程师, 现主要从事航空放射性监测、核设施辐射监测和应急工作

* 通讯作者: 韩善彪, E-mail: linhu699@163.com

标志性产品有大疆无人机、彩虹无人机,已基本形成大、中、小结合,远、中、近搭配的无人机平台。在空中无人系统日趋成熟的同时,无人地面系统的数量和功能也在不断扩展。地面无人系统主要包括 AUS(无人驾驶汽车)、UVG(无人地面车)和地面机器人系统。在地面系统的民用领域中,无人驾驶汽车已成为各国科技巨头关注的焦点,并深刻影响着人们的工作与生活方式^[4],其标志性设备有百度无人驾驶平台、阿里巴巴无人交通系统、京东智能物流系统、饿了么无人配送系统等^[1]。海上无人系统也呈现快速发展态势:UUA(水下无人潜航器)和 USA(无人水面舰艇)主要执行反水雷、情报监视侦查、反潜战、港口保护、科学探测等任务,目前已实现服役并日益受到各国的关注。随着新型动力与能源、多样化探测、识别、先进通信和控制等技术的发展,未来无人系统的作业持续时间、态势感知、信息传输、自主控制等能力将大幅增加,更高、更远、更快的无人系统将不断问世应用^[5]。

1.2 无人系统辐射监测技术是大国角逐的重要方向

当前,用于辐射探测领域比较成熟的无人系统技术主要有空中无人机探测技术、地面机器人探测技术和水下无人船探测技术。这些技术已成为大国角逐的重要方向。

无人机航空辐射监测技术起步较晚,始于20世纪末。最初的无人机航空辐射监测是通过在小型无人机上安装辐射监测传感器实现的,用于核事故应急^[6-9]。早在2005年,美国国防部就发布了《2005—2030年无人机系统线路图》,其中列出了未来25年内开发无人机系统的技术目标,着重强调了各类无人机跨域协同能力和通用技术^[10]。随后,美国的核与辐射应急无人监测系统逐渐在核与辐射事故应急、铀矿航空普查、区域远景评价和地质构造研究等方面取得新成绩。目前,以色列在无人机研发领域仅次于美国,是全球无人机市场举足轻重的国家,并于2017年研发了世界上首款可检测爆炸物、毒品及其他化学合成物的无人机。以色列不仅在无人机研制创新上有良好声誉,同

时也积极向全球出口无人机。在辐射环境探测方面,2004年,加拿大首次为无人机航空辐射监测设计了4L的NaI γ 谱仪;2007年,芬兰、日本等国家相继成功研制了可用于小型无人机的CZT半导体探测器和LaBr₃探测器,用于计算空气中的 γ 剂量率^[11];在2011年福岛核事故应急中,日本使用自主飞行的雅马哈RMAX-G1型无人直升机,搭载LaBr₃伽玛谱仪探测器,完成了福岛核电站5 km范围内的辐射水平测量;乌克兰在切尔诺贝利核事故后30周年的纪念活动期间(2016年)使用无人机航测系统配备先进的软件分析系统对污染禁区重新开展了评价性监测^[12]。欧洲的瑞典、捷克、法国、芬兰、德国等16个国家在国家层面实现了有效的航空测量部署,将无人系统监测作为未来监测手段的发展方向^[13]。

地面无人系统进入快速发展阶段,被逐步纳入新一代武器装备体系。至今,应急机器人技术已广泛应用于核工业领域——开展放射性废物处理、辐射监测和应急等工作。在切尔诺贝利核事故后,世界各国加快了核电厂事故应急用机器人的设计和开发,美国、瑞典、日本等国的机器人系统采用模块化设计,可携带远程视频系统、取样工具、辐射剂量传感器等设备,并用于2011年福岛核事故后处理和救援工作。法国、德国等国在此基础上进行了机器人远程交互的研发,帮助电厂模拟实际场景对剂量率进行评估^[14]。

水下无人系统对于海洋监测、水下声通信和深海矿产资源勘探具有重要优势。美国于1966年开始筹备“深海钻探”计划,并在2003年的国际合作计划——“综合大洋钻探计划”中,使用深水作业机器人进行地图测绘、水下放射源搜寻、非常规爆炸处理等工作^[15]。欧洲的挪威、英国、法国和德国等国家也积极开发出了具有良好适应性和环境感知能力的水下潜航器,这种水下潜航器在放射源探测识别、水文观测方面具有广泛的应用前景^[16]。日本也在过去十几年中为无人潜航器的研制投入数亿美元的资金,使其无人潜航器技术达到世界领先水平,并在重要核设施周围海域布设了民用潜航器。

随着无人系统的快速发展,辐射监测也将

逐渐呈现无人化趋势。可以预见,续航能力更强、多种技能集成于一身的无人系统辐射监测体系必将成为各国监测工作的主角,在生态环境保护中发挥巨大作用,深刻改变放射性监测的工作模式。

1.3 生态环境保护领域无人监测系统已初具规模

我国的辐射环境监测工作始于20世纪50年代,早期主要由核设施营运单位自主进行。经过多年的建设与发展,我国已形成了由国家、省和部分地(市)组成的三级辐射环境监测组织体系,并由生态环境部建立健全了全国辐射环境监测网。传统的人工辐射监测存在耗费人力、危险度高、效率低下、存在巡测盲区等不足。为满足日趋繁重的环境监测任务,强化应急监测响应能力,生态环境部(国家核安全局)于2016年开始统筹部署无人机航测体系,先后配置了2架多旋翼无人机、1架固定翼无人机和2架无人直升机,后依托技术支持部门、监督站和地方政府,初步建设了无人机航空辐射监测系统、车载辐射应急平台、网络化自动布点系统、国控大气辐射环境自动监测站、应急指挥调度平台。这些系统和平台共同构成了目前生态环境领域的无人系统的体系,完善了我国的辐射环境监测网络,为我国核与辐射安全监控和应急体系带来了新的突破。

在海域辐射监测方面,原国家海洋局通过《西太平洋海洋环境监测预警体系建设中长期规划纲要(2012—2020)》建立了该区域海洋环境放射性监测预警基本平台,配置了无人值守监测设施设备,但海洋自动化监测的质量管理与控制技术尚不完善,未与国控辐射环境监测网接轨,无法共享辐射监测数据信息。

目前,生态环境部无人辐射监测系统已基本实现国土范围内重点区域地面外照射水平的自动化监测、核与辐射事故空中遥感监测信息提取和图像快速处理,在突发环境污染事故及常规环境监测中发挥了积极作用,为解决常规地面监测手段难以解决的快速响应、实时监测、应急处理、事故评估等难题提供了实用的技术手段。

2 值得思考的问题

我国无人系统技术具有起步晚、发展快、需求大、方向多的特点,这既是我国的优势,也是我国的劣势。尽管我国无人系统技术依靠后发优势,在国防方面已经走在了世界前列^[17],但是在民用领域,特别是在生态环境领域应用方面亟待提升,即对其应用还缺少系统而全面的规划和投入,有待进一步发掘。

2.1 无人系统技术路线和能力建设规划

我国辐射环境监测体系框架虽已初步建成并发挥了重要作用,但在智能化、网络化、核素化、自动化和天地一体化监测能力建设等方面还远远不足,处于初步阶段并且发展不平衡,因此必须尽快加强这些方面的能力建设,以适应不断提高的行业发展的需求。自2011年福岛核事故以来,我国国家核安全局逐渐具备了一定的无人系统辐射监测能力,但现有的无人系统能力建设还需加强,无人系统组织架构还需完善,对于无人值守的任务自动化、无人化、网络化三维一体化的业务发展需求还难以满足。在过去行业规划中均有提及加强重要核设施无人监测预警能力的要求,但对于无人系统组织架构完善的技术路线缺少论证,对无人系统的发展趋势和未来发挥的作用未进行充分分析,对无人系统的监测应用尚无明确的目标^[18]。

2.2 无人系统监测定位

《核安全与放射性污染防治“十三五”规划及2025年远景目标》和《“十三五”全国辐射环境监测体系建设工作方案》指出了在应急监测能力建设,航空辐射监测系统、水体和空气辐射自动监测站、核安保机器人等无人系统能力建设的重要性,但对以上各项在监测业务中的定位不明确,需要进一步细化落实。虽然无人系统辐射监测是当前辐射监测中较为优越、高效的手段,但是成熟的监测项目较少,目前还是一种定性或半定量的监测手段。根据生态环境的辐射监测应用需求,无人系统在事故早中晚期应急监测、核设施监督性监测中的定位需进一步明确。结合历史经验反馈、监测项目和技

术成熟度、不同无人系统各自的功能特点,还需要进一步明确无人系统监测能力发展路线和专业技术发展路线。

2.3 无人系统监测自动化进程

由于核事故和恐怖事件发生的不确定性,区域监测网络和重点区域移动辐射监测系统的建设变得更为迫切。我国目前已基本实现了国控辐射环境监测网络的整体布局,能够基本掌握陆域辐射环境实时情况,并对部分核与辐射设施、敏感地区开展预警监测,为“十四五”期间进一步加强核与辐射应急监测响应能力做好了充分的准备。但目前全国无人系统监测自动化进程尚有待推进,其面临的主要困难有:无人自动监测系统技术领域多、设备种类多、运维人员需掌握的专业技术多、运维技术难度大;近年来无人监测系统加快建设并投入运行,运维人员非常短缺且专业人才奇缺,同时相关培训较少、演练场所有限也给人才培养带来了更多短板;有核设施的省份积累了无人自动监测系统的运维经验,其余省份建设和运维经验不足;无人辐射监测系统供应商由于该领域专业冷僻、市场容量小、技术难度大等原因,无法提供强有力的社会专业技术力量支撑。

2.4 无人系统相关法规标准

我国对于以民用无人机为代表的空中无人系统在各行业领域应用的行业规范和企业规范发展较为迅速,如新编制的《无人驾驶航空器飞行管理暂行条例》,在无人机分类、制造业管理、适航管理、飞行空域审批等方面明确了相关要求,对无人机在各行业内的广泛应用有较大推动作用^[19]。

相对于无人系统技术的高速发展,我国无人系统技术的标准化发展明显滞后。我国的无人系统领域的标准化工作起步较晚,发展缓慢,所以涉及生态环保辐射监测应用的标准更加稀少。目前,无人辐射监测系统和配套专用产品规范、通用技术要求、技术方法和作业规范等指导性文件基本处于空白状态,再加上已有可借鉴的标准或技术规范涉及的专业不全面,且以通用要求为主,对具体研制和作业的指导性不

强,给无人系统监测工作的实际操作带来了限制,也使得最终监测结果数据处理的精确度和可靠性有所欠缺。

国外无人系统标准化研究,尤其是无人机相关标准化研究开展得较早,航空无线电技术委员会(RTCA)、美国材料与试验协会(ASTM)、美国国家标准协会(ANSI)等机构已发布了关于无人机适用设计、运行操作、人员认证等领域的标准规范,包括通用基础类标准和数据应用类标准,内容丰富且逻辑性强,值得我国学习借鉴^[16]。

3 建议

遵循国家和行业治理体系和治理能力现代化的总体要求,依照无人系统和辐射监测领域发展趋势,根据相关行业工作和业务发展需求,利用先进的无人系统技术,助力加快推进我国核能开发和核技术利用中的辐射监测现代化。

3.1 行业规划设计和技术论证

无人系统技术无疑是行业未来现代化发展的趋势,近年来发展势头迅猛,在应急监测(预警)、监督监测、反恐监测中有着重要的应用需求,可有效实现智能化、网络化、核素化、自动化和天地一体化的监测能力。可立足行业现阶段和未来现代化发展的需求,站在国际视角,着手无人系统技术应用开发研究和路线论证,对标国际技术装备发展水平和发展趋势,逐步明确国内自身未来发展方向和重点,开展近、中、远期的发展规划,加强行业发展管理。其中近期规划适宜为梳理“十二五”和“十三五”规划中的相关要求和部署,统筹已有和在建的无人系统设备资源,解决“不充分”建设和“无系统”规划问题,明确近期规划目标,着力实现战时预警的及时性和自动化、平时监察的网络化和智能化。

3.2 技术发展基础条件建设

面对建设分散、智能化程度低、数据准确性验证条件不足、海洋自动化监测能力薄弱、后继人才缺乏等突出问题,亟须加快无人系统技术发展基础条件的能力建设和资源整合。

建议结合行业“十四五”和中远期规划,统筹无人系统监测能力建设,将有限的资源充分共享,实现环境监测综合保障,依靠系统内权威技术部门成立无人系统技术应用研究和孵化中心;建设无人机、机器人、车辆移动巡测系统的移动检定机构和场所,建设无人机系统空域特批场所和大型训练与培训基地,开发现场网络化布点设备的在线检测和校准,以保证监测数据的可靠性;开展生态环保数据和辐射监测数据统一和整合工作,开发大数据智能化分析系统,建立生态环保智能软件工程开发中心;在海洋区域,全面部署自动化监测与预警能力建设和研究,重点发展以无人船、浮标为代表载体的系统设备、船载海洋放射性在线自动监测系统,构建西太平洋放射性监测预警体系和数据库。

3.3 跨行业和专业多元化合作

无人系统监测技术属于无人智能和人工智能技术的范畴,具有代替人力、智能化监测等特点。为全面推进该项技术在各行业领域的发展,应加强与该技术研发领域的沟通合作,同国内先进无人系统技术代表性企业开展合作共建。可积极与企业或科研院所建立跨学科和专业的沟通合作机制,跟进先进技术,借鉴经验,融合开发,共同绘制生态环保领域海、陆、空无人系统自动化监测蓝图。

3.4 积极构建军民融合机制

党的十八大以来,习近平同志关于军民融合深度发展的重要论述,深刻揭示了新形势下经济建设和国防建设的特点和规律,以及实现中国梦、强军梦的战略路径。无人机、机器人辐射监测产业是军民融合深度发展最具代表性的产业,军队对核生化应急、反恐和核污染处理处置具有重要职责,近期在此方面的建设投入非常突出。目前,开展军民共建、军建民用、民建军用、共建共用的契机已经来临。可立足当前军民合作基础,依靠生态环保立项的军民融合项目,与部队深入沟通,共享资源,加强技术交流,同相关单位构建军民融合机制。

3.5 技术规范及配套标准编制

随着无人系统技术发展突飞猛进,新的技术和概念层出不穷,无人系统的标准体系也需要不断研究探索,对其结构调整更新进行动态管理。从国内外无人系统标准领域现状的分析来看,我国在近期标准制修订工作中应对无人辐射监测系统的校准和作业给予关注,充分利用国外标准的有利资源,结合国内辐射监测的需求,研究和搭建无人系统辐射监测标准体系框架,制修订急需的技术标准,逐步建立该领域的技术标准方法。例如,加快编制无人系统装备技术指南、移动系统(如无人机、机器人、车辆)的动态测量和校准技术规范、网络化和工艺化监测设施设备现场校准方法、大数据通信协议以及智能化分析软件工程功能规范等标准方法。

我国无人系统辐射监测技术应用前景是广阔的,发展势头是可期的,但目前还存在一些限制和问题,亟待后续解决完善。为促进无人系统辐射监测技术的蓬勃发展,还需要无人系统、核能和核技术以及相关领域人才的共同努力和跨界合作。

参考文献

- [1] 搜狐网. 无人系统集成应用的发展趋势 [EB/OL]. (2020-12-03) [2021-07-23]. https://m.sohu.com/a/4366031549_120147830?ivk_sa=1024320u.
- [2] 人民网. 习近平在中央政治局第十九次集体学习时强调充分发挥我国应急管理体系特色和优势积极推进我国应急管理体系和能力现代化 [EB/OL]. (2019-11-30) [2021-07-23]. <http://politics.people.com.cn/big5/n1/2019/1130/c1024-31483161.html>.
- [3] 生态环境部. 生态环境监测规划纲要(2020—2035年) [EB/OL]. (2019-9-2) [2021-07-23]. <http://www.mee.gov.cn/>.
- [4] 王芳, 陈超, 黄见曦. 无人驾驶汽车研究综述 [J]. 中国水运, 2016, 16(12): 126-128.
- [5] 吴勤. 无人系统发展对国家安全的影响分析 [J]. 无人系统技术, 2018, 2: 62-68.
- [6] 韩善彪, 徐宏坤, 张伟, 等. 大体积航空巡测 γ 谱仪的点源校准 [J]. 原子能科学技术, 2018, 52(11): 2067-2071.
- [7] 黄子瀚, 徐宏坤, 韩善彪, 等. 环境放射性气溶胶、碘连续监测仪 [Z]. 北京市射线应用研究中心. 2011-10-2018-02.
- [8] 岳会国, 韩善彪, 黄子瀚, 等. 环境中低水平放射性气溶胶、碘地面和航空监测装置 [Z]. 环境保护部核与辐射安全中

- 心.2011-10-2015-09.
- [9] 柳加成, 吴永乐, 杨斌, 等. 液体闪烁计数符合测量系统设计 [J]. 核电子学与探测技术, 2019, 39 (04): 532-537.
- [10] 钱东, 赵江, 杨芸. 军用 UUV 发展方向与趋势 (上) —— 美无人系统发展规划分析解读 [J]. 水下无人系统学报, 2017, 25 (1): 1-30.
- [11] 王贤波. 基于无人机的核辐射检测系统研究与实现 [D]. 西安: 西京大学, 2018: 12.
- [12] 马晓宇, 孟德. 无人机核辐射探测技术在日本广域辐射监测中的应用研究 [J]. 核电子学与探测技术, 2014, 3 (34): 409-413.
- [13] 韩善彪, 吕雪艳, 任建保, 等. 航空辐射监测发展现状和建 议 [J]. 核电子学与探测技术, 2019, 39 (1): 111-117.
- [14] 刘承泽, 严智. 核电站应急机器人研究现状与关键技术分析 [J]. 核科学与工程, 2013, 33 (1): 97-105.
- [15] 李亮, 邹金顺. 国外水下无人系统技术发展现状与趋势浅 析 [J]. 舰船科学技术, 2017, 39 (12): 6-9.
- [16] 伍尚慧. 国外无人潜航器的发展现状与趋势分析 [J]. 军事 文摘, 2018: 3.
- [17] 薄文娟. 国内外无人机系统的研究现状 [J]. 通讯世 界.2016: 12 (下).
- [18] 国家核安全局. 核安全与放射性污染防治“十三五”规划 及 2025 年远景目标 [EB/OL]. (2017-4-14) [2021-07-23]. http://nnsa.mec.gov.cn/qmgjanjyr/zywj/201704/t20170414_411587.html.
- [19] 中国民用航空局. 关于征求《无人驾驶航空器飞行管理暂行 条例 (征求意见稿)》意见的通知 [EB/OL]. (2018-1-26) [2021-07-23]. http://www.caac.gov.cn/HDJL/YJZJ/201801/t20180126_48853.html.

Consideration on the Development of Radiation Environmental Monitoring Technology for Unmanned Systems in China

Liu Wei¹, Li Fei^{2,3}, Zhang Wei¹, Han Shanbiao^{1,*}, Yuan Zhilun¹

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, Beijing 100082, China; 2. South-Western China Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, Chengdu, 610066, China; 3. China Nuclear Power Engineering Co., Shenzhen 518124, China)

Abstract: As an important part of environmental monitoring, radiation monitoring is an important technical support for strengthening nuclear and radiation safety supervision, which is also important to improve the authority and effectiveness of independent nuclear safety supervision. Unmanned system technology has important applications in the field of radiation environment monitoring. This paper summarizes the development status of unmanned system technology and unmanned system radiation environmental monitoring technology, points out its problems existing in the field of ecological and environmental protection in China. In view of the development status of China's unmanned system radiation monitoring industry, suggestions are put forward from five aspects: industry planning and design and technical demonstration, basic conditions construction, cross-industry cooperation, military-civilian integration, technical specifications and supporting standards compilation, aiming to provide reference for the development of unmanned system radiation environmental monitoring technology in China.

Key words: unmanned systems, radiation monitoring, environmental protection, supervision & management

(责任编辑: 徐晓娟)

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.

Zhang Weizhu, Lin Shuqian, Kong Dujuan, et al. Analysis Factors Influence Environmental Monitoring Results of Thermoluminescence Cumulative Dose [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(5): 7-13.

热释光累积剂量环境监测结果影响因素分析

张伟珠, 林淑倩, 孔杜娟, 周睿东*

(广东省环境辐射监测中心, 广州 510300)

摘要: 本文总结了多年来玻璃管热释光剂量计在辐射环境监测中的实践经验, 对累积剂量监测结果的影响因素进行了分析。结果表明, 不同批次剂量计的宇宙射线响应及自辐照水平、分散性、不同检定单位的刻度系数、测量系统参考光源的稳定性和自然因素中气候季节降雨量的变化等因素, 均可对测量结果可靠性造成影响。笔者提出了相关建议, 以期为国内同行提供参考。

关键词: 辐射监测; 热释光; 剂量计; 影响因素

中图分类号: X **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2022) 05-0007-07

热释光剂量计(thermoluminescence dosimeter, TLD)因为能量响应好、灵敏度高、重复性强、简单易用等优点^[1,2], 成为一种理想的辐射剂量测量元件, 被广泛应用于环境监测^[3,4]、辐射防护^[5]、放射医学^[6]、考古地质测年^[7,8]等领域。核电厂周围环境 TLD 测量的辐射来源主要有天然源和人工源两种。其中, 天然源主要包括陆地 γ 辐射(地表天然放射性核素的辐射)、空气中放射性(如氡及其子体和天然放射性 ^7Be)、宇宙射线贡献; 人工源主要包括核电厂排放的流出物和核爆的沉积物。当 TLD 测量结果出现异常时, 需要从天然源、人工源以及测量系统本身进行分析。

广东省环境辐射监测中心(以下简称辐射中心)通过对大亚湾核电站周围环境 TLD 多年测量结果的统计, 发现某些季度或年度会出现系统性的偏差, 对监测结果的可靠性造成明显

的影响。本文拟从 TLD 的分散性、刻度系数、不同批次和测量系统参考光源以及天然因素中的降雨量等因素, 对环境热释光累积剂量测量的影响程度进行分析, 找出系统偏差的原因, 为热释光环境监测的质量保证提供技术支持。

1 测量系统及方法

1.1 测量系统

1.1.1 TLD 剂量计

LiF(Mg, Cu, P) 粉末真空密封玻璃管。

1.1.2 TLD 退火炉

HW-II 型精密退火炉, 参数设置: 高温退火“240℃”, 低温退火“140℃”。

1.1.3 TLD 测量仪

RGD-3B 型热释光测量仪, 参数设置: 剂量量程“2”, 第 1 恒温时间“0 s”, 升温速度“15℃/s”, 第 2 恒温时间“18 s”, 第 2 恒温温度“270℃”;

收稿日期: 2021-10-13 修回日期: 2022-09-06

作者简介: 张伟珠(1969—), 女, 大学专科, 工程师, 现主要从事辐射环境监测工作

* 通讯作者: 周睿东, E-mail: 417371437@qq.com

参考光源:10 s 计一次数,读值稳定在 196~204。

1.2 测量方法

环境监测 TLD 一般布放在周围地势开阔的地方,距离建筑物至少 10 m,离地约 1 m,布放周期约为 3 个月,TLD 测量参照《个人和环境监测用热释光剂量测量系统》(GB/T 10264)执行,测量结果未扣除宇宙射线响应值。

2 影响因素分析

2.1 不同批次 TLD

辐射中心长期使用 TLD 对大亚湾核电站周围环境进行累积剂量监测。由于剂量计自身特性及使用过程中发生损耗等原因,每隔一定年限会更换不同批次生产的剂量计。2005 年和 2008 年分别使用的是两批 TLD(以下简称 05 批次和 08 批次),2009—2010 年选取 9 个布放点进行 2 年的同点验证实验(两批 TLD 的布放时间、布放地点、测量过程和刻度均完全一致),发现这两批 TLD 的年均值出现明显的差异,08 批次比 05 批次的整体偏低 26%(如图 1 所示)。

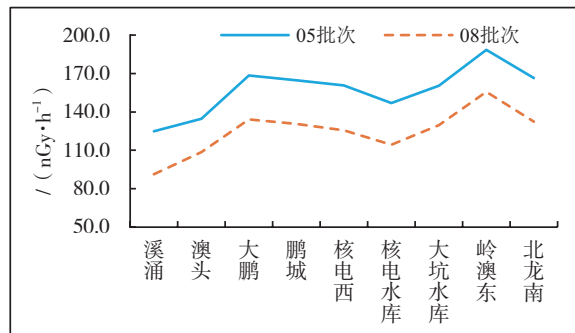


图 1 05 批次、08 批次 TLD 测量结果比较 (修正前)
Fig.1 Comparison of TLD results of batches 2005 and 2008 (before correction)

利用高纯锗 γ 谱仪分别对 05 批次(311 片)和 08 批次(285 片) TLD 玻璃管中的 ^{40}K 进行测量,05 批次每片净计数率为 $4.54 \times 10^{-5} \text{ s}^{-1}$,08 批次为 $2.07 \times 10^{-5} \text{ s}^{-1}$,两者相差一倍。辐射中心 1998、1999 两批 TLD 出现过类似的情况。结合文献^[9]的分析,说明 08 批次和 05 批次 TLD 监测结果差异的原因是对宇宙射线的响应以及玻

璃管自辐照不一致。故在对两批 TLD 做比较时,应扣除其宇宙射线和自辐照的影响,以陆地辐射值来表示测量结果,修正计算公式为:

$$D_l = (D_g - D_{yz}) \times K \quad (1)$$

式中: D_l 为 TLD 陆地辐射值; D_g 为 TLD 贯穿辐射测量读数; D_{yz} 为 TLD 宇宙射线和自辐照测量读数; K 为刻度系数。

为获得 05 批次和 08 批次 TLD 的宇宙射线和自辐照值,将这两个批次 TLD 放置在广东万绿湖水面航标上(水深大于 3 m、离岸大于 1 km)一个季度,得到两个批次 TLD 对宇宙射线的响应值分别为 $71.5 \text{ nGy} \cdot \text{h}^{-1}$ 、 $35.1 \text{ nGy} \cdot \text{h}^{-1}$ 。广东适合宇宙射线测量的万绿湖、鹤地水库理论计算宇宙射线响应值差别不大,分别为 $28.4 \text{ nGy} \cdot \text{h}^{-1}$ 、 $26.3 \text{ nGy} \cdot \text{h}^{-1}$ ^[10]。根据文献^[11],理论计算广东的宇宙射线值为 $27.4 \text{ nGy} \cdot \text{h}^{-1}$ 。由此可见,两个批次 TLD 宇宙射线响应值相差约 1 倍,05 批次的宇宙射线和自辐照值明显偏高^[11]。

按式(1)对 05 批次和 08 批次分别计算,结果如图 2 所示。

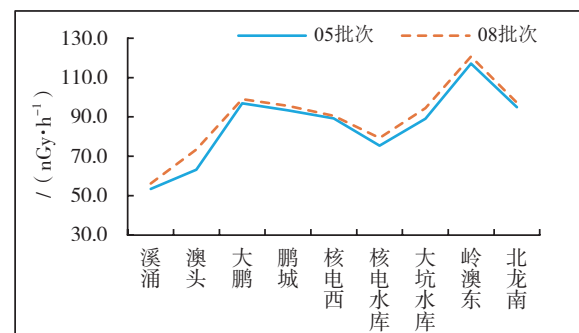


图 2 05 批次、08 批次 TLD 测量结果比较 (修正后)
Fig.2 Comparison of TLD results of batches 2005 and 2008 (after correction)

从图 2 可看出修正后两个批次 TLD 差距从 26% 减少为 -4%,可见这两个批次的 TLD 对宇宙射线的响应和自辐照值差异明显,造成同一测点辐射环境监测结果相对偏差约为 30%。

因此,在采购新一批次 TLD 时,应对其进行宇宙射线和自身辐射本底测量,减少不同批次 TLD 测量结果产生差异的可能。

2.2 TLD 的分散性

同批 TLD 在相同的退火、照射、测量条件下给出的一致性(均匀性)结果有一定程度的差别^[12-14]。衡量这一差别的指标是 TLD 的“分散性”,实际上“分散性”是 TLD 的制作工艺、退火条件、照射、使用条件和测量仪器等因素的误差的综合反映。商购的玻璃管 TLD 都宣称已经过初步选片,经对多年多批次实际测试,如不进行再次选片,将会引入较大误差^[14],下面以 2008 年购批次为例进行说明。

辐射中心 2008 年购买了 1 批新的 TLD,共 8000 片,厂家承诺分散性在 3% 之内。以分散性不大于 4% 的标准再次筛选,经退火炉 240℃ 高温退火 10 min 后,用 ⁶⁰Co 点源照射 1 mGy 剂量,随机抽取 100 个剂量计测量,求出测读平均值 R 。根据统计学原理,当标准偏差 $\sigma=4\%$ 时,算术平均偏差 $\delta=5\%$ 时,则选片区间为 $[R(1-0.05), R(1+0.05)]$,为了充分地利用剂量计,又给出 $[R(1-0.15), R(1-0.05)]$ 和 $[R(1+0.05), R(1+0.15)]$ 两个区间,余下的因响应过高或过低不予采用。测量情况见表 1。

表 1 剂量计筛选测量情况

Table 1 Status of dosimeter screening measurement

区间	测读数	片数
	487	8000
$R(1\% \sim 15\%)$, $R(1\% \sim 5\%)$	414~463	1556
$R(1 \pm 5\%)$	463~511	4200
$R(1+5\%)$, $R(1+15\%)$	511~560	1909
$>R(1+15\%)$ 或 $<R(1-15\%)$	>560 或 <414	335

按上述测读值区间形成的 3 批片子送某研究院检定后,得出刻度系数分别为:1.90、2.07、2.28,各组依次产生将近 10% 的差异,也即同一批片子如果不重新筛选,分散性最大约为 20%,对测量结果将产生一定影响。因此,具体应用时在每个测点应同时布放多个 TLD 片,辐射中心在环境监测时一般每个测点放置 10 片,取平均值作为该测点的累积剂量。

2.3 刻度系数

剂量计在读出器上的读出值是一个无量纲的相对计数 X ,要将其转换成剂量值,需进行剂量刻度(标定),即每 1 个计数对应多少标准剂量,一般称为刻度系数,用 K 表示。环境辐射剂量值 $D=K \cdot X$ 。

为保证测量结果的准确度,量值溯源是 TLD 测量环境累积剂量非常重要的工作。辐射中心 2011—2015 年均委托北京某计量检测机构对 TLD 进行检定,同批片子的刻度系数一直相对稳定,2016 年委托上海某计量检测机构进行检定,2016 年刻度系数比上一年低约 8.6%。表 2 统计分析了大亚湾核电外围环境布设的 9 个位置相对固定且在 2011—2016 年数据完整的 TLD 测点数据。

表 2 2011—2016 年 TLD 刻度系数及 9 个测点结果
Table 2 TLD calibration coefficient and monitoring results of 9 points from 2011 to 2016

年份	刻度系数 K	测读均值 X	剂量均值 / ($\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$)
2011	2.03	62	126
2012	2.02	62	125
2013	2.05	61	126
2014	2.13	60	129
2015	2.12	61	130
2016	1.94	61	119

由表 2 可见,2011—2016 年 9 个点仪器测读年均值范围为 60~62 $\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$,其中 2014 年最低,为 60 $\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$,与最高值之间相差 3.2%,换算为剂量值后年均值范围为 119~130 $\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$ 。2016 年更换了计量检测机构检定,由于刻度系数的差异,虽然测读均值 X 与上年一致,但剂量值为 119 $\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$,比上年 130 $\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$ 低约 8.5%,用 2015 年刻度系数修正 2016 年剂量值,以 2016 年(修)表示,9 个点测量结果比较如图 3 所示。

图 4 是 2011—2016 年大亚湾核电基地气载流出物排放量与 TLD 测量结果的比对情况,可看出 TLD 测量结果的变化与气载流出物排放量无正相关的关系。

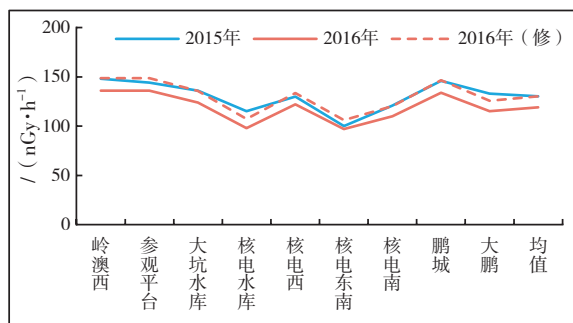


图3 2015年、2016年9个监测点测量结果比较

Fig.3 Comparison of TLD results at 9 monitoring points between 2015 and 2016

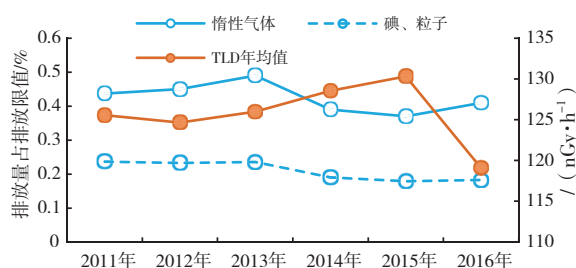


图4 大亚湾核电基地气载流出物排放量与 TLD 测量结果的比较

Fig.4 Comparison between the emission of airborne effluents from daya bay nuclear power base and TLD measuring results

通过图3、图4分析可认为,其间的核电气载流出物对TLD测量结果没有可察觉的影响,用2015年刻度系数重新计算后,测量结果两年差异明显减小,可认为不同计量检测机构的TLD刻度系数的一致性对监测结果的变化有着明显的影响。

2.4 参考光源的稳定性

热释光测量的精度与测量仪器参考光源的稳定性有密切关系。如果参考光源不稳定,将导致测量结果的系统变化。

用源强为0.27 mCi的²²⁶Ra源在1 m处对TLD进行剂量的照射,并在测量时分别用两种不同的参考光源进行测量,以验证参考光源对测量结果带来的影响。测量结果见表3,表中数据已分别乘以相应的刻度系数。

由表3可知,TLD测量结果对不同的源照射剂量有良好的线性关系,说明读出系统是稳

定的,但在使用不同参考光源68和6.8下,TLD的测量值相差约10倍,并且与参考光源相差的倍数相一致,说明测量时参考光源的稳定性对测量结果有明显的影响,并且参考光源的设置必须与TLD测量系统检定时设定的参考光源保持一致,所得的测量结果才是可靠的。

表3 不同参考光源比较

Table 3 Comparison of different reference light sources

照射剂量/ μGy (理论计算值)	比较结果		
	参考光源 68 (A)	参考光源 6.8 (B)	A/(B×10)
86	116	12	0.97
172	223	22	1.01
259	336	34	0.99
345	424	42	1.01
689	876	86	1.02
1034	1267	129	0.98
1379	1639	171	0.96
	平均值		0.99

2.5 季节降雨量

通过对大亚湾核电站2011—2015年的TLD监测结果分析发现,测量结果长期表现出冬季(一季度,12月至次年2月)、春季(二季度,3~5月)较高,夏季(三季度,5~8月)、秋季(四季度,9~11月)较低的现象,测量结果比较如图5所示。

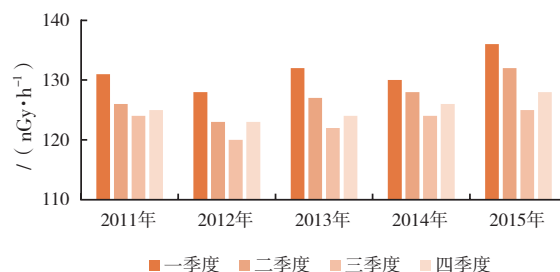


图5 2011—2015年各季度TLD测量结果

Fig.5 TLD results of each quarter from 2011 to 2015

考虑到降雨量是季节变化的重要特征,且广东省降雨与TLD季节变化规律基本一致,也基本表现为夏秋低、冬春高的变化规律。因此,

为了解释大亚湾核电 TLD 监测结果的季节变化规律,利用 2019—2020 年大亚湾核电的气象观测站雨量数据(按季统计日均值)与 TLD 测量结果进行皮尔逊相关性分析,分析结果见表 4。由表 4 可知,1~9 号布放点的 TLD 测量结果与降雨量在 0.01 水平(双侧)上显著负相关,10~16 号布放点在 0.05 水平(双侧)上显著负相关,17~25 号布放点无显著相关性。通过对表中数据进行分析,发现呈显著相关的 1~16 号均

为草地或草地与水泥地混合,降水可显著影响土壤中的含水率。而土壤中水一方面可屏蔽部分地表辐射^[15],另一方面可影响土壤中氡的析出率^[16,17],最终导致 TLD 测量结果随降雨的增加而降低。17~23 号布放点地面介质均为水泥地,24 号布放点为沙地,降雨对土壤中的含水率影响较小,25 号布放点存在日常人工浇水影响土壤含水率的情况。因此 17~25 号布放点未观察到 TLD 测量结果与雨量之间有显著相关性。

表 4 大亚湾核电 TLD 测量结果和雨量的相关性分析

Table 4 Correlation analysis between TLD results and rainfall around daya bay nuclear power base

序号	布放点	地面介质	是否人工浇水	与气象塔距离 /km	与降雨量的相关性系数
1	北龙南	草地	否	3.7	-0.870**
2	鹏城	草地	否	4.59	-0.897**
3	东山	草地	否	6.17	-0.888**
4	大坑水库	草地、水泥地混合	否	1.25	-0.843**
5	核电西	草地	否	1.67	-0.836**
6	核电南	草地	否	2	-0.803**
7	北龙北	草地	否	1.99	-0.793**
8	参观平台	草地	否	0.06	-0.781**
9	高岭村	草地	否	5	-0.767**
10	岭澳西	草地	否	0.12	-0.731*
11	核电北	草地	否	1.19	-0.730*
12	盐田	草地	否	26.75	-0.699*
13	南澳	草地、水泥地混合	否	9.5	-0.694*
14	深圳水库	草地	否	42	-0.687*
15	溪涌	草地	否	10.6	-0.677*
16	坝岗	草地	否	6.23	-0.616*
17	岭澳北	水泥地	否	0.12	-0.573
18	岭澳气象站	水泥地	否	1.2	-0.585
19	坪山	水泥地	否	22.57	-0.513
20	澳头	水泥地	否	14.36	-0.499
21	核电水库	水泥地	否	0.12	-0.463
22	葵涌	水泥地	否	14.26	-0.461
23	大鹏	水泥地	否	7.36	-0.428
24	沙头角	沙地	否	34.59	-0.519
25	核电东南	草地	是	1.29	-0.200

注:** 在 0.01(双侧)水平上显著相关;* 在 0.05(双侧)水平上显著相关。

可以看出,降雨是 TLD 季节变化的一个重要影响因素。

为了方便在数据异常时对 TLD 测量结果进行解析,建议在条件允许的情况下,TLD 环境监测点可与气象观测场或地面型大气辐射自动站共址,这样除了站址环境较为稳定外,还可同时获取雨量、连续瞬时 γ 剂量率等相关性参数。布放点的地面介质最好为泥地,且日常无人工浇水等情况。

3 结论

TLD 在辐射环境监测应用中受影响的因素主要有以下几种。

(1)同一厂家生产的不同批次产品对宇宙射线及自辐照的响应差异会引起同一地点不同年度测量结果的变化,这种变化难以通过计量刻度进行修正,需要对出现较大偏差批次的 TLD 进行宇宙射线及自辐照修正,以保证测量结果的一致性、可比性。

(2)同一批次 TLD 的分散性和不同年度的刻度系数也会引起测量结果的变化,在实际布放监测前应对 TLD 进行选片,同一测点放置多个 TLD 片,以减少分散性对测量结果的影响。如果更换不同检定单位或刻度系数发生较大变化,应对测量结果的一致性进行比较,分析是否因为新刻度系数的引入而产生较大的系统误差,建议非必要不更换检定单位。

(3)测量过程的参考光源稳定性对测量结果有直接影响,测量全过程需保证参考光源读数与检定时一致。

(4)自然因素中的降雨量与在无人工浇水干预的草地或泥地上布放的 TLD 测量值呈显著负相关。建议布放点地面介质最好为泥地,且日常无人工浇水等情况。

参考文献

- [1] 王旭,程瑛,漆明森,等. LiF (Mg, Cu, P) 热释光探测器剂量性能研究 [J]. 原子能科学技术, 2013, 47 (10): 1888-1891.
- [2] 马燕,于青玉.两种 LiF (Mg, Cu, P) 热释光探测器 γ 射线响应特性比较研究 [J]. 辐射防护, 2020, 40 (4): 265-270.
- [3] 唐开勇,樊海军,崔辉,等. LiF (Mg, Cu, P) 热释光探测器在环境剂量监测的优越性 [J]. 核电子学与探测技术, 2012, 32 (8): 921-924.
- [4] 杨文栋,武荣国.环境热释光累积剂量测量实验研究.环境科学导刊, 2021, 40 (03): 92-96.
- [5] 周宁,邓磊,王哲,等.2014—2018年江西省医用放射工作人员外照射个人剂量监测结果分析.中华放射医学与防护杂志.2021, 41 (02): 116-121
- [6] 欧向明,李明生,袁继龙,等.X射线诊断患者剂量的 TLD 质量控制.中国医学装备.2021, 18 (07): 10-13.
- [7] 王维达.测定年代的电子自旋共振法.核电子学与探测技术, 1986, (03): 188-192.
- [8] 刘婷,杨蓉.钾长石热释光热年代学——一种约束岩石剥露历史的新方法.浙江大学学报(理学版), 2021, 48 (03): 338-348.
- [9] 周睿东,黄乃明,杨琳,等.两批 LiF (Mg, Cu, P) 剂量计在环境中测量结果的差异与原因分析 [J]. 辐射防护, 2006, (2): 65-69.
- [10] 宋海青,张伟珠,廖建华,等.高压电离室宇宙射线响应因子测量 [J]. 辐射防护通讯.2017, 37 (01): 32-35.
- [11] 谈根洪,李翠琴,李明,等.广东省环境天然贯穿辐射水平调查研究 [J]. 辐射防护, 1991, 11 (1): 47-57.
- [12] 张建,王亚平,郭勇,等.LiF (Mg, Cu, P) 热释光探测器测量、退火方式的确定 [J]. 辐射防护, 2003, (02): 122-124.
- [13] 赵进沛,张建,卢世玉,等.退火冷却方式对热释光探测器性能的影响 [J]. 职业与健康, 2017, 33 (19): 2637-2639.
- [14] 高品,丁艳秋,王恺怡,等.热释光探测器的筛选与实践 [C]. 中国医学装备大会暨 2021 医学装备展览会论文集:《中国医学装备》杂志社会议论文集, 2021: 48-51.
- [15] A. Baeza; J.M. Caballero; J.A. Corbacho; M.A. Ontalba; J. Vasco.Response of an automatic air monitoring gamma-spectrometry station based on sample retention to rainfall-caused dosimetric alterations and to environments with a wide range of radon levels [J].Radiation Measurements.2020, Volume 134.
- [16] 程冠,程建平,郭秋菊.土壤氨析出率影响因素及估算模型 [J]. 中华放射医学与防护杂志, 2006, 26 (05): 520-524.
- [17] 李利红.地-空界面放射性氨析出率研究 [D]. 成都理工大学, 2007.

Analysis Factors Influence Environmental Monitoring Results of Thermoluminescence Cumulative Dose

Zhang Weizhu, Lin Shuqian, Kong Dajuan, Zhou Ruidong*

(Guangdong Environmental Radiation Monitoring Center GuangZhou 510300, China)

Abstract: In this paper, years of practical experience of the glass tube thermoluminescence dosimeter (TLD) in radiation environment monitoring was summarized, and impact factors of reliability for environmental monitoring were analyzed. This includes the cosmic ray response of different batches of dosimeters and the self-irradiation level, the dispersion, the calibration coefficients of different calibration units, the stability of the reference light source of the measurement system, and the changes in climatic and seasonal rainfall in natural factors, et al. Some valuable suggestions were presented, which could provide reference experience for domestic counterparts.

Keywords: radiation monitoring; thermoluminescence; dosimeter; influence factors

(责任编辑：徐晓娟)

曾宇峰,滕柯延,杨洪生,等.蒙特卡洛方法在紧凑式水泥固化装置屏蔽设计中的应用[J].核安全,2022,21(5):14-20.

Zeng Yufeng, Teng Keyan, Yang Hongsheng, et al. Application of Monte Carlo Method in Shielding Design of Compact Cement Curing Device[J].

Nuclear Safety, 2022, 21(5): 14-20.

蒙特卡洛方法在紧凑式水泥固化装置屏蔽设计中的应用

曾宇峰^{1,2}, 滕柯延^{2,*}, 杨洪生¹, 张克新¹, 宋荟竹¹, 彭浩²

(1. 中核四川环保工程有限责任公司, 广元 628000; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 紧凑式水泥固化装置在处理少量或零星放射性废液上具有装置灵活、经济等优势。为兼顾该装置轻便灵活和运行辐射安全要求, 需精确了解相应的辐射分布情况, 精准推算屏蔽配置需求, 从而促进优化辐射防护设计。本文采用蒙特卡洛方法建立了紧凑式水泥固化装置的屏蔽计算模型, 研究在不同运行工况下, 操作人员工作区域的辐射场。以此为基础, 按照××厂对个人剂量限值的要求, 对紧凑式水泥固化装置进行了屏蔽设计, 并推算出所需屏蔽体厚度。最后采用真实热料进行工程验证, 测量数据表明屏蔽设计及计算保守合理, 能保护操作人员的辐射屏蔽安全。

关键词: 蒙特卡洛方法; 紧凑式水泥固化装置; 屏蔽计算

中图分类号: X591 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2022)05-0014-07

紧凑式水泥固化装置相较于传统的水泥固化生产线, 在处理少量、零星放射性废液上具有装置灵活、经济等优势^[1]。为兼顾该装置轻便灵活和运行辐射安全的要求, 需精确了解相应的辐射分布情况, 精准推算屏蔽配置需求, 从而促进优化辐射防护设计。

该装置运行时, 辐射源处于一个动态变化的过程, 非点源的辐射防护屏蔽计算公式都包含着特殊函数, 需要查找特殊函数表或曲线, 并加上反复试算才能确定, 计算比较烦琐^[2,3]; 且该装置集成于一个标准集装箱内, 需要较为精确的计算, 才能在有限的空间和重量范围内使辐射水平尽量降低。

蒙特卡罗方法是目前广泛使用的屏蔽计算

方法, 辐射屏蔽问题也是蒙特卡罗方法最早广泛应用的领域之一^[4]。MCNP程序是一个通用几何、时间关联、中子-光子-电子联合运输的蒙特卡罗运输程序^[5], 是由美国洛斯阿拉莫斯国家实验室开发的。目前已有研究验证了蒙特卡罗方法用于辐射防护的模拟计算的可行性及准确性, 并利用MCNP软件计算分析屏蔽体的尺寸及结构对辐射屏蔽的影响, 但国内尚无针对紧凑式水泥固化装置运行时辐射分布及屏蔽设计的研究。

因此, 本文应用蒙特卡罗(MCNP5)程序为紧凑式水泥固化装置建立了屏蔽计算模型, 并对不同工况下人员工作区域的光子注量率、 γ 剂量率等做了详细计算, 确定了工艺运行时, 人员所受 γ 照射剂量率最大的工况。以此为基础,

收稿日期: 2021-11-12 修回日期: 2022-02-08

作者简介: 曾宇峰(1993—), 男, 工程师, 硕士, 现主要从事放射性废物处理与处置工作

* 通讯作者: 滕柯延, E-mail: tengkeyan@Chinansc.cn

参照 × × 厂对个人剂量限值的要求,计算了不同厚度屏蔽体对辐射的屏蔽效果。

1 紧凑式水泥固化装置

紧凑式水泥固化装置示意图如图 1 所示,该装置主要分为 5 个区域:(1)固化区,用于固化桶的进出、料液加注及混合搅拌等,工作人员会在固化区固化桶出桶位处进行固化桶转运;(2)供料区,用于料液接收、调配、输送等工艺,主要设备包括盛装放射性废液的供料槽及精确计量废液的计量槽;(3)排风区,用于压空运行、排风运行及尾气处理等工艺;(4)工具区,用于检修及过渡通道等;(5)操作区,为固化生产的操作控制室,是工作人员远程操作的地点。

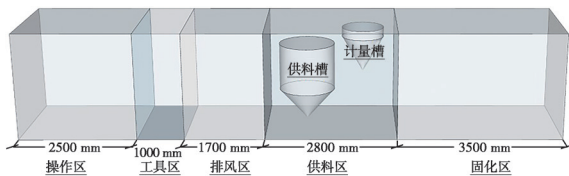


图 1 紧凑式水泥固化装置

Figure 1 Schematic diagram of compact cement curing device

紧凑式水泥固化装置工艺流程如图 2 所示。水泥预装入固化桶,经定位输送至搅拌装置;待固化废液通过管道输送至供料槽,经调制和计量后,通过搅拌装置的料液快速接口注入预装水泥的固化桶中;搅拌装置对固化桶中的水泥和料液进行混合搅拌,搅拌好的固化体经剂量检测后转运至暂存场地进行养护。该工艺系统每批次可处理 1.2 m³ 放射性废液,生产 400 L 水泥固化体 5 桶。

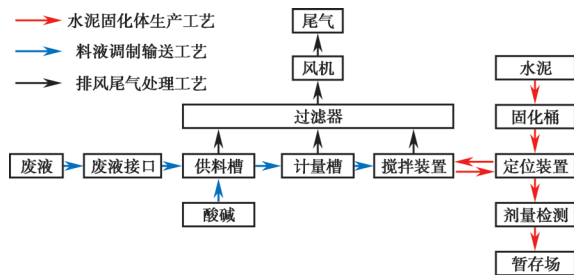


图 2 紧凑式水泥固化装置工艺流程

Figure 2 Process flow of compact cement curing device

2 建立模型

对秦山核电、海南核电以及大亚湾核电进行调研,核电站进行水泥固化废液的放射性活度浓度均在 10⁶ Bq/L 以下,结合 × × 公司低放蒸残液的放射性水平,见表 1(× × 罐区低放蒸残液的放射性水平),主要放射性核素为 ¹³⁷Cs。因此本文采用放射性活度浓度 4 × 10⁶ Bq·L⁻¹、密度为 1.06 g·cm⁻³ 的低放废液进行计算,¹³⁷Cs 作为 γ 发射体核素。

表 1 × × 罐区低放蒸残液的放射性水平

Table 1 Radioactivity level of low level evaporative residues in × × tank

分析内容	单位 / (Bq·L ⁻¹)
总 α	1.9 × 10 ²
总 β	2.96 × 10 ⁴
总 γ	3.7 × 10 ⁶
⁹⁰ Sr	1.17 × 10 ⁴
¹³⁷ Cs	3.7 × 10 ⁶
⁶⁰ Co	<LLD
Pu	3.52 × 10 ⁰
U	2.37 × 10 ⁰

紧凑式水泥固化装置集成于标准集装箱内,集装箱外形尺寸:12192 mm × 2438 mm × 2896 mm,材质为不锈钢。其中对除供料区以外区域的设备做了简化处理,按最保守情况计算。供料槽及计量槽具体信息见表 2。

3 计算结果及说明

3.1 光子注量率计算

工艺运行期间,工作人员一直处于操作区,偶尔位于固化区外侧桶输出工位。根据工艺设计,将接收的废液注入供料槽(每批次接收废液的体积为 1.2 m³),料液输送至计量槽进行计量(按最大水灰比计算结果,计量槽每批次接收来自供料槽的废液为 0.2 m³),料液经计量槽计量后,按设定好的工艺参数注入搅拌桶内进行搅拌,形成水泥固化体。因此,人员受照剂量最大的工况可能为以下 3 种:(1)供料槽 1.2 m³ 废液,

表 2 供料槽及计量槽具体信息
Table 2 Specific information of feeding and metering tank

名称	内径/mm	高度/mm			折边角度/°	容积/m ³	备注
		整体	筒体	锥形封头			
供料槽	1200	1690	1015	675	90	1.50	有效容积 1.2 m ³ ；材质 304 不锈钢，壁厚 3 mm
计量槽	900	979	200	779	65	0.292	有效容积 0.279 m ³ ；材质 304 不锈钢，壁厚 3 mm

计量槽 0 m³ 废液；(2) 供料槽 1 m³ 废液，计量槽 0.2 m³ 废液；(3) 供料槽 0.8 m³ 废液，计量槽 0.2 m³ 废液，水泥固化体中废液 0.2 m³。对这 3 种工况分别进行光子注量计算。

3.1.1 工况 1：供料槽 1.2 m³ 废液，计量槽 0 m³ 废液

如图 3 所示，将计数器 1 设置在操作区与工具区间，空间大小为 10 cm × 240 cm × 230 cm (x, y, z) 的薄正六面体，采用 mesh 卡将其分为 24 × 23 = 552 块进行计数；计数器 2 设置在固化区出桶位置处，与计数器 1 设置相同，采用 mesh 卡将其分为 24 × 23 = 552 块进行计数，nps=E8。采用 F4 计数卡模拟穿过每个网格的注量。

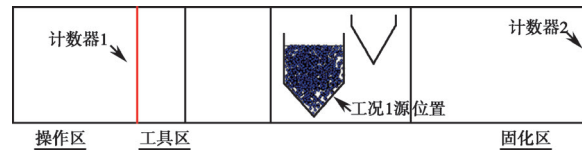


图 3 工况 1 下源位置及计数卡图

Figure 3 Source position and counting card diagram under working condition 1

计算结果如图 4 所示。工况 1 下，无论是在计数器 1 还是计数器 2 位置，注量的分布都集中在下半部分区域，这与工况 1 中的放射源主要集中在供料区的下半部分空间这一现状相符。工况 1 中计数器 1 位置上的注量分布范围为 880~1320 cm⁻²，计数器 2 位置上的注量分布范围为 410~630 cm⁻²。

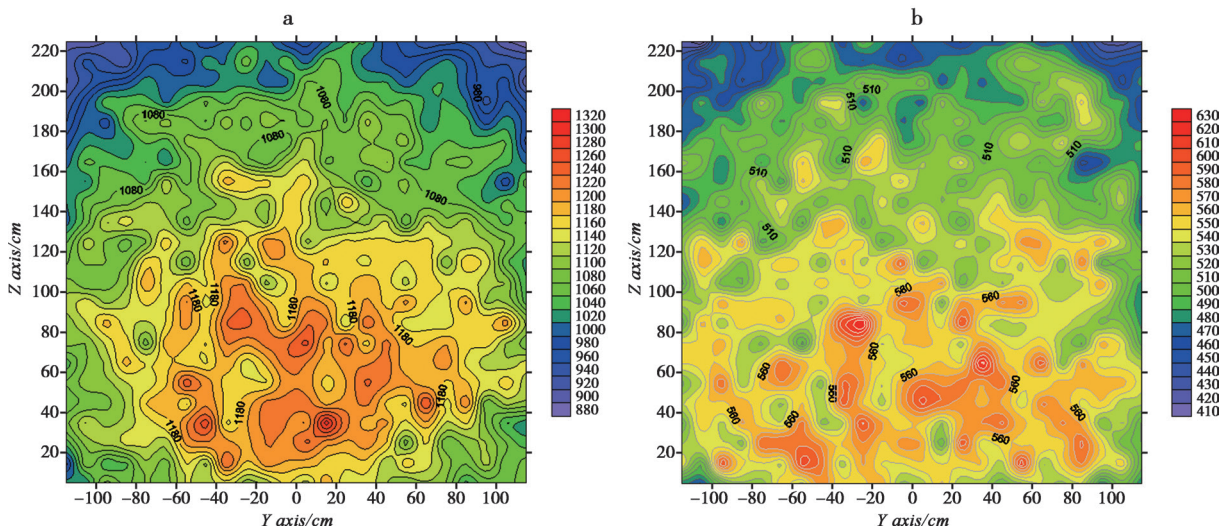


图 4 工况 1 下注量分布图 (a: 计数器 1 位置注量; b: 计数器 2 位置注量)

Fig.4 Distribution diagram of fluence under working condition 1 (a: fluence of counter 1 position; b: fluence of counter 2 position)

3.1.2 工况2：供料槽 1.0 m³ 废液，计量槽 0.2 m³ 废液

工况 2 的计算与工况 1 计算采用相同的参数,如图 5 所示。

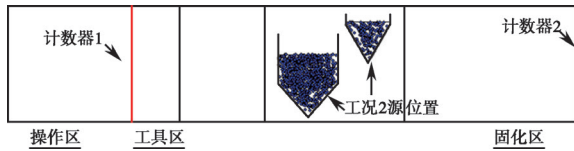


图 5 工况 2 下源位置及计数卡图

Figure 5 Source position and counting card diagram under working condition 2

计算结果如图 6 所示。与工况 1 相比,工况 2 无论是在计数器 1 还是计数器 2 位置上,注量的分布均往上进行了偏移,这是因为工况 2 中的放射源为供料槽及计量槽,且计量槽在空间位置上比供料槽高,造成了该工况下整体注量分布上移。工况 2 中,计数器 1 位置上的注量分布范围为 840~1220 cm⁻²,计数器 2 位置上的注量分布范围为 520~800 cm⁻²。

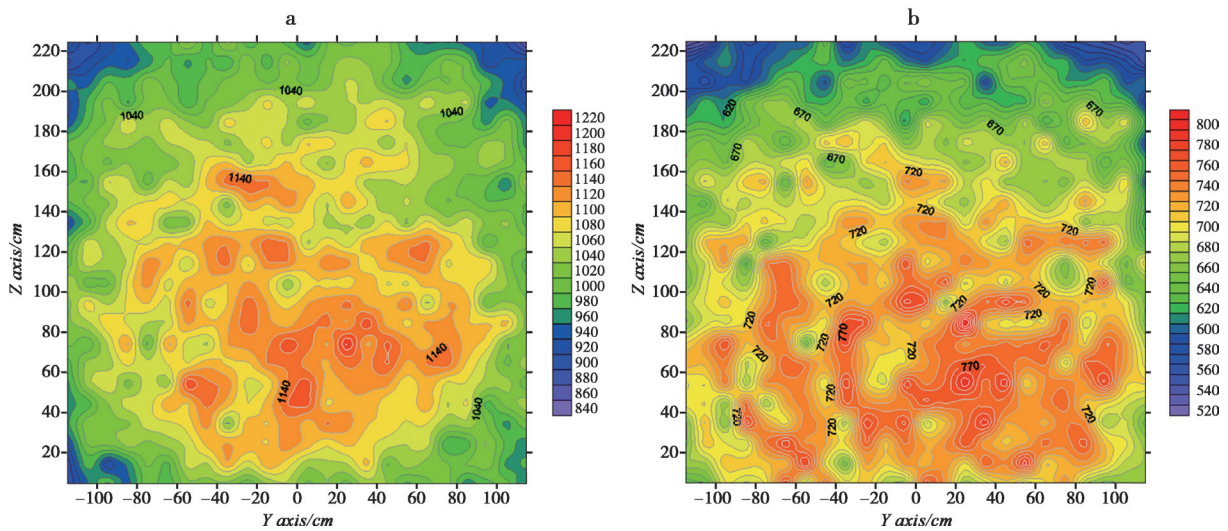


图 6 工况 2 下注量分布 (a: 计数器 1 位置注量; b: 计数器 2 位置注量)

Fig.6 Distribution diagram of fluence under working condition 2 (a: fluence of counter 1 position; b: fluence of counter 2 position)

3.1.3 工况3：供料槽 0.8 m³ 废液，计量槽 0.2 m³ 废液，水泥固化体中废液 0.2 m³

用于固化的钢桶为 400 L 钢桶,桶高 105 cm,内径 70 cm,壁厚 0.2 cm^[6]。按照固化桶填充率 85%,水灰比(质量比)0.55,水泥密度 3.10 g·cm⁻³ 计算,得到固化后的水泥固化体密度 2.1 g·cm⁻³,水泥固化体高度 84 cm。工况 3 的计算与工况 1 计算采用相同的参数,如图 7 所示。

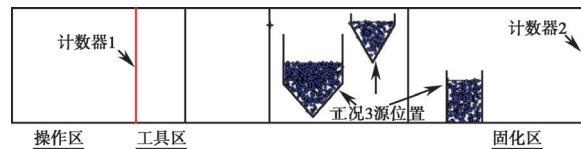


图 7 工况 3 下源位置及计数卡图

Figure 7 Source position and counting card diagram under working condition 3

计算结果如图 8 所示。工况 3 中,计数器 1 位置上的注量分布范围为 771~1090 cm⁻²,这低

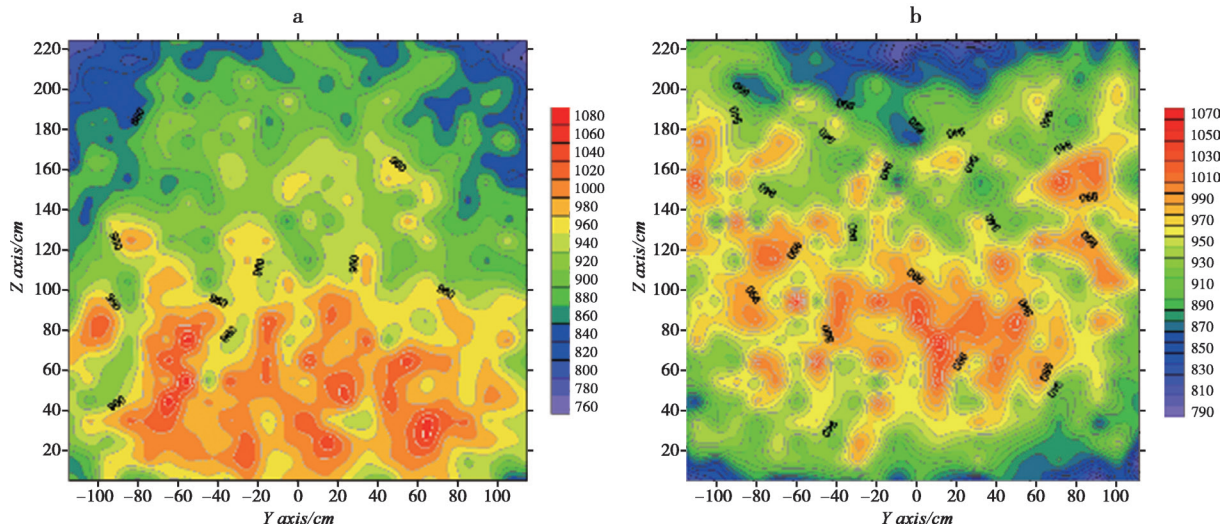


图 8 工况 3 下注量分布 (a: 计数器 1 位置注量; b: 计数器 2 位置注量)

Fig.8 Distribution diagram of fluence under working condition 3 (a: fluence of counter 1 position; b: fluence of counter 2 position)

于工况 1、工况 2 对计数器 1 位置的贡献;计数器 2 位置上的注量分布范围为 787~1070 cm^{-2} , 这高于工况 1、工况 2 对计数器 2 位置的贡献。

3.2 剂量计算

剂量计算是屏蔽设计的基础,通过 de、df 实现不同位置注量到剂量的转换。由 3.1 节可知,工况 1 贡献在计数器 1 位置的注量大,工况 3 贡献在计数器 2 位置的注量大,因此分别对计数器 1、计数器 2 位置的所受最大剂量进行计算。计算结果见表 3。

表 3 计数器 1、计数器 2 位置上所受最大的剂量范围 ($\text{uSv} \cdot \text{h}^{-1}$)

Table 3 The maximum equivalent dose range ($\text{uSv} \cdot \text{h}^{-1}$) received on the counter 1 and 2

序号	计数器 1 位置剂量范围 / ($\text{uSv} \cdot \text{h}^{-1}$)	计数器 2 位置剂量范围 / ($\text{uSv} \cdot \text{h}^{-1}$)
1	8.02~11.7 (由工况 1 贡献)	7.12~9.90 (由工况 3 贡献)

3.3 屏蔽设计、计算及工程验证

3.3.1 屏蔽设计

由于装置高度集成于标准集装箱,而集装箱总重需小于其额定质量,因此需在保障人员辐射安全的同时尽可能减少屏蔽体重量。本文

考虑仅对集装箱两侧进行屏蔽,以确保在装置运行时操作区及固化桶出桶位处(主要存在人员转运固化体)人员的辐射安全。对于装置的另外两侧,可在运行时进行围挡,用避免人员靠近的工程措施进行管控。

由 3.2 节可知,工况 1 下操作区人员受照射剂量最大,可达到 $8.02 \sim 11.7 \text{ uSv} \cdot \text{h}^{-1}$,且在工艺运行时,工作人员一直处于操作控制区,参考 $\times \times$ 公司对个人剂量限值的要求,根据分区原则和分区限值,该区域 γ 剂量率需 $\leq 5 \text{ uSv} \cdot \text{h}^{-1}$,因此需要对靠近操作控制区一侧进行铅屏蔽。

工况 3 下固化桶出桶位处人员受到的最大照射剂量最大,可达 $7.12 \sim 9.90 \text{ uSv} \cdot \text{h}^{-1}$,在工艺运行时,人员在此间歇性工作,该区域 γ 剂量率需 $\leq 20 \text{ uSv} \cdot \text{h}^{-1}$,因此对该区域不需采取屏蔽措施。

3.3.2 屏蔽计算

以工况 1 作为靠近操作区一侧铅屏蔽厚度的计算基础,在供料区左侧分别设计 0.1、0.2、0.3、0.4、0.5、0.6、0.8 cm 厚的铅进行计算。参照图 4a 所示的注量分布图,选定 $(-468.7, -35, 95)$ 作为贡献给操作控制室工作人员的最大剂量点进行结果分析。

结果见表 4: 在 $(-468.7, -35, 95)$ 点,当铅

厚度增加到 0.6 cm 时,剂量率已 $<5 \text{ uSv}\cdot\text{h}^{-1}$,因此在供料区左侧屏蔽层采用 0.6 cm 厚度的铅。

表 4 不同铅厚度下 (-468.7, -35, 95) 点处剂量率
Table 4 Equivalent dose rate at points (-468.7, -35, 95) under different lead thicknesses

铅厚度/cm	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6
剂量率/($\text{uSv}\cdot\text{h}^{-1}$)	9.4	8.2	7.1	6.5	5.6	4.9

本文统计了三种人员可能受照剂量最大的工况,计算了关注位置的注量分布及剂量范围。结果表明,位于操作控制区的人员,受工况 1 辐射场影响大,依据个人剂量限值要求,需对该位置进行 0.6 cm 的铅屏蔽,以达到剂量率 $<5 \text{ uSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 的目的;位于固化区出桶位置的人员,受工况 3 辐射场影响大,但并未超过公司对该区域个人剂量限值的要求,因此不需要进行屏蔽。

3.3.3 工程验证

对 $\times\times$ 罐区低放蒸残液进行处理,在工况 1、工况 3 情况下,记录安装在集装箱内的固定式 γ 辐射监测系统数据,并结合便携式 γ 剂量率仪监测数据,验证屏蔽设计及计算的保守合理性。其中单通道固定式 γ 辐射监测系统分别安装在操作区及固化区。

从表 5 数据中可以看出,使用便携式 γ 剂量率仪测量的结果与固定区域 γ 测量的数据有一定差异,这一方面可能是由于不同仪表的灵敏度不一致所导致的,另一方面也与测量人员的测量习惯有关,其中最大误差仅为 11.0%,从辐射测量角度来讲这是被允许的。

在工况 3 下,测量得到的 γ 剂量率数据比蒙卡计算得到的数据相对较低,这是因为所建立的模型简化了装置中的部分空间结构,使得

计算结果偏大;同理,在工况 1 下,测量得到的 γ 剂量数据也比蒙卡计算得到的数据低,但实际测得的 γ 剂量率 $<5 \text{ uSv}\cdot\text{h}^{-1}$,相对保守的计算能满足人员的辐射屏蔽安全。

4 结论

本文统计了紧凑式水泥固化装置运行时,人员可能受照剂量最大的 3 种工况,计算了关注位置的射线通量分布及剂量范围,并利用真实热料进行工程验证,结果表明:

(1) 不同工况下放射源的位置不同,位于操作控制区的人员,受工况 1 辐射场影响大,未做屏蔽情况下受照剂量范围为 $8.02\sim 11.7 \text{ uSv}\cdot\text{h}^{-1}$;位于固化区出桶位置的人员,受工况 3 辐射场影响大,未做屏蔽情况下受照剂量范围为 $7.12\sim 9.90 \text{ uSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。

(2) 为使人员受照剂量满足要求,在料液区靠近操作控制区一侧采用 0.6 cm 厚度的铅屏蔽层,可满足 $<5 \text{ uSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 的要求。

(3) 利用真实热料进行工程验证,测量得到的数据略低于采用蒙卡计算得到的剂量率,这是因为所建立的模型简化了部分空间结构,但满足人员的辐射屏蔽安全。

此次研究为紧凑式水泥固化装置的屏蔽设计提供必要的研究数据和设计依据,使得该装置在处理放射性废液时能够有效地屏蔽 γ 射线,保护操作人员的辐射屏蔽安全。

参考文献

- [1] 韩仲明, 马文革, 徐卫东, 等. 可移动式放射性废液水泥固化装置: 四川, CN204695796U [P]. 2015-10-07.
- [2] 李德平, 潘自强. 辐射防护手册第一分册: 辐射源与屏蔽 [M]. 北京: 原子能出版社, 1987.

表 5 测量结果

Table 5 The results of gama dose rate

序号	测量点位	固定区域 γ 剂量率仪测量值/ ($\text{uSv}\cdot\text{h}^{-1}$)	便携式 γ 剂量率仪测量值/ ($\text{uSv}\cdot\text{h}^{-1}$)	备注
1	操作区 (计数器 1 左侧)	2.74	3.1	工况 1
2	固化区 (计数器 2 左侧)	5.23	4.9	工况 3

- [3] 方杰. 辐射防护导论 [M]. 北京: 原子能出版社, 1991.
- [4] Briesmeister J F. MCNP-A General Mont Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C [R]. Los Alamos National Laboratory. Report LA-13709-M, March 2000.
- [5] 许淑艳. 蒙特卡罗方法在实验核物理中的应用 [M]. 北京: 原子能出版社, 2006.
- [6] 中国核电工程有限公司. 低、中水平放射性固体废物容器 钢桶: EJ1042-2014 [S]. 北京: 国家国防科技工业局, 2014.

Application of Monte Carlo Method in Shielding Design of Compact Cement Curing Device

Zeng Yufeng^{1,2}, Teng Keyan², Yang Hongsheng¹, Zhang kexin¹, Song Huizhu¹, Peng Hao²

(1. Sichuan Environment and Protection Engineering Co., Ltd., Guangyuan 628000, China;
2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: The compact cement curing device has the advantages of flexibility and economy in the treatment of small or sporadic radioactive waste liquids. In order to take into account the lightness and flexibility of the device and the radiation safety requirements for operation, it is necessary to accurately understand the corresponding radiation distribution and accurately calculate the shielding configuration requirements, thereby promoting the optimization of radiation protection design. In this paper, the Monte Carlo method is used to establish the shielding calculation model of the compact cement curing device, and the radiation field of the operator's working area is studied under different operating conditions. Based on this, according to the personal dose limit requirement of XX factory, the shielding design of the compact cement-fixed device is carried out, and the required shielding thickness is calculated. Finally, the real hot material is used for engineering verification. The measurement data shows that the shielding design and calculation are conservative and reasonable, which can protect the radiation shielding safety of operators.

Key words: Monte Carlo method; compact cement curing device; shielding calculation

(责任编辑: 许龙飞)

毛位新,蒙美福,傅煌辉,等.核应急指挥系统在核事故应急演习中的应用与思考[J].核安全,2022,21(5):21-27.

Mao Weixin, Meng Meifu, Fu Huanghui, et al. The Application and Thinking of Nuclear Emergency Software Platform in Nuclear Accident Emergency Drill [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (5): 21-27.

核应急指挥系统在核事故应急演习中的应用与思考

毛位新¹, 蒙美福², 傅煌辉^{2,*}, 常 盛¹, 龚行健¹, 贾牧霖¹

(1. 广西壮族自治区辐射环境监督管理站, 南宁 530222; 2. 广西壮族自治区生态环境厅, 南宁 530222)

摘要:核事故应急演习是保持和提升核应急能力的重要手段,核应急指挥系统是核应急管理及决策支持系统,可以有效提高应急工作效率,快速传递信息。本文通过分析核应急指挥系统在省级核事故场内联合应急演习中的应用,进一步探讨系统研发方向,从而继续完善系统功能,提升技术支撑作用。

关键词:指挥系统;联合演习;系统功能

中图分类号: TL71 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 05-0021-07

核能是一种清洁、高效的能源,《中共中央国务院关于完整准确全面贯彻新发展理念做好碳达峰碳中和工作的意见》《国务院关于印发2030年前碳达峰行动方案的通知》均明确提出我国将积极安全有序发展核电。然而,美国三哩岛、苏联切尔诺贝利、日本福岛核电站核事故让全球各国深刻认识到核能利用中的风险。虽然随着核能技术的发展,核能利用的安全性有了很大的提升,但风险依然存在。

核事故期间,国家、核设施所在省(自治区、直辖市)、核电厂三级应急组织将全部启动,省级核应急指挥部应急指令、核电厂工况数据、场内辐射监测数据、气象数据、公众撤离与安置等重要信息的及时性和准确性将直接影响到应急决策者和专家对事故的研判和现场应急人员的任务执行程度。而运用先进的计算机信息化系

统能够很好地提高核应急响应的工作效率,为应急人员提供辅助决策、信息交互等。本文通过回顾广西核应急指挥决策平台在演习中的应用情况,针对后续核应急系统的研发提出几点建议,以期系统功能更加完善。

1 核应急指挥系统简介

1.1 国内外研究现状

核应急指挥系统是为场外核事故应急提供技术支持而设计的软件系统^[1],我国在2004年就开始了国家级核应急软件的研发^[2],实现与主要核电厂的运行状况、辐射环境监测、气象等数据的传输,以及事故后果评价。江苏、福建、山东等各有核省份也陆续根据本区域情况进行系统开发^[3-5],系统均基本具备指挥调度、核电厂工况数据实时传输、在线辐射环境监测、后果

收稿日期: 2022-02-17 修回日期: 2022-03-13

作者简介: 毛位新(1989—),男,工程师,学士,现主要从事辐射环境监测、核与辐射应急管理工作

* 通讯作者: 傅煌辉, E-mail: 58630547@qq.com

评价等功能。

在美国三哩岛和苏联切尔诺贝利核事故后,国外有核设施的国家相继开发出了核应急指挥系统^[5,6],欧盟核应急决策支持系统 RODOS 和美国联邦辐射监测与评价中心核事故应急管理系统 FASER 覆盖了核应急的整个过程,能够很好地开展事故后果评价、在线辐射监测、应急干预措施等工作,及时作出决策与指挥。

1.2 广西核应急指挥决策平台

在国内外核应急指挥系统的基础上,结合广西核应急工作的需求,为保证高效、及时、准确地开展核电厂核事故应急工作,实现核应急工作流程的信息化管理,有效指引应急人员执行任务,广西核应急办研发了广西核应急指挥决策平台。该平台覆盖广西核应急体系全部层级及所有成员单位,根据省级、市级核应急组织,指挥决策人员、现场应急人员等不同层级、不同岗位的业务需求设计系统功能,表 1 列出了国内外部分核应急指挥平台的系统功能。

按照核应急工作的需求,保证应急工作的顺利开展,平台应具备:(1)任务子系统。实现应急人员开展指挥调度、响应行动方案制定、应急响应行动动态指引等工作。(2)信息反馈子系统。能够实时向应急人员展示核电厂机组工况、

辐射环境监测数据、气象数据,动态展示事故进程和应急队伍响应行动时上传的图文信息,以及跟踪监控应急岗位启动情况、应急任务执行情况。(3)后果评价子系统。利用核电厂应急行动水平的整套判断逻辑和流程,以及核电厂工况数据,实现了核电厂应急状态预判和报警,形成应急行动水平的应急状态辅助判断和预警工具。利用各类辐射监测数据,开发了能够运用辐射监测数据进行计算辐射剂量的计算、修正操作干预水平的辅助决策工具。利用核电厂事故源项和气象参数,开发了模拟计算放射性物质释放范围,给出放射性物质的时空分布和居民点的防护行动建议的核事故后果评价和辅助决策工具。(4)文书管理子系统。能将报告、通告、应急响应命令签等文书格式内置于系统,实现文书编辑、审核、审批、发送等操作的在线化办理。同时也可以将核电厂事故报告等接收的传真文件扫描至平台进行流转,实现文件收发的信息化管理。(5)日常管理子系统。能将应急值班、应急组织、应急资源、演习方案脚本等信息化,将应急人员、应急专用物资、应急装备等进行动态化管理,便于核应急准备工作的开展。(6)视频管理子系统。可以管理移动端 App 现场画面回传视频、全球眼在线监控视频等,实现指挥部与现场应急人员的音视频互动交流,以及直观了解事故现场情况。

表 1 国内外部分核应急指挥平台^[3-5]

Table 1 The function introduction of Guangxi nuclear emergency software platform

系统名称	系统功能					
	指挥决策	辐射监测	后果评价	移动 App	任务指引	视频管理
国家核应急管理系统	有	有	有	无	无	无
其他省核应急管理系统	有	有	有	无	无	无
广西核应急指挥决策平台	有	有	有	有	有	有
美国 FASER	有	有	有	无	无	无
欧盟 RODOS	有	有	有	无	无	无
日本 SPEEDI	有	有	有	无	无	无

2 演习应用

核应急演练是保持和提升核应急能力的重要手段,核应急指挥系统在演习中的应用效果可以有效检验系统人机交互界面的友好性、功能的完备性、信息流的逻辑性等,从而保证系统能够在核事故中真正发挥技术支持作用。2021年5月,广西核应急指挥决策平台在国家和广西核应急联合演习中进行了充分的应用,指挥决策、现场应急等120余个核应急岗位不同程度地在演习中使用了指挥调度、信息展示、数据统计与分析、后果评价、文书上报等功能。

2.1 指挥调度

广西核应急指挥决策平台将数据源分为两类:一类是在线监测类,即防城港核电厂机组工况、核电厂场内外在线辐射环境监测、气象观测等实时监测数据;另一类是上报类,即应急人员在应急响应过程中,通过平台和移动终端上报的人口、撤离车辆等专业组数据。在线监测类数据通过专线直接进入平台,实时将数据传至应用数据库,上报类数据是将数据传至服务数据库,两个数据库相互联通,能够实现数据相互调用;服务数据库为各级核应急人员提供数据查询、资源调度、人员调度等服务;应用数据库

为核事故后果评价、操作干预等专家研判工具直接提供数据支持,平台的信息流如图1所示。

指挥决策者通过在线监测类数据制定应急辐射环境监测方案、区域管制方案、公众防护行动计划等应急专项方案,并实时根据平台的各数据信息动态调整方案。通过资源管理实现上报类数据的运用,完成撤离车辆、安置物资、碘片等物资的实时统计与核减,从而计算出下一步需调集的物资数量。利用平台实时获取现场应急人员移动端App的地理位置,精准掌握应急人员的工作情况,通过现场应急人员反馈的信息,完成应急人员的调度、工作计划的调整。

2.2 文书管理

平台实现事故信息上报审签全流程电子化,极大地提高了信息报送速度。值班员将核电厂应急报告流转给上级审阅,直至最高级决策者审批,均在平台中完成。预先将上报国家和政府的报告以及下达给专业组、成员单位的各类通知等应急文书格式模板设置在平台,应急人员在此基础上快速完成编辑、审核、审批环节;演习中值班员直接在平台上编辑事故续报和事故通报,完成后流转给上级审核;最高决策者审批完后,值班员直接传真至国家或一键下发至所有应急岗位。演习时,总指挥在自己办

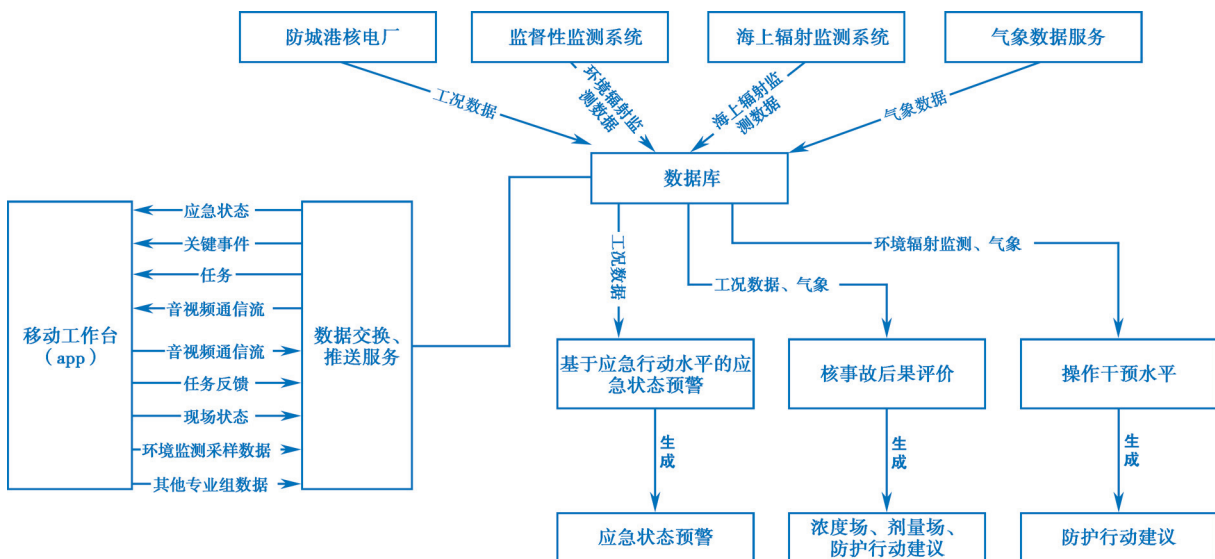


图1 平台信息流逻辑图

Fig.1 Logic diagram of platform information flow

公室通过平台签发了启动Ⅲ级响应的命令,突破了时间和地域的限制。

2.3 状态反馈

应急响应时,信息种类多、数据量大,演习中指挥决策者通过平台设计的专属信息展示界面了解事故态势、场内外辐射状况、专业组启动规模、应急人员到岗和应急任务完成情况等信息。信息展示界面主要由三个模块组成:第一个模块是实时数据观察区,可以查看实时核电厂机组工况数据,核电厂监督性监测系统辐射环境自动监测站连续辐射剂量率,气象站观测数据。第二个模块是时间维度的事故进程和应急行动记录区,将事故序列按发生时间进行排列,反馈应急任务完成情况,现场应急图像等信息。第三个模块是应急响应行动统计区,可以动态展示专业组及下设分队启动情况,应急响应阶段任务完成情况。

2.4 应急任务管理

作为省级核应急指挥决策平台,平台首次从实战层面覆盖整个省市级核应急组织中的共300余个应急岗位。平台基于应急预案、执行程序、岗位卡等全套文件和程序,对各个岗位在应

急响应阶段的既定任务进行了有效分解,形成了和应急响应等级关联的“原子”任务清单(见表2)。每个岗位均可通过相应的计算机终端、移动终端接入核应急指挥平台,依托平台开展相关工作。

演习启动应急响应等级(Ⅳ级响应、Ⅲ级响应、Ⅱ级响应、Ⅰ级响应、应急终止)后,平台立即自动将匹配的任务清单推送至各个岗位。指挥决策人员通过计算机端平台可以查看本岗位任务,根据任务启动响应行动,并通过态势信息监控各专业组的任务执行情况;专业组通过计算机端平台接收应急任务,并根据任务制定相应的响应行动方案下发给现场应急人员,通过任务进展实时监控任务完成率和完成时限。现场应急人员通过移动端App接收本岗位任务,并及时通过移动终端App以数据、文字、图片、视频等方式反馈任务的执行和完成情况。指挥决策者下达任务清单外的工作,岗位人员在平台接收后,将转入任务清单进行跟踪指引。

2.5 专家研判

专家咨询组通过平台的3套核心专家研判工具开展事故研判、后果评价、应急响应行动建

表2 系统任务清单示例
Table 2 Example system task list

响应等级	平台岗位各等级任务		
	指挥决策者	监测评价组	现场应急监测人员
Ⅳ级响应	待命; 向上级汇报事故情况	待命; 准备仪器设备	待命; 准备仪器设备; 关注辐射环境连续监测系统
Ⅲ级响应	前往指挥中心工作; 下达辐射监测、气象观测、通信保障、舆情监控等指令	下达陆上、海上监测前往指定地点待命指令	统计辐射环境连续监测系统监测数据, 2个巡测队伍、2个样品采集队伍、1个分析队伍前往前沿站待命
Ⅱ级响应	开展应急会商研判, 下达辐射监测、交通管制、医疗救护等响应行动指令	制定烟羽应急计划区陆上、海上监测任务; 口岸监测, 食品和饮用水监测待命	2个巡测队伍、1个分析队伍前往前沿站; 开展4条陆上、1条海上路线巡测, 6个点位的样品采集, 口岸人员船舶监测, 实验分析工作
Ⅰ级响应	开展应急会商研判、研究公众撤离安置工作、应急资源调度等全面启动应急响应	制定应急计划区陆上、海上、口岸、食品和饮用水监测任务	开展6条陆上、2条海上路线巡测, 12个点位样品采集, 口岸人员船舶监测, 实验室分析、食品和饮用水监测
应急终止	开展应急会商研判, 部署恢复阶段应急工作	制定陆上、海上、食品和饮用水监测任务	根据监测方案执行环境监测、样品采集与分析工作

议等工作:基于应急行动水平的应急状态辅助判断和预警工具、核事故后果评价和辅助决策工具、基于操作干预水平的辅助决策工具。

应急行动水平可以是事先确定的某些仪表的测量值、特定设备或系统的状态变化(投入、失效)或特定事件(如火灾、安保事件等)的严重程度等,是核电厂应急计划的重要组成部分。平台将确定应急行动水平的参数、初始条件、运行模式、识别类等数据模型化,通过与核电厂实时传输的工况数据进行比较,实现核电厂应急状态预判和报警,演习中提前为进入场外应急响应做出了事故研判,并向指挥部提出响应行动建议。

根据事故期间直接测量的辐射环境监测结果,运用监测结果估计辐射剂量,并对平台中场外应急计划中使用的操作干预水平(OIL)缺省值进行修改或重新计算,为制定应急响应行动提供建议。Ⅱ级响应阶段后期(场内应急响应),专家通过操作干预水平工具,根据核电厂机组释放源项的浓度,计算出核电厂下风向 2 km 范

围内空气吸收剂量率将在 2 h 内达到应急撤离防护行动水平,预测结果在 GIS 地理信息系统上进行了标识,并输出为专业报告。通过与场内外辐射环境监测数据的对比,进一步验证了预测,专家向指挥部提出了下风向群众预防性撤离的行动建议。

平台核事故后果评价工具通过使用事故源项数据、气象数据、厂址特征等参数实现放射性物质在大气中输运和扩散的模拟和计算,输出各网格点空气中放射性核素的瞬时浓度、时间积分浓度和地面沉积浓度等。根据浓度场可以进行各照射途径的剂量估算,与通用干预水平进行比较,提出防护行动建议,图 2 为核事故后果评价工具模型。Ⅰ级响应阶段(场外应急响应),专家利用核事故后果评价工具,输入平台实时获取的核电厂机组工况数据、释放源项和气象观测站气象风场数据,模拟计算放射性物质的释放范围,给出下风向 10 km 两个村和其他方位 5 km 3 个村的紧急撤离、隐蔽的防护行动建议。

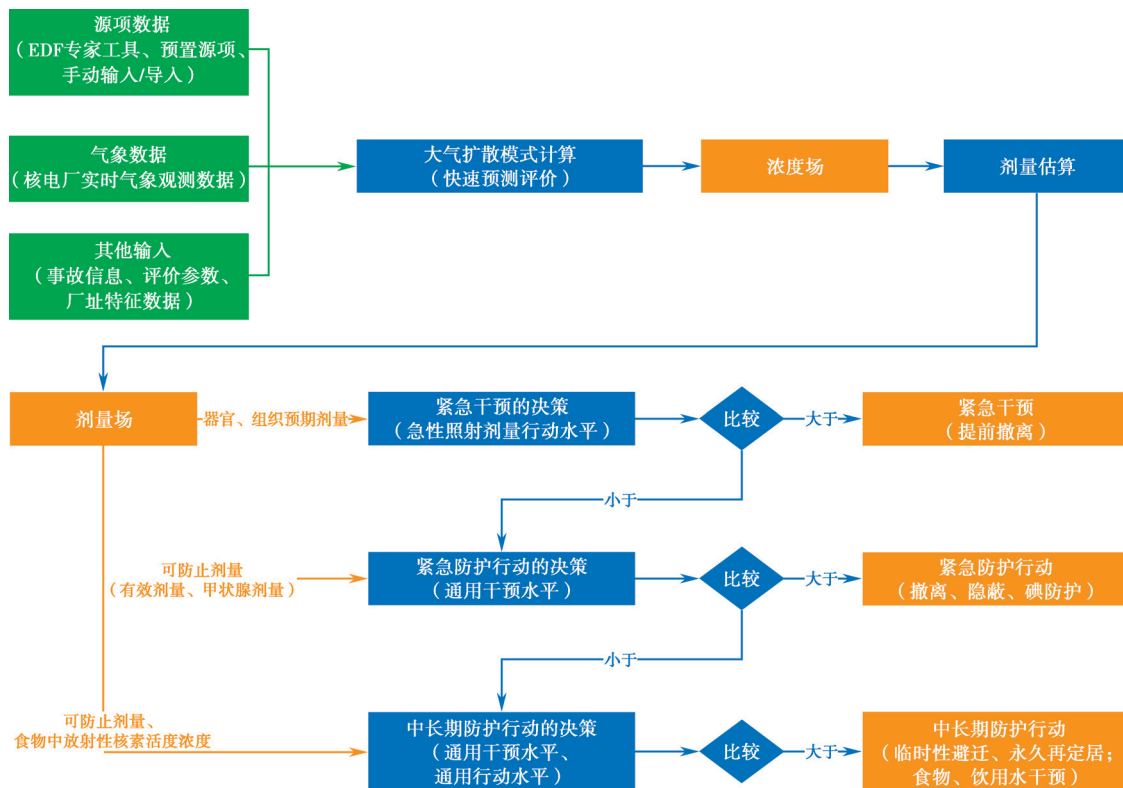


图 2 核事故后果评价模型

Fig.2 Model diagram of nuclear accident consequence evaluation

2.6 现场动态实况直播

演习时辐射监测、交通管制、撤离安置等现场应急人员深入事故核心区域开展应急工作,通过移动端 App 实时将现场音视频传回指挥部,使指挥决策者详细了解事故现场状况、公众撤离与隐蔽、污染洗消、医疗救治等应急响应行动的开展情况。演习时,指挥决策者与污染洗消现场应急人员进行音视频交流,详细询问了污染洗消点应急工作的开展情况。

2.7 应急支援

演习中为加快完成事故区域辐射监测,军队和广东省派出了应急监测支援队伍,为保证支援队伍能够无差别地获取事故信息,以及支援队伍的各种数据能够及时反馈给指挥决策者,为支援队伍分配了平台账号。支援队伍登录平台和移动端 App 实时了解事故进程和应急任务,通过安装通信协议转换模块,将实时辐射监测剂量率、谱图等数据传至指挥部,保证了数据的及时性,顺利地完成了应急监测任务。

3 应用效果

高效的信息传递、任务下达、资源调度,实时的数据分析,电子化的文书传递,可视化的任务执行过程,提高了指挥调度的效率。动态的应急响应行动指引,有效地帮助了应急人员了解自身职责与任务,更加顺利地开展应急工作。及时、准确、全面的辐射环境、气象、车辆等现场资料,使指挥决策者更加迅速、精准地制定和调整应急响应行动方案。专业的事后影响评价工具,能够及时、准确地对事故发展、事故后果进行预判,并提出详细的应急响应行动建议,对专家分析、研判起到了很好的辅助作用。广西核应急指挥决策平台为演习提供了有力的技术支撑,国家核事故应急委员会办公室在演习评估报告^[7]中也指出,演习全程信息化指引,核应急平台指挥决策在全国具有示范作用。

4 思考

各涉核省份在核电厂核事故应急演习中都不同程度地利用核事故应急指挥系统作为技术

支撑。广西核应急指挥决策平台在演习全程中的应用,经过多方面的实践检验,同时发现一些需要继续完善之处。为更好地满足实际应急中工作的需求,本文提供部分优化的方向,希望能给核应急指挥系统的研发提供一些借鉴。

4.1 接入敏感区人口信息

辐射监测和气象观测实时数据接入核应急系统为应急响应方案的制定和事故后果评价提供了重要参数。而目前系统中统计的区域人口数据为户籍人口,与事故时实际人口数据存在较大差异,不够精准的数据会增加应急响应行动的困难。基于此,可以利用移动网络运营商的信息,将用户数、用户进出路径等信息接入核应急决策系统,实现区域人口的精确统计,降低撤离隐蔽工作的难度。通过了解公众常用进出路径,有利于进行特定路段的交通控制,以防止交通事故和道路堵塞,表 3 列出了移动网络运营商数据在平台的作用。

表 3 移动网络运营商数据作用

Table 3 Data role of mobile network operators

信息类型	目的	作用
接入网络数量	确定公众数量	制订撤离车辆计划
接入网络区域	确定公众所在位置	制订撤离工作人员数量和动员计划;优化撤离集合点
行动路径	确定公众常用行进道路	制定交通管制措施;研究撤离时效和撤离道路的适应性

4.2 记录工作时间信息

现场应急人员需要进入核设施烟羽应急计划区开展应急响应行动,按照规定,进入事故影响区域开展应急行动的人员需要佩戴个人剂量计,进行个人剂量监控;而应急人员短时间的剧增可能导致个人剂量计不足,可以充分利用核应急系统的全层级、全岗位覆盖,记录应急响应人员的登录时间和地点信息,通过时间和事故区域辐射状况间接分析应急人员所受剂量率情况^[8]。

4.3 提高系统的稳定性

核应急信息种类多、数据量大,有文字、图

像、视频等不同种类,存在多个用户同时在平台上输入和输出,特别是进行后果评价时,需要模拟计算,这对系统的稳定性提出了较高要求。系统在进行设计时,应该做好资源数据库、应用数据库、音视频数据库的规划设计和硬件配置,考虑用户的信息要求和处理要求^[9]。应急响应时人员众多,应考虑系统的用户并发量,系统应至少满足省、市级核应急组织全部人员同时在线的需求,并保留一定的冗余。通过系统上传的资料种类和大小不同,系统应该能够确保多人同时上传信息通道的畅通。

参考文献

- [1] 孙志刚, 张国君, 郭里, 等. 省级核应急演练的思考与对策 [J]. 中国核电, 2013, 6 (1): 91-93.
- [2] 王醒宇, 凌永生, 施仲齐. 国家核应急软件系统建设过程中的有关问题探讨 [J]. 环境保护, 2007 (22): 58-59.
- [3] 陈荣. 我国核事故应急演练工作研究与建议 [J]. 辐射防护, 2018, 38 (3): 240-245.
- [4] 凌永生, 贾文宝, 单卿, 等. 江苏省核应急管理指挥决策支持系统的研究 [J]. 原子能科学技术, 2012, 46 (S1): 677-682.
- [5] 梁漫春, 刘绍国, 黎岗, 等. 省市级核应急软件平台的框架设计 [C] // 中国核科学技术进展报告 (第三卷)——中国核学会 2013 年学术年会论文集第 5 册 (辐射防护分卷、核化工分卷), 2013: 205-210.
- [6] 曲静原. 核应急决策支持系统研究与开发中的若干问题 [J]. 辐射防护, 1998 (02): 47-54.
- [7] 国家核事故应急委员会办公室. 关于广西防城港核电厂第二次核事故应急场外联合演习评估意见的通知 [R]. 北京: 国家核事故应急委员会办公室, 2021: 3-8.
- [8] 岳会国, 林权益, 张建岗. 环境保护部核与辐射突发事件评价及决策系统 [J]. 辐射防护, 2010, 30 (03): 150-154.
- [9] 凌永生, 贾文宝, 单卿, 等. 江苏省核应急管理指挥决策支持系统的研究 [J]. 原子能科学技术, 2012, 46 (S1): 677-682.

The Application and Thinking of Nuclear Emergency Software Platform in Nuclear Accident Emergency Drill

Mao Weixin¹, Meng Meifu², Fu Huanghui², Chang Sheng¹, Gong Xingjian¹, Jia Mulin¹

(1. Radiation-Environment Management and Monitoring Station of Guangxi Zhuang Autonomous Region, Nanning 530222, China; 2. Department of Ecology and Environment of Guangxi Zhuang Autonomous Region, Nanning 530222, China)

Abstract: Nuclear accident emergency drill is an important means to maintain and improve nuclear emergency response capability, nuclear emergency software platform is a nuclear emergency management and decision support system, which can effectively improve emergency work efficiency and quickly transmit information. By analyzing the application of the nuclear emergency software platform in the provincial nuclear emergency on-sit and off-sit joint exercises, this paper further discusses the development direction of the system, so as to continue to improve the function of the system and enhance the role of technical support.

Key words: software platform; joint exercises; system function

(责任编辑: 许龙飞)

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.

Zhang Hongtao, Tang Guanjun, Kong Liang, et al. Analysis and Discussion on Radiation Environmental Monitoring Situation of the Shut-Down Uranium Mining and Milling [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (5): 28-32.

我国关停铀矿冶设施辐射环境监测状况及对策探讨

张红涛, 汤冠军, 孔亮, 包宸夕

(生态环境部华东核与辐射安全监督站, 上海 200233)

摘要: 根据现场调研情况, 结合近年来华东地区关停铀矿冶设施辐射环境监测监督管理实践, 对关停铀矿冶的辐射环境监测状况进行分析, 找出存在的问题, 提出相应的对策, 为国内关停铀矿冶设施的辐射环境管理提供借鉴。

关键词: 铀矿冶; 辐射环境; 监测; 关停

中图分类号: X837 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2022) 05-0028-05

从2016年开始,我国华东地区铀矿冶企业陆续关停全部矿井,但环境辐射污染风险并未消除。因此,其三废处理设施仍需继续运行,辐射环境监测(包括环境监测和流出物监测)工作必须开展。但是,矿井关停,企业停止生产,企业的各方面投入有所压缩,特别是环境监测人员减少、监测经费不足、监测能力下降等因素影响了企业对辐射环境风险的监测工作。如何确保辐射环境监测工作质量,成为关停铀矿冶企业辐射环境监督管理中面临的重要问题,本文在华东核与辐射安全监督站现场调研的基础上,结合监督实践,对此问题进行深入分析并提出建议。

1 华东地区铀矿冶关停后的基本状况

目前,各铀矿冶企业已完成调整改革,职工基本稳定,全部矿井淹井,大部分堆浸池卸堆或用混凝土覆盖,部分工业场地用混凝土覆盖,大大减少了“三废”污染源项。同时,各铀矿冶企

业陆续开展铀矿冶设施退役工作其主要任务集中到了三废处理设施运行、辐射环境监测、现场维持维护等生态环境保护管理方面。

2 关停后辐射环境监测存在的主要问题

关停后存在监测人员减少、监测费用不足、监测能力下降、现场监测和取样难度大、关停状态监测要求不明确、退役治理项目开展缓慢等问题。

2.1 人员、能力等方面存在困难

华东地区铀矿冶企业在正常生产期间本来就存在分析监测人员能力不足、仪器设备老化、检测能力不足、探测下限不够等问题,经各方努力后,能力有一定提高^[2]。但是,在铀矿冶设施关停后,监测状况不容乐观,绝大部分人员被分流,有些监测骨干离职,个别刚上岗的监测人员培训和经验不足;监测设备检定校验不及时,参加外部质控活动较少,原来通过CMA认证的实

收稿日期: 2022-02-08 修回日期: 2022-03-22

作者简介: 张红涛(1983—),男,硕士,现主要从事核与辐射安全监督及监测工作

验室无法通过评审;关停后企业几乎没有生产收入,仅靠上级拨款开展工作,监测资金较正常生产时有所欠缺。华东地区铀矿冶某企业 A 和企业 B 关停前后的监测能力见表 1。从表中可以看出,关停后企业监测能力整体下降。

表 1 华东地区关停铀矿冶监测能力对比
Table 1 Monitoring comparison of the shut-down uranium mining and milling in eastern China

企业	年份/a	监测人员/人	监测设备/台	自主监测项目/项	外部培训/人次
A	2015	13	40	37	13
	2021	4	10	8	4
B	2015	5	13	14	2
	2021	2	7	6	3

2.2 现场监测和取样工作受到考验

铀矿冶企业一般处在山区,交通不便,监测和取样点位较多、点位分散,各点位之间、点位与总部之间相距达到数百 km,关停后现场草木丛生,现场监测和取样条件很差。个别管理者平时工作中形成了重生产而轻监测的习惯,认为辐射环境监测是小事、琐事。有些监测人

员的辐射环境安全观念淡薄,甚至认为关停后不需要再开展监测,存在现场监测不规范、取样不及时的情况。另外,关停后,企业经济运行活动停止,人员大幅减少,企业规模变为小微企业,管理能力不足^[1],监测工作的内部监督和规范管理也出现不足。

2.3 关停状态监测要求不明确

2020 年发布的《铀矿冶辐射防护和辐射环境保护规定》(GB23727-2020)中首次提出铀矿冶关停阶段的辐射防护和辐射环境保护规定,并规定“在铀矿冶企业关停期间,应严格按照《铀矿冶辐射环境监测规定》(GB23726)和环境影响评价文件中提出的监测方案继续开展流出物和环境(辐射)监测”^[3]。但是 GB23726-2009 提出了运行前本底调查、运行期间监测以及退役监测的相关内容和要求,并无针对关停阶段的要求,且环境影响评价主要针对的是建设阶段和运行阶段,而不是关停阶段。目前,关停企业仍然按照运行阶段开展辐射环境监测,监测点位、项目和频次较高,监测压力较大。在某企业现场调研也发现,GB23726-2009 中要求的监测内容与该企业关停的实际情况存在不一致(见表 2、表 3)。

表 2 GB23726-2009 中环境监测要求与关停铀矿冶情况的比较

Table 2 Comparison of the environmental monitoring requirements in national standard and situation in shut-down uranium mining and milling

序号	监测介质	采样点或监测点	关停后情况
1	空气	尾矿(渣)库、废石场、排风井的下风向设施边界处;设施周围最近居民点;对照点	矿井已淹井,排风井停止工作;废石场无新增放射性物料,基本稳定
2	气溶胶	排风井外下风向边界处;设施周围最近居民点;对照点	矿井已淹井,排风井停止工作
3	陆地 γ	空气采样布点处;尾矿(渣)库;废石场;易洒落矿物的公路	矿井已淹井,排风井停止工作;停产后无矿物运输;尾矿(渣)库、废石场无新增放射性物料,基本稳定
4	地表水	排放口下游第一个取水点;下游主要居民点;对照点	
5	地下水	尾矿坝下游地下水;矿井水;地浸、地下堆浸含水层水;矿周围饮用水井;对照点	矿井已淹井,无矿井水;无地浸和地下堆浸;矿库无新增放射性物料,基本稳定

续表

序号	监测介质	采样点或监测点	关停后情况
6	土壤	污染的农田或土壤; 对照点	停产后, 无工艺废水, 废水主要为尾渣库渗出水、溢出的矿井水, 且水中核素较稳定
7	底泥	同地表水	
8	陆生生物	受废水污染区; 对照点	停产后, 无工艺废水, 废水主要为尾渣库渗出水、溢出的矿井水, 且水中核素较稳定
9	水生生物	受废水地表径流影响的湖泊、河流; 对照点	

表3 GB23726-2009 中流出物监测要求与关停铀矿冶情况的比较

Table 3 Comparison of the effluent monitoring requirements in national standard and situation in shut-down uranium mining and milling

序号	监测介质	采样点或监测点	关停后情况
1	废气	矿山: 排风井 选冶厂: 排气口 废石、尾矿 (渣)	矿井已淹井, 排风井停止工作; 无水冶厂排气口
2	气溶胶	矿山: 排风井 选冶厂: 排气口	矿井已淹井, 排风井停止工作; 无水冶厂排气口
3	废水	排放口	停产后, 无工艺废水, 废水主要为尾渣库渗出水、溢出的矿井水, 且水中核素较稳定
4	废石、尾矿 (渣)	场 (库) 边界外	

2.4 应急监测保障困难

铀矿冶企业地处山区, 每年进入汛期极易发生暴雨引起的山体滑坡、泥石流等灾害, 进而产生辐射环境安全风险。关停后, 企业由于种种困难, 无法独立完成监测工作, 均委托第三方监测机构开展大部分监测工作, 有的甚至委托其他省份的监测机构开展监测。但如果出现紧急情况, 第三方监测机构赶到现场开展应急监测工作存在困难。

2.5 退役进展缓慢

经过退役治理, 退役设施的工程安全性和辐射安全性均可达到国家标准要求^[4], 退役是消除辐射环境风险最有利的措施。退役后, 监测工作将大幅减化。但是, 目前各企业由于个别矿井建设项目验收、储量注销等导致退役缓慢, 另外退役涉及的部门和单位较多, 不但需要企业上级公司的批准, 还需要国防科工主管部门和生态环境保护主管部门的行政审批, 退

役流程较长。

3 关停后辐射环境监测建议

3.1 保障工作人员及监测资金

关停铀矿冶企业应采取内部竞聘上岗, 确保监测人员素质, 同时加强对竞聘上岗监测人员的培训和考核, 确保工作人员的监测能力满足工作要求, 方可规范开展工作; 根据关停的实际情况, 制订合理的监测资金需求计划并积极向上级部门申报; 科学评估现有监测设备, 及时退役老旧设备, 启用新设备。

根据工作要求确实需要委托有资质单位开展监测时, 应加强对委托监测质量的管理。

3.2 提升监测工作的管理水平

关停铀矿冶企业要明确辐射环境监测的工作责任, 克服困难, 切实履行央企的社会责任, 增强监测人员的责任心; 加强现场监测和取样工作管理, 严格执行操作规程; 强化内部监督,

针对监测工作制度开展培训和宣贯。

3.3 规范关停状态监测要求

国家应从法规标准上填补关停期间监测要求的空白,如尽快对 GB23726-2009 进行修订,提出针对关停阶段的特殊监测要求。同时,关停企业应根据关停后的实际情况,结合历史监测情况分析,对监测点位、项目和频次作出科学评价,确定主要监测目标,优化监测方案并报管理部门批准。

3.4 强化应急监测

铀矿冶企业应全面分析评估铀矿冶环境风险特点,认真梳理重点领域和薄弱环节,根据关停后的实际情况制定应急监测方案,确保与矿井关停后公司的实际情况相符,防范特殊部位风险;专门设置一个专职从事日常辐射环境监测、辐射环境安全管理、事故应急和舆情应对的机构^[5],统一协调开展应急监测工作;加强应急监测的演练;探索与第三方监测机构、当地政府的应急监测力量的协调及援助机制。

3.5 尽快推进退役

各铀矿冶企业要积极开展工作,争取上级部门的支持,推动退役治理项目的开展,尽快获得国防科工主管部门和生态环境保护主管部门关于退役项目的批复。另外,作为国家的审批管理机关,国防科工部门和生态环境保护主管部门应充分认识到尽快退役的必要性和紧迫性,对关停铀矿冶退役项目遇到的困难给予帮助和支持。

4 强化辐射监测工作中的责任

中国核工业集团公司作为全国铀矿冶企业的上级公司,必须落实对关停铀矿冶企业的领导责任,顶层设计,统一规划,落实铀矿冶辐射环境监测要求,重视铀矿冶环境保护,巩固铀矿冶流出物与环境监测三级体系的作用^[2],如图 1 所示;行政管理部门对铀矿冶辐射环境监测和退役工作要给予足够的支持和鼓励;地区监督站等监督部门应充分认识到辐射监测在铀矿冶辐射安全中的重要性,督促铀矿冶企业对监测工作中存在的问题、隐患和薄弱环节尽快整改;

省级辐射环境监测部门要加强业务指导,组织培训、交流、监测比对等活动,增强对停产铀矿冶企业的监测能力。

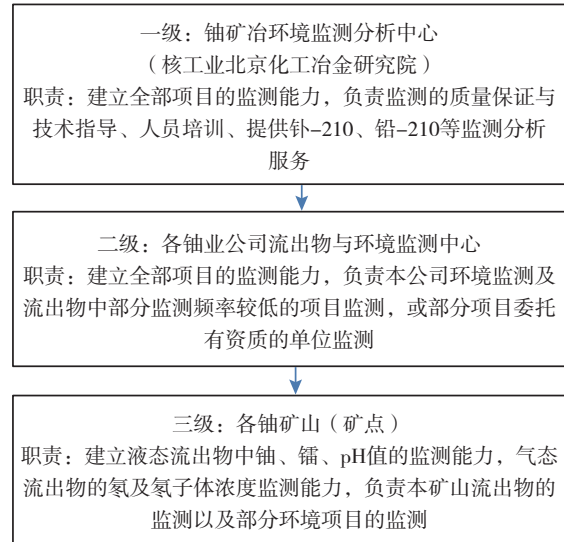


图 1 三级监测体系

Fig.1 Three level monitoring system

5 结语

关停的铀矿冶企业虽已处于关停状态,但是辐射环境监测工作丝毫不能放松,要保证监测的有效性和科学性。作为铀矿冶辐射环境监测相关方都应充分认识到铀矿冶辐射环境安全在国家核安全体系中的重要地位,共同努力,做好辐射监测,确保辐射环境安全。

参考文献

- [1] 胡鹏华, 李先杰, 任建军, 等. 铀矿冶关停(调改)矿山安全标准化达标创建研究[J]. 铀矿冶, 2020, 39(4): 300-302+306.
- [2] 李先杰, 段剑臣, 薛建新, 等. 我国铀矿冶流出物与环境监测能力建设[J]. 铀矿冶, 2014, 33(1): 26-30.
- [3] 中华人民共和国生态环境部, 中华人民共和国国家市场监督管理总局. 铀矿冶辐射防护和辐射环境保护规定: GB23727-2020[S]. 北京: 中国标准出版社, 2020.
- [4] 刘晓超, 杜娟. 铀矿冶退役设施的长期监护管理[J]. 铀矿冶, 2012, 31(3): 162-163+168.
- [5] 刘瑞兰, 陈建平, 李建辉, 等. 华北铀矿冶辐射环境安全状况及监管对策研究[J]. 铀矿冶, 2017, 36(2): 151-154.

Analysis and Discussion on Radiation Environmental Monitoring Situation of the Shut-Down Uranium Mining and Milling

Zhang Hongtao, Tang Guanjun, Kong Liang, Bao Chenxi

(Eastern Regional Office of MEE (NNSA) , Shanghai 200233, China)

Abstract: Based on the site investigation and the practice of radiation environmental monitoring supervision in the shut-down uranium mining and milling facilities in Eastern China in recent years, this paper analyzes radiation environmental monitoring situation and the problem of shut-down uranium mining and milling, and provides countermeasure for the radiation environmental management of domestic shut-down uranium mining and milling facilities.

Key words: uranium mining and milling; radiation environment; monitoring; shut-down

(责任编辑: 许龙飞)

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.

Liu Jianchang, Chen Yunying, Ouyang Yong, et al. Conservation Evaluation of PWR LOCA Source Term Analysis Method [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(5): 33-40.

压水堆 LOCA 源项分析方法保守性评价

刘建昌, 陈韵茵, 欧阳勇, 陈忆晨, 沈永刚*

(中广核研究院有限公司, 深圳 518000)

摘要: 本文给出了国内外主要的压水堆 LOCA 源项分析方法, 包括美国一系列的导则、RCC-P、《压水堆核电站设计基准事故源项分析准则》(以下简称源项分析准则)和欧洲部分研究报告中给出的源项分析方法, 并针对源项分析准则中给出的 LOCA 源项分析方法保守性开展了初步评价。通过对放射性核素行为进行保守简化的处理, 源项分析准则中给出了一套保守的 LOCA 源项分析方法。

关键词: 压水堆; 失水事故; 事故源项

中图分类号: TL38 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)05-0033-08

评价核电站安全特性的一项重要指标是: 在发生设计基准事故(DBC)期间, 放射性释放低于可接受的限值。在可能造成放射性释放的设计基准事故中, 失水事故(LOCA)可能导致堆芯积存量中的放射性核素释放到安全壳内, 从而导致较严重的放射性后果。图 1 给出了采用双层安全壳设计的核电站在发生 LOCA 后的放射性释放过程。本文将给出国内外主要的 LOCA 源项分析方法, 并结合放射性释放特征, 分析现有源项分析方法中的保守性。

1 国内外 LOCA 源项分析方法

在美国早期的导则中, 保守地假设 LOCA 导致全堆芯熔化, 燃料中的全部惰性气体和 25% 的碘(I)瞬时释放到安全壳内^[1,2], 同时, 还会有 1% 其他固态裂变产物释放到安全壳内^[1]。

释放到安全壳内的碘, 91% 为元素碘, 5% 为粒子碘, 4% 为有机碘。参考文献[2]中指出: 对于释放到安全壳内的放射性核素, 考虑向环境释放过程中的衰变过程, 并可以考虑安全壳喷淋系统、安全壳内再循环通风系统或其他专设安全系统对放射性核素的去除作用, 但是并未给出相应的核素去除评价模型。释放到安全壳内的放射性核素, 通过安全壳泄漏的方式释放到环境中。在分析中, 参考文献[2]指出: 在事故后的前 24 h, 应考虑安全壳峰值压力对应的最大允许泄漏率, 在 24 h 以后, 泄漏率降低为最大允许泄漏率的一半。参考文献[2]中给出的源项分析方法, 没有考虑从事故发生到燃料芯块熔化的发展过程, 全堆芯熔化也没有考虑安注等系统对事故后果的缓解作用, 是非常保守的一套源项分析方法。

收稿日期: 2021-06-10 修回日期: 2021-12-27

作者简介: 刘建昌(1990—), 男, 工程师, 硕士, 现主要从事事故源项和放射性后果分析、海洋条件影响研究等工作

* 通讯作者: 沈永刚, E-mail: shenyonggang@cgnpc.com.cn

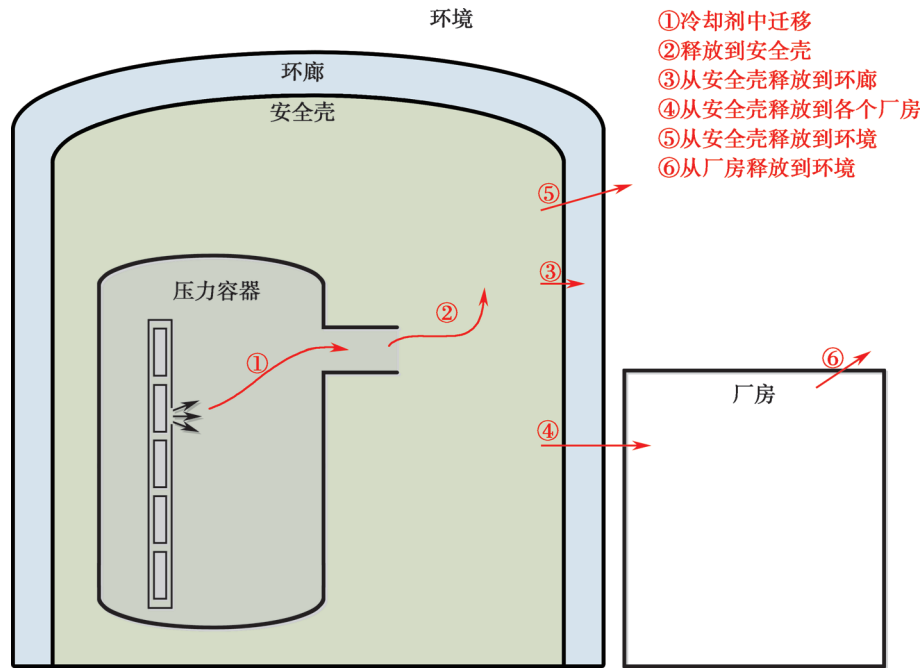


图1 LOCA后放射性释放过程示意图

Fig.1 Release path of radionuclides during LOCA

1995年,美国核管会(NRC)在开展的放射性释放研究基础上,发布了NUREG-1465,给出了一套分析释放到安全壳内的放射性核素活度的分析方法。在NUREG-1465^[3]中,将LOCA后放射性释放划分为包壳间隙释放、早期压力容器释放、压力容器外释放和后期压力容器释放四个阶段,各阶段释放的持续时间和释放份额见表1。NUREG-1465中,考虑了全堆芯熔化、压力容器完整性遭到破坏导致的大量放射性释放。对于安全壳内pH>7的情况,释放到安全壳内的碘95%为粒子碘,元素碘和有机碘的份额分别为4.85%和0.15%,除惰性气体外的其他核素以粒子态的形式存在。

对于安全壳内大气中的放射性核素,NUREG-1465中指出可以考虑安全壳喷淋、通风过滤系统等专设安全系统(ESF)和沉降等自然机理对核素的去除作用。安全壳喷淋对核素的去除,可以参考SRP 6.5.2^[4]中给出的喷淋去除系数 λ 计算公式:

$$\lambda = \frac{3hFE}{2VD} \quad (1)$$

表1 事故后放射性核素释放份额 (NUREG-1465)
Table 1 Release fraction of core inventory during LOCA (NUREG-1465)

	包壳间 隙释放	早期压力 容器释放	压力容器 外释放	后期压力 容器释放
释放持 续时间	0.5 h	1.3 h	2.0 h	10.0 h
惰性 气体	0.05	0.95	0.0	0.0
卤素	0.05	0.35	0.25	0.1
碱金属	0.05	0.25	0.35	0.1
碲族	0.0	0.05	0.25	0.005
钡、锶	0.0	0.02	0.1	0.0
贵金属	0.0	0.0025	0.0025	0.0
铈族	0.0	0.0005	0.005	0.0
镧系	0.0	0.0002	0.005	0.0

式中:

h ——喷淋液滴下落高度, m;

V ——安全壳自由容积, m^3 ;

F ——喷淋流量, m^3/s ;

E/D ——无量纲收集效率 E 与喷淋液滴平均直径 D 之比。

对于气溶胶的自然沉降过程, NUREG-1465 指出, 可以考虑重力沉降、扩散电泳、热电泳和扩散四种沉降机理。

NRC 在 2000 年发布了 RG1.183^[5], 提出了一套替代源项 (Alternative Radiological Source Terms) 分析方法。对于 LOCA, 将放射性释放划分为包壳间隙释放和早期压力容器释放两个阶段, 各个阶段放射性核素的释放份额见表 2。替代源项分析方法仍保守假设事故导致全堆芯熔化, 但是认为设计基准 LOCA 不会破坏压力容器的完整性。当安全壳内 $pH > 7$ 时, 释放到安全壳内的放射性碘, 95% 以 CsI 形态存在, 元素碘和有机碘的份额分别为 4.85% 和 0.15%。

对于安全壳喷淋和自然去除机理, 替代源项建议分别参考 SRP 6.5.2^[4] 和 NUREG/CR-6189^[6] 中给出的模型进行评估。

表 2 事故后放射性核素释放份额 (RG1.183)
Table 2 Release fraction of core inventory during LOCA (RG1.183)

	包壳间隙释放	早期压力容器释放
释放起始时间	30 s	0.5 h
释放持续时间	0.5 h	1.3 h
惰性气体	0.05	0.95
卤素	0.05	0.35
碱金属	0.05	0.25
碲族	0.0	0.05
钡、锶	0.0	0.02
贵金属	0.0	0.0025
铀族	0.0	0.0005
镧系	0.0	0.0002

在分析放射性核素向环境的泄漏时, 替代源项中假设事故后前 24 h 应考虑安全壳峰值压力对应的最大允许泄漏率, 24 h 以后, 泄漏率降低为最大允许泄漏率的一半^[5]。

而在 RG1.195^[7] 中, 假设 LOCA 导致全堆芯燃料熔化, 100% 惰性气体和 50% 碘瞬时释放到安全壳内。释放到安全壳内的放射性碘, 91% 为元素碘, 5% 为粒子碘, 4% 为有机碘。

需要指出的是, 前文中给出的美国 LOCA 源项分析方法, 都有相应的放射性后果验收准则。在 RG1.183 中, LOCA 的验收准则为: 有效剂量不超过 250 mSv^[5]。

RCC-P^[8] 给出了 IV 类事故的验收准则: 在厂区边界 2 h 内人员所受到的全身有效剂量和甲状腺剂量当量分别不超过 150 mSv 和 450 mSv。在 RCC-P 中给出了 LOCA 源项现实分析方法^[8]。现实分析方法中, 保守地假设事故导致全部燃料包壳发生破损, 包壳间隙中的放射性核素释放到冷却剂中。包壳间隙中的惰性气体和放射性碘, 分别占全堆芯积存量的 2% 和 3%, 长半衰期核素 Kr-85 在包壳间隙中的份额假设为 30%。从包壳间隙中释放出来的碘, 50% 被冷却剂和结构滞留, 剩余部分释放到安全壳内。释放到安全壳内的碘, 90% 为分子碘, 10% 为粒子碘和有机碘。

安全壳喷淋系统启动后迅速将安全壳内元素碘降低到初始比活度的千分之一, 保守地不考虑喷淋系统对粒子碘和有机碘的去除^[8]。在计算放射性核素向环境的释放时, 考虑安全壳峰值压力对应的最大允许泄漏率。

我国在 2017 年发布了《压水堆核电站设计基准事故源项分析准则》^[9] (以下简称源项分析准则)。源项分析准则中指出, 对于不会导致堆芯熔化的 LOCA, 可以只考虑包壳间隙中的放射性释放。燃料包壳间隙中的惰性气体、卤素和碱金属的份额均为全堆芯积存量的 5%。释放到安全壳内的放射性碘, 95% 以 CsI 形态存在, 元素碘和有机碘的份额分别为 4.85% 和 0.15%。对于安全壳泄漏率, 源项分析准则中指出, 事故后前 24 h 应考虑安全壳峰值压力对应

的最大允许泄漏率;24 h 以后,泄漏率降低为最大允许泄漏率的一半。GB 6249—2011^[10]中给出了 LOCA 应满足的放射性后果验收准则,即事故后 2 h 内公众在非居住区边界上以及整个事故持续时间内公众在规划限制区外边界上可能受到的有效剂量应控制在 0.1 Sv 以下,甲状腺当量剂量应控制在 1 Sv 以下。

EUR 14179^[11]和 EUR 19841^[12]中给出了一套计算 LOCA 后放射性释放的现实方法。通过对 LOCA 后燃料包壳破损份额开展敏感性分析, EUR 14179^[11]和 EUR 19841^[12]提出,对于采用冷段注入的堆型,包壳的燃料包壳破损份额取 33%。事故后从燃料中释放出的核素,一部分为破损燃料包壳间隙中的放射性核素,另一部分为瞬态快速降压过程中部分燃料芯块破损后释放的核素。释放的核素中,惰性气体在燃料包壳破损后就释放出来;而除惰性气体外的其他核素,在堆芯未被重新淹没前,10% 从燃料中释放(干释放阶段),剩余 90% 在湿释放阶段释放。在干释放阶段,不考虑放射性核素在一回路的滞留,全部释放到安全壳内;在湿释放阶段释放的碘,60% 以元素碘的形态释放到安全壳内大气中,其余碘溶解在冷却剂中。除惰性气体外的其他核素(主要是铯),在湿释放阶段全部随冷却剂进入地坑中。

2 LOCA 源项分析方法的保守性评价

在第 1 节中给出了国内外主要的 LOCA 源项分析方法。本节中,将针对源项分析准则中给出的源项分析方法的保守性开展评价。

2.1 燃料包壳破损份额

在电厂正常运行期间,燃料芯块中产生的部分挥发性裂变产物将积聚在燃料包壳间隙中。若事故导致燃料包壳破损,破损燃料包壳间隙中的放射性核素将释放到冷却剂中。释放到冷却剂中的份额与包壳间隙中裂变产物的积存量、包壳破损份额相关。

在瞬态过程中,燃料包壳温度、燃料内外压差发生非常剧烈的变化,考虑全堆芯包壳发生破损是一个保守的假设, EUR 14179^[11]通过分析论证指出:LOCA 仅会导致部分包壳发生破损。

参考文献[13]中给出了不同国家采用包壳破损模型和分析方法,评价了 LOCA 后燃料包壳破损份额,见表 3。

EUR 19841^[12]根据参考文献[13]中的分析结果指出:采用冷段注入和冷热段同时注入的堆型,包壳的包壳破损份额分别为 33% 和 10%。

从上述结果可以看出:在源项分析准则中

表 3 LOCA 后燃料包壳破损份额 - 保守结果 (EUR 19256^[13])
Table 3 Conservative analysis results of LOCA failure fuel fraction (EUR 19256)

研究机构	边界条件	包壳破损模型	破损包壳份额 /%
NNC	保守边界	NUREG-0630 保守模型	0
EdF	保守 / 现实边界	NUREG-0630 保守模型	0
EdF	保守 / 现实边界	EDGAR 模型	0
IBERINCO	保守边界	NUREG-0630 保守模型	2.6
GRS (UO ₂)	保守边界	机理模型	2.7
GRS (UO ₂)	保守边界	NUREG-0630 保守模型	9.1
Siemens	保守边界	机理模型	3.3
Siemens	保守边界	NUREG-0630 保守模型	16.6
NRG	保守边界	NUREG-0630 保守模型	5.9

假设事故导致全部燃料包壳发生破损是一个非常保守的假设。事故后燃料包壳破损份额与事故瞬态进程、燃料包壳温度、燃料棒内外压差有关,而燃料棒的初始内压又受燃耗深度影响。因此,在开展 LOCA 源项分析时,可以利用保守合理的燃料包壳破损模型,利用热工水力瞬态分析结果,开展 LOCA 后燃料包壳破损份额研究,以确定包壳的破损份额。

2.2 放射性核素从破损燃料中的释放份额

在 NUREG-1465、RG1.183 和源项分析准则中,对于包壳间隙释放阶段,均假设惰性气体、卤素和碱金属的释放份额为 5%。而在 RCC-P^[8]中,包壳间隙中惰性气体和放射性碘的释放份额分别为 2% 和 3%,长半衰期核素 Kr-85 在包壳间隙释放份额为 30%。

EUR 14179 指出:事故后燃料中放射性释放包含两部分,即包壳间隙中的积存量 G 以及瞬态快速降压过程中部分燃料芯块破碎后的积

存量释放 F 。对于某一特定核素,在达到最大值 G_{\max} 和 F_{\max} 前,包壳间隙积存量 G 和芯块破损的积存释放量 F 可以分别用式(2)和式(3)进行计算:

$$G=G_0\lambda^{-0.5} \quad (2)$$

$$F=F_0\lambda^{b_f} \quad (3)$$

以上两式中, λ 为衰变常数。在表 4 和表 5 中分别给出了上述两式中的常数 G_0 、 F_0 和 b_f ,以及对应的最大值 G_{\max} 和 F_{\max} 。

表 4 包壳间隙积存量计算参数 (EUR 14179)

Table 4 Parameters for the release from the gap (EUR 14179)

核素	最佳估算值		保守值	
	G_0 /%	G_{\max} /%	G_0 /%	G_{\max} /%
惰性气体	2.5×10^{-4}	1.0	1.0	2.0
挥发性核素	2.5×10^{-4}	1.0	1.0	2.0

表 5 芯块释放量计算参数 (EUR 14179)

Table 5 Parameters for the release from the fuel (EUR 14179)

核素	最佳估算值			保守值		
	F_0 /%	b_f	F_{\max} /%	F_0 /%	b_f	F_{\max} /%
惰性气体	4.0×10^{-2}	-0.29	6.5	4.6×10^{-2}	-0.29	7.5
挥发性核素	3.8×10^{-2}	-0.17	1	4.8×10^{-2}	-0.17	1.3

对于 LOCA 后从破损燃料中释放出来的核素份额为 $G+F$ ^[11]。根据式(2)和(3)式,计算得到的不同核素的保守释放份额见表 6。

表 6 包壳间隙和芯块的保守释放份额

Table 6 The conservative release fraction from the gap and fuel

核素	G	F	$G+F$
Kr-85	2.0%	7.5%	9.5%
Xe-133	2.0%	2.2%	4.2%
I-131	2.0%	0.5%	2.5%
Cs-137	2.0%	1.3%	3.3%

法国 EdF 根据 FLASH-5 实验和 PROFIP 程序提出了一套包壳的包壳间隙份额:对于采用 UO_2 、燃耗深度不超过 52 GWd/tU 的燃料,惰性气体为 5%,碘、溴、铯、钷为 2%^[12];而德国提出惰性气体、碘和粒子态核素的包壳间隙份额分别为 10%、1% 和 0.01%^[12]。

在参考文献[14]中,对 LOCA 后可能出现的燃料芯块破碎、再分布和扩散进行了分析。文献指出:在很多情况下,燃料芯块都可能出现破碎。当事故导致燃料包壳破损后,在芯块破碎形成的碎片足够小的情况下,碎片将通过包壳上的破口释放出去(燃料芯块的扩散过程)。因此,在源项分析中,需要充分考虑芯块破碎和

扩散造成的放射性释放。

在 RG1.183 给出的替代源项中,除考虑包壳间隙中的放射性释放外,还考虑了燃料芯块熔化导致的放射性释放,因此,替代源项分析方法已经考虑了芯块破碎和扩散导致的放射性释放。

源项分析准则^[9]仅给出了包壳间隙释放份额:惰性气体、卤素和碱金属均为 5%。从表 6 可以看出,根据 EUR 14179 的保守计算模型,在事故后 Kr-85 的释放份额是大于 5% 的。

NUREG-1465 中指出:在 LOCA 可以保证燃料长期冷却的情况下,燃料破损导致的包壳间隙释放份额可以为 3%,事故不会导致燃料芯块中裂变产物的释放。

从放射性后果角度而言,Kr-85 对公众剂量的贡献较小,参考源项分析准则或 EUR 14179 中给出的 Kr-85 的释放份额,不会颠覆计算结论。建议进一步研究事故后放射性核素从破损燃料中的释放份额,根据事故后燃料芯块的特性,充分考虑可能的放射性释放。

2.3 放射性核素向安全壳内的迁移

在 RG1.183 和源项分析准则中,均假设从破损燃料中释放的放射性核素全部释放到安全壳内,而没有考虑放射性核素从破损燃料中释放出来后向安全壳内的迁移过程。

在正常运行过程中和燃料破损后,包壳间隙的碘主要以 CsI 的形态存在,考虑到局部温度可能会超过 1000 °C,此时 CsI 会加速分解为 I⁻ 和 Cs⁺,进而形成 I₂。因此,EUR 14179 将燃料中放射性核素的释放分为干释放和湿释放两个阶段。对于从破损燃料中释放的放射性核素,100% 惰性气体与 10% 的碘和碱金属在干释放阶段释放出来。在干释放阶段,碘中有 2% 以 I₂ 的形态释放出来。在气溶胶沉积、冷凝、化学反应等作用下,放射性核素会在一回路系统中滞留。

由于放射性核素在一回路的滞留是非常复杂的过程,已开展的实验和现有分析模型都是针对严重事故开展的,利用已有实验数据或分析模型,不一定能保守地评价设计基准事故下

放射性核素在一回路系统的滞留。因此,EUR 19841 指出:对于干释放阶段应不考虑放射性核素在一回路的滞留^[12]。

对于湿释放阶段,EUR 14179 指出:当堆芯被淹没后,从破损燃料释放出来的 CsI 将溶解在冷却剂中并分解为 I⁻ 和 Cs⁺。在这个释放过程中,蒸汽中携带的碘才会释放到安全壳内大气中。碘是一个非常活泼的元素,可能以 I⁻、I₂、HOI、IO、IO₂、IO₂ 和 IO₃ 等不同形态存在。在上述几种碘的形态中,只有 I₂ 和 HOI 两种稳定形态才是挥发性的。在假设蒸汽和水中挥发性碘达到平衡时,湿释放阶段释放的碘 60% 以元素碘的形态释放到安全壳内大气中;对于其他除惰性气体外的核素(主要是 Cs),在湿释放阶段,假设其全部释放到地坑中。

从 EUR 14179 和 EUR 19841 给出的干、湿释放阶段放射性核素向安全壳内的释放份额假设可以看出,放射性核素从破损燃料向安全壳内的迁移,是一个非常复杂的过程,不但与放射性核素的挥发特性、水溶性、化学形态等因素有关,还与堆芯淹没状态等瞬态事故进程密切相关。如果在 LOCA 源项分析中需要考虑放射性核素向安全壳内的迁移过程,则需要充分考虑在迁移过程中各种因素对释放份额的影响。

2.4 放射性核素在安全壳内的自然沉降

对于未采用喷淋系统的安全壳设计,安全壳内的自然沉降过程,是放射性核素在安全壳内的一个重要去除机理。

在参考文献[15]中,作者对安全壳内放射性核素的自然沉降研究进行了充分的调研,给出了国内外开展的自然沉降实验和开发的沉降模型。安全壳内放射性核素的主要沉降机理包括重力沉降、扩散电泳、热电泳和扩散,此外还有湍流扩散和湍流凝聚等机理。总的趋势为,安全壳内大气中粒径较大的放射性核素沉降下来,粒径较小的核素继续悬浮在大气中。放射性核素在安全壳内的沉降与核素几何形状、粒径分布、核素密度和安全壳内的热工水力状态有关。因此,在分析放射性核素在安全壳内的沉降过程时,应采用保守的沉降模型,充分考虑

释放到安全壳内的放射性核素粒径分布、几何形状、密度等,结合事故后安全壳内的热工水力状态,计算保守的核素沉降速率。

3 总结

本文给出了国内外主要的 LOCA 源项分析方法,针对《压水堆核电站设计基准事故源项分析准则》中给出的 LOCA 源项分析方法保守性开展了初步评价。源项分析准则给出的 LOCA 源项分析方法中,对放射性核素的行为进行了保守简化的处理,包括假设全堆芯燃料包壳破损、从破损燃料释放的放射性核素 100% 释放到安全壳内等。源项分析准则中给出的 LOCA 源项分析方法,具有足够的保守性。若需要针对 LOCA 源项分析方法开展优化,建议针对 LOCA 后燃料包壳破损份额、放射性核素向安全壳内的迁移过程、安全壳内放射性核素沉降过程开展优化分析,合理地降低源项分析准则中给出的源项分析方法的保守性。

参考文献

- [1] J.J. DiNunno , et al. Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites, Technical Information Document (TID)-14844, U.S. Atomic Energy Commission, 1962.
- [2] USNRC, Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Pressurized Water Reactors. Regulatory Guide 1.4, Revision 2, June 1974.
- [3] L. Soffer , et al. Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants. NUREG-1465, USNRC, 1995.
- [4] USNRC, Containment Spray as a Fission Product Cleanup system, Standard Review Plan, Section 6.5.2, Revision 2, NUREG-0800, December 1988.
- [5] USNRC, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, RG1.183 , 2000.
- [6] D.A. Powers , et al. A Simplified Model of Aerosol Removal by Natural Processes in Reactor Containments, NUREG/CR-6189, USNRC, July, 1996.
- [7] USNRC, Methods and Assumptions For Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents At Light-Water Nuclear Power Reactors. RG1.195, May 2003.
- [8] Design and Construction Rules for System Design of 900 MWe PWR Nuclear Power Plants, RCC-P, EDF & FRAMATOME, Revision 4, Modified 1995.
- [9] 国家能源局. 压水堆核电站设计基准事故源项分析准则: NB/T 20444-2017RK. 北京: 国家能源局, 2017.
- [10] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. 核动力厂环境辐射防护规定: GB 6249-2011 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2011.
- [11] W. Stephenson , et al. Realistic methods for calculating the release and consequences of large LOCA, EUR 14179EN, European Commission, 1992.
- [12] European Commission, Determination of the in-containment source term for a Large-Break Loss of Coolant Accident, EUR 19841EN, European Commission, 2001.
- [13] Fuel Cladding Failure Criteria. EUR 19256EN, European Commission, 2000.
- [14] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident, NUREG-2121, 2012.
- [15] Nuclear Energy Agency. State of the art report on nuclear aerosols. Nea/CSNI/R (2009) 5 [R]. OECD/NEA, 2009.

Conservation Evaluation of PWR LOCA Source Term Analysis Method

Liu Jianchang, Chen Yunying, Ouyang Yong, Chen Yichen, Shen Yonggang*

(China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd, Shen Zhen 518000, China)

Abstract: The main LOCA accident source term analysis methods are presented in the present paper, including those given in the regulatory guide of US, RCC-P, analysis criterion of the design basis accident source terms of the PWR nuclear power plant of China and research reports of European. In the present paper, the conservatism of the LOCA source term analysis method given in Chinese Analysis Criterion are evaluated. The behaviors of the radionuclides are conservatively simplified and the conservative assumptions are given for the release process evaluation. Thus, the accident source term analysis method given in Chinese Analysis Criterion is a conservative method.

Key words: PWR; loss of coolant accident; accident source term

(责任编辑: 徐晓娟)

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.

Zhu Wei, Hou Qinmai, Cai Ning. Research on the Commission Test Integrity of HPR1000 [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(5): 41-45.

华龙一号调试试验项目完整性的研究

朱 伟, 侯秦脉*, 蔡 宁

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 本文介绍了中国、国际原子能机构和美国的法规及标准对核电厂调试试验项目的相关要求, 结合功能和物项的分析并考虑国内成熟的工程经验, 确定了华龙一号试验项目选取流程。对试验程序进行分类得到 11 条选取原则, 并将其与《核电厂调试程序》(HAD 103/02) 附录 I 进行对比, 得出结论: 选取的试验项目满足导则要求。同时, 通过分析 13 个新概念和新设计的特性, 明确了其验证方式。以上方法确定的调试试验程序, 其完整性和充分性满足核安全要求, 能够确保核电厂安全完成调试工作, 达到核电厂的设计目的。

关键词: 华龙一号; 调试; 选取原则; 核安全

中图分类号: TL374 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 05-0041-05

核电厂在机组投入商业运行前, 一方面, 需要对构筑物、系统和设备进行调试试验, 全面检验设计、设备制造、建造及安装质量, 验证构筑物、系统及性能达到设计要求, 证明机组能够在设计的运行工况下安全运行。另一方面, 需要对系统及设备进行运行考验, 暴露并消除缺陷, 提高核电厂运行的安全可靠, 收集试验数据并提供运行及事故分析资料, 验证正常运行程序和事故处理程序的适宜性, 使运行人员熟悉机组的系统、设备和运行。

某核电机组采用具有自主知识产权的“华龙一号”三代技术。对于全新的堆型, 调试大纲中调试试验项目的完整性对确认核电厂是否满足设计要求起着至关重要的作用, 同时也是保证核安全监管职责落实的关键。鉴于此, 有必要探讨一下针对调试大纲中试验项目完整性所开展的研究。

1 调试相关法规要求

1.1 国内法规导则

根据《中华人民共和国核安全法》第 26 条的规定, “核设施建造完成后应当进行调试, 验证其是否满足设计的核安全要求”; HAF103《核动力厂运行安全规定》4.1 规定, “调试大纲必须能保证提供建造的设施已满足设计要求并符合安全要求的证据”; 4.6 规定, “营运单位必须保证调试大纲包括了验证工作所必需的全部试验, 以验证建成的核动力厂满足安全分析报告要求和满足设计要求以及因此能够根据运行限值条件运行”。这些安全法规对试验完整性均提出了明确要求^[1,2]。同时, HAD 103/02《核电厂调试程序》规定了试验程序的内容, 附录 I 提供了调试试验的详细项目^[3]。

收稿日期: 2021-11-08 修回日期: 2022-06-08

作者简介: 朱伟 (1988—), 男, 工程师, 工程硕士, 现主要从事核电厂调试、运行执照文件审评等工作

* 通讯作者: 侯秦脉, E-mail: houqinmai@chinansc.cn

1.2 国际法规导则

国际原子能机构(IAEA)2016年安全要求SSR-2/2(Rev.1)的第6章对核动力厂调试大纲的编制与实施进行了相关规定^[4],如“6.1调试大纲必须覆盖设计和安全情况下所要求的全范围的电厂条件。结果必须用于证明已建成的电厂运行状况符合设计假设和许可条件。6.4调试大纲必须包括所有必须的试验以证明已经建造和安装的电厂满足安全分析报告要求以及满足设计意图,因此该电厂能按照运行限值和条件安全地运行”。

IAEA2014年的安全导则SSG-28是对NS-G-2.9的修订,技术内容基本保持不变,但在必要处进行了更新完善;增加了来自其他IAEA标准和导则的开发以及近期调试方面的经验材料^[5,6],并给出了典型试验清单。

美国NRC的RG1.68介绍了主要试验内容,2007年第三版规定了全新试验(FOAK),FOAK试验被定义为新的、独特的或特殊试验(首堆或原型堆试验)^[7]。

2 试验项目选取流程与选取原则

2.1 试验项目选取流程

对功能验证的完整性分析主要是基于系统的设计功能,首先分析系统功能的安全分级和应对工况,然后确定试验类型(真实试验、包络试验或转换试验),最后确定验证方式(理论分析、软件计算、台架试验、工厂试验、安装调试、调试试验),从而确定在功能方面需要设置的调试试验项目。

对物项验证的完整性分析主要是基于系统物项清单:首先确认物项执行的功能,然后与功能分析类似确定试验类型和验证方式,从而确定物项需要验证的调试试验项目。接着将功能和物项的项目与工程经验和法规标准进行对比分析,确定最终的调试试验项目。试验项目确定之后,在系统调试大纲设计过程中还要进行归并处理、逻辑分析、准则计算,最终确定系统试验程序清单。选取流程见图1。

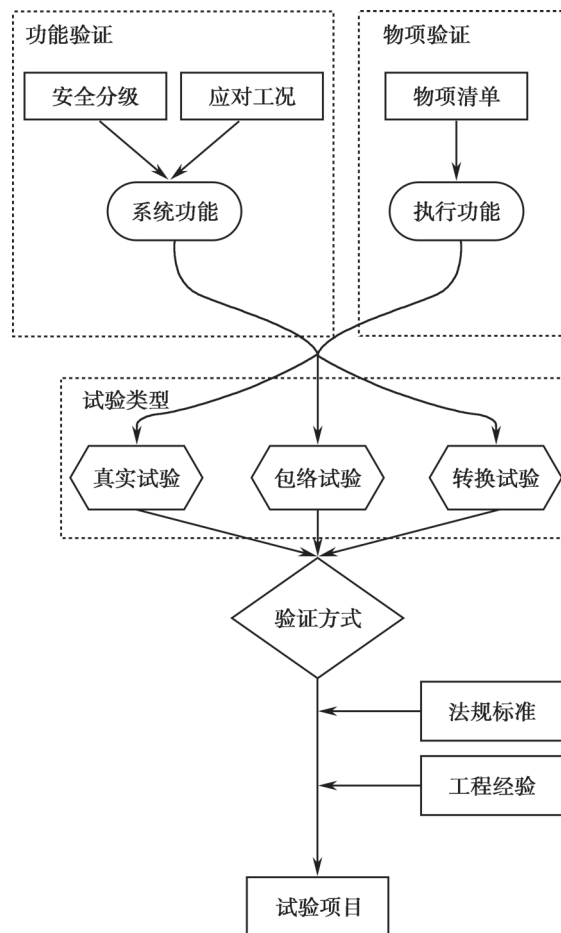


图1 试验项目选取流程

Fig.1 Test selection process

2.2 试验项目选取原则

核电厂调试项目清单内的试验程序都是通过区分物项和功能验证的目的筛选出来的,试验项目涉及核安全项目的调试重点要求。带安全准则的试验程序、核级设备试验程序、三道安全屏障完整性试验程序以及与堆芯反应性控制、余热导出和放射性物质包容三大控制要素相关的试验程序等应当被优先选取。

经过分析归类,大纲中试验项目大致可以分为11条要素:

要素1,涉及核安全三道屏障系统与设备的试验。

要素2,涉及堆芯核安全的“反应性:次临界控制系统;冷却:余热排出+一回路水装量+二回路水装量系统;屏蔽:二次侧(SG)完整性+安全壳完整性”的试验。

要素 3,首堆试验项目。
 要素 4,非能动试验项目。
 要素 5,环境控制:三废排放系统、电厂辐射监测系统、安全壳内大气监测系统、安全壳过滤排放系统试验。
 要素 6,通风、消防试验。
 要素 7,供电系统、电源切换试验。
 要素 8,性能试验。
 要素 9,瞬态试验。
 要素 10,汽轮发电机主机试验。
 要素 11,化学监督试验。

3 选取原则与 HAD 103/02 的一致性

HAD 103/02 附录 I 调试试验的详细目录提供了典型压水堆所考虑试验项目,是试验项目完整性审查的重要工具。通过对选取原则中的试验项目与 HAD 103/02 附录 I 进行比对(见表 1),得知:试验程序选取原则包含了 HAD 103/02 附录 I 的试验内容要求,可以说 2.2 节中 11 条要素符合 HAD 103/02 的要求。

表 1 HAD 103/02 对比表
 Table 1 HAD 103/02 comparison table

HAD 103/02 附录要求	选取原则
反应堆冷却剂系统试验,反应堆冷却剂系统压力完整性试验,安全壳系统试验,一回路泄漏检测系统试验,一回路卸压系统、燃料贮存系统试验	要素 1
慢化剂系统试验,反应性控制系统试验,反应堆保护系统试验,反应堆部件装卸系统,硼回收系统试验,专设安全设施系统试验,堆芯物理及零功率试验,低功率试验,功率试验;与乏燃料贮存有关的冷却系统和加热系统、反应堆补水系统试验,应急冷凝和余热排出系统试验,二回路补水和化学处理系统试验,闭式冷却水系统试验,蒸汽发生器试验,安全壳系统试验	要素 2
放射性废物处理系统、排出流监测系统试验;辐射防护系统试验;在承受负压的安全壳中建立负压和维持负压的设备和控制装置试验;安全壳辅助系统功能试验;清洗系统、空气净化、气体处理和惰性气体系统试验	要素 5

HAD 103/02 附录要求	选取原则
排气和疏水系统试验,压缩空气系统试验,供热、冷却和通风系统试验、防火系统试验	要素 6
电气系统试验:正常交流配电系统、直流系统、应急交流配电系统试验;应急交流配电系统卸负荷能力、应急能力、按正确顺序启动重要负荷的能力,以及系统多重性和电气独立性的试验	要素 7
评价堆芯特性的试验,反应堆功率测量,中子通量和温度测量监仪表标定的验证,以及确定通量分布、局部表面热通量等的测量试验;设备冷却系统性能试验,一回路卸压系统性能试验等	要素 8
紧急停机、紧急停堆、失去厂外电源试验,掉棒试验,负荷跟踪试验等	要素 9
功率转换系统试验,含蒸汽、给水系统等试验	要素 10
与一、二回路有关的化学控制系统的化学试验、反应堆冷却剂和(或)慢化剂系统的水质和硼浓度试验,以及化学和放射化学测量和分析等试验	要素 11
物理试验;局部临界试验、控制棒组反应性价值、验证部分装载和满装堆芯的停堆深度、通量分布等物理试验;振动检验或监测	要素 2
反应堆冷却剂系统自然循环试验	要素 3
C 阶段试验:反应堆冷却剂泄漏检测系统的有效性试验;燃料破损检测系统按预定方式运行试验;气体和液体放射性废物处理、贮存和排放系统的运行试验;屏蔽和贯穿件冷却系统试验;在运行部件最小设计能力下的功能试验;用于专设安全设施运行的辅助系统试验;在运行部件最小设计能力下的功能试验	要素 1
未包含三代机组技术特征的试验项目,如:外层安全壳密封性试验,以及新设计的用于缓解事故工况的能动或非能动系统试验	要素 2

4 新概念和新设计特性的验证

具有自主知识产权的我国三代核电技术“华龙一号”,为改进型设计压水堆,新概念和

新设计特性需要经过调试试验进行验证,与 CPR1000(岭澳二期)和 CEPR(中国台山)相比较,有 13 个新概念和新设计的特性,下面就其验证方式进行说明。

4.1 堆内构件设计

RCP 系统堆内构件相对 CPR1000 上支柱和控制棒导向筒组件等有变化。将通过缩比模型试验、堆内构件流致振动力学分析和堆内构件流致振动实测试验(首堆试验)进行验证。

4.2 稳压器波动管设计及布置

RCP 系统稳压器波动管相对 CPR1000 和 CEPR 的设计和布置有变化。将通过稳压器波动管力学分析和稳压器波动管热分层评价试验(首堆试验)进行验证。

4.3 一回路整体设计特性

RCP 系统一回路整体设计和蒸发器等设备相对 CPR1000 和 CEPR 发生了变化。将通过模拟计算分析和自然循环试验(首堆试验)进行验证。

4.4 二次侧非能动余热排出系统(ASP)的系统设计特性

ASP 系统设计及容量相对 CPR1000 和 CEPR 发生了变化。将通过台架试验、模拟计算分析和二次侧非能动余热排出热态功能试验(首堆试验)进行验证。

4.5 中压快速冷却功能

VDA 系统中压快速冷却功能相对 CPR1000 为新设计,中压快速冷却功能与 CEPR 在环路设计等方面存在差异。将通过模拟计算、设备单体试验(标准试验)和中压快速冷却试验(首堆试验)进行验证。

4.6 能动堆坑注水功能

EHR 系统堆坑注水功能与 CPR1000 和 CEPR 存在设计理念和功能的不同。将通过设备单体试验(标准试验)和系统功能试验(标准试验)进行验证。

4.7 非能动堆坑注水功能

EHR 系统 IVR 功能与 CPR1000 和 CEPR 的设计理念和功能不同。将通过设备单体

试验(标准试验)和系统功能试验(标准试验)进行验证。

4.8 多样化热阱

ECS 系统工艺设计相对 CEPR 发生了变化。将通过设备单体试验(标准试验)和系统功能试验(标准试验)进行验证。

4.9 氢复合消氢功能

EUH 系统氢复合器容量和布置相对 CPR1000 发生了变化。将通过设备单体试验(标准试验)进行验证。

4.10 RBS 系统单列容量差异

RBS 系统为独立的 3 列,每列连接至相应的 RCP 系统主道冷段 DBC2-4 工况下,每列容量为 100%;而 CEPR 的 RBS 系统为独立的 2 列,每列连接至 2 个 RCP 系统主管道冷段,在 DBC2-4 工况下每列容量为 100%。将通过标准试验进行验证。

4.11 ASG 系统单列容量差异

ASG 系统为独立的 3 列配置方案,每列均连接至 1 个蒸汽发生器,在 FLB 工况下其每列应急给水泵的容量为 100%;而 CEPR 的 ASG 系统为独立的 4 列配置方案,每列均连接至 1 个蒸汽发生器,在 FLB 工况下其每列应急给水泵的容量为 50%。将通过标准试验进行验证。

4.12 主泵采用动压密封

RCP 系统的主泵轴封结构形式为动压密封,在 SBO 工况下,依靠主泵的动压密封确保轴封的密封性;而 CEPR 的主泵轴封结构形式为静压密封+能动式停车密封,在 SBO 工况下,依靠主泵的能动式停车密封确保轴封的密封性。将通过鉴定试验进行验证。

4.13 数字化 ACP 方案

KSC 系统的辅助控制盘(ACP)作为电厂的 DCS Level2 层 KIC 的后备监控手段,相对 CPR1000 和 ACPR1000 发生了变化。将通过 FT/FAT 出厂试验、系统功能试验、KIC/ACP 切换功能试验、总体性能试验和模拟机等进行验证。

5 结论

华龙一号调试大纲的调试试验项目设置充分体现了安全重要性、均衡性、复杂性和独特性,既要覆盖各个安全重要系统,又要考虑多系统联调,还要兼顾调试试验本身较大的风险。目前国内已完成 50 多台机组的调试工作,具有丰富的调试经验。面对华龙一号这一新堆型,我们通过试验项目选取流程、选取原则、与 HAD 103/02 附录 I 对比,以及对新设计特有功能和特性充分验证等确定了调试试验程序。试验结果表明:其完整性和充分性是满足核安全要求的,能够确保核电厂安全完成调试工作,达到核电厂设计目的。

参考文献

- [1] 国家核安全局.核动力厂运行安全规定: HAF 103 [S].北京:国家核安全局, 2004.
- [2] 张英振.学习《核动力厂运行安全规定》的体会 [J].核安全, 2005 (1): 11-17+27.
- [3] 国家核安全局.核电厂调试程序: HAD 103/02 [S].北京:国家核安全局, 1987.
- [4] SSR-2/2.Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation [S].Vienna: IAEA, 2016.
- [5] SSG-28.Commissioning for Nuclear Power Plants [S].Vienna: IAEA, 2014.
- [6] NS-G-2.9.Commissioning for Nuclear Power Plants [S].Vienna: IAEA, 2003.
- [7] RG1.68.Initial Test Programs For Water-Cooled Nuclear Power Plants [S].Washington DC: NRC, 2007.

Research on the Commission Test Integrity of HPR1000

Zhu Wei, Hou Qinmai*, Cai Ning

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

Abstract: Introduce the relevant requirements of China, IAEA and NRC regulations and standards for nuclear power plant commissioning test, combines the analysis of functions and items, and considers the domestic mature engineering experience, and determines the selection process of HPR1000. The test procedure classified 11 selection principles compared with those of the *The nuclear power plant commissioning procedures* (HAD 103/02) Appendix I, the selected test meet the requirements of the guidelines. At the same time, by analyzing the 13 new concepts and new designs characteristics, the verification method is clarified. The integrity and adequacy of the commissioning test procedures determined by the above methods meet the nuclear safety requirements, ensure the safe completion of the commissioning of the nuclear power plant and achieve the design purpose of the nuclear power plant.

Key words: HPR1000; commissioning; selecting principle; nuclear safety

(责任编辑: 徐晓娟)

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.

Ran Wenwang, Fang Liang, Lv Weifeng, et al. Review and Practice of Radiation Protection Regulations for UK Generic Design Assessment [J].

Nuclear Safety, 2022, 21 (5): 46-53.

英国通用设计审查辐射防护监管体系研究与实践

冉文王, 方亮, 吕炜枫, 宫权

(中广核工程有限公司, 深圳 518000)

摘要: 基于英国核电通用设计审查中辐射防护领域评审工作, 本文梳理并总结了英国辐射防护监管法规体系——《电离辐射条例 2017》(IRR17)、《放射性管理规定(应急准备和公众信息) 2019》(REPPiR 2019)、《核设施安全评价原则》(SAPs) 及其相关导则; 对英国特有的辐射防护数值目标评价要求进行了详细的阐释与对比分析; 给出了英国华龙一号辐射防护领域通用设计审查中与英国监管方的互动实践, 以供国内从业者参考。

关键词: 英国核电; 通用设计审查; 辐射防护; 核安全监管; 法规

中图分类号: TL71 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 05-0046-08

符合当地核安全监管规定的规定是核电出海项目(尤其是旨在最小化修改规模同时保有自主知识产权的核电项目)的首要任务以及重要挑战。由于英国拥有完善的法律体系和详尽的规范标准, 因此在华龙一号出海英国的过程中, 对英国核电监管体系的研究是确保核电监管合规的重要步骤。

辐射防护是核电管理体系中不可或缺的一环, 相关法律法规旨在规范与放射性物项相关的设计及运行活动, 使公众和工作人员因核电站全寿期内受到的剂量最小化。尽管有许多辐射防护法规针对实际运行和现场操作, 但辐射防护仍是英国通用设计审查(Generic Design Assessment, GDA)阶段的重点审评领域之一。本文主要介绍通用设计阶段辐射防护监管体系。

1 英国通用设计审查辐射防护监管体系

通用设计审查是英国核电安全监管中的第一个环节, 由核安全监管办公室(Office for Nuclear Regulation, ONR)和环境署(Environment Agency, EA)共同审查。该审查具有“非明确规定”(Non-prescriptive)的特点, 即从监管方的角度并不明确给出具体的设计要求, 而是基于目标设定机制, 由申请方来论证其设计如何能更好地达成目标, 并符合“合理可行尽量低原则”(As Low As Reasonably Practicable, ALARP)^[1]。

其中, 辐射防护领域由核安全监管办公室运行设计组负责审查, 在英国核电法规框架下^[2], 主要遵循的法规为《劳动卫生与安全法案(1974年)》(The Health and Safety at Work Act,

收稿日期: 2021-10-26 修回日期: 2022-05-31

作者简介: 冉文王(1991—), 男, 硕士, 现主要从事核电厂辐射防护设计和论证工作

HSWA74)、《电离辐射条例(2017年)》(Ionising Radiations Regulations 2017, IRR17)^[3]及其附属的认证实践导则(Approved Code of Practice and guidance, ACoP)^[4],并依据安全审查准则(Safety Assessment Principles, SAPs)^[5]和相关技术评审导则(Technical Assessment Guides, TAGs)对申请方的设计进行审查。其余相关的法规还包括英国《放射性管理规定(应急准备和公众信息)》[The Radiation (Emergency Preparedness and Public Information) Regulations 2019, REPIR19]^[6]及其附属的认证实践导则^[7],以及其他被认可的国际法规和导则,如欧盟基本安全标准条令(BSSD)、国际放射防护委员会(ICRP)及国际原子能机构(IAEA)的相关出版物。本文旨在对英国辐射防护相关法规和导则进行研究和分析。

2 英国主要辐射防护法规分析

2.1 IRR17 及其附属导则

IRR17 是英国辐射防护监管中最重要的二级法规,其规定了电离辐射工作基本原则、辐射防护设计、辐射分区、辐射风险评估、剂量和辐射监测、放射性物质和设备管理以及工作人员职责,适用于包括核电站在内的存在人为电离辐射的工作场所以及存在天然放射性的工作场所,旨在使工作人员所受到的剂量满足要求且符合 ALARP 原则。IRR17 附属的认证实践导则(IRR17 ACoP)详细阐释了 IRR17 中的法规要求,并就如何满足这些要求给出了详细的指导和实践案例,更适合设计方作为参考。

在通用设计审查阶段,主要辐射防护设计相关的条款为第 9 条、第 10 条、第 12 条、第 17 条、第 19 条和第 20 条以及附表 3 等。

其中,第 9 条规定了职业照射的控制,首先提出了辐射防护分级控制(Hierarchy of Control)的概念,即优先使用工程防护措施和设计特性降低剂量,其次使用工作方法和行政管理措施,最后使用个人防护用具。对于核电站通用设计审查来说,主要考虑的是工程防护措施与设计特性,包括辐射屏蔽设计、远传控

制以及孔洞封堵等。在实践中,英国核工业将其拓展为 ERICPD 辐射防护设计层级,即消除(Eliminate)-减少(Reduce)-隔离(Isolate)-控制(Control)-个人防护用具(PPE)-行为准则(Discipline),并在实际的设计和监管中遵循该层级。第 10 条规定了个人防护用具的使用和记录要求。第 12 条及附表 3 给出了对不同人群的剂量限值要求。其与我国《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871—2002)^[8]中的限值对比情况见表 1。可以看出,两国法规的唯一区别在于工作人员的眼晶体剂量限值。英国法规在 2017 年升版时采纳了 IAEA 发布的最新国际基本安全标准(IBSS)中的建议,将眼晶体剂量限值由 150 mSv 调整至 20 mSv。虽然我国尚未同步更新 GB 18871—2002 中的眼晶体剂量限值,但相关适应性研究和优化已在国内核电领域广泛展开,总体上该限值可通过一定的工程控制、管理和监测方面的优化实现^[9,10]。英国华龙一号也将 20 mSv 作为眼晶体的剂量限值^[11]。第 17 条、第 19 条和第 20 条分别规定了辐射控制区和监督区的设计、运行以及监测等相关要求。与 GB 18871—2002 中规定的 5 mSv 不同,英国 IRR 17 中是以年有效剂量 6 mSv 作为辐射控制区设计以及个人监测的边界值。年有效剂量超过 6 mSv 的工作人员在英国被定义为分级人员(Classified Persons),对该类人员的剂量检测、工作流程和管理都有特定的要求。认证实践导则中给出的建议——辐射控制区场所剂量率下限为 7.5 μ Sv/h,也高出了《压水堆核动力厂厂内辐射分区设计准则》(NB/T 20185—2012)^[12]中规定的 2.5 μ Sv/h。从有效剂量和场所剂量率两个方面,我国的规定都比英国规定更加严格,因此沿用国内设计即可满足 GDA 的审查要求。在英国核工业实践中,塞兹韦尔 B(Sizewell B)项目控制区边界剂量率限值为 3 μ Sv/h,欣克利角 C 项目预计使用 7.5 μ Sv/h 作为辐射控制区边界剂量率限值。两国统一使用 1 mSv 年有效剂量作为监督区边界剂量率限值。

表 1 中英剂量限值对比
Table 1 Comparison between Chinese and UK's dose limits

适合人群	限值分类	IRR17 有效 / 当量剂量限值	GB18871 有效 / 当量剂量限值	
18 岁以上工作人员	五年平均	20 mSv	20 mSv	
	单年最大	50 mSv	50 mSv	
	眼晶体	五年平均	20 mSv	150 mSv
		单年最大	50 mSv	
		四肢	500 mSv	500 mSv
皮肤	500 mSv	500 mSv		
公众	五年平均	1 mSv	1 mSv	
	单年最大	5 mSv	5 mSv	
	眼晶体	五年平均	15 mSv	15 mSv
		单年最大	50 mSv	/
	四肢	50 mSv	/	
	皮肤	50 mSv	50 mSv	

除上述条例外,法规第 14 条要求所有电离辐射相关工作开展前必须由合适的辐射防护顾问(Radiation Protection Advisor, RPA)进行评估和指导。辐射防护顾问是英国职业健康与安全法规中的特有要求,与其对应的还有常规安全顾问。辐射防护顾问是经过一系列评估认证的个体或机构,并受英国国家认可。其工作性质类似于 GB18871—2002 中规定的辐射防护负责人,但我国目前尚无完善的配套认证制度和注册体系,实践中缺乏可操作性。

2.2 REPP19 及其导则

REPP19 规定了辐射事故应急框架、灾害风险评估、应急计划以及信息披露等要求,主要涉及核设施运营方以及当地政府的责任和职责。在通用设计阶段,与辐射防护设计最相关的条例为第 18 条,其规定了工作人员应急照射相关水平。根据英国健康与安全执行局内部导则^[13],工作人员的应急照射水平包括:有效剂量 100 mSv;皮肤当量剂量 1000 mSv;眼晶体当量剂量 300 mSv;为抢救生命所受全身最大有效剂量 500 mGy;为抢救生命所受全身最大皮肤当量剂量 5000 mGy。

该内部导则尚未与 REPP19 同步更新,但

根据英国核工业实践,目前几个主要堆型仍然依照该要求进行工作人员事故后可接近性与可居留性评估。与 GB 18871—2002 中规定相比,英国要求的应急照射水平比国内的监管要求更为宽松。

2.3 SAPs 及其导则

安全审查准则和相关技术评审导则均为 ONR 针对核设施、辐射防护和放射性废物管理颁布的内部指导文件。其中安全审查准则用于指导安全分析案例的审评;技术评审则为审查准则提供进一步的说明,为 ONR 在核安全监管决策过程中提供支持。但是,并非所有 SAPs 和 TAGs 中的要求都具有强制性,且这些要求也不足以用作核电厂设计或运行标准。在评审过程中,只要申请方的设计满足了设计目标且在法律框架内,即使设计方案与 SAPs 和 TAGs 的规定有差异,在证明其设计是 ALARP 后,也可以通过审查。这也体现了英国核电监管的主观性和“非明确规定”的特点。

在 SAPs 中,与辐射防护相关的总体要求主要有七条(RP.1—RP.7):

第 1 条和第 2 条要求申请方提供足够的防护措施降低工作人员在正常运行以及事故工况下所受剂量,包括职业照射预评估、事故后可接近性评估以及临界监测等;

第 3 条规定了辐射分区的划分和进出控制要求,总体与 IRR17 中的要求保持一致;

第 4 条和第 5 条规定了污染控制和去污要求,包括表面污染和气载污染,主要通过通风设计、污染分区和进出控制以及监测设计实现;

第 6 条要求申请方在正常运行和事故工况下提供足够辐射屏蔽措施以尽可能降低工作人员所受剂量;

第 7 条规定申请方需要建立符合要求的辐射控制层级,这点与本文 2.1 中提到的 IRR17 的要求一致。

TAG-002 辐射屏蔽^[14]以及 TAG-038 辐射防护^[15]细化了上述七条辐射防护总体审评原则,除前文提及的要求以外,部分重点内容总结如下:

(1) TAG-002 明确屏蔽应作为剂量降低措施中的重要一环,与距离和时间控制等其他防护策略整体考虑,使得工作人员和公众所受的剂量达到 ALARP 的水平,申请方需对剂量进行整体的 ALARP 论证。同时,屏蔽设计应考虑到运行工况以及寿期对屏蔽体以及源项的影响,确保其在不同情况下的屏蔽效果。

(2) TAG-002 中给出了液体和固体屏蔽的设计要求和特点,强调慎重使用含铅屏蔽材料。

(3) TAG-002 中强调贯穿件屏蔽应仔细评估以确保工作人员不会受到过量照射。

(4) TAG-002 明确屏蔽计算的审查中应充分考虑源项和几何输入的合理性,以及计算程序的验证和不确定度分析。

(5) TAG-038 明确了受英国监管方认可的国际法规和良好实践,主要包括来自 ICRP 和 IAEA 的辐射防护相关导则。

(6) TAG-038 明确了论证放射性源项最小化的要求。

从 TAGs 的内容可以看出,英国监管方虽然没有明确提出设计限值,但对许多设计过程和假设提出了非常细致的考虑和要求。这些考虑和要求直接影响了审评官,从而对申请方阐释辐射防护设计理念、职业照射控制水平以及屏蔽计算过程提出了较高的要求。

3 辐射防护数值目标

为评估和限制新建核设施给工作人员和公众带来的放射性风险,ONR 在 SAPs 中提出了数值目标(Numerical Targets)的设计概念,制定了 9 个与人员死亡风险相关联的辐射防护数值目标。根据《降低风险保护人民》(Reducing risks, protecting people, R2P2)^[16]中的人员死亡风险接受水平(工作人员可接受死亡风险为 $1.0 \times 10^{-3}/a$,公众可接受死亡风险为 $1.0 \times 10^{-4}/a$;所有人员的目标风险为 $1.0 \times 10^{-6}/a$),每个目标对应分为基本安全水平(Basic Safety Level, BSL)和基本安全目标(Basic Safety Objective, BSO),要求新建核设施论证其设计至少满足目标中的 BSL,并尽可能地靠近或者超越 BSO。

其中,数值目标 1~3 针对正常运行工况,数值目标 4~9 针对事故工况。

3.1 正常运行工况数值目标

数值目标 1 和数值目标 2 从个人和工作组两个维度给出了厂内工作人员的辐射风险目标值(见表 2)。其中辐射工作人员年有效剂量限值 BSL (LL) 与 IRR17 以及 GB 18871—2002 中保持一致,等效于 $8.0 \times 10^{-4}/a$ 的死亡风险。其他工作人员为核电厂内非辐射工作人员,包括仅在办公区域的文职人员、食堂员工或档案管理员等。工作组指执行同一类操作的工作人员的集合,其数值目标设定为数值目标 1 的 1/2。

在国内核电项目个人剂量和集体剂量论证的基础上,数值目标 1 和数值目标 2 细化了厂内工作人员的分类和剂量要求。申请方需要提供涵盖所有高辐射风险人群和高风险操作的职业照射评估过程,证明其设计至少可以满足 BSL (LL) 并尽可能地靠近 BSO 的水平。剂量评估应包含所有主要照射路径,且评估假设的保守性与合理性以及结果的不确定度都会被审查^[17]。

表 2 数值目标 1 和数值目标 2
Table 2 Numerical targets 1 & numerical targets 2

	人员分类	BSL (LL) /mSv	BSO/mSv
NT1	辐射工作人员	20	1
	其他工作人员	2	0.1
NT2	工作组平均	10	0.5

数值目标 3 是针对正常运行工况下由厂址内核设施或者向环境释放的放射性物质引起的公众人员的辐射风险(见表 3)。虽然 BSL 值与 IRR17 中规定的公众年有效剂量限值保持一致,等效于 $5.0 \times 10^{-5}/a$ 的死亡风险,但若相邻区域存在多个厂址,则每个厂址的 BSL 需限制在 0.3 mSv,以确保 IRR17 中的限值不被突破。BSO 值 0.02 mSv 等效于 $1.0 \times 10^{-6}/a$ 的死亡风险,与 R2P2 中目标值保持一致。

数值目标 3 的评估需要考虑所有可能的照射路径,包括气液态流出物排放所致剂量以及

核设施直接照射所致剂量,前者由 EA 主导审查,后者由 ONR 主导审查^[17]。

我国《核动力厂环境辐射防护规定》(GB 6249—2011)^[18]中规定厂址向环境释放的放射性物质对公众造成的剂量约束值为 0.25 mSv,该值虽然低于 BSL,但目前国内实践中该剂量约束值不考虑直接照射对公众的影响,需要在评估时增加这一部分的贡献。

表 3 数值目标 3
Table 3 Numerical target 3

人员分类	BSL (LL)/mSv	BSO/mSv
NT3 厂外公众人员	1	0.02

3.2 事故工况数值目标

事故引起的放射性后果是衡量核设施安全性能的重要指标。我国现有的评价体系主要侧重事故工况下公众辐射剂量,而英国审评中增加了对工作人员的要求,并将辐射剂量与概率结合起来,提出了放射性风险数值目标 4 至数值目标 9。

数值目标 4 规定了不同频率的设计基准事故厂内和厂外的辐射剂量目标值(见表 4)。

表 4 数值目标 4
Table 4 Numerical targets 4

始发事件频率	最大有效剂量	
	BSL/mSv	BSO/mSv
厂内 $>1.0 \times 10^{-3}/a$	20	0.1
	$1.0 \times 10^{-3}/a \sim 1.0 \times 10^{-4}/a$	200
	$1.0 \times 10^{-4}/a \sim 1.0 \times 10^{-5}/a$	500
厂外 $>1.0 \times 10^{-3}/a$	1	0.01
	$1.0 \times 10^{-3}/a \sim 1.0 \times 10^{-4}/a$	10
	$1.0 \times 10^{-4}/a \sim 1.0 \times 10^{-5}/a$	100

对于公众,GB 6249—2011 中要求在稀有事故时所受有效剂量低于 5 mSv,在极限事故时所受有效剂量低于 100 mSv。由于两国对设计基准事故频率划分不完全一致,无法进行严格的比较,但总体来说,我国对设计基准事故厂外放射性后果的要求要略严于数值目标 4 中的 BSL。

数值目标 5~9 从概率安全分析的角度提出了事故工况下工作人员和公众的辐射防护风险目标。其中,数值目标 5 和数值目标 6 针对厂内工作人员(见表 5),数值目标 7 至数值目标 9 针对厂外公众(见表 6)。

数值目标 5 限制了工作人员在核设施内工作因所有事故引起辐射致死风险的总和,其值设定为扣除正常运行工况下致死总风险的余量的 1/2。数值目标 6 限制了引起不同后果的事故频率,避免出现频率较高的高风险事故。在两者的评价中,需要重点考虑工作人员位置、事故源项、工作人员响应行动(包括撤离和事故缓解)及所需时间等假设,并确保评估中所用假设是合理可行的^[19]。根据周静等人对典型压水堆核电厂厂内工作人员辐射风险的分析,数值目标 5 和数值目标 6 的要求均可以满足。

表 5 数值目标 5 和数值目标 6
Table 5 Numerical targets 5 & numerical targets 6

单一工作人员所受最大有效剂量 /mSv	BSL	BSO
NT 5 工作人员辐射致死总风险 / (a ⁻¹)	1.0^{-4}	1.0^{-6}
NT 6 单一事故频率 / (a ⁻¹)	2~20	1.0^{-1}
	20~200	1.0^{-2}
	200~2000	1.0^{-3}
	>2000	1.0^{-4}
		1.0^{-5}
		1.0^{-6}

数值目标 7~9 结合三级概率安全分析与厂外放射性后果评价,给出了事故工况下公众的致死风险目标。数值目标 7 与数值目标 5 设定值一致,两者均根据 R2P2 中的死亡风险要求结合正常运行工况下的风险给出。考虑到气候条件,刚刚满足数值目标 8 中 BSL 的核设施带来的致死风险约为 $2.0 \times 10^{-5}/a$,满足 R2P2 中的要求。数值目标 9 描述的是重大的社会风险,旨在指导应急计划以及判断是否需要更详尽的安全分析。数值目标 7~9 的评价需基于最佳估算方法,并考虑源项分布、释放模型、大气弥散状况等与厂址密切相关的假设以及使用合理剂量

评估模型^[19]。也正因如此,目前尚未有堆型给出完整的分析结果。

与国内概率安全分析评价中注重的堆芯损坏频率和放射性物质大规模释放频率不同,数值目标 5~9 进一步延伸,直接将人员的死亡风险作为目标,更直观地反映新建核设施对社会的影响。在英国通用设计评审中,也是以这五个数值目标作为概率安全分析评价的重要参考。

表 6 数值目标 7 至数值目标 9
Table 6 Numerical targets 7– numerical targets 9

	单一公众所 受最大有效 剂量 /mSv	BSL	BSO
NT 7 公众辐射致死总风险 / (a ⁻¹)		1.0×10^{-4}	1.0×10^{-6}
NT 8 事故总频率 / (a ⁻¹)	0.1-1	1×10^1	1.0×10^{-2}
	1-10	1.0×10^{-1}	1.0×10^{-3}
	10-100	1.0×10^{-2}	1.0×10^{-4}
	100-1000	1.0×10^{-3}	1.0×10^{-5}
	>1000	1.0×10^{-4}	1.0×10^{-6}
NT 9 辐射致死人数超过 100 的事故频率 / (a ⁻¹)		1.0×10^{-5}	1.0×10^{-7}

4 UK HPR1000 GDA 辐射防护审评实践

华龙一号通用设计审查辐射防护安全分析案例^[11]基本按照 2.3 节提到的七条原则编撰,并结合 IRR17 以及审评过程中的要求进行补充。ONR 主要对该安全分析案例的支撑性文件进行审查,对于屏蔽设计部分,由于涉及大量计算,ONR 委托英国本土的技术支持 (Technical Support Contractor, TSC) 对屏蔽软件、计算过程和结果进行了详细的审查。在审评过程中,产生了三个审评重要问题 (Regulatory Observation): 公众直接照射剂量评估、职业照射评估优化以及屏蔽设计。

与中国相比,英国核电厂厂址普遍更小且

与周边公用区域和道路距离很近,因此英国审评方十分关注核电厂中放射性物质对公众产生的直接照射,该值也构成数值目标 3 中的一部分。直接照射的评估与厂内源项分布以及厂区总图与边界设计直接相关,也影响到辐射环境监测点的设置。

基于良好的源项控制和运行,英国目前在运压水堆 Sizewell B 的集体剂量在世界范围内属于较优水平,为英国的新建核电职业剂量评估设立了标杆。审评方要求英国华龙一号提供详尽的评估过程,论证个人剂量和集体剂量均已达到了 ALARP 的水平,并与 Sizewell B 无明显差距。由于参考电站华龙一号尚无运行数据,论证主要基于相似电站的经验反馈,考虑改进项带来的剂量影响以及对高风险项操作的优化,通过理论结合计算的方式得到最终预估的个人剂量以及集体剂量值。

屏蔽设计审查由 TSC 主导开展,TSC 有丰富的屏蔽计算实践以及人力资源支持,因此审查十分详尽。其范围包括:前端的屏蔽与源项软件验证与确认;核素选择、源项以及能群处理等前端输入;屏蔽计算点选取、几何简化以及建模假设,点核积分算法和蒙特卡洛算法的选用以及不确定度分析和处理等。对于屏蔽计算中出现的所有假设,均需要给出合理的解释或者出处证明其适用性。以外,TSC 还要求提供 3~5 组实际的计算案例包,用以进行独立验算以求复现申请方结果。在屏蔽计算之外,还特别关注贯穿件屏蔽的设计以及屏蔽设计最优化论证。在通用设计阶段,建立了贯穿件屏蔽设计以及屏蔽设计优化方法论和程序,用以指导随设计深化产生的持续改进。

在 GDA 阶段,上述问题均通过经验反馈与理论计算结合的方法,与英国审评方达成一致。设计成果更加完善了华龙一号的辐射防护设计,扩充了设计的适用性。

5 结论

总体来说,华龙一号辐射防护设计基本符合英国法规以及通用设计审查中的顶层要

求,两国在辐射防护设计顶层逻辑上无根本性差异。

从审评角度看,除本地化要求外,英国辐射防护审评还十分注重设计理念的连贯性和严谨性、输入参数及假设的溯源以及设计和计算结果的可靠性论证。通过这些维度,可以全面了解申请方对自身堆型设计的掌控能力以及设计能力,从而对申请方的水平有一个总体的判断。

从设计角度看,可从以下四个方面借鉴并完善华龙一号辐射防护设计体系:

(1) 加强屏蔽计算管理,定期回顾国际上剂量学最新研究成果,确保每一个计算假设和输入有据可查且具有时效性;完善计算结果的保守性和不确定性分析,提高对计算结果的掌控。

(2) 完善辐射防护 ALARP 论证,在分区、屏蔽、源项以及监测等每个设计环节增加 ALARP 分析闭环,最终落脚到职业照射和公众照射水平的 ALARP 论证上。

(3) 增加厂区内和厂区周边的直接照射论证,增加堆型设计对不同大小厂址的适用性以及辐射防护设计的灵活性。

(4) 延伸放射性后果评价,由事故频率拓展至人员的辐射剂量和死亡风险,更直观地反映核电厂的辐射风险。

同时,英国辐射防护法规和导则中还包含了大量辐射防护运行相关的规定,比我国法规中的规定更加细致且具有本地化的特点;运营电厂中污染控制、进出控制以及辐射防护实践和我国也有较大差异,且从塞兹韦尔 B 核电厂的经验反馈来看,取得了很好的辐射防护效果。因此,华龙一号为致力落地英国,需提前布局对运行相关的辐射防护规定和运行实践进行符合性分析,并与英国当地供应商和辐射防护顾问建立联系,了解本地运行管理方法,从而减少后期对基础设计的修改。

参考文献

- [1] 谌登华,姜宏,张翔宇,等.英国通用设计审查(GDA)初探[J].核安全,2017,16(02):42-49.
- [2] 刘尚源.英国核电厂标准体系及监管情况综述(上)[J].

核标准计量与质量,2019(02):8-14.

- [3] UK Statutory Instruments, The Ionising Radiations Regulations 2017 [EB/OL]. 2017 No. 1075, <http://www.legislation.gov.uk/id/uksi/2017/1075>.
- [4] Health and Safety Executive, Ionising Radiation Regulations 2017 Approved Code of Practice, L121 [M].UK: HSE Books, 2018.
- [5] Office for Nuclear Regulation, Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities [EB/OL]. 2014 Edition, revision 1, (2020-01-01) [2021-08-13], <https://www.onr.org.uk/saps/saps2014.pdf>.
- [6] UK Statutory Instruments, The Radiation (Emergency Preparedness and Public Information) Regulations 2019 [EB/OL], 2019 No. 703, <http://www.legislation.gov.uk/id/uksi/2019/703>.
- [7] Health and Safety Executive, The Radiation (Emergency Preparedness and Public Information) Regulations Approved Code of Practice and guidance, L126 (Second edition) [M]. UK: HSE Books, 2020.
- [8] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局.电离辐射防护与辐射源安全基本标准 GB18871-2002 [S].北京:中国标准出版社,2003.
- [9] 薛茹,陈尔东,鞠金欣.眼晶状体新剂量限值对介入放射工作人员辐射防护的影响[J].中国辐射卫生,2015,24(03):223-226.
- [10] 李石银,高宇,周超,等.新的眼晶体剂量限值的由来及辐射防护应对[J].中国辐射卫生,2017,26(02):246-248.
- [11] General Nuclear System Limited, Pre-Construction Safety Report Chapter 22 Radiological Protection, Rev 001 [EB/OL]. (2020-02-06) [2021-08-13], <https://www.ukhpr1000.co.uk/wp-content/uploads/2020/02/HPR-GDA-PCSR-0022-Pre-Construction-Safety-Report-Chapter-22-Radiological-Protection-Rev-001.pdf>.
- [12] 中华人民共和国国家能源局.压水堆核动力厂厂内辐射分区设计准则 NB/T 20185-2012 [S].北京:原子能出版社,2013.
- [13] Health and Safety Executive, Provisional HSE Internal Guidance on Dose Levels for Emergencies [EB/OL]. (2021-03-26) [2021-08-13], <https://www.hse.gov.uk/radiation/ionising/doses/dose-pr.htm>.
- [14] Office for Nuclear Regulation, Nuclear Safety Technical Assessment Guide: Radiation Shielding [EB/OL]. NS-TAST-GD-002, Revision 8, (2019-06-01) [2021-08-13],

- https://www.onr.org.uk/operational/tech_asst_guides/ns-tast-gd-002.pdf.
- [15] Office for Nuclear Regulation, Nuclear Safety Technical Assessment Guide: Radiological Protection [EB/OL] . NS-TAST-GD-038, Revision 9, (2020-11-01) [2021-08-13], https://www.onr.org.uk/operational/tech_asst_guides/ns-tast-gd-038.pdf.
- [16] Health and Safety Executive, Reducing risks, protecting people, R2P2 [M] .UK: HSE Books, 2001.
- [17] Office for Nuclear Regulation, Nuclear Safety Technical Assessment Guide: Radiological Analysis-Normal Operation [EB/OL] . NS-TAST-GD-043, Revision 6, (2019-07-01) [2021-08-13], https://www.onr.org.uk/operational/tech_asst_guides/ns-tast-gd-043.pdf.
- [18] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局 . 核动力厂环境辐射防护规定 GB 6249-2011 [S] .北京: 中国环境科学出版社, 2011.
- [19] Office for Nuclear Regulation, Nuclear Safety Technical Assessment Guide: Radiological Analysis for Fault Conditions [EB/OL] . NS-TAST-GD-045, Revision 6, (2019-07-01) [2021-08-13], https://www.onr.org.uk/operational/tech_asst_guides/ns-tast-gd-045.pdf.

Review and Practice of Radiation Protection Regulations for UK Generic Design Assessment

Ran Wenwang, Fang Liang, Lv Weifeng, Gong Quan

(China Nuclear Power Engineering Co., Ltd, Shenzhen 518000, China)

Abstract: Based on the radiological protection work carried out during the UK Generic Design Assessment, this paper reviewed and summarized the UK's legislative framework for radiological protection, mainly includes: the Ionising Radiation Regulation 2017, the Radiation (Emergency Preparedness and Public Information) Regulations 2019, Safety Assessment Principles, and their guidance. UK's unique numerical targets requirements have been reviewed and analyzed. The practices and interactions during UK HPR1000 GDA in the radiological protection area are incorporated to provide suggestions for nuclear regulations and design in China.

Key words: UK nuclear; generic design assessment; radiological protection; nuclear regulation; legislation

(责任编辑: 徐晓娟)

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.

Liu Minghai, Xu Zhiyan, An Guixiu. Methods for measurement method gross α and gross β in Aerosol [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (5): 54-58.

气溶胶中总 α 、总 β 放射性测量方法探索

刘明海, 徐志燕, 安桂秀

(山东省环科院环境检测有限公司, 济南 250013)

摘要: 优化研究气溶胶中总 α 、总 β 放射性测量中样品的放置时间、灰化温度等技术参数,为编制气溶胶中总 α 、总 β 放射性测量方法提供技术支持;使用滤膜采集空气中气溶胶样品,经灰化、灼烧得固体灰样,用低本底 α 、 β 测量仪测试固体灰样总 α 、总 β 放射性,计算气溶胶中总 α 、总 β 放射性。重复测试环境气溶胶样品、加标样、空白样对方法的精密度、准确度、探测下限等进行实验验证,确认方法的科学性;气溶胶中总 α 、总 β 测量结果受样品放置时间、灰化温度影响较大,需根据关注对象确定样品放置时间和灰化温度。典型条件下,该方法总 α 、总 β 探测下限可达 $3\mu\text{Bq}/\text{m}^3$ 、 $2\mu\text{Bq}/\text{m}^3$,加标回收率大于87%;该方法满足近年生态环境监测部门对气溶胶中总 α 、总 β 监测方法探测下限、精密度、加标回收率等的要求,可用于气溶胶中总 α 、总 β 放射性测量。

关键词: 气溶胶;总 α ;总 β ;测量方法

中图分类号: X837 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)05-0054-05

总 α 、总 β 放射性水平是指环境介质中各种核素的 α 或 β 放射性活度等效值的总和,是环境介质中放射性总体活度水平的反映^[1]。环境介质中总 α 、总 β 放射性测量具备测量速度快、成本低的特点,具有开展大量环境样品筛选测量的优势,在辐射环境质量监测、应急预案监测和监督性监测中应用广泛,是一种快速、经济、便于广泛使用的放射性测量手段^[2],在放射性检测领域应用前景广泛。

气溶胶是固体或液体微粒悬浮在空气或气体介质中形成的分散体系,因气溶胶在大气中随气流而迁移,放射性物质随其快速扩散,并与地面沉积物中放射性物质相互交换,对人体造成外照射危害;气溶胶中放射性物质浓度低,

但电离效应高,是造成人体内照射的主要威胁,《辐射环境监测技术规范》(HJ 61-2021)等对气溶胶中总 α 、总 β 的检测提出了明确要求^[3]。但是,灰化法和滤膜直接测量法测量结果差异较大,不同来源数据可比性较差。同时,气溶胶中总 α 、总 β 的检测没有统一标准方法,不同实验室间在样品放置时间、灰化温度等方面没有统一的标准,同样品不同实验室间测量结果差距较大,制约气溶胶中总 α 、总 β 在放射性测量结果的评价和使用。因此,开展气溶胶中总 α 、总 β 放射性测定方法研究,明确样品前处理过程中的技术参数,提高气溶胶中总 α 、总 β 不同来源数据的可比性,意义重大。

收稿日期: 2022-07-26 修回日期: 2022-09-06

作者简介: 刘明海(1982—),男,高级工程师,现主要从事辐射环境检测与评价工作

1 材料与方 法

1.1 仪器与材料

测量仪器:FYFS-400X型四路低本底 α 、 β 计数器[本底: $\alpha \leq 0.1$ cpm、 $\beta \leq 1.0$ cpm,效率: α (^{241}Am) $\geq 10\%$ 、 β (^{90}Sr) $\geq 40\%$],分析天平、可调温电炉、马弗炉、测量盘、坩埚。

测量材料:聚丙烯滤膜、总 α 标准物质、总 β 标准物质、无水乙醇、浓硫酸。

1.2 方法原理

用滤膜采集一定量的气溶胶样品,滤膜经灰化、灼烧得到固体灰样。称取一定量固体灰样均匀平铺,用低本底 α 、 β 测量仪测量 α 、 β 的计数率,计算样品总 α 、总 β 的放射性活度浓度。

1.3 方法步骤

在已确定空气流通、地面平整的位置安装采样器,安装采样滤膜,采集一定体积气溶胶样品。

先将样品滤膜向内折叠并放入坩埚中,在电热板上缓慢加热炭化完全,然后将坩埚放入马弗炉中,400℃恒温1小时。干燥器中冷却后准确称量固体残渣总重量。研细、混匀固体残渣,称取样品于测量盘中。向测量盘中粉末样品上滴加无水乙醇浸润,使样品均匀铺平测量盘,烘干制成样品源,用低本底 α 、 β 测量仪测量^[4,5]。

1.4 结果计算

气溶胶中总 α 或总 β 活度浓度计算公式:

$$A = \frac{(N - N_0) \times m_0}{60 \times E \times m \times V_0} \quad (1)$$

式中:

A ——气溶胶中总 α 或总 β 活度浓度,单位 $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$;

N ——试样计数率,单位 min^{-1} ;

N_0 ——本底计数率,单位 min^{-1} ;

m_0 ——固体残渣总重量,单位 g ;

60——秒分转换系数,单位 $\text{s} \cdot \text{min}^{-1}$;

E ——仪器的计数效率,单位 $\%$;

m ——测量试样的质量,单位 g ;

V_0 ——采集空气的体积,单位 m^3 。

α 、 β 射线同时测量时, α 射线对 β 道的串道影响不可忽略,可参考《水质总 β 放射性的测定厚源法》(HJ 899-2017)中附录B修正。

仪器探测效率计算公式:

$$E = \frac{N_B - N_0}{60 \times A_0 \times m_b} \times 100\% \quad (2)$$

式中:

E ——仪器探测效率,单位 $\%$;

N_B ——标准试样计数率,单位 min^{-1} ;

A_0 ——标准溶液活度浓度,单位 $\text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}$;

m_b ——标准物质质量,单位 g 。

计算最小可探测样品净计数率:

$$LLD = 4.65 \times \sqrt{N_0/t_0} \quad (3)$$

式中:

LLD ——最小可探测样品净计数率,单位 min^{-1} ;

N_0 ——本底计数率,单位 min^{-1} ;

t_0 ——本底试样测量时间(与测试试样时间相同),单位 min 。

LLD 对应的样品放射性活度浓度为探测下限。

2 结果

2.1 样品放置时间

用超大流量在尽可能快的速度下采集约5000 m^3 气溶胶样品,当天灰化完全、冷却、称量待测。样品采完后第2天开始用低本底 α 、 β 测量仪测量 α 、 β 计数率,然后每间隔1天测量一次。重复测量10次,测量结果见图1、图2。

气溶胶中总 α 、总 β 测量结果与样品放置时间有关,前4天随放置时间的延长而迅速降低,且总 α 的降低更明显;放置5~10天测量结果基本恒定,这主要受气溶胶样品中放射性核素的衰变影响^[6]。在检测主要包含铀(U)、钍(Th)及其子体等天然放射性核素和长半衰期人工核素的环境质量样品时,为确保历史数据的可比性,通常在采样后5~10天分析测试;在检测对象为短半衰期放射性核素时,通常需根据放射性核素的衰变规律确定测量时间并根据需

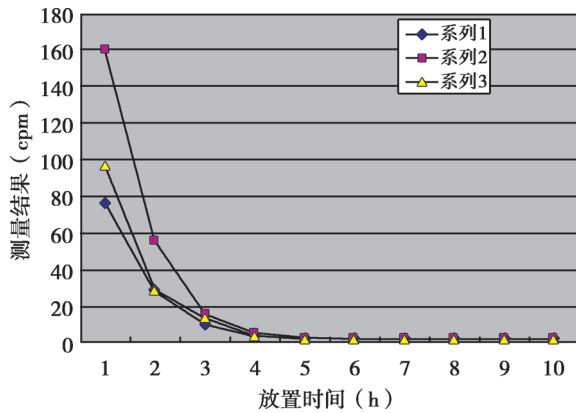


图1 样品不同放置时间下总α测量结果

Fig.1 The gross α measurement results at different placement times of the specimens

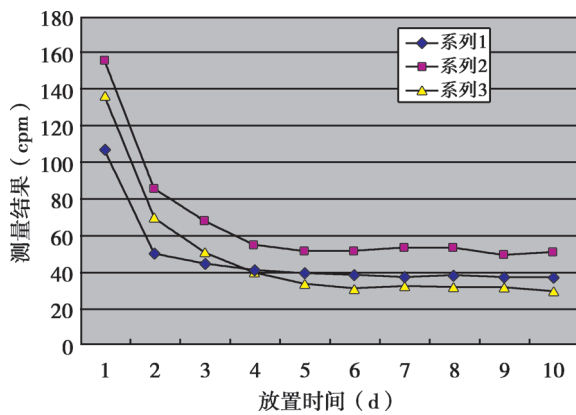


图2 样品不同放置时间下总β测量结果

Fig.2 The gross β measurement results at different placement times of the specimens

要进行衰变修正。气溶胶中总α、总β测量结果,前4天随放置时间的延长而迅速降低,且总α的降低更明显;放置5~10天测量结果基本恒定。

2.2 灰化温度

用超大流量采样器采集 20000 m³ 气溶胶样品。350℃灰化 1 h,用研钵将固体残渣研细、混匀,称量 6 等份。6 份样品在 350℃、400℃、450℃、500℃、550℃、600℃条件下,用马弗炉继续分别灰化 1 h,冷却、称量。然后用低本底 α、β 测量仪测量 α、β 计数率。测量结果见图 3、图 4。

气溶胶中总α、总β测量结果受样品灰化温度的影响,温度小于 350℃时较难灰化完

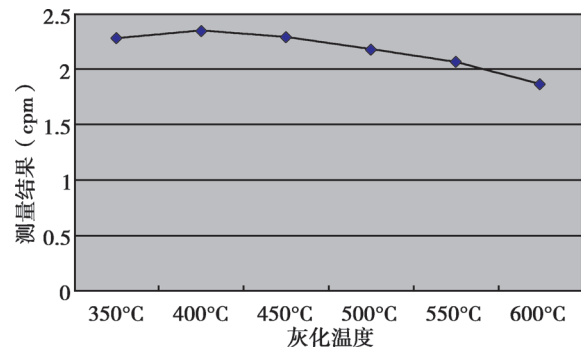


图3 总α测量结果

Fig.3 The gross α measurement results

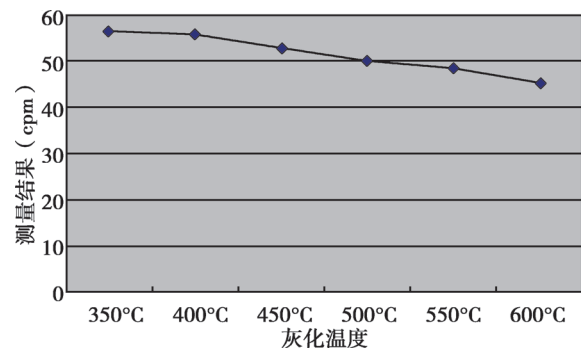


图4 总β测量结果

Fig.4 The gross β measurement results

全,影响测量结果准确性;350℃~450℃时,测量结果未随灰化温度的变化而明显变化;450℃~600℃时,测量结果随灰化温度的升高而明显降低。原因可能是受钋-210、铋-210、铯-137等可挥发核素高温环境下含量损失的影响。为保证测量结果的准确性和稳定性,气溶胶中总α、总β测量过程中灰化温度建议确保灰化完全,且不超过 400℃为宜。

2.3 探测下限

取空白样品盘,用低本底 α、β 测量仪分别测试空白样品计数率,重复测试 7 次,以 7 次探测下限计算结果的平均值和 3 倍标准偏差之和作为探测下限,测试结果见表 1。

以采集样品 10000 m³、固体残渣 0.5 g、测量时间 1000 min、α 探测效率 7.5%、β 探测效率 45% 为典型条件,该方法总 α 探测下限为 3 μBq·m⁻³,总 β 探测下限为 2 μBq·m⁻³。

表1 探测下限测试数据

Table 1 Test data of lower detection limit

编号	总 α		总 β		
	计数率 cpm	探测下限 $\mu\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$	计数率 cpm	探测下限 $\mu\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$	
测定结果	1	0.06	2.0	0.54	1.00
	2	0.05	1.8	0.51	0.97
	3	0.05	1.8	0.49	0.95
	4	0.06	2.0	0.52	0.98
	5	0.04	1.6	0.52	0.98
	6	0.04	1.6	0.55	1.01
	7	0.05	1.8	0.51	0.97
平均值		0.05	1.8	0.52	0.98
标准偏差		0.01	0.2	0.02	0.02

2.4 精密度

在同一环境中安装平行的6台采样器,采集平行样作为精密度测试样品,分别灰化测试,测试结果见表2。

表2 精密度数据

Table 2 Precision data

编号	试样1		试样2		
	总 α	总 β	总 α	总 β	
测定结果 ($\text{mBq}\cdot\text{m}^{-3}$)	1	0.087	0.82	0.35	1.95
	2	0.069	0.78	0.38	2.12
	3	0.072	0.93	0.29	1.88
	4	0.091	1.02	0.27	1.91
	5	0.079	0.95	0.41	2.32
	6	0.086	1.11	0.36	2.05
平均值		0.081	0.94	0.34	2.04
标准偏差		0.009	0.12	0.05	0.16
相对标准偏差		10.9%	13.1%	15.6%	8.1%

由表2可得,活度浓度约 $0.081\text{ mBq}\cdot\text{m}^{-3}$ 、 $0.34\text{ mBq}\cdot\text{m}^{-3}$ 的6个平行样总 α 测试结果相对标准偏差分别为10.9%、15.6%;活度浓度约 $0.94\text{ mBq}\cdot\text{m}^{-3}$ 、 $2.04\text{ mBq}\cdot\text{m}^{-3}$ 的6个平行样总 β 测试结果相对标准偏差分别为13.1%、8.1%。

2.5 准确度

在同一环境中安装平行的6台采样器,采集6个平行样,分别加入一定活度的 ^{241}Am 、 ^{40}K 标准溶液,灰化测试加标回收率,测试结果见表3、表4。

表3 总 α 准确度测试数据Table 3 The accuracy test data of gross α

编号	试样1		试样2		
	样品	加标样	样品	加标样	
总 α 测定结果 ($\text{mBq}\cdot\text{m}^{-3}$)	1	0.087	0.227	0.35	1.05
	2	0.069	0.199	0.38	1.19
	3	0.072	0.201	0.29	0.96
	4	0.091	0.215	0.27	1.02
	5	0.079	0.226	0.41	1.21
	6	0.086	0.213	0.36	1.14
平均值		0.081	0.214	0.34	1.10
加标量		0.149		0.826	
				0.16	
加标回收率		89.3%		92.0%	
		13.1%		8.1%	

表4 总 β 准确度测试数据Table 4 The accuracy test data of gross β

编号	试样1		试样2		
	样品	加标样	样品	加标样	
总 β 测定结果 ($\text{mBq}\cdot\text{m}^{-3}$)	1	0.82	2.49	1.95	5.94
	2	0.78	2.51	2.12	6.01
	3	0.93	2.69	1.88	5.81
	4	1.02	2.63	1.91	6.03
	5	0.95	2.57	2.32	6.25
	6	1.11	2.72	2.05	6.19
平均值		0.94	2.60	2.04	6.05
加标量		1.92		4.20	
加标回收率		87.0%		95.5%	
		13.1%		8.1%	

由表3、表4可知,加标活度浓度为 $0.149\text{ mBq}\cdot\text{m}^{-3}$ 、 $0.826\text{ mBq}\cdot\text{m}^{-3}$ 的样品,总 α 加

标回收率测试结果分别为 89.3%、92.0%；加标活度浓度为 $1.92 \text{ mBq}\cdot\text{m}^{-3}$ 、 $4.20 \text{ mBq}\cdot\text{m}^{-3}$ 的样品，总 β 加标回收率测试结果分别为 87.0%、95.5%。

3 结论

(1) 该方法测定环境气溶胶样品中总 α 、总 β 的结果受气溶胶样品中天然短半衰期放射性核素的衰变影响较大。在使用该方法时应根据被测对象的放射性衰变特性合理确定样品放置时间，并在出具结果时注明。

(2) 高温灰化处理样品的方法谨慎用于易挥发放射性核素的测定。灰化处理样品时温度不宜太高，既要确保滤膜灰化完全，又要减少核素挥发。

(3) 典型条件下，该方法总 α 探测下限为 $3 \mu\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ ，测试结果相对标准偏差最大值为

15.6%，加标回收率测试结果最小值为 89.3%；总 β 探测下限为 $2 \mu\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ ，测试结果相对标准偏差最大值为 13.1%，加标回收率测试结果最小值为 87.0%，满足近年生态环境监测部门对气溶胶中总 α 、总 β 监测的要求。

参考文献

- [1] 王家玥, 杨琳, 黄苑君. 气溶胶样品中总 β 与总 α 的比值及其变化特征分析 [J]. 节能与环保, 2018, (8): 60-62.
- [2] 潘自强. 电离辐射环境监测与评价 [M]. 北京: 原子能出版社, 2007.
- [3] 生态环境部. HJ 61-2021 辐射环境监测技术规范 [S].
- [4] 环境保护部. HJ 898-2017 水质总 α 放射性的测定厚源法 [S].
- [5] 环境保护部. HJ 899-2017 水质总 β 放射性的测定厚源法 [S].
- [6] 耿霞, 卢慧斌. 气溶胶中总 α 总 β 测量方法研究及山西省气溶胶放射性水平监测分析 [[J]. 辐射防护, 2017, 37 (6): 459-464.

Methods for measurement method gross α and gross β in Aerosol

Liu Minghai, Xu Zhiyan, An Guixiu

(Shandong Huankeyuan Environmental Testing Co., Ltd. Jinan 250013, China)

Abstract: The main technical parameters of gross α and gross β in the measurement of gross α and gross β in Aerosol, such as the placing time of samples and the ashing temperature, were optimized; A filter membrane is used to collect the aerosol samples in the air, and the solid ash samples are obtained by ashing and burning. The gross α and gross β radioactivity of solid gray samples was measured by low background α and β meter, and the gross α and gross β radioactivity in Aerosol was calculated. The precision, accuracy and lower detection limit of the method were verified by repeated environmental aerosol samples, standard samples and blank samples to confirm the scientificity of the method; The results of the gross α and the gross β in aerosol are greatly influenced by the time of sample placing and the ashing temperature, which should be determined according to the object concerned. Under typical conditions, the gross α detection limit of this method is $3 \mu\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ and the gross β detection limit of this method is $2 \mu\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$, and the recovery rate is more than 87%; This method can be used to measure the gross α and gross β radioactivity in the Aerosol, which meets the requirements of the Environmental monitoring for detection lower limit, precision and recovery rate.

Key words: aerosol; gross α ; gross β ; method of measurement

(责任编辑: 梁 晔)

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.

Liu Shixian,Hou Qinmai,Chu Qianqian,et al. Analysis of event due to loss of spent fuel pool cooling based on fault tree analysis method [J].

Nuclear Safety,2022,21(5):59-65.

基于故障树分析法的乏燃料水池失去冷却事件分析

刘时贤,侯秦脉,褚倩倩,车树伟*,焦峰

(生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082)

摘要:国内某核电厂 1 号机组发生了操纵员错误关闭 1RRI 公用负荷隔离阀导致乏燃料水池失去冷却的运行事件,本文运用故障树分析法对该事件原因进行分析。通过梳理事件序列,确定事件过程中的主要失效点,作为故障树最上层的顶事件,从顶事件出发,不断查找故障树上一层失效的原因,找出导致主要失效点的深层次原因。最终确定事件发生的根本原因是:操纵员试验准备、工作技能不足,且操作过程中未采取自检或其他防人因失误的方法;机组长屏障失效,未对操纵员提供有效的监护和支持;核电厂对重大高风险活动的准备和管控不足。最后提出针对性的改进建议。

关键词:故障树分析法;运行事件;根本原因分析

中图分类号: TL **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)05-0059-07

为了吸取执照运行事件的经验教训,采取纠正措施防止类似事件重发,营运单位和核安全监管机构普遍要求对核电厂执照运行事件进行事件调查和根本原因分析。根本原因分析方法主要有故障树分析法、屏障分析法、任务分析法、事件原因因素图(ECF)分析法等。其中,故障树分析法用树状图来直观地表示所有可能导致分析失效发生的原因,可以帮助确定事件可能的故障模式、故障的可能原因,并确定降低故障概率可以采取的措施^[1]。

目前,故障树分析法已在事件分析中得到广泛应用,如苑景凯等^[2]结合 REA 系统设备运行控制原理及电磁流量计的原理,确定了导致 REA 系统自动补给因硼酸流量不一致跳闸的根本原因;王媛媛等^[3]采用动态故障树建立了核

电厂数字化化学与容积控制系统上充功能的可靠性模型,采用最小割集法和 Markov 模型进行可靠性定量分析;卢少林等^[4]对柴油机缸盖损坏的严重事故的因素进行排查,确定了事故的根本原因。已有故障树分析法的应用主要集中在系统或设备故障事件分析,在人因事件分析中的应用较少。在人因事件的分析中,因果分析法和原因因素图法应用较多,如焦峰等^[5]对控制棒驱动机构电源全部丧失导致反应堆自动停堆事件进行了根本原因分析;马国强等^[6]对某核电厂主给水丧失手动停堆后操纵员人因失误进行原因分析。上述工作^[5,6]表明,目前对人因事件进行分析较多使用原因因素图法或因果分析法,较少采用故障树分析法,本文将采用故障树分析法对人因事件进行根本原因分析。

收稿日期:2022-01-24 修回日期:2022-04-05

作者简介:刘时贤(1986—),男,工程师,硕士研究生,现从事核电厂运行事件及物项修改审评和研究

*通讯作者:车树伟,E-mail: cheshuwei@chinansc.cn

2020年6月,国内某核电厂操纵员错误关闭1号机组设备冷却水系统(1RRI)公用负荷隔离阀,导致乏燃料水池失去冷却8.5 min,违反了运行技术规范^[7]。本文通过故障树分析法对该事件进行根本原因分析。

1 故障树分析法简介

故障树分析法用树状图来直观地表示所有可能导致分析失效发生的原因^[1]。通常最上层的棱形表示要调查的主要失效,即顶事件。故障树中,椭圆形用来表示所有的失效或原因,下一层椭圆表示其上一层失效的原因,这些原因本身或它们的组合直接导致了上一层失效的发生;而对其下一层来说,它又表示要继续调查的失效。导致每个第二层原因/失效的最直接原因列在第三层。重复这一过程,最后形成一个展开的有大量分枝的树状图。位于故障树最底层的椭圆,就是导致失效的深层次原因。

为了使故障树图有效并且容易理解,需要遵循以下两条基本准则:第一,下一层的椭圆与上一层的椭圆必须通过逻辑门连接起来,即每个失效必须与原因通过逻辑关系连接,如或门、与门、非门以及与非门等。第二,一个逻辑门不能直接连到另一个逻辑门上,逻辑门只能连接上一层的原因或失效和下一层的原因或失效。当两个或两个以上的原因同时存在才可导致上一层失效时,用“与门”;在识别的原因里只要其中一个原因存在就能导致上一层失效时,用“或门”,故障树流程如图1所示。

故障树能够清晰地表达原因和失效(上一层的原因)的逻辑关系。在故障树的末端需要判断消除哪些因素才能避免失效的出现,如果这一失效是事件发生的主要原因,那么这些末端的原因就是事件发生的根本原因。但建立正确的故障树需要花费大量的时间,而且比其他分析方法需要更多的专业知识。

经过多年的人类行为学研究,人们对出现不当行为的原因有了较深刻的认识,从而对导致人的不当动作或状态的原因进行了归纳,这些归纳的成果为人因事件的故障树分析提供了

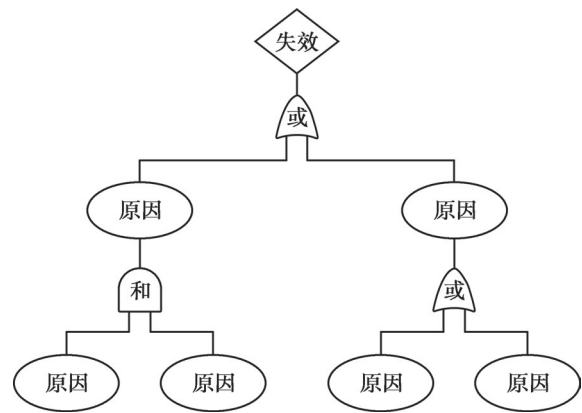


图1 故障树流程

Fig.1 Flowchart of fault tree

指引。通常采用“人员失误分析五类因素引导模型”或“人员失误或不当动作失效机理分析模型”进行人员失误分析^[8],本文采用第一种模型对人因失误事件进行故障树分析。

2 主要事件序列

2020年6月20日,某核电厂处于换料停堆模式。当天11:30,召开T1 EIE001工前会,约12:00,操纵员开始设置T1EIE001状态,在确认1RRI公用热交换器切换至B列供水后,执行主控部分第3步:通知现场关闭1RRI A列的公用热交换器的手动隔离阀1RRI039/060VN,如图2所示。

14:59,操纵员执行T1EIE001的A列安喷试验后的恢复操作,在执行“恢复来自A列的公用热交换器供水阀1RRI041/058VN”指令时,开启1RRI041/058VN(根据试验程序的逻辑,应该保持1RRI041/058VN关闭),操纵员看到程序备注信息“根据当时1RRI运行状态设置,防止串水”及1RRI A/B列公用负荷电动阀门均处于开启状态,误认为发生了串水,忘记之前在初态设置时已通知现场将1RRI A列至公用热交换器的手动隔离阀1RRI039/060VN关闭,在未通过1RRI头箱液位趋势确认是否已发生串水的情况下,向机组长申请操作1RRI006KG将1RRI公用负荷切换至A列冷却,机组长未核实程序指令,也未独立核实1RRI头箱液位,便同意操纵员执行操作,关闭了1RRI B列的公用热交换器

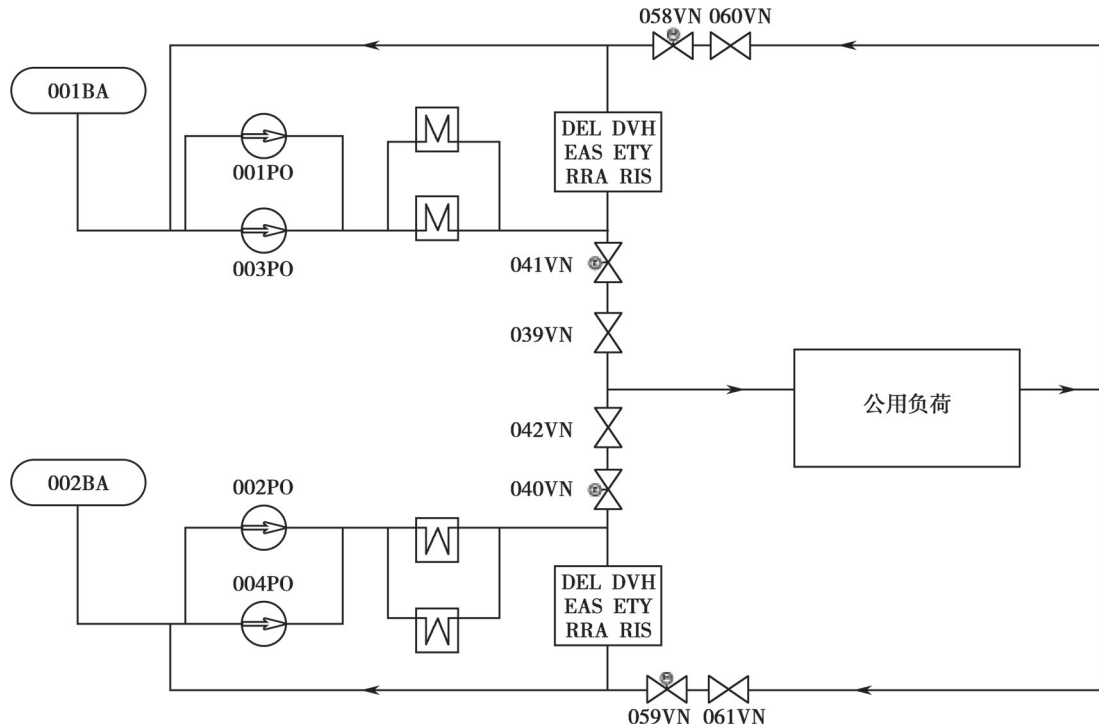


图 2 RRI 系统图

Fig.2 Diagram of RRI system

电动供水阀 1RRI040/059VN。

15:08, 操纵员执行程序到要求现场“开启 A 列的公用热交换器供水阀 1RRI039/060VN”指令时, 意识到之前关闭 1RRI B 列的公用热交换器电动供水阀 1RRI040/059VN 是错误的, 重新开启了 1RRI040/059VN 恢复公用热交换器冷却水, 同时关闭 1RRI A 列的公用热交换器电动供水阀 1RRI041/058VN。

15:14, 操纵员告知机组长执行错误操作导致 1RRI 公用负荷流量短时失去。

16:35 左右, 机组长汇报值长, 因程序理解偏差进行操作导致 1RRI 公用负荷短时失去流量, 值长考虑试验将要结束, 且状态已经恢复, 同意机组长和操纵员继续执行试验。

6 月 23 日夜班后, 值长进行值班小结时, 与机组长再次回顾执行 T1EIE001 的过程, 认识到存在错误操作阀门偏差, 对反应堆换料水池和乏燃料水池冷却和处理系统 (PTR) 的可用性受到影响需进行分析, 填写人因偏差单进行报告。

事件导致乏燃料水池失去冷却 8.5 min, 乏燃料水池温度由 30.85℃ 上升至 30.95℃, 违反

运行技术规范中“PTR 系统两列必须可用, 其中至少一列运行以保证乏燃料水池的冷却”的规定。

3 事件原因分析

3.1 事件的故障树分析

(1) 确定事件的主要失效点作为顶事件

本事件的主要失效点是操纵员错误关闭了 1RRI B 列至公用用户电动隔离阀 1RRI040/059VN, 导致乏燃料水池失去冷却。将主要失效点“错误关闭 1RRI B 列至公用用户电动隔离阀”放在菱形框内, 作为故障树的顶事件, 是本次集中分析的重点问题。

(2) 确定顶事件的所有可能原因和逻辑关系

顶事件“错误关闭 1RRI B 列至公用用户电动隔离阀”属于人因失误事件, 其所有可能原因包括交流问题、人员表现问题、人机接口问题、工作控制问题、管理方法问题五个方面^[8], 用或门作为逻辑门将顶事件与其所有可能的五个原因连接起来, 如图 3 所示。从主要事件序列可知, 本事件只涉及人员表现问题和工作控制问

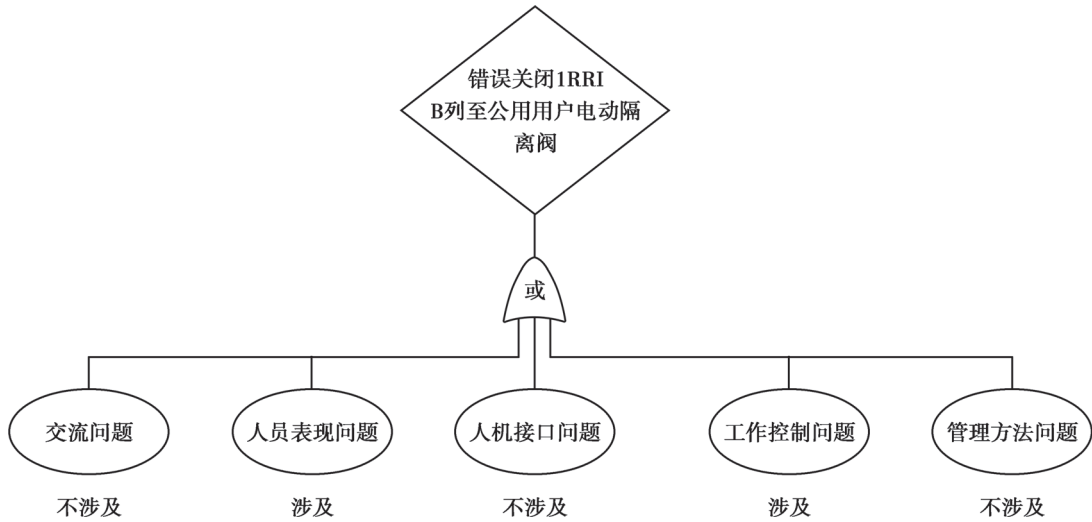


图3 顶事件的所有可能原因
Fig.3 All causes of the top event

题,不涉及交流问题、人机接口问题以及管理方法问题。因此人员表现问题和工作控制问题作为需要进一步分析的第一层原因,必须深层次分析。

(3) 确定顶事件的第二层原因

将所找出的与本事件相关联的第一层原因“人员表现问题”“工作控制问题”作为失效,去调查这两个失效的原因,即顶事件的第二层原

因,并用逻辑关系将这些原因和失效连接起来,如图4所示。

首先,“人员表现问题”的原因包括外部原因和内部原因。其中,外部原因是指程序指令不明确,要求操纵员判断执行:操纵员执行T1EIE001程序指令“恢复来自A列的公用热交换器供水阀1RR1041/058VN”时,指令未明确是“开启”还是“关闭”阀门,容易导致操纵员理

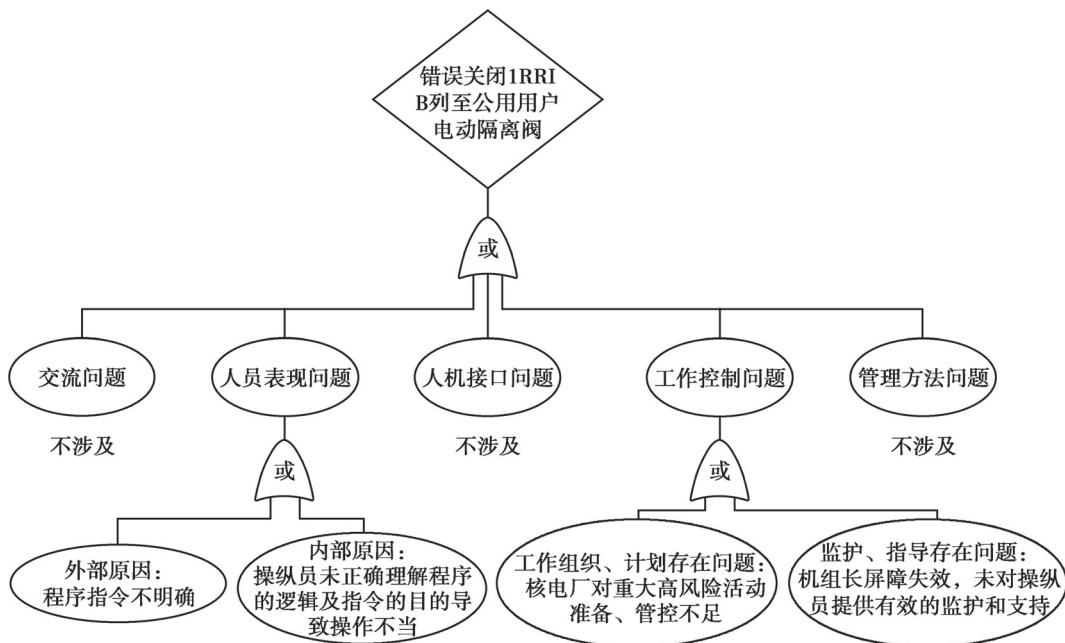


图4 顶事件的第二层原因
Fig.4 The second causes of the top event

解错误。内部原因是指操纵员未正确理解程序的逻辑及指令的目的:程序指令要求“恢复来自 A 列的公用热交换器供水阀 1RRI041/058VN”,操纵员理解为试验准备阶段设置的初态(试验准备阶段,现场关闭 A 列公用负荷手动隔离阀 1RRI039/60VN 后开启相应电动隔离阀 1RRI041/058VN),错误开启 1RRI041/058VN(根据试验程序的逻辑,应该保持关闭),同时操纵员看到程序备注信息“根据当时 1RRI 运行状态设置,防止串水”以及 1RRI A/B 列公用负荷电动阀门均处于开启状态,误认为发生了串水,忘记之前在初态设置时已通知现场将 1RRI A 列至公用热交换器的手动隔离阀 1RRI039/060VN 关闭,在未通过 1RRI 头箱液位趋势确认是否已发生串水的情况下,向机组长申请操作 1RRI006KG 将 1RRI 公用负荷切换至 A 列冷却(关闭 1RRI B 列的公用热交换器电动供水阀 1RRI040/059VN),实施了不当操作。

其次,“工作控制问题”的原因包括工作组织、计划存在问题,监护、指导存在问题。其中,工作组织、计划存在问题是指核电厂对重大高风险活动准备、管控不足:T1EIE001 为大修期间高风险运行活动,根据管理程序《运行一二部大修管理》要求,“大修中,对于筛选出的有重大风险以及理解和执行上有困难的定期试验,其每一个试验都应在试验前一周落实运行值的专人进行准备并由其负责按计划执行。定期试验负责人应与指定执行人一起准备,必要时寻求各专业的技术支持或成立专业小组。定期试验负责人对试验的全过程进行跟踪协调。”该试验 T1EIE001 属于筛选出的有重大风险以及理解和执行上有困难的定期试验^[7],核电厂只在执行试验的前一天(6月19日)20:20 召开预工前会,未提前交底,不符合管理程序《运行一二部大修管理》要求。因此,电厂对重大高风险活动准备、管控不足,试验实施过程中未采取有效措施进行风险管控。监护、指导存在问题是指机组长屏障失效,未对操纵员提供有效的监护和支持:执行 T1EIE001 过程中,当操纵员通知机组长需操作 1RRI006KG 将 1RRI 公用负荷切换至 A

列冷却时,机组长仅检查了 1RRI A/B 两列为公用热交换器供水的电动阀门已开启,既未核实程序指令,也未独立核实 1RRI 头箱液位,便同意操纵员执行操作关闭了 1RRI B 列的公用热交换器供水阀 1RRI040/059VN。因此,机组长试验管控能力不足,未对操纵员提供有效的监护和支持,机组长屏障失效。

(4) 确定顶事件的第三层原因

将顶事件的第二层原因“内部原因:操纵员未正确理解程序的逻辑及指令的目的”作为失效,去调查其失效的原因,即顶事件的第三层原因,并用逻辑关系将原因和失效连接起来,如图 5 所示。

“内部原因:操纵员未正确理解程序的逻辑及指令的目的”的深层次原因包括操纵员试验准备、工作技能不足,以及操作过程中未采取自检或其他防人因失误方法。操纵员试验准备不足体现在:操纵员首次执行本次试验,缺乏试验经验,且试验未提前交底;工作技能不足主要体现在:操纵员忘记之前在初态设置时已通知现场将 1RRI A 列至公用热交换器的手动隔离阀 1RRI039/060VN 关闭,也未检查 1RRI 头箱液位趋势,错误判断 RRI 发生了串水后操作不当;操作过程中未采取自检或其他防人因失误方法体现在:操纵员在试验过程中执行 T1EIE001 程序指令“恢复来自 A 列的公用热交换器供水阀 1RRI041/058VN”时,在程序指令不明确的情况下,未采取“STOP(停)、THINK(思)、ACT(行)、REVIEW(审)”的自检原则,也未采取质疑的态度或者不确定时暂停等其他防人因失误方法。

3.2 事件的根本原因分析

从图 5 可知,操纵员错误关闭 1RRI 公用负荷隔离阀导致乏燃料水池失去冷却事件的根本原因是:1) 操纵员试验准备、工作技能不足,且操作过程中未采取自检或其他防人因失误方法;2) 机组长屏障失效,未对操纵员提供有效的监护和支持;3) 核电厂对重大高风险活动的准备和管控不足。操纵员错误关闭 1RRI 公用负荷隔离阀导致乏燃料水池失去冷却事件的促成原因是:程序指令不明确,要求操纵员判断执行。

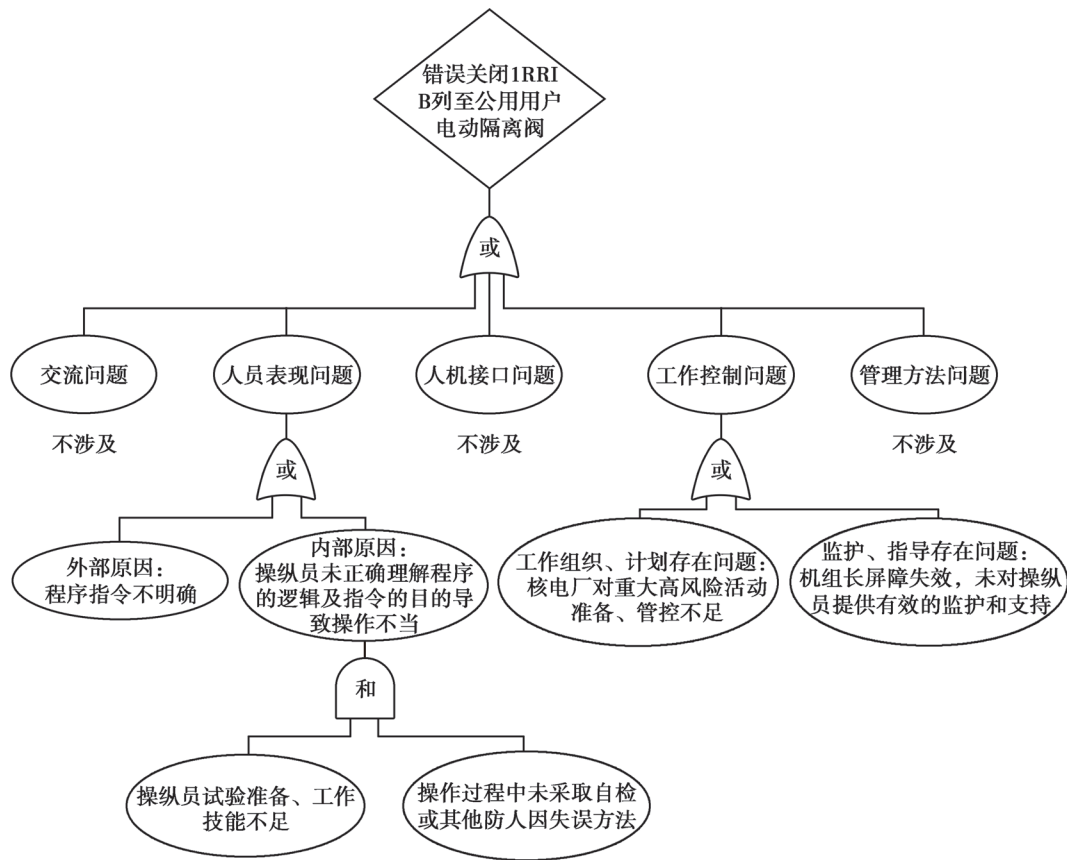


图5 顶事件的第三层原因

Fig.5 The third causes of the top event

4 结论

本文介绍了国内某核电厂1号机组操纵员错误关闭1RRI公用负荷隔离阀导致乏燃料水池失去冷却事件,并应用故障树分析法查找其根本原因。通过梳理事件序列,确定事件的主要失效点为错误关闭1RRI B列至公用用户电动隔离阀,作为故障树的顶事件;从顶事件出发,不断查找故障树上一层失效的原因,找出导致主要失效点的深层次原因,从而确定事件发生的根本原因。

本事件的根本原因是:操纵员试验准备、工作技能不足,操作过程中未采取自检或其他防人因失误方法;机组长屏障失效,未对操纵员提供有效的监护和支持;核电厂对重大高风险活动的准备和管控不足。根据事件的根本原因,建议营运单位从以下三个方面进行改进:

1)加强员工技能培训。本事件中出现了操纵员未正确理解程序的逻辑及指令的目的,以及未采取自检或其他防人因失误工具,建议营运单位加强人员技能培训,保证相关工作人员熟悉并理解程序要求。同时建议营运单位对重要工作强制使用“质疑态度、明星自检、监护”等防人因失误工具,保证人员行为可靠性。

2)完善高风险活动的管控。本事件中的试验属于重大风险以及理解和执行上有困难的定期试验,核电厂未按照程序要求进行提前交底。因此建议营运单位完善大修运行高风险活动的组织流程和管控细则,明确大修工作人员在大修准备、实施阶段的规定动作和职责。

3)强化机组长屏障。本事件中出现机组长未对操纵员提供有效的监护和支持,建议营运单位建立机组长能力模型并实施机组长能力提升的方案,强化机组长屏障。

本文采用“人员失误分析五类因素引导模型”进行人因事件分析,可为采用故障树分析法对人因事件进行根本原因分析提供参考。

参考文献

- [1] 陶书生,周红,赵力,等.核电厂经验反馈关键技术[M].北京:中国原子能出版社,2016.
- [2] 苑景凯,邱波,王友森,等.秦山二期 REA 系统自动补给跳闸问题原因分析与解决[J].核科学与工程,2021,41(3):544-551.
- [3] 王媛媛,徐思敏,杨婷,等.核电厂数字化化学与容积控制系统上充功能的可靠性分析[J].原子核物理评论,2020,37(4):924-934.
- [4] 卢少林,熊记伟,袁梅坤,等.某核电应急柴油发电机组缸盖损坏事故原因分析[J].柴油机,2019,41(5):47-51.
- [5] 焦峰,孙树海,郑丽馨,等.应用 ECF 图对控制棒驱动机构电源全部丧失导致反应堆自动停堆事件分析[J].原子能科学技术,2017,51(4):659-665.
- [6] 马国强,吴彦农,张浩,等.对某核电厂主给水丧失手动停堆后操纵员人因失误的根本原因分析[J].核科学与工程,2020,40(6):980-985.
- [7] 国家核安全局.国家核安全局经验反馈平台[EB/OL].<http://efnnsa.mee.gov.cn>,2021.
- [8] 国家核安全局.核电厂事件原因分析指南 NNSA-HAJ-0001-2019[S].北京,2019.

Analysis of event due to loss of spent fuel pool cooling based on fault tree analysis method

Liu Shixian, Hou Qinmai, Chu Qianqian, Che Shuwei, Jiao Feng

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

Abstract: The event occurred in a domestic nuclear power plant due to loss of spent fuel pool cooling caused by mistakenly closing 1RRI isolation valve to common load, and the root cause was analyzed by using fault tree analysis method. The main failure point of the event process was determined by establishing the sequence of event, which was treated as the top event of the fault tree. From the top event, the cause of the failure of the upper level of the fault tree was continuously investigated, then deep cause was found out, and finally the root causes of the event were determined that the operator was lack of test preparation and work skills, and no self-checking or other protections from human errors were taken during the operation. The barrier of chief failed and no effective guardianship or support from chief was provided for the operator. Preparation and control for major high-risk activities was insufficient. Finally, some proposals for improvement were given.

Key words: fault tree analysis method; operation event; root cause analysis

(责任编辑:梁 晔)

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.

Zeng Zhen,Fang Yonggang. Suggestions on the Establishment of Radiation Monitoring Database for Reactor Pressure Vessels in China [J].

Nuclear Safety,2022,21(5):66-71.

关于建立我国反应堆压力容器辐照监督数据库的建议

曾 珍, 房永刚 *

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 反应堆压力容器作为压水堆中不可更换的关键设备,其结构完整性与核电厂安全及寿期有着密切关系。通过整合辐照监督数据、构建辐照脆化预测公式及模型,可以有效预测压力容器状态,提高核电厂运行的安全性、经济性。本文在分析研究国外反应堆压力容器辐照监督数据库和辐照脆化预测模型构建详情的基础上,结合我国实际情况,提出了我国建立辐照监督数据库的相关建议。

关键词: 反应堆压力容器;辐照监督;辐照脆化;数据库

中图分类号: TL351.6 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)05-0066-06

为促进节能减排、优化全球能源结构、实现绿色发展,核能发电作为实现低碳发电的重要方式受到广泛关注,同时被关注的还包括核电厂运行过程中存在的诸多安全隐患。核电厂运行过程中若发生核泄漏等重大事故,将严重危害公众健康,造成不可估量的损失。为严格落实核电厂运行过程中的安全管理,及时消除安全隐患以确保其稳定运行,需制定相关策略以确保核电厂防止放射性释放的三道屏障的结构完整性。反应堆压力容器(Reactor Pressure Vessel,RPV)作为三道屏障的组成部分,同时也是核电厂不可更换的关键核心设备,其结构完整性对核电厂安全运行具有非常重要的意义。

1 RPV 辐照监督基础理论

RPV 装载着堆芯核燃料,是包容放射性的第二道屏障,在设计上要保证高度的结构完整

性^[1]。目前,压水堆核电站 RPV 用钢主要有两种:Mn-Ni-Mo 系低合金钢和 Cr-Mo-V 系低合金钢,化学成分详见表 1^[2]。Mn-Ni-Mo 系和 Cr-Mo-V 系低合金钢具有韧脆转变温度(Ductile-Brittle Transition Temperature,DBTT),当温度低于韧脆转变温度时,压力容器的断裂方式由韧性断裂转变为脆性断裂,即出现低温脆性现象^[3]。相关研究指出,RPV 服役过程中,其性能受高温、高压及快中子辐照($E \geq 1$ MeV)影响易产生辐照脆化,导致 RPV 材料的断裂韧性下降,压缩了 RPV 的压力-温度运行窗口,如图 1 所示^[4-6]。为预防 RPV 性能下降造成结构完整性丧失而引发重大事故,各国建立辐照监督数据库,整合辐照监督试验数据、构建辐照脆化预测模型,预测压力容器寿期内运行状态。通过分析运行期间辐照监督数据,对照预测模型评估脆化程度、修订运行参数,实现对 RPV

收稿日期:2021-05-27 修回日期:2021-12-24

作者简介:曾珍(1992—),女,助理工程师,硕士,现主要从事核安全审评工作

*通讯作者:房永刚,E-mail:fangyonggang@chinansc.cn

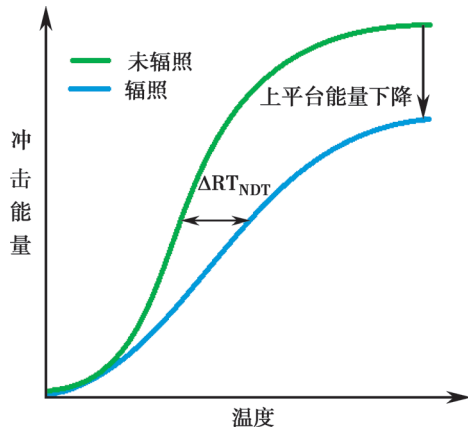


图1 冲击功吸收能量-温度曲线示意图

Fig.1 Schematic diagram of impact energy absorption-temperature curve

结构完整性的监督。

2 国外反应堆压力容器辐照监督数据库

核电厂在运行过程中,高温、高压及快中子辐照($E \geq 1$ MeV)的工作环境使压力容器材料出现辐照脆化,从而破坏RPV结构完整性。大

量研究表明,RPV材料辐照脆化的影响因素包括中子注量、合金成分、辐照温度、中子注量率、中子能谱、金属微观结构、冶炼和加工以及焊接等。其中,中子注量、合金成分(各国压力容器用钢合金成分见表1)和辐照温度。为了保证核电厂运行过程中RPV结构完整性,世界各国整合各自国家范围内商用堆、实验堆的辐照监督数据,应用于辐照脆化公式的开发及辐照脆化模型的构建。

2.1 IAEA在20世纪末建立辐照监督数据库

国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)自20世纪60年代中期,通过顾问会议、专家会议和研讨会等形式开展了一系列中子辐照效应技术交流。70年代初,IAEA发起了关于RPV结构完整性的合作研究计划(Coordinated Research Program, CRP),见表2。该计划进行了RPV用钢的辐照脆化研究,并通过开展辐照试验获得了大量的辐照脆化数据。1993年,CRP建议IAEA建立反应堆压力容器材料国际数据库(International Database on Reactor Pressure Vessel Material, IDRPVM),并以此作为

表1 压力容器用钢合金成分

Table 1 Chemical composition of pressure vessels

材料名称	化学成分(质量分数)/%									
	C	Si	Mn	Ni	Cr	Mo	P	S	Cu	V
A212B	0.30	0.15-0.30	0.85-1.20							
A302B	≤ 0.26	0.13-0.32	1.10-1.55			0.41-0.64	0.035	0.040		
A533B	≤ 0.25	0.15-0.30	1.51-1.50	0.40-0.70		0.45-0.60	< 0.35	< 0.40	0.12	
A508B-II	≤ 0.27	0.15-0.35	0.50-0.90	0.50-0.90		0.55-0.70	< 0.025	< 0.025	0.10	0.05
美国 A508-III 20MnMoNi55	≤ 0.26	0.15-0.40	1.20-1.50	0.40-1.00	0.25-0.45	0.45-0.55	< 0.025	< 0.025	< 0.10	0.01-0.05
德国 A508-III	0.17-0.23	0.15-0.30	1.20-1.50	0.50-1.00	< 0.20	0.40-0.55	< 0.012	< 0.015	< 0.12	≤ 0.02
16MND5 法国 A508-III SFVV3	≤ 0.20	0.10-0.30	1.15-1.55	0.50-0.80	< 0.25	0.45-0.55	< 0.008	< 0.008	≤ 0.08	≤ 0.01
日本 A508-III	0.15-0.22	0.15-0.35	1.40-1.50	0.70-1.00	< 0.25	0.46-0.64	< 0.003	< 0.003	0.02	0.007
中国 A508-III	≈ 0.19	0.15-0.27	1.20-1.43	0.73-0.79	0.06-0.20	0.48-0.51	< 0.009	< 0.006	0.034-0.070	0.005-0.05
俄罗斯 15X2HMφA	0.13-0.18	0.17-0.37	0.30-0.60	1.0-1.5	1.8-2.3	0.50-0.70	< 0.025	< 0.025	≤ 0.15	0.30
俄罗斯 15X2HMφA-A	0.13-0.18	0.17-0.37	0.30-0.60	1.0-1.2	1.8-2.3	0.50-0.70	< 0.02	< 0.02	≤ 0.05	0.10-0.12

2.3 法国基于本国数据建立辐照监督数据库

法国核电厂在设计阶段采用了 RCC-M 规范,其辐照脆化预测采用了美国 RG1.99(第一版)模型。随着核电发展的需要,法国基于本国辐照监督数据库开发了 FIS 预测模型,该模型被 RSEM 标准采纳并用于运行核电厂的 RPV 安全评估。为了满足长寿期运行要求,法国利用 6 个 CPO 和 26 个 CPY 机组的辐照监督数据,以及实验堆数据,对 FIS 模型重新进行了评估,并对一些参数进行了调整。法国电力公司(EDF)基于 RPV 设备的老化管理需求,收集了大量商用堆辐照监督数据,并建立了辐照脆化数据库 SURF。该数据库主要用于修正辐照脆化预测模型和中子注量与损伤关系。

2.4 俄、日等国均拥有辐照监督数据库

俄罗斯在标准 PNAE G-7-002-86《核动力装置设备和管道强度计算规范》中给出了关于 WWER 机组 RPV 材料辐照脆化的计算方法,并根据有无实验堆辐照数据给出了两种计算模型。近年来,随着 WWER 机组辐照监督数据的不断积累,俄罗斯康采恩集团根据收集到的辐照监督数据制定了标准 RD EO 1.1.2.99.0920—2014,其中给出了新的辐照脆化预测模型,并实现了 WWER-1000 机组的延寿。日本辐照监督标准为 JEAC-4201,其中辐照脆化模型是对 1990 年以前压水堆压力容器辐照监督数据进行分析拟合获得的。JEAC-4201(2007 年版)基于日本电力工业中央研究院(CRIEPI)的辐照监督数据库研究结果,修改了辐照脆化预测模型。

3 我国辐照监督数据库现状

我国开展了少量关于压力容器辐照脆化预测的研究工作。例如,核动力研究院使用中子辐照实验反应器在高温下对商用 RPV 钢进行中子辐照实验,中国原子能科学研究院、苏州热工院等单位结合实验数据、辐照监督数据等拟合了若干压力容器辐照脆化预测公式。但是,以上研究工作采用的数据主要来自加速实验或各自收集的有限辐照监督数据。由于各核电厂

和各自技术支持机构的辐照监督数据未经过有效整合,所以建立的数据库存在局限性,缺乏权威及代表性。而国外的辐照监督数据库由于使用了高 Cu、P 含量 RPV 钢和实验堆数据等原因,其辐照预测模型对我国核电机组辐照脆化监督并不完全适用,这对我国核电自主化设计、机组长寿期运行以及核电出口有较大影响。

随着我国核电机组数量的增加、运行时间的累积,压力容器辐照监督数据也在不断增多,已基本具备建立适合我国压力容器材料辐照监督数据库的条件。因此,我国需尽快整合国内各核电厂辐照监督数据,通过建立通用的辐照监督数据库为构建统一辐照脆化监督模型以及运行过程中的监管等工作奠定基础。

目前,建立辐照数据库主要面临如下困难。

(1)辐照数据整合壁垒严重。我国目前缺乏辐照监督数据提交的监管要求,只是在十年定期安全审查时提交数据处理结论。因此,国内 RPV 辐照监督数据主要分散掌握在核电厂和相关科研机构手中。由于辐照监督数据获取技术复杂、辐照周期长、成本高等原因,导致核电厂和相关科研机构不愿公开辐照监督数据,而行业内的数据不共享导致我国辐照监督数据库的建立长期处于停滞状态。

(2)数据库运维管理技术需同步提升。除辐照监督数据收集方面的困难外,甄别辐照监督数据的有效性以及数据处理也存在一定技术难度。同时,数据库的维护和更新也需要专业的机构支持。

(3)辐照脆化预测模型匹配性不足。我国核电起步较晚,商用堆主要引进了法国、美国、俄罗斯等国家的压水堆堆型,RPV 辐照脆化预测和评估基本参考引进国外辐照脆化预测模型和公式。国内 RPV 制造大量采用国产低 Cu、P 含量的现代钢材料,辐照环境与材料因素均与国外辐照监督数据库材料有所差别。这导致利用国外的辐照脆化预测模型无法可靠地评估我国 RPV 材料辐照脆化情况,从而造成 RPV 运行的安全隐患或过分保守,并进而影响了机组运行的安全性和经济性。

4 建议

随着我国核电机组运行时间的积累,反应堆压力容器辐照监督材料试验数据逐渐增多,我国已基本具备建立独立的辐照监督数据库的基础。本文结合国外 RPV 辐照监督数据库和辐照脆化预测模型构建详情,根据我国实际情况提出以下建议:

(1) 建立国家层面辐照监督数据库。依据 HAF-102《核动力厂设计安全规定》法规要求,由监管机构出台相应的技术政策和细则,全面整合我国核电厂已提取的 RPV 材料辐照监督数据,建立我国自主的核电行业通用辐照监督数据库。

(2) 建立统一的辐照监督脆化模型。基于辐照监督数据库的丰富数据积累和统计分析,借助现代化的高分辨率透射电镜、三维原子探针、计算机模拟技术等深入理解辐照损伤机理,考虑更多的辐照脆化影响因素,并精确地区分这些因素的重要程度,建立我国自主的 RPV 材料辐照脆化预测模型。

(3) 搭建辐照监督国际交流平台。RPV 辐照监督数据库是全世界各国核电站的辐照监督数据的有效收集和整合处理,RPV 辐照脆化预测模型的发展离不开国际核电信息的充分互通。所以,我国应建立以辐照监督数据库为基础的 RPV 辐照脆化国际数据交流平台,实现国内和国外监管机构数据信息交流,展现我国透明核安全文化,发挥核电大国担当。

参考文献

- [1] 邱天, 罗英, 马姝丽, 等. 反应堆压力容器 60 年设计寿命研究 [J]. 压力容器, 2013, 30 (4): 18-22+50.
- [2] 李承亮, 邓小云. 压水堆核电站反应堆压力容器钢断裂韧性研究进展 [J]. 材料导报, 2013, 27 (S1): 169-173.
- [3] 李承亮, 张明乾. 压水堆核电站反应堆压力容器材料概述 [J]. 材料导报, 2008 (09): 65-68.
- [4] 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 (03): 22-27.
- [5] 上官斌, 李承亮. 反应堆压力容器辐照监督无损评估技术研究 [J]. 核动力工程, 2019, 40 (06): 59-63.
- [6] 伍晓勇. 国产 A508-3 钢中子辐照脆化效应研究 [D]. 四川大学, 2005.
- [7] Stallmann F W, Wang J A, Kam F B K, et al. PR-EDB: Power Reactor Embrittlement Data Base, Version 2. Revision 2, Program description: NUREG/CR-4816 [R]. Washington, DC: Nuclear Regulatory Commission; Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Lab., 1994.
- [8] Wang J A, Subramani R. PR-EDB: Power Reactor Embrittlement Database Version 3: ORNL/TM-2006/605 [R]. Washington, DC: Nuclear Regulatory Commission; Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Lab., 2008.
- [9] Stallmann F W, Wang J A, Kam F B K. TR-EDB: Test Reactor Embrittlement Data Base, Version 1: NUREG/CR-6076 [R]. Washington, DC: Nuclear Regulatory Commission; Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Lab., 1994.
- [10] Wang J A. Embrittlement Data Base, Version 1: NUREG/CR-6506 [R]. Washington, DC: Nuclear Regulatory Commission; Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Lab., 1997.

Suggestions on the Establishment of Radiation Monitoring Database for Reactor Pressure Vessels in China

Zeng Zhen, Fang Yonggang*

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

Abstract: Reactor pressure vessel is the key equipment in pressurized water reactor which cannot be replaced. Its structural integrity is closely related to the safety and cycle-life of nuclear power plant. By integrating the radiation monitoring data and constructing the radiation embrittlement prediction formula and models, the state of pressure vessel can be predicted effectively, and the level of operation safety and economy of nuclear power plant can be improved. Based on the investigation and analysis of the details of the construction of radiation monitoring database and radiation embrittlement prediction models for reactor pressure vessels, some suggestions were proposed on the establishment of radiation monitoring database suitable for the actual radiation monitoring practice in China.

Key words: reactor pressure vessel; irradiation monitoring; irradiation embrittlement; database

(责任编辑：徐晓娟)

韩锦程,王海霞,李桃生,等.基于 COMSOL 的 CFETR TEP 手套箱内氚输运模拟研究[J].核安全,2022,21(5):72-80.

Han Jincheng, Wang Haixia, Li Taosheng, et al. Simulation Study of Tritium Transport in CFETR TEP Glove Box based on COMSOL [J].

Nuclear Safety, 2022, 21 (5): 72-80.

基于 COMSOL 的 CFETR TEP 手套箱内氚输运模拟研究

韩锦程^{1,2}, 王海霞^{1,*}, 李桃生¹, 付雪微¹

(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 230027)

摘要: 手套箱是托卡马克排灰气处理系统中减少氚泄漏的重要安全包容体, 研究氚在 TEP 手套箱内的输运过程对氚安全包容系统的详细设计具有重要意义。本文首先基于 COMSOL 软件建立了物理模型, 以日本量子科学技术研究开发机构的涉氚实验对该模型进行了验证, 表明 COMSOL 软件能够很好地模拟氚在空间中的输运过程。然后根据中国聚变工程实验堆 TEP 最新设计参数开展了运行事件的模拟分析。结果表明: 事件开始 10 s 后, 手套箱内氚的浓度基本稳定在 $7 \times 10^{14} \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ 水平; 应急系统启动后, 需要 277 s 才能将氚的浓度降低至报警设定值以下。该模拟结果可以为 CFETR TEP 安全包容系统的详细设计提供数据支持。

关键词: 托卡马克排灰气处理系统; 氚安全包容系统; 手套箱; 氚输运模拟; COMSOL

中图分类号: TL64+2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 05-0072-09

氚是聚变堆中不可缺少的核燃料, 同时又是一种主要放射源^[1], 因此, 氚的安全问题是聚变堆安全首要解决的问题。聚变堆设有氚安全包容系统, 可以最大限度地减少氚的排放, 保证工作人员、公众和环境的辐射安全。托卡马克排灰气处理系统 (Tokamak Exhaust Processing, TEP) 是中国聚变工程实验堆 (China Fusion Engineering Testing Reactor, CFETR) 燃料循环系统的重要组成部分, 手套箱是其重要的安全包容体, 目前正在开展详细设计。研究异常工况下氚在手套箱内的输运过程, 对 CFETR TEP 安全包容系统的详细设计具有重要意义。

尽管涉氚实验是研究氚输运过程的一种可靠方法, 但是利用氚设施进行涉氚实验成本高、代价大, 并且许多国家的氚工厂还处于设计阶段, 无法开展大规模涉氚实验。目前, 数值模拟计算是研究氚输运过程的一种经济、高效的常用分析方法。例如, 日本量子科学技术研究开发机构 (National Institutes for Quantum Science and Technology, QST, 原 JAERI) 的研究人员基于 FLOW-3D 软件模拟了氚在空间中的输运过程^[2,3], 并与氚系统实验装置 (Tritium System Test Assembly, TSTA) 操作室的涉氚实验结果^[4]进行了对比, 证明了基于 FLOW-3D 软件

收稿日期: 2022-02-10 修回日期: 2022-04-12

基金项目: 国家重点研发计划政府间国际科技创新合作专项磁约束核聚变能发展研究, 项目编号: 2017YFE0300305; 项目名称: 中国科学院合肥物质科学研究院“十三五”规划专项软科学研究课题, 项目编号: GH201805

作者简介: 韩锦程 (1996—), 男, 硕士研究生在读, 现从事聚变堆氚燃料循环技术方面研究

* 通讯作者: 王海霞, E-mail: haixia.wang@inest.cas.cn

建立的模型可以模拟实际空间内氦的输运过程;国内学者余文力、王亮等人基于 FLUENT 软件研究了密闭空间内储氦容器泄漏后的氦输运过程,结果表明:密闭空间内氦的浓度随通风时间的增加服从指数规律衰减^[5];刘贵议基于 FLUENT 软件研究了通风对氦提取系统的操作室空间内氦浓度分布的影响,得出不同通风速率条件下操作室空间内氦浓度的变化规律以及氦浓度高于安全阈值的时间^[6]。

氦在密闭空间内的输运过程本质上是强制对流下的流动传质过程,COMSOL Multiphysics (COMSOL) 软件的流体流动模块和化学物质传递模块可以实现对流体传质过程的模拟。因此,本文拟基于 COMSOL 软件,模拟氦在 CFETR TEP 手套箱内的输运过程。首先通过与 QST 的涉氦实验结果对比,以验证 COMSOL 软件的可行性;然后根据 CFETR TEP 的设计参数及假定的典型运行事件,对手套箱内的氦输运过程进行模拟计算,评估目前 CFETR TEP 手套箱除氦系统 (Glove box atmosphere Detritiation System, GDS) 的除氦能力,为安全包容系统的详细设计提供数据支持。

1 COMSOL 软件模拟计算方法

为了简化模拟分析的复杂程度,假设本文中密闭空间内的气体(空气或氮气)为不可压缩气体,由于氦的组分较小(远小于 10%),所以将密闭空间中的氦视为稀物质^[7]。本文基于 COMSOL 软件的流体流动模块和化学物质传递模块中的稀物质传递子模块,对密闭空间内气体的流动过程和氦的输运过程进行模拟。

在流体流动模块中,描述密闭空间中空气或氮气流动过程采用的约束方程包括:连续性方程、Navier-Stokes 方程和湍流模型方程^[8]。

根据质量守恒定律连续性方程可写为:

$$\nabla \cdot u = 0 \quad (1)$$

基于动量守恒定律 Navier-Stokes 方程可写为:

$$\rho \frac{\partial u}{\partial t} + u \cdot \nabla u = f - \frac{1}{\rho} \nabla p + \mu \nabla^2 u \quad (2)$$

式中, u 为流体的速度矢量,单位 $\text{m} \cdot \text{s}^{-1}$; t 为时间,单位 s ; ρ 为流体密度,单位 $\text{kg} \cdot \text{m}^{-3}$; f 为体积力,单位 N ; p 为压力,单位 Pa ; μ 为流体动力黏性系数,单位 $\text{kJ} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ 。

上述约束方程可以用于描述低雷诺数流动过程,但对于本文中需要模拟的高雷诺数流动过程,还需要湍流模型方程才能得到较好的计算结果。本文选取软件中使用最广泛的 $k-\varepsilon$ 湍流模型方程,表示为:

$$\rho \frac{\partial k}{\partial t} + \rho u \cdot \nabla k = \nabla \cdot \left(\left(\mu + \frac{\mu_T}{\sigma_k} \right) \nabla k \right) + P_k - \rho \varepsilon \quad (3)$$

$$\rho \frac{\partial \varepsilon}{\partial t} + \rho u \cdot \nabla \varepsilon = \nabla \cdot \left(\left(\mu + \frac{\mu_T}{\sigma_\varepsilon} \right) \nabla \varepsilon \right) + C_{\varepsilon 1} \frac{\varepsilon}{k} P_k - C_{\varepsilon 2} \rho \frac{\varepsilon^2}{k} \quad (4)$$

式中: k ——湍流动能,单位 $\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-2}$;

ε ——湍流耗散率,单位 $\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-3}$;

湍流黏度 μ_T 和湍流动能生成项 P_k 分别表示为:

$$\mu_T = \rho C_\mu \frac{k^2}{\varepsilon} \quad (5)$$

$$P_k = \mu_T \left(\nabla u : (\nabla u + (\nabla u)^T) - \frac{2}{3} (\nabla \cdot u)^2 \right) - \frac{2}{3} \rho k \nabla \cdot u \quad (6)$$

式中, C_μ 、 $C_{\varepsilon 1}$ 、 $C_{\varepsilon 2}$ 、 σ_k 、 σ_ε 均为湍流模型常数,数值大小列于表 1。

表 1 湍流模型方程中的系数
Table 1 Coefficients of turbulent model

系数	数值
C_μ	0.09
$C_{\varepsilon 1}$	1.44
$C_{\varepsilon 2}$	1.92
σ_k	1.0
σ_ε	1.3

在稀物质传递子模块中,描述物质对流、扩散过程的物质的质量守恒方程可写为:

$$\frac{\partial c_i}{\partial t} + \nabla \cdot J_i + u \cdot \nabla c_i = R_i \quad (7)$$

其中:

$$J_i = -D_i \nabla c_i \quad (8)$$

式中:

J_i ——物质的扩散通量矢量,单位 $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$;

D_i ——物质的扩散系数,单位 $\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-1}$;

c_i ——物质的活度浓度,单位 $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$;

R_i ——物质的反应项,单位 $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ 。

2 氚运输模型的验证

为了验证 COMSOL 软件模拟计算的可行性,本文选取了文献[2]中 QST 在 TSTA 操作室开展的涉氚实验结果进行对比。

2.1 TSTA 操作室几何模型及实验过程

图 1 为日本 TSTA 涉氚实验操作室的几何模型示意图,主要由三部分构成,其中顶部为 0.5 m 高的三棱柱,中部为 29 m × 12 m × 8 m 的长方体,底部为 29 m × 4.4 m × 1.52 m 的长方体。操作室右侧设有 6 个入口,顶部设有 6 个出口,如图 1 中箭头所示。

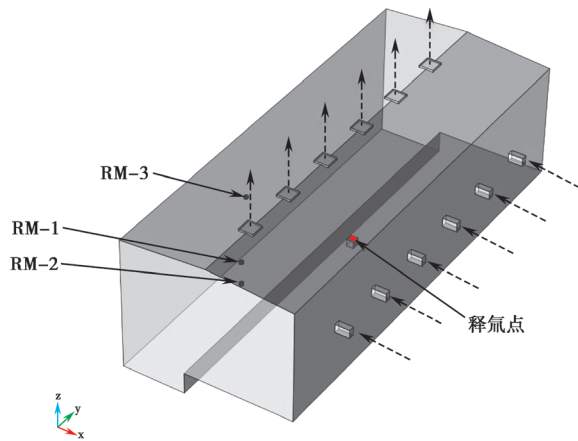


图 1 TSTA 操作室几何模型示意图

Fig.1 Geometrical model of TSTA operating room

实验开始前,体积约 0.12 m^3 、内部储存有 3.7×10^{10} Bq 氚的容器体被放置在如图 1 所示的释氚点位置,释氚点位置坐标列于表 2。整个实验可分为释氚过程和除氚过程。

在释氚过程中,关闭通风系统,使用纯净的氮气对储氚容器进行短时间的吹扫,以确保氚全部释放至操作室内,记录 5400 s 内监测点

氚浓度随时间的变化情况。在释氚过程完成 5 h 后,重新打开通风系统,开始除氚过程,记录 1800 s 内监测点氚浓度随时间的变化情况。

表 2 释氚点和监测点的坐标

Table 2 Location of release point and monitors

名称	X/m	Y/m	Z/m
释氚点	1.95	15.21	0.75
RM-1	-0.5	6.6	3.68
RM-2	-2.3	9.6	-0.62
RM-3	-3.9	12.3	3.48

2.2 物性参数与边界条件

模拟过程中气体物性参数的设置与参考文献中一致,空气的黏性系数设置为 $1.76 \times 10^{-6} \text{ kg} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$,密度设置为 $0.885 \text{ kg} \cdot \text{m}^{-3}$,氚在空气的扩散系数设置为 $7.41 \times 10^{-6} \text{ m}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ 。

释氚和除氚阶段模拟中的边界条件的设置,参考了实验的过程及相关文献[3]。在释氚过程中,通风系统入口和出口均处于关闭状态,释氚点的吹扫速度设置为 1 m/s,吹扫 60 s 后停止;在除氚过程中,入口速度设置为 2.096 m/s,出口压力设置为 78000 Pa。

2.3 结果对比分析

为了与文献[2]中的实验结果进行对比,在释氚过程中,选取文献中较清楚的 RM-1、RM-2、RM-3 三个监测点结果,监测点坐标列于表 2。在除氚过程中,采用 RM-1 监测点结果。

(1) 释氚过程

基于 COMSOL 软件对释氚过程进行计算,得到如图 2 所示 RM-1~3 三个监测点的氚浓度变化趋势。可以看出,在释氚过程中, RM-1~3 三个监测点的模拟结果和实验结果的氚浓度随时间变化趋势基本相同;释氚过程的前 800 s 内,COMSOL 软件的模拟结果和实验结果出现了一定的偏差,这是因为模拟过程中进行了几何模型的简化处理,未考虑 TSTA 操作室内存在储存罐等设施,对流场有阻碍作用[2];释氚过程开始 800 s 后,COMSOL 软件的模拟结果与实验吻合得很好,相对误差在 10%

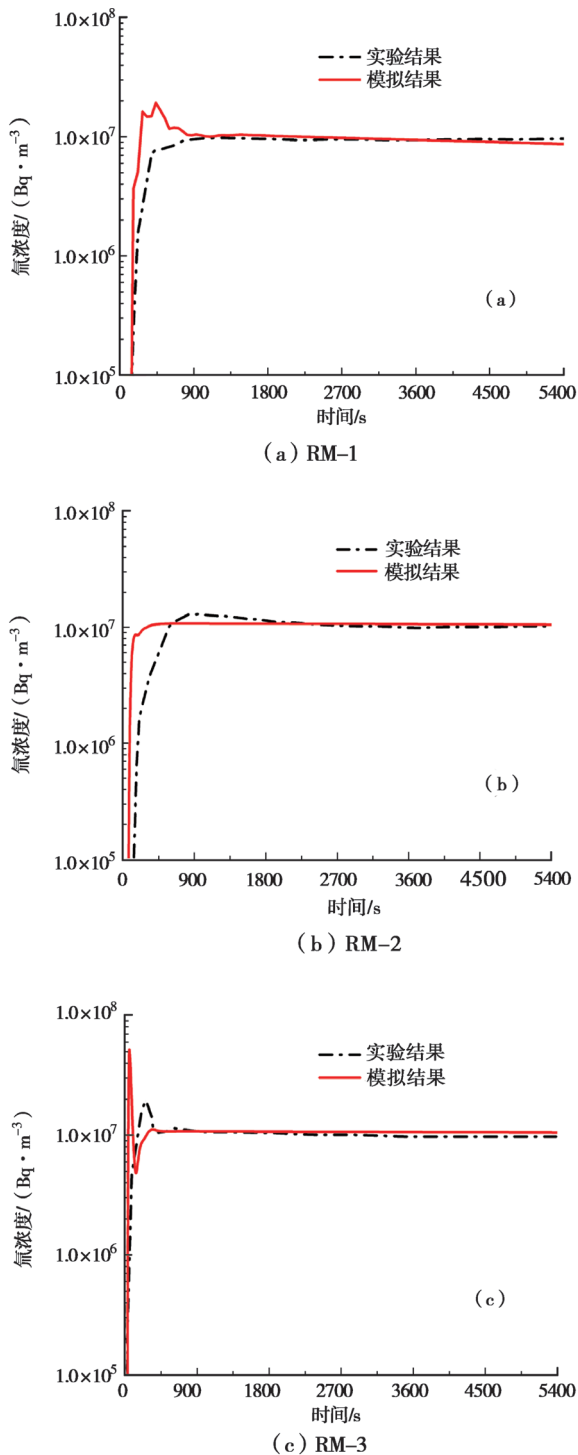


图2 释氚过程的结果对比

Fig.2 Results comparison in tritium release process

左右。

(2) 除氚过程

基于 COMSOL 软件对除氚过程进行计算, 得到如图 3 所示的 RM-1 监测点氚浓度变化趋

势。由图 3 可知, 模拟结果与实验结果的氚浓度随时间变化的趋势基本相同, 都随时间呈指数规律下降; COMSOL 软件的模拟结果与实验结果相对误差在 15% 左右, 与实验结果吻合得很好。

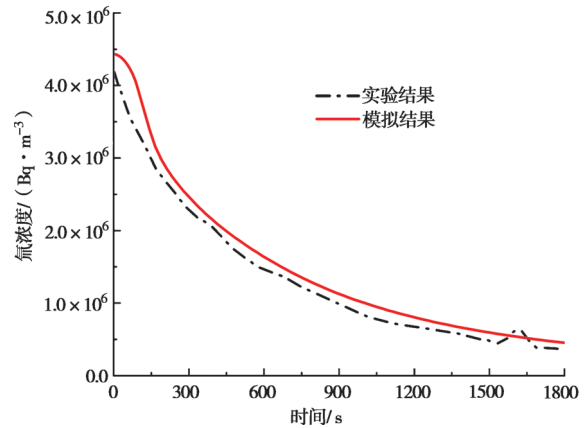


图3 除氚过程的结果对比

Fig.3 Results comparison in tritium removal process

从以上 COMSOL 软件的模拟结果与文献 [2] 的实验结果对比可看出: 在释氚过程和除氚过程中, COMSOL 软件均可以较好地模拟氚在空间中的运输过程。

3 CFETR TEP 手套箱内的氚输运模拟计算

3.1 TEP 典型运行事件的选取与描述

由于我国的 CFETR 氚工厂现处于详细设计阶段, 目前暂未开展完善的事事故列表和事故序列识别研究, 因此本文选取了国际热核聚变实验堆 (International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER) 安全分析报告中的 TEP 典型运行事件^[9,10], 其事件序列的先后顺序列于表 3。

假定 CFETR TEP 典型运行事件为: TEP 内部的某个渗透器顶部的氚工艺管线出现破口。由于工艺管线与手套箱之间存在压力差, 导致氚立即泄漏至手套箱内, 对应表 3 中的第一行。

当手套箱氚浓度超过报警设定值 ($3.7 \times 10^7 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$) 时, 基于安全连锁响应, 触发工艺室和氚工厂控制室报警。由于 TEP 内部泵还在持

续运行,导致氙持续泄漏,对应表3中的第二行。

当手套箱氙浓度超过隔离设定值($1.3 \times 10^9 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$)后约 15 s,应急系统启动,隔离了上游出现的破口工艺管线,氙停止泄漏,同时启动 GDS 除氙,对应表3中的第三行。

当手套箱内氙浓度降低至正常运行水平时,GDS 停止运行,当事故排除后恢复正常工作模式,对应表3中的第四行。

表3 TEP 典型运行事件序列
Table 3 TEP typical incident Sequence

序号	事件序列
1	工艺管线或部件发生故障,氙泄漏至手套箱内
2	手套箱氙浓度增加至报警设定值,触发工艺室和氙工厂控制室报警
3	手套箱氙浓度增加至隔离设定值,隔离上游管线,启动 GDS 除氙
4	手套箱内氙浓度降低至正常水平以下,恢复正常工作模式

3.2 几何模型的建立及监测点的选取

图4为基于CFETR TEP手套箱最新设计建立的几何模型。手套箱为 $3820 \text{ mm} \times 667 \text{ mm} \times 1200 \text{ mm}$,手套箱内从左到右依次为一个缓冲罐和四个渗透器。其中,缓冲罐为 $\Phi 300 \text{ mm} \times 550 \text{ mm}$;渗透器为 $\Phi 400 \text{ mm} \times 800 \text{ mm}$;GDS 的入口和出口管道的半径均为 80 mm ,分别位于手套箱顶部的最左侧和最右侧。

根据 TEP 典型运行事件的描述,考虑到破口位置的代表性,假设位于第二个渗透器顶部的氙工艺管线出现破口,并假定破口为圆形,半径为 20 mm 。

为了监测整个事件过程中手套箱内氙浓度随时间的变化趋势,手套箱内共设置9个监测点(如图4所示),即在 GDS 入口和出口附近,分别设立了 M1/M2 和 M3/M4 两组4个监测点;在破口处附近设立了 M5/M7 和 M8/M9 两组对称的4个监测点;破口位置正上方设置 M6 1个监测点。破口及各监测点的位置坐标列于表4。

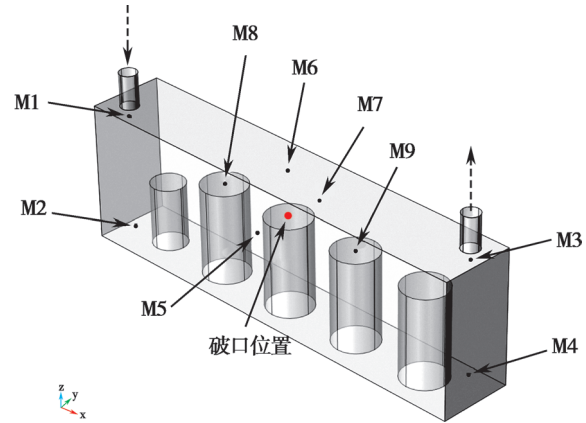


图4 TEP 手套箱几何模型

Fig.4 Geometrical model of TEP glove box

表4 管道、破口和监测点位置坐标

Table 4 Location of ducts, leak point and monitors

名称	X/m	Y/m	Z/m
入口管道	200	200	1200
出口管道	3620	467	1200
破口	1860	333.5	800
M1	200	200	1100
M2	200	200	100
M3	3620	467	1100
M4	3620	467	1100
M5	1860	0	800
M6	1860	333.5	1200
M7	1860	667	800
M8	1140	333.5	800
M9	2580	333.5	800

3.3 物性参数与边界条件

模拟过程中氮气的密度取 $1.16 \text{ kg} \cdot \text{m}^{-3}$,氮气的黏性系数取 $1.75 \times 10^{-6} \text{ kg} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$,氙气在氮气中的扩散系数^[3]取 $5.65 \times 10^{-6} \text{ m}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ 。

在 CFETR 的 TEP 最新设计参数中,TEP 氙工艺管线在最大设计流量下的压力为 0.25 MPa ,氙浓度恒为 $3.125 \times 10^{15} \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ ($1.4 \text{ mol} \cdot \text{m}^{-3}$);手套箱内初始压力设置为参考压力(一个标准大气压),且初始状态全部为氮气;

GDS 的最大设计流量为 $300 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ 。

以应急系统响应的时间为分界点,将整个运行事件分为两个阶段:氙泄漏阶段和除氙阶段。运行事件开始至应急系统响应时刻为氙泄漏阶段;应急系统响应后至手套箱内氙浓度降至报警设定值以下为除氙阶段。

在氙泄漏阶段中,破口处边界条件设置为速度边界,速度大小由公式(9)给出^[11]:

$$v = \sqrt{\frac{2k}{k-1} RT \left(1 - \left(\frac{P_2}{P_1} \right)^{\frac{k-1}{k}} \right)} \quad (9)$$

式中:

v ——破口处泄漏速度,单位 $\text{m} \cdot \text{s}^{-1}$;

k ——气体绝热指数,取 1.4;

R ——气体常数,取 $8.314 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$; T 为温度,单位 K;

P_2 ——手套箱内压力,单位 Pa;

P_1 ——工艺管线压力,单位 Pa。

依据上述 TEP 设计参数,求出破口速度约为 $63.4 \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$ 。由于此时应急系统尚未启动,GDS 入口处边界设置为壁面边界,出口处边界条件为压力边界,相对压力为 -200 Pa 。

应急系统启动后进入除氙阶段,破口处的氙不再泄漏,因此,破口处的边界条件设置为壁面边界。同时,GDS 入口处边界条件设为速度边界,按照上述 GDS 最大设计流量,通风管道半径为 80 mm ,可得到 GDS 入口速度为 $4.15 \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$,出口仍为相对压力 -200 Pa 的压力边界。

3.4 网格无关性验证

模拟过程中,几何的网格剖分细化程度对模拟结果也可能造成影响,因此需要进行网格无关性验证。使用单元数量分别为 478169 的网格 A、1175684 的网格 B 和 3170217 的网格 C 进行模拟计算,图 5 给出了应急系统启动后, $\text{PY}=333.5 \text{ mm}$ 平面和 $\text{PZ}=1000 \text{ mm}$ 平面交线处流体流动速度大小随 x 坐标的变化情况。

通过对比可以看出,网格 A 的计算结果与网格 B、C 的计算结果差别很大,而网格 B 和网格 C 的模拟结果基本一致,且相对误差均在 5%

以下,说明网格 B 的计算结果基本收敛。为了节省计算资源,本文基于网格 B 进行模拟计算。

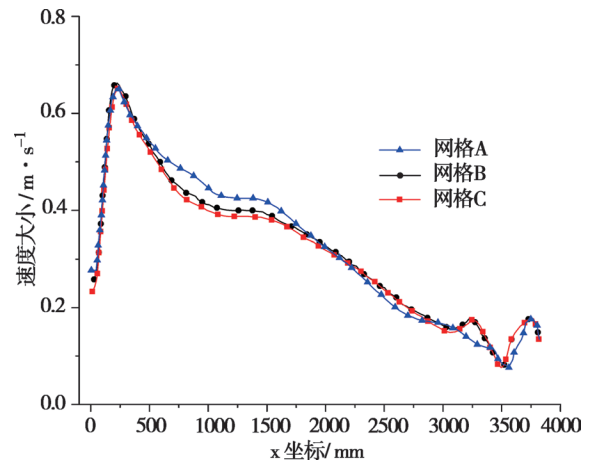


图 5 网格无关性验证

Fig.5 Grid independence verification

3.5 模拟结果与分析

(1) 氙泄漏阶段

依据上述的初始值和边界条件,基于网格 B 进行模拟计算,获得 0.1 s、3 s、9 s 和 15 s 泄漏时刻,在手套箱内位于 $\text{PY}=333.5 \text{ mm}$ 截面处的氙浓度云图,分别如图 6(a)、(b)、(c) 和 (d) 所示。如图可见,当典型运行事件发生后,破口处的氙快速喷放至手套箱顶部,并沿着顶部壁面向两侧迁移,随后输运至手套箱各处。氙的浓度分布特征为左右对称分布,且各监测点氙浓度水平与破口处距离呈显著负相关,即距离破口位置越远,氙浓度水平越低。

图 7 给出了手套箱内各监测点氙浓度随时间变化趋势。由图 7 可知,所有监测点氙浓度变化趋势基本相同,在开始泄漏的 5 s 内各监测点氙浓度分别快速上升至 $10^{14} \sim 10^{15} \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ 水平。在 10 s 后,所有监测点氙浓度基本趋于稳定,浓度在 $7 \times 10^{14} \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ 水平,但距离破口位置较近的 M5~7 三个监测点氙浓度略高于距离破口位置最远的 M1~4 四个监测点。

在所有监测点中,位于破口位置正上方的 M6 监测点氙浓度在 0.005 s 左右时达到了隔离设定值浓度;位于出口位置下方的 M4 监测点氙浓度在 1.2 s 才能达到隔离设定值浓度。

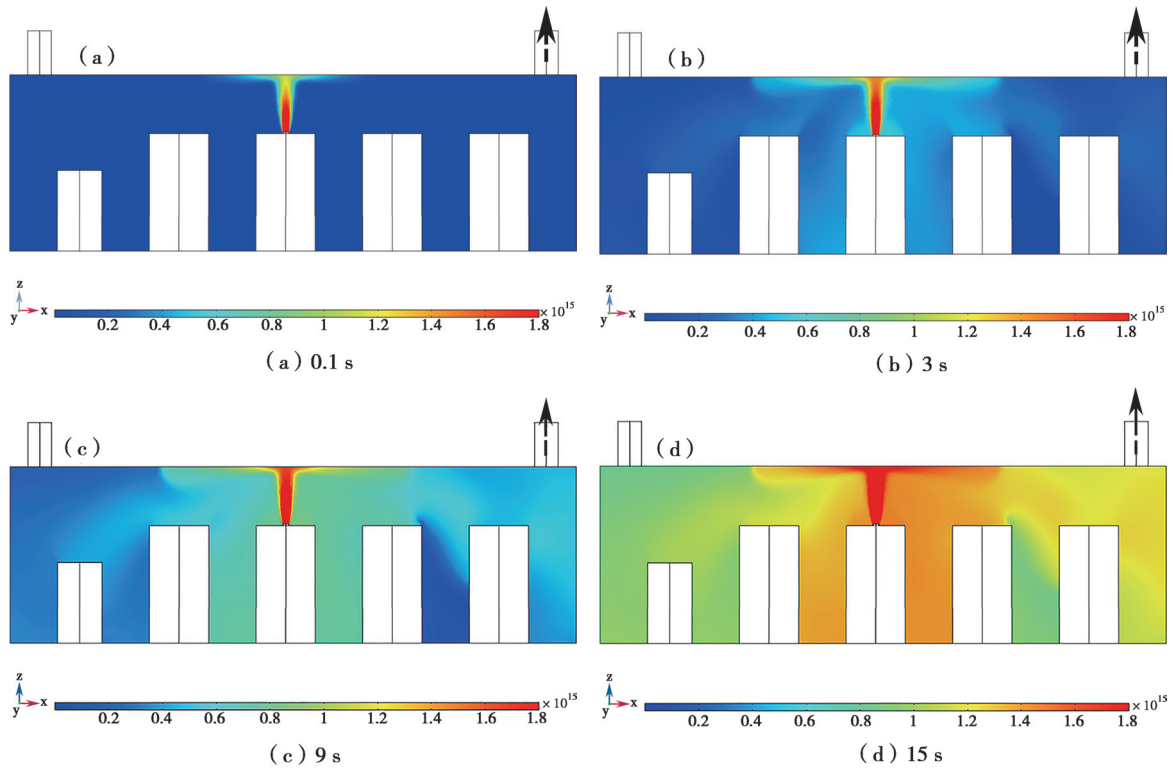


图6 氚泄漏阶段手套箱截面浓度云图

Fig.6 Concentration cloud diagram of glove box section in tritium leakage stage

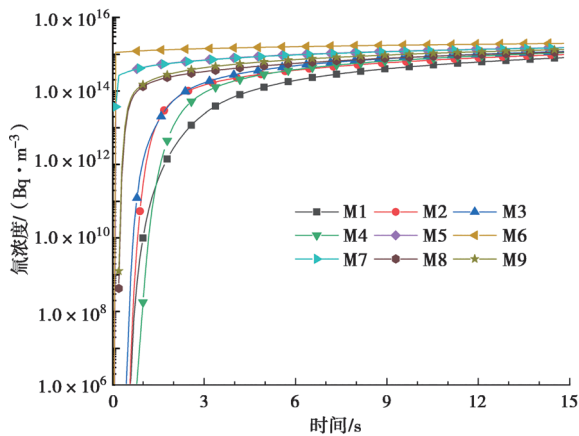


图7 氚泄漏阶段中监测点浓度变化

Fig.7 Concentration changes of monitoring points in tritium leakage stage

(2) 除氚阶段

图8(a)、(b)、(c)分别给出了除氚阶段的240 s、260 s和280 s时刻,手套箱内位于PY=333.5 mm截面处的氚浓度云图。由图8(b)可见,位于第三和第四个渗透器之间及顶部区域(见红色矩形内)出现了氚滞留现象,这表明

要将该区域的氚排出手套箱需要更长的时间。

产生滞留现象的主要原因是,当纯净的氮气通过GDS入口管道进入手套箱时,到达手套箱底部后主要分为两部分。一部分氮气沿着Y轴正方向移动至手套箱前侧壁面后向上迁移,随后呈螺旋式向右侧移动;另一部分沿着手套箱底部向右侧迁移,到达第三和第四个渗透器附近后,两部分氮气汇集到出口排出。当氮气流经渗透器壁面后,在渗透器之间和顶部区域形成“再循环区”,导致这部分的氚难以排出^[12],因此出现了如图8(b)所示的氚滞留现象。

对于除氚阶段,各监测点氚浓度随时间变化趋势如图9所示。从图中可以看出,各监测点氚浓度都随时间的推移呈指数规律下降,符合氚在通风情况下的浓度变化规律^[5,6]。其中,位于GDS入口处的M1点浓度下降最快,分别在77 s、130 s左右降低至隔离设定值和报警设定值;位于GDS出口处的M3点浓度下降最慢,

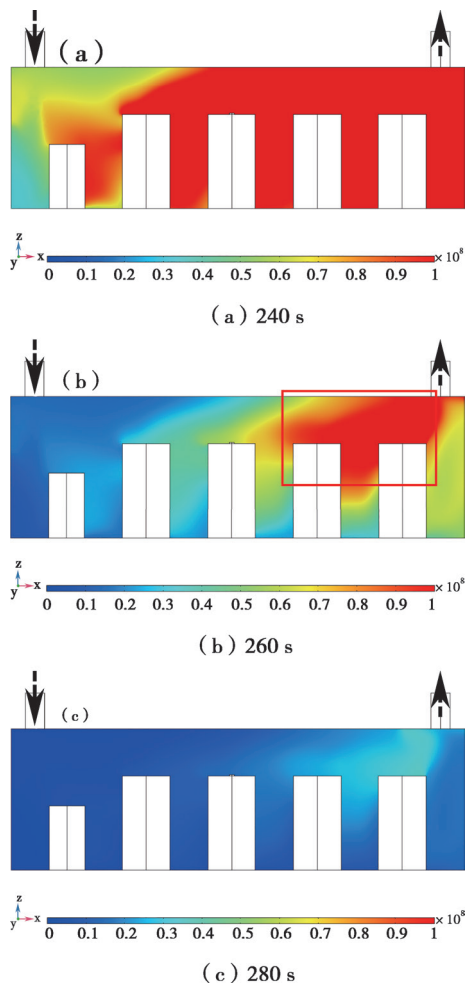


图 8 除氚阶段手套箱截面浓度云图

Fig.8 Concentration cloud diagram of glove box section in tritium removal stage

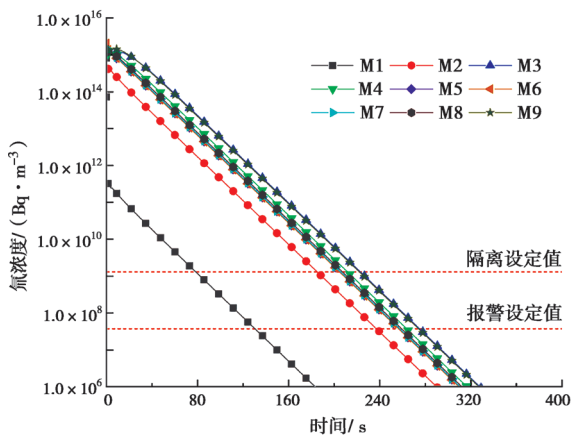


图 9 除氚阶段中监测点浓度变化

Fig.9 Concentration changes of monitoring points in tritium removal stage

分别在 226 s、277 s 左右降低至隔离设定值和报警设定值。

4 结论

(1) 通过与 QST 在 TSTA 操作室中的涉氚实验结果进行对比, 得出 COMSOL 软件在释氚过程和除氚过程的模拟结果误差分别在 10% 和 15% 水平; 证明了利用 COMSOL 软件的流体流动模块和稀物质传递子模块模拟氚在空间中的输运过程具有可行性。

(2) 基于 CFETR TEP 最新设计参数, 对典型运行事件下, 氚在手套箱内的输运过程模拟结果为: 运行事件开始 10 s 后, 手套箱内所有监测点氚浓度基本稳定在 $7 \times 10^{14} \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ 水平; 在除氚阶段中, 手套箱氚浓度随时间变化呈指数规律衰减, 应急系统需要 277 s 才能将手套箱内的氚浓度降低至报警设定值以下。

本文基于 COMSOL 软件建立的模型及模拟结果, 可为 CFETR TEP 安全包容系统的详细设计提供了一定的技术和数据支持。

致谢: 非常感谢中国工程物理研究院材料研究所的蔡金光老师和王祥霖老师提供了 CFETR TEP 及氚安全包容系统的相关设计信息。

参考文献

- [1] 汪小琳. 我国聚变堆氚工厂技术基础, 挑战及近期规划 [C]. 中国核学会, 2015.
- [2] Iwai Y, Hayashi T, Yamanishi T, et al. Simulation of Tritium behavior after intended tritium release in ventilated room [J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2001, 38 (1): 63-75.04.
- [3] Iwai Y, Hayashi T, Kobayashi K, et al. Simulation study of intentional tritium release experiments in the caisson assembly for tritium safety at the TPL/JAERI [J]. Fusion Engineering and Design, 2001, 54 (3-4): 523-535.
- [4] Hayashi T, Kobayashi K, Iwai Y, et al. Tritium behavior intentionally released in the radiological controlled room under the US-Japan collaboration at TSTA/LANL [J]. Fusion Technology, 1998, 34 (3P2): 521-525.
- [5] 余文力, 王亮, 高云亮, 等. 通排风情况对密闭空间中氚浓度的影响研究 [J]. 电子设计工程, 2012, 20 (22): 117-119+122.

- [6] 刘贵议, 付万发, 宋江锋, 等. TBM TES 手套箱泄漏事故下氚浓度与通风关系研究 [J]. 核电子学与探测技术, 2017, 37 (2): 211-215.
- [7] Beers K J. Numerical Methods for Chemical Engineering: Applications in MATLAB [M]. Cambridge University Press, 2007.
- [8] Mehrzad T. CFD Module: Turbulent Flow Modeling [M]. Mercury learning and information, 2015.
- [9] Reyes S. Accident analysis specifications (AAS) ITER_D_258QGE v. 4.1 [R]. Cadarache: ITER, 2015.
- [10] Topilski L. Accident Analysis Report (AAR) ITER_D_2DJFX3 v.4.10 [R]. Cadarache: ITER, 2010.
- [11] 刘贵议. TBM 氚提取系统事故性氚释放的模拟研究 [D]. 衡阳: 南华大学, 2017.
- [12] David W. Indoor Air Quality and HAVC System [M]. the Chemical Rubber Company, 1993.

Simulation Study of Tritium Transport in CFETR TEP Glove Box based on COMSOL

Han Jincheng^{1,2}, Wang Haixia¹, Li Taosheng¹, Fu Xuewei¹

(1. Hefei Institutes of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China; 2. University of Science and Technology of China, Hefei 230027, China)

Abstract: The glove box is an important safety confinement for reducing tritium leakage in Tokamak Exhaust Processing (TEP) system. The study on tritium transport process in TEP glove box is of great importance to the detailed conceptual design of tritium safety confinement system. In this paper, a physical model is established based on COMSOL software, and the model is verified by comparing the simulation results of COMSOL software with the tritium experimental results of National Institutes for Quantum Science and Technology (QST). The comparison results prove that COMSOL software can simulate the tritium transport process well. According to the latest design parameters of China Fusion Engineering Test Reactor (CFETR), tritium transport process in glove box throughout the TEP typical incident is simulated and analyzed. The results show that: After 10 s of tritium leakage, the tritium concentration in glove box basically stabilized at $7 \times 10^{14} \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$; After the emergency system is activated, it takes 277 s to ensure that the tritium concentration in the glove box is reduced below the alarm set value. The simulation results can provide data support for the detailed design of CFETR TEP safety confinement system.

Key words: Tokamak Exhaust Processing system; Tritium safety confinement system; Glove box; Tritium transport simulation; COMSOL

(责任编辑: 许龙飞)

苏康,黎知行,史骥,等.基于启发式算法的乏燃料装料排期计划研究[J].核安全,2022,21(5):81-87.

Su Kang, Li Zhixing, Shi Ji, et al. Study on Spent Fuel Charging Scheduling based on Heuristic Algorithm [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (5): 81-87.

基于启发式算法的乏燃料装料排期计划研究

苏康¹, 黎知行¹, 史骥², 李仕元², 景顺平²

[1. 中广核(北京)仿真技术有限公司, 深圳 518031; 2. 中广核铀业发展有限公司, 北京 100029]

摘要:乏燃料运输计划中的装料排期环节受到各种因素的影响,给人工制订运输计划带来了挑战。人工计划受到人因的经验与能力的限制,难以全面统筹运输过程中的各种影响因素,导致整个计划可执行性显著降低,且会耗费大量的人力与物力。针对装料排期环节的业务逻辑抽象建模,以最小化装料任务完成时间和最大化外运紧迫性为目标,以容器数量上限、乏燃料组件状态、作业面的数量和各种时间窗为约束条件,建立了混合整数规划模型。考虑到问题的规模与求解的时效性,设计了一种基于有限规则的启发式算法进行模型求解,并利用离散仿真软件对算法的结果进行了验证。

关键词:乏燃料;装料排期;优先规则;启发式算法

中图分类号: TP301 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)05-0081-07

我国商用核电站乏燃料的去向一般为离堆干式贮存或后处理。传统乏燃料运输方式是单起点与单终点“门到门”的公路运输,单批次运输 2~3 个货包。随着核电站增多,原有的运输模式已不能适应当前乏燃料离堆的紧迫性需求。近年来我国开展了乏燃料多式联运建设,单批次最大运输量提升到 10 个货包,传统公路运输单批次运输模式对装料排期的要求尚不明显,然而在乏燃料多机组多式联运时,装料排期计划的合理性尤为重要。

基于乏燃料多式联运单批次运输 10 个货包,以及多核电基地、多台机组和多个作业面同步装料等状况,通过统筹考虑各核电站乏燃料的外运紧迫性,并根据后处理设施的能力与容器资源进行动态调度,以实现乏燃料处理能力

的进一步提升。

高级计划排程(Advanced Planning and Scheduling, APS)理论是对实际业务逻辑进行抽象建模,以实现计划的制定与调度。文献^[1]报道,刘海江等研究 APS 与传统能力需求计划(Capacity Requirement Planning, CRP)的能力需求分析比较,发现 APS 具有整体规划、计划优化和实时性这三个技术特点;Rudber 分析了 APS 的实施对钢铁加工公司战术计划水平的影响^[2];Romero 研究了批量化学加工行业中和财务管理有关的计划和排程问题^[3];张腾飞等利用 APS 系统解决了车间作业调度问题,重点是运用改进遗传算法来解决经典的作业调度和柔性作业调度问题,并验证了算法的性能^[4];吴雁等提出了一种基于制造执行系统(Manufacturing

收稿日期: 2022-08-05 修回日期: 2022-09-14

作者简介: 苏康(1986—),男,工程师,学士,现主要从事核电自动化技术研究工作

Execution System, MES) 的机加高级计划排程的应用框架,并通过实际的应用案例来验证该框架^[5];肖牧山等提出了基于约束理论(Theory of Constraints, TOC)和鼓-缓冲-绳(Drum-Buffer-Rope, DBR)模型的 APS 系统与企业资源计划(Enterprise Resource Planning, ERP)集成的解决方案,并给出了 APS 与 ERP 集成的潜在问题和可行方案^[6];沈洁锋等对乏燃料的管理方式以及我国乏燃料管理的现状进行了分析讨论^[9];李晓娟等利用信息技术、物联网和大数据等技术手段,通过提升设备智能化水平完善运输保障,搭建智能化监管平台和应急响应平台以实现全过程的可视化监管和快速反应上报等,保障危险品的安全运输^[7]。涉及乏燃料调度体系的研究鲜少,故刘群等认为需要建立乏燃料调度体系,以实现各环节的高效调度与统筹协调^[8]。

综上所述,在 APS 的应用和研究方面,APS 理论多应用于生产制造领域,尚未用于乏燃料运输领域。本文根据乏燃料运输计划的特点,基于运输计划的业务逻辑,应用 APS 理论,建立了混合整数规划模型,并兼顾模型的规模与未来的拓展性,设计了一种启发式算法实现加快模型求解过程。

1 基于资源约束的 APS 模型

在单次运输计划中,装料环节耗时长,在整个周期中占比大,且各机组的装料时间窗不同,故装料排期计划不同导致装料完工时间不同。装料环节按各电站内其机组的外运紧迫性,以及各机组的装料时间窗、容器数量上限和各后处理厂的卸料时间窗等约束条件,对多台机组进行空容器分配,并兼顾单个货包装载高燃耗组件至卸料全过程低于 6 个月的前提下,以期使装料完工时间最短。

1.1 模型假设

- (1) 各机组有多个不可装料时间窗;
- (2) 不考虑总成本变化;
- (3) 不考虑电站间空闲作业面调度分配;
- (4) 不考虑装/卸空容器时间;
- (5) 所有容器的容量相同;

- (6) 单个容器装/卸料时间为 11/15 d;
- (7) 换装、海运和铁运时间均为固定标准时间;
- (8) 每个电站最少配置 1 套作业面(1 辆公路运输车和装/卸料专业设备等);
- (9) 装料无抢占性,即不允许任意作业面的装料插入另一作业面的装料过程中;
- (10) 各机组装料任务必须连续作业。

1.2 参数和变量

本文涉及的参数和符号如表 1 所示。

表 1 符号说明
Table 1 Parameter description

符号	含义
a	容器总数量
T	作业时间, $T=\{1,2,3,\dots,i\}$
N	作业面, $N=\{1,2,3,\dots,k\}$
J	机组, $J=\{1,2,3,\dots,j\}$
φ_{ij}	若机组 j 在时刻 i 可作业时为 1; 否则为 0
τ_{jk}	作业面 k 在 i_0 时刻于机组 j 连续作业的可行性, 且 $\tau_{jk} = \begin{cases} 1, & \sum_{i=i_0+1}^{i_0+10} \varphi_{ij} = 10, \forall j \in J \\ 0, & < \sum_{i=i_0+1}^{i_0+10} \varphi_{ij} = 10, \forall j \in J \end{cases}$
C_{ij}	机组 j 在时刻 i 的存量
L_{ij}	机组 j 在时刻 i 的最大容量
w_{ij}	机组 j 在时刻 i 的紧迫度
X_{ijk}	若时刻 i 作业面 k 在机组 j 则为 1; 否则为 0

1.3 数学模型

乏燃料装料排期计划涉及装料任务完成时间优先和外运紧迫性优先两个目标。

装料任务完成时间目标:

$$\min T = \max \{DT_1, DT_2, \dots, DT_k\} \quad (1)$$

$$\text{其中, } DT_k = \sum_{i=1}^{360} \sum_{j=1}^m X_{ijk} \times (360-i) \times \tau_{jk}$$

外运紧迫性目标:

$$\max w = \sum_{i=1}^{360} \sum_{j=1}^m w_{ij} \quad (2)$$

其中, $w_{ij}=C_{ij}/L_{ij}$

将不同目标归一化后采用加权的方法求解。时间目标是求解单个作业面的最大完工时间, 外运紧迫性目标是求解所有机组外运紧迫性的最高值, 因此将单目标设为最大值函数。考虑到实际场景中两者的相对重要程度, 将早期的时间设置更高的权重, 使装料计划被提前执行, 以节省总体装料时间, 降低计划的完成时间。确定的目标函数如式(3)所示。

$$\max f = \sum_{i=1}^{360} \sum_{j=1}^m X_{ijk} \times 10(360-i) \times \tau_{jk} + \sum_{i=1}^{360} \sum_{j=1}^m w_{ij} \quad (3)$$

s.t.

$$\sum_{j=1}^m X_{ijk} \leq 1 \quad i \in T, j \in J, k \in N \quad (4)$$

$$\sum_{k=1}^n \sum_{j=1}^m \sum_{i=1}^{360} [X_{ijk}/10] = a \quad i \in T, j \in J, k \in N \quad (5)$$

$$\sum_{j=1}^m X_{ijk} \leq 1 \quad i \in T, j \in J, k \in N \quad (6)$$

$$\sum_{k=1}^n X_{ijk} \leq 1 \quad i \in T, j \in J, k \in N \quad (7)$$

$$w_{ij} = \begin{cases} 1. & \frac{C_{ij}}{L_{ij}} \leq 0.7 \\ 2. & 0.7 \leq \frac{C_{ij}}{L_{ij}} < 0.8 \\ 3. & 0.8 < \frac{C_{ij}}{L_{ij}} < 0.9 \\ 4. & \frac{C_{ij}}{L_{ij}} \geq 0.9 \end{cases} \quad (8)$$

$$t + t_{\text{换装}} + t_{\text{海运}} + t_{\text{公路}} + t_{\text{铁路}} + t_{\text{卸料}} \leq 180 \quad (9)$$

$$i \in T, j \in J, k \in N \quad (10)$$

其中:

公式(1)为时间目标, 即最小化最大完工时间, 指从第一个机组装料开始时间到最后一个机组卸料完成所耗时间的最小化;

公式(2)为外运紧迫性优化目标, 即优先到外运紧迫性高的机组装料;

公式(3)为多目标归一化后的目标函数, 即在满足尽早开始装料时间的前提下, 外运紧迫性高的机组优先开始装料;

公式(4)表示每个机组每次分配容器上限, 即第 j 个机组最多分配 μ_j 个容器次;

公式(5)表示总分配容器次数量上限, 即各机组分配容器次等于目前拥有的容器次;

公式(6)表示作业面数量上限, 即同一时刻 i 、同一作业面 k 下, 只能存在一个机组 j 装料;

公式(7)表示单机组不可同时装多个容器, 即同一时刻 i 、同一机组 j 下, 只能存在一个作业面 k 进行装料;

公式(8)表示外运紧迫性约束, 根据各机组存量占比将外运紧迫性进行分级处理;

公式(9)表示总运输完成时间满足时长约束;

公式(10)为变量取值约束。

2 算法设计

整个运输计划的装料排期问题本质上属于车辆路径问题 (Vehicle Routing Problem, VRP), 而 VRP 是典型的非确定性多项式难题 (non-deterministic polynomial hard, NP-hard), 故装料排期计划也属于 NP-hard 问题。

本文建立的模型中既有连续变量又有整数变量, 为混合整数规划模型。从可拓展可推广的角度出发, 设计基于优先规则的启发式算法来求解该问题。其求解流程如图 1 所示。

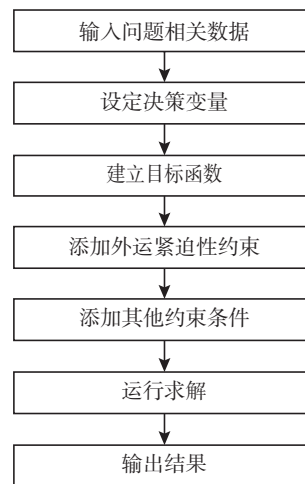


图 1 求解流程

Table 1 Solve loop

首先根据单次计划需要处理的乏燃料数量,确定需要使用的总空容器的数量;然后基于一定的分配策略将空容器分配到各机组,及时运走对应机组燃料池中的乏燃料,使得各机组能够稳定安全运行。

当单次计划需要处理的乏燃料数量不同时,需要使用的空容器数量也不同。对于分配策略的选择,既可依各机组外运紧迫性的大小排序,亦可任意分配,以寻找单次运输计划用时最短的分配方案,并要满足各机组紧迫性的上下限。

根据紧迫性大小排序进行分配,人工干预的程度较大,找到的方案与最优解的距离较大。如果任意分配,当需要使用的空容器数量比较多时,计算成本较大,需要由代码的执行效率决定。本文采取上述二者之间折中的方案,具体步骤如下:

Step1 :输入数据和相关参数。

Step2 :随机生成各组件状态信息,根据组件状态分析各机组组件的最小冷却时间,以及在装料计划开始时间时是否完成冷却。

Step3 :基于各组件完成冷却时间确定计划开始时间时各机组的最大可外运量。

Step4 :加入各机组的不可装料时间窗和后处理厂的卸料时间窗。

Step5 :创建模型,加入外运紧迫性权重,建立多目标归一化的总运输时间最小化目标函数。

Step6 :添加各项约束条件。

Step7 :设置解池参数,允许输出多个满足时长约束的分配方案。

Step8 :执行算法。每确定一个机组的容器分配顺序和数量,各机组外运紧迫性也会随之进行更新迭代,直至将空容器全部分配完毕。

Step9 :输出结果。输出单次运输计划总运输时间、货包视角的装/卸料开始及结束时间、各机组分配的容器数以及多个具体可行方案。

3 算例验证

3.1 算例信息

以2个电站、12台机组为例,设定10台容器、3个作业面和2个后处理厂,装料开始时间为2022年11月11日。各机组池中组件状态信息见表2,各机组与后处理厂的不可装\卸料时间窗信息分别见表3和表4,各机组的外运紧迫性见表5。

表2 池中组件状态信息

Table 2 Spent fuel assembly status

机组编号	组件编号	燃耗 ^① GWd/MTU	初始富集度 wt% ²³⁵ U	最后一次出堆时间
A1	A10	41.6	3.8	2015/04/18
A1	A11	46.3	4	2016/08/06
			
A5	A590	46.7	4.1	2021/08/29
			
D6	D6497	42.9	4	2019/02/02

注:①单位重量金属铀所产生的能量(吉瓦×日/公吨铀),MTU指 metric tons of uranium。

表3 机组不可装料时间窗

Table 3 Unit unavailable charge date

序号	机组	计划开始日期	计划结束日期
45	A5	2026/04/30	2026/06/24
46	A1	2026/04/19	2026/05/23
49	A3	2026/03/10	2026/04/9
55	A2	2025/11/11	2025/12/17

表4 后处理厂不可卸料时间窗

Table 4 Reprocessing unavailable discharge date

序号	后处理厂	计划开始日期	计划结束日期
70	AP1	2024/11/13	2024/12/11
95	AP1	2023/05/05	2023/06/13
143	AP2	2023/11/13	2023/12/11
168	AP2	2022/05/05	2022/06/13

表 5 机组外运紧迫性
Table 5 Unit transport urgency

机组	最大容量 / 组	已用容量 / 组	占比 / %	下一年换料计划 / 组
A1	502	470	94	56
A2	501	467	93	56
A3	690	594	86	53
A4	682	598	88	53
A5	683	424	62	53
A6	691	470	68	53
D1	502	441	88	53
D2	501	478	95	53
D3	690	512	74	53
D4	682	584	86	53
D5	683	433	63	53
D6	691	498	72	53

首先根据池中组件状态信息,结合乏燃料最小冷却时间表,确定每个机组最多可外运的组件数,以确定各机组可分配的容器上限。

其次根据各机组的外运紧迫性和不可外运时间窗,将既有的容器分配给各机组,得到若干个可行且在时间上最优的方案。

最后根据运输各子环节预设时间,推导每

个容器开始装料与装料完成时间,开始卸料与卸料完成时间,并分析得到的方案是否符合从装料开始到卸料结束的时间约束。

算法结果最终输出多个满足约束条件的可行方案。以第一个输出方案为例,求解结果如表 6 所示,A 电站内 A1 机组分配 3 个容器,A5 机组分配 2 个容器,D 电站内 D1 机组分配 3 个容器,D4 机组分配 2 个容器,单次运输计划总运输时长为 137 天,各容器运输时间均满足 180 天约束。此外,算法将输出具体可行方案运输批次及时间节点,如表 7 所示,第一批次装料计划分配给 A1、A3、D1 各 1 台容器,第二批次分配给 A3、D1、D4 各 1 台容器,第三批次分配给 A1、D1、D4 各 1 台容器,第四批次分配给 A1 机组 1 台容器。

表 6 第 1 种方案求解结果
Table 6 Plan 1 solution result

输出项	结果
各机组被安排的空容器数量 / 个	[3, 0, 2, 0, 0, 0, 3, 0, 0, 2, 0, 0]
单次运输计划总运输时长 / d	137
各容器是否满足装料约束的状态码	[0, 0, 0, 0, 0, 0, 0, 0, 0, 0, 0, 0]

表 7 第 1 种方案的时间约束判定
Table 7 Plan 1 time constraint determination

装料次序	电站	机组	后处理厂	开始装料日期	完成装料日期	开始卸料日期	完成卸料日期	装料 - 卸料间隔 / d	时间约束
1	A	A1	AP1	2022-11-11	2022-11-22	2023-01-12	2023-01-27	77	0
2	A	A3	AP2	2022-11-11	2022-11-22	2023-01-12	2023-01-27	77	0
3	D	D1	AP1	2022-11-11	2022-11-22	2023-01-27	2023-02-11	92	0
4	A	A3	AP2	2022-11-22	2022-12-03	2023-01-27	2023-02-11	81	0
5	D	D1	AP1	2022-11-22	2022-12-03	2023-02-11	2023-02-26	96	0
6	D	D4	AP2	2022-11-22	2022-12-03	2023-02-11	2023-02-26	96	0
7	A	A1	AP1	2022-12-03	2022-12-14	2023-02-26	2023-03-13	100	0
8	D	D1	AP2	2022-12-03	2022-12-14	2023-02-26	2023-03-13	100	0
9	D	D4	AP1	2022-12-03	2022-12-14	2023-03-13	2023-03-28	115	0
10	A	A1	AP2	2022-12-14	2022-12-25	2023-03-13	2023-03-28	104	0

3.2 仿真结果

在乏燃料实际单次运输计划中存在许多不确定性,造成优化方法应用到实际运输过程上的局限性。离散仿真系统具有很好的模拟实际运输过程不确定情况的能力,但不具备良好的优化能力。通过仿真软件中搭建乏燃料单次运输计划模型与算法的结果相结合的方式,验证装料排期方案的合理性。建立仿真模型以模拟乏燃料单次运输计划的运输过程,将算法所需数据输入所建混合整数规划模型中,运用启发式算法求解出装料排期方案,将优化方案输入仿真模型中推演,与人工排期方案的仿真推演结果作对比,验证算法输出方案的可执行性与优化性。

表 8 装料计划容器分配数量对比

电站	机组编号	人工排期方案 分配容器数 / 个	算法优化方案 分配容器数 / 个
D	D1	2	3
	D2	1	0
	D3	0	0
	D4	0	2
A	A1	1	3
	A2	0	2
	A3	4	0
	A4	2	0

由表 8 可知,人工排期方案中 A3 机组分配容器数过多,而算法优化计划的容器分配更为均匀,理论上机组不会出现或较少出现装料排队现象。

通过仿真系统分别输入人工排期计划、算法优化计划的数据进行流程模拟,对比乏燃料单次运输计划各环节所需时长及各容器的时间信息,见表 9。

表 9 各环节所需时间对比

方案类型	装料与交接 /d	节点码头货包暂存 /d
人工排期方案	61.44	61.01
算法优化方案	40.44	39.51

从表 9 可知,算法优化方案中的“装料与交接模块”时长约 40 d,较人工排期方案中的“装料与交接模块”时长约 61 d 节约 21 d,同时受装料时间影响,算法优化方案较人工排期方案的“节点码头货包暂存模块”时长节约 22 d 左右。

表 10 货包时间信息对比

货包	人工排期方案 货包存在时长 /d	算法优化方案 货包存在时长 /d
第 1 个货包	157:18	136:19
第 2 个货包	142:12	121:13
第 3 个货包	142:18	121:19
第 4 个货包	170:04	154:01
第 5 个货包	177:04	139:07
第 6 个货包	159:12	134:13
第 7 个货包	170:06	154:06
第 8 个货包	145:12	156:12
第 9 个货包	174:18	152:07
第 10 个货包	169:12	140:01

注:“157:18”表示 157 天 18 小时。

由表 10 可知,人工排期方案和算法优化方案均能满足时间约束,但算法优化计划中各货包占用的时长短于初始装料计划,使得单次运输计划更具可执行性。

综合上述容器分配数量、各环节所需时间和货包时间 3 个方面的对比,表明提出的模型在运输计划装料排期环节的优化方案,有效缩短了整个装料环节时间,提高了运输计划的可执行性。

4 结束语

本文针对乏燃料单次运输计划中多约束的装料排期问题,以最小化运输时间为目标建立了优化模型,利用基于优先规则的启发式算法求解该混合整数规划模型。在算例分析中,分析多约束条件对装料排期的影响,结果表明该优化方案推演的运输时长优于人工排期方案,不仅节省大量人力,还为乏燃料单次运输计划的制订提供实用价值。

参考文献

- [1] 刘海江,汪进. APS与传统CRP的能力需求分析比较[J]. 机械设计与制造, 2008(10): 59-61.
- [2] Martin Rudberg, Ola Cederborg. APS for tactical planning in a steel processing company[J]. Industrial Management & Data Systems, 2011, 111(4): 608-628.
- [3] Badell M, Romero J, Puigjaner L. Optimal budget and cash flows during retrofitting periods in batch chemical process industries[J]. International Journal of Production Economics, 2005, 95(3): 359-372.
- [4] 张腾飞. 基于APS的生产排程系统的设计与实现[D]. 沈阳: 中国科学院研究生院(沈阳计算技术研究所), 2016.
- [5] 吴雁, 王彦瑞, 张杰人, 等. 基于MES的离散型制造业的高级计划排产的应用研究[J]. 制造技术与机床, 2018(8): 38-42.
- [6] 肖牧山, 鲁砾. 基于APS与ERP集成的新型ERP/APS/MES企业管理系统[J]. 企业技术开发, 2008(9): 13-16.
- [7] 李晓娟, 黄宝森, 王敏. 基于新技术打造核废料运输监控与应急指挥信息系统[C]//2017电力行业信息化年会论文集, 2017-11, 南宁: 人民邮电出版社, 2017: 228-232.
- [8] 刘群, 张研, 李佩, 等. 构建我国核电站乏燃料高效调度体系的研究[J]. 产业与科技论坛, 2021, 20(21): 227-229.

Study on Spent Fuel Charging Scheduling based on Heuristic Algorithm

Su Kang¹, Li Zhixing¹, Shi Ji², Li Shiyuan², Jing Shunping²

[1. China Nuclear Power (Beijing) Simulation Technology Co., Ltd., Shenzhen 518031, China;
2. CGNPC Uranium Resources Co., Ltd., Beijing 100029, China]

Abstract: The loading and scheduling aspects of the spent fuel transport plan are subject to various constraints that make manual transport planning a challenge. At the same time, manual planning is limited by the experience and capability of the staff and is unable to fully consider the various influences on the transport process, resulting in a much less executable plan and a significant drain on human and material resources. In this paper, the business logic of the loading scheduling process is abstractly modeled, and a mixed integer programming model is developed with the two objectives of minimizing the completion time of the loading task and maximizing the urgency of the outbound transportation, considering the upper limit of the number of containers, the state of the spent fuel assemblies, the number of operating surfaces and various time windows. A finite rule-based heuristic algorithm was designed to solve the model considering the size of the problem and the timeliness of the solution, and the results of the algorithm were finally validated using discrete simulation software.

Key words: spent fuel; charge scheduling; priority rules; heuristic algorithm

(责任编辑: 许龙飞)

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.

Zhang Hua, Chen Zhidong, Xu Runlong, et al. Results and Analysis of Comparison of Environmental γ Radiation dose Monitoring and Cosmic Ray Response Measurement [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (5): 88-94.

环境 γ 辐射剂量率比对及宇宙射线响应测量结果与分析

张 华, 陈志东*, 徐润龙, 林炜伟, 梁明浩

(广东省环境辐射监测中心, 广州, 510000)

摘要: 广东省环境辐射监测中心(GERC)组织10家辐射监测单位进行环境 γ 辐射剂量率比对和宇宙射线响应测量。结果表明:12台仪器的校准系数与在广东省环境辐射监测中心辐射检验场得到的实验系数的相对偏差范围为-10.1%~21.0%,其中11台仪器的相对偏差范围在10%以内;仪器在GERC辐射检验场得到的宇宙射线响应值(实验值)与实测值的绝对偏差范围为-5.2~5.5 nGy·h⁻¹;经GERC辐射检验场获得的实验系数修正仪器测量值后,所有仪器在4个测点用稳健Z比分数法评价,得到的结果全部满意。

关键词: 辐射检验场; 辐射测量仪; 宇宙射线; 校准系数

中图分类号: TL99 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2022)05-0088-07

环境 γ 辐射剂量率测量是全国辐射环境质量监测和辐射源环境监测的主要项目之一,目前该项目常用的探测器有电离室、闪烁体探测器、具有能量补偿的G-M计数管等。不同类型探测器的宇宙射线响应值差别较大,在监测结果中应予扣除^[1]。

为验证“辐射测量仪的宇宙射线响应和校准系数的陆地测算”方法^[2]、加强区域间的学习交流、查找分析不同探测器测量结果的差异,2020年12月广东省环境辐射监测中心(GERC)组织全国部分省级辐射监测单位和台山核电合营有限公司共10家单位进行环境 γ 辐射剂量率测量比对及宇宙射线响应测量。本文给出了该次比对的方法及结果。

1 测量仪器及测量点位

参加本次比对的10家单位携带3种不同型号的仪器共16台,所有仪器均在校准有效期内,为便于后续的比较分析,按照1~16对所有仪器进行编号。

测量过程参照GB/T 14583-93《环境地表 γ 辐射剂量率测定规范》^[3]进行。本次比对选取道路、草地各2个测量点进行测量,另外在广东河源万绿湖进行仪器的宇宙射线响应测量,在GERC粤西分部“辐射检验场”^[4]进行宇宙射线响应及系数的间接测量。具体测量点位为:

(1)粤西分部院内测量点17个,包括:辐射检验场15个,草地1个,道路1个;

收稿日期:2021-11-10 修回日期:2022-02-09

作者简介:张华(1981—),女,中级工程师,现主要从事辐射环境监测工作

* 通讯作者:陈志东, E-mail: 895734631@qq.com

(2)河源万绿湖测量点3个,包括:水面1个,道路1个,草地1个。

其中,道路测量点均设置在道路中心线;草地、辐射检验场测量点均远离高大树木和建筑物;万绿湖水面测量点水深大于3 m,离岸边大于1 km,测量时仪器置于玻璃钢船上,船体内无压舱石。

2 测量及计算方法

测量时气象条件满足 GB/T 14583-93 的要求,并同时记录了地理位置和气象条件等环境参数。

测量原始数据首先经过 Grubbs 检验^[5],标记出歧离值,剔除离群值,然后求得对应测点的 γ 辐射剂量率。

2.1 宇宙射线响应值修正方法

考虑到经纬度和海拔高度的影响,根据 HJ/T 61-2001《辐射环境监测技术规范》^[6]附录 B,以辐射测量仪在广东河源万绿湖实测得到的宇宙射线响应值为基准,修正得到该设备在本实验场所在地(GERC 粤西分部)的宇宙射线响应值。修正公式:

$$D_{c0} = \frac{D_{\text{宇}}}{D'_{\text{宇}}} \times D'_{c0} \quad (1)$$

式中:

D'_{c0} ——辐射测量仪在万绿湖水面上对宇宙射线的响应值;

D_{c0} ——辐射测量仪在测点处对宇宙射线的响应值;

$D_{\text{宇}}、D'_{\text{宇}}$ ——测点处和万绿湖水面处宇宙射线电离成分在低大气层中产生的空气吸收剂量率,单位为 $\text{nGy}\cdot\text{h}^{-1}$ 。

万绿湖测量点海拔高度为 110 m,辐射检验场测量点海拔高度为 26 m;粤西分部测量点纬度为 $21^{\circ}53'12''$,经度为 $111^{\circ}59'34''$;万绿湖测量点纬度为 $23^{\circ}47'38''$,经度为 $114^{\circ}35'21''$ 。根据 HJ/T 61-2001《辐射环境监测技术规范》附录 B, $D_{\text{宇}}、D'_{\text{宇}}$ 分别为 $27.5 \text{ nGy}\cdot\text{h}^{-1}$ 、 $27.9 \text{ nGy}\cdot\text{h}^{-1}$,即式(1)为:

$$D_{c0} = \frac{D_{\text{宇}}}{D'_{\text{宇}}} \times D'_{c0} = \frac{27.5}{27.9} \times D'_{c0} = 0.986 D'_{c0} \quad (2)$$

2.2 辐射检验场介绍

辐射检验场位于广东省环境辐射监测中心粤西分部,长 40 m、宽 11 m。场地周围 30 m 内无高大建筑物,辐射环境相对稳定,本底环境 γ 剂量率约 110 nGy/h 。

辐射检验场用放射性物质来源于某独居石冶炼厂产生的固体废渣,废渣中含有较高放射性水平的 ^{238}U 、 ^{232}Th 及其子体。废渣的核素 ^{238}U 、 ^{226}Ra 、 ^{232}Th 、 ^{40}K 的比活度分别为 $1.01 \times 10^4 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ 、 $1.34 \times 10^5 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ 、 $7.87 \times 10^5 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ 、 $6.96 \times 10^2 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ 。

将固体废渣装入圆柱形不锈钢样品盒(直径 10 cm,高 12.5 cm)作为辐射检验场的放射源,装有废渣的不锈钢样品盒表面及 1 m 处的剂量率分别约 $10 \mu\text{Gy/h}$ 和 $1 \mu\text{Gy/h}$ 。

图 1 为辐射检验场示意图,放射源(编号 1A、2A、 \dots 、15A 和 1B、2B、 \dots 、15B)对称放置,测量点设在对称轴上(如图 1 所示 $D_1、D_2、\dots、D_{15}$)。

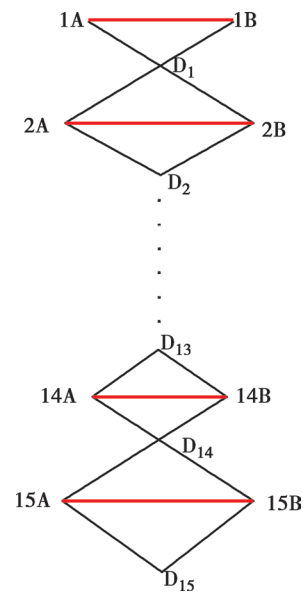


图 1 辐射检验场示意图

Fig.1 schematic diagram of radiation inspection field

2.3 辐射检验场理论基础及计算方法

任意两台辐射测量仪同点位测得的陆地 γ 辐射剂量率都应该相等,即

$$D_i = (D - D_c) \times k = (D_0 - D_{c0}) \times k_0 \quad (3)$$

式中:

D_i ——测量点的陆地 γ 辐射空气吸收剂量率;

D 、 D_c 、 k ——某台辐射测量仪在环境中的测量读数、对宇宙射线的响应值和该测量仪对某种放射源 γ 射线产生的空气吸收剂量率的校准因子;

D_0 、 D_{c0} 、 k_0 ——作为量值传递辐射测量仪在环境中的测量读数、对宇宙射线的响应值和该测量仪对某种放射源(与上述放射源类型相同) γ 射线产生的空气吸收剂量率的校准因子。

由式(3)得:

$$D = (k_0/k) \times (D_0 - D_{c0}) + D_c \quad (4)$$

对于任意一台辐射测量仪器仪表,校准因子都为常数;测量仪对宇宙射线的响应值在海拔高度近似的情况下,也可近似看作常数。因此,在环境中进行比对测量时,两台仪器的读数将呈线性关系。

在上述辐射检验场进行比对测量,将比对测量数据以 D_0 为 x 轴、以 D 为 y 轴作图进行最小二乘法线性拟合,得到拟合方程 $y = ax + b$,则:

$$k = k_0/a \quad (5)$$

$$D_c = b + D_{c0} \times a \quad (6)$$

由式(5)、式(6)分别计算待测仪器的校准系数(实验值)及宇宙射线响应值。

3 结果分析与评价

本次宇宙射线响应测量及 γ 辐射剂量率比对采用统一的记录格式,每个点位记录 20 组数据。

道路和草地环境 γ 辐射剂量率测量数据的评判,依据《利用实验室间比对进行能力验证的统计方法》^[7](GB/T 28043-2019)和《能力验证

结果的统计处理和评价指南》^[8](CNAS-GL02)推荐的方法;对于无指定值的比对结果,采用稳健 Z 比分数法统计评价参加比对对实验室的测量结果。利用“辐射检验场”获得的宇宙射线响应实验值、校准系数实验值结果评判,则采用绝对偏差或相对偏差评价。

稳健 Z 比分数法公式:

$$Z = (y_c - y_{\text{中位值}}) / \text{标准 } IQR \quad (7)$$

式中:

y_c ——参加比对实验室的测量值; $y_{\text{中位值}}$ 为中位值;

IQR ——四分距 $IQR = Q_3 - Q_1$;

标准 IQR 为 $IQR \times 0.7413$,表示标准化四分位距;

Q_3 ——第三、四分位数,指 1/4 的结果数据高于该值;

Q_1 ——第一、四分位数,指 1/4 的结果数据低于该值。

比对结果的评价方法:

$|Z| \leq 2$ 时,表明结果“满意”;

$2 < |Z| < 3$ 时,表明结果为异常值,应查找偏差较大的原因;

$|Z| \geq 3$ 时,表明结果“不满意”(结果为离群值)。

3.1 宇宙射线响应及校准系数与辐射检验场实验值比较

本次比对共有 3 台 RSS-131 型高压电离室、11 台 FH40G 型便携式 γ 辐射剂量率仪、2 台 6150AD 型便携式 γ 辐射测量仪在万绿湖进行宇宙射线响应测量。测量结果按照公式(2)进行修正,详细结果见表 1。

本次共 14 台 γ 辐射测量仪参加了辐射检验场测量,首先以仪器代码 1、仪器代码 4 为传递仪器,然后利用式(5)、式(6)分别获得同类型仪器的宇宙射线响应实验值和校准系的实验值,最后以表 1 校准系数和辐射检验场宇宙射线响应值作为参考值。实验值与参考值比较结果见表 2。

表 1 万绿湖宇宙射线响应值及辐射检验场宇宙射线响应修正结果

Table 1 Cosmic ray response measurement of Wanlu Lake and correction results of cosmic ray response of radiation inspection field

仪器代码	仪器类型	校准系数 ^①	万绿湖宇宙射线响应值 ^②	辐射检验场宇宙射线响应值
1	RSS-131	0.97	34.9	34.4
2		1.03	35.0	34.5
3		1.02	39.0	38.4
4	FH40G	1.04	14.6	14.4
5		1.20	13.5	13.3
6		1.20	13.7	13.5
7		0.96	14.2	14.0
8		1.28	12.5	12.3
9		0.97	12.5	12.3
10		0.83	18.3	18.1
11		0.95	14.1	13.9
12		0.93	16.0	15.7
13		0.78	13.6	13.4
14		1.19	15.7	15.5
15	6150AD	0.84	33.5	33.0
16		0.63	33.9	33.4

注:① Cs 源校准系数,周围剂量当量率对 γ 辐射剂量率的换算系数为 1.2,6150AD 系数已换算;

② 6150AD 型测量结果的单位为 $\text{nSv}\cdot\text{h}^{-1}$,其余仪器测量结果的单位为 $\text{nGy}\cdot\text{h}^{-1}$ 。

表 2 宇宙射线响应及校准系数与辐射检验场实验结果比较

Table 2 Terrestrial measurement of cosmic ray response and calibration coefficient results

待测仪器代码	a 值	b 值	系数			宇宙射线响应 ($\text{nGy}\cdot\text{h}^{-1}$)		
			参考值	实验值	相对偏差 % ¹⁾	参考值	实验值	绝对偏差 ²⁾
2	0.9327	-1.3484	1.03	1.03	0.0	34.5	30.7	-3.8
3	0.9591	6.0385	1.02	1.01	-1.0	38.5	39.0	0.5
5	0.9083	-3.8884	1.20	1.14	-5.0	13.3	9.2	-4.1
6	0.8841	-3.1063	1.20	1.18	-1.7	13.5	9.6	-3.9
7	1.1548	1.4244	0.96	0.90	-6.1	14.0	18.1	4.1
8	0.8998	-0.8263	1.28	1.16	-9.6	12.3	12.1	-0.2
9	0.8901	-5.753	0.97	1.17	21.0	12.3	7.1	-5.2
10	1.3047	-2.0681	0.83	0.80	-4.0	18.0	16.7	-1.3
11	1.049	3.1144	0.95	0.99	4.2	13.9	18.2	4.3
12	1.0325	-0.3018	0.93	1.01	8.2	15.8	14.6	-1.2
13	1.1693	2.0447	0.78	0.89	14.1	13.4	18.9	5.5
14	0.9683	2.8656	1.19	1.07	-10.1	15.5	16.8	1.3

注:①相对偏差 %= $100 \times (\text{实验值} - \text{参考值}) / \text{参考值}$;

②绝对偏差 = 实验值 - 参考值。

由表 2 可见,12 台仪器校准系数实验值与参考值相对偏差范围为 $-10.1\% \sim 21.0\%$,10% 以内有 11 个,占比为 92%,其中仪器代码 9 相对偏差为 21%;2 台高压电离室的相对偏差最小,分别为 -1.0% 和 0.0% 。宇宙射线响应实验结果绝对偏差范围为 $-5.2 \sim 5.5 \text{ nGy} \cdot \text{h}^{-1}$,均小于 $6 \text{ nGy} \cdot \text{h}^{-1}$,表明宇宙射线响应实验结果绝对偏差较小,结果均可接受。

3.2 陆地 γ 辐射剂量率比对结果及分析

本次共有 16 台 γ 辐射测量仪参加比对,得到监测数据 64 个。仪器在每个测量点的读数均值扣除宇宙射线响应值、乘以校准系数后,监测结果汇总于表 3。

表 3 γ 辐射剂量率监测结果 ($\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$)
Table 3 The results of γ radiation dose rate ($\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$)

仪器代码	道路 1	草地 1	道路 2	草地 2
1	138.2	75.9	119.3	186.5
2	134.6	74.7	121.4	180.2
3	137.2	79.9	138.4	212.5
4	149.3	90.6	127.9	197.5
5	154.1	90.6	129.6	209.2
6	155.4	81.6	127.1	199.2
7	167.3	96.0	150.4	223.1
8	164.4	95.4	141.6	221.6
9	115.2	67.8	103.4	155.2
10	158.3	84.0	141.6	200.1
11	146.8	83.8	130.7	191.4
12	132.8	83.4	126.2	184.1
13	139.4	76.5	120.5	183.1
14	165.7	94.2	143.0	224.0
15	144.8	87.3	127.6	188.4
16	147.1	81.1	126.4	196.1

采用稳健 Z 比分数法评价表 3 比对结果,评价结果见表 4。

表 4 Z 比分数值结果汇总表
Table 4 Z score numerical result summary table

仪器代码	道路 1	草地 1	道路 2	草地 2
1	-0.7	-0.9	-0.8	-0.6
2	-0.9	-1.0	-0.6	-0.9
3	-0.7	-0.4	1.0	0.9
4	0.2	0.8	0.0	0.0
5	0.5	0.8	0.2	0.7
6	0.6	-0.2	0.0	0.1
7	1.5	1.4	2.2	1.5
8	1.3	1.4	1.3	1.4
9	-2.4	-1.9	-2.3	-2.3
10	0.8	0.0	1.3	0.2
11	0.0	0.0	0.3	-0.3
12	-1.1	0.0	-0.1	-0.7
13	-0.6	-0.8	-0.7	-0.8
14	1.4	1.2	1.5	1.5
15	-0.2	0.4	0.0	-0.5
16	0.0	-0.3	-0.1	0.0

由表 4 可见,64 个监测数据中有 60 个数据取得满意的比对结果,占总数的 94%;4 个监测数据为异常值,分别为仪器代码 9 在道路 1、道路 2、草地 2 和仪器代码 7 在道路 2 的监测结果。

由表 3 可知,仪器代码 7 测量结果除草地 2 之外均为同点位最大值。其中草地 2 测量结果为 $223.1 \text{ nGy} \cdot \text{h}^{-1}$,该点位测量结果最大值为 $224.0 \text{ nGy} \cdot \text{h}^{-1}$;仪器代码 9 测量结果均为同点位最小值。经核实,本次参与比对的仪器校准单位共有 7 家,其中仪器代码 7、仪器代码 9 分别来自上海和湖南某检定单位。由表 2 可知,仪器代码 9 校准系数实验值与参考值相对偏差为 21%,因考虑是否因检定引入系统误差,故将仪器代码 7、仪器代码 9 结果利用表 2 系数实验值(分别为 0.90、1.17)作为校准系数进行重新计算,监测结果见表 5。

表 5 γ 辐射剂量率监测结果 ($\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$)
Table 5 The results of γ radiation dose rate ($\text{nGy} \cdot \text{h}^{-1}$)

仪器代码	道路 1	草地 1	道路 2	草地 2
1	138.2	75.9	119.3	186.5
2	134.6	74.7	121.4	180.2
3	137.2	79.9	138.4	212.5
4	149.3	90.6	127.9	197.5
5	154.1	90.6	129.6	209.2
6	155.4	81.6	127.1	199.2
7	157.1	90.2	141.2	209.5
8	164.4	95.4	141.6	221.6
9	139.5	82.1	125.1	187.9
10	158.3	84.0	141.6	200.1
11	146.8	83.8	130.7	191.4
12	132.8	83.4	126.2	184.1
13	139.4	76.5	120.5	183.1
14	165.7	94.2	143.0	224.0
15	144.8	87.3	127.6	188.4
16	147.1	81.1	126.4	196.1

将表 5 中的数据进行稳健 Z 比分数法评价, 评价结果见表 6。

由表 6 可见, 将仪器代码 7、仪器代码 9 测量结果利用辐射检验场系数实验值进行重新计算后, 监测结果 Z 比分数值均 < 2 , 即 64 个监测数据均取得满意的比对结果, 占比 100%。

表 6 Z 比分数值结果汇总表
Table 6 Z score numerical result summary table

仪器代码	道路 1	草地 1	道路 2	草地 2
1	-0.7	-1.1	-0.9	-0.7
2	-1.0	-1.3	-0.7	-1.0
3	-0.8	-0.5	1.1	1.0
4	0.2	1.0	0.0	0.0
5	0.6	1.0	0.2	0.8
6	0.7	-0.3	-0.1	0.1
7	0.8	0.9	1.4	0.8
8	1.4	1.7	1.5	1.6
9	-0.6	-0.1	-0.3	-0.6

续表

仪器代码	道路 1	草地 1	道路 2	草地 2
10	0.9	0.1	1.5	0.2
11	0.0	0.0	0.3	-0.3
12	-1.1	0.0	-0.2	-0.8
13	-0.6	-1.0	-0.8	-0.9
14	1.5	1.5	1.6	1.7
15	-0.2	0.5	0.0	-0.5
16	0.0	-0.4	-0.1	0.0

4 结论

本次共有 3 种型号, 16 台 γ 辐射测量仪参加比对测量, 其中 14 台仪器参加辐射检验场测量。对辐射检验场测量计算结果采用绝对偏差、相对偏差法进行分析和评价; 对 γ 辐射剂量率比对结果采用稳健 Z 比分数法进行分析和评价。

(1) 利用 GERC 粤西分部辐射检验场进行“辐射测量仪的宇宙射线响应和校准系数的陆地测算”, 能方便、快速地计算辐射测量仪的宇宙射线响应值, 且测量结果绝对偏差较小。

(2) 对于高压电离室型较笨重、不便携带的仪器, 通过辐射检验场测量计算宇宙射线响应值更为省时省力。

(3) 16 台 γ 辐射测量仪 64 个直接测量结果的满意占比为 94%; 利用辐射检验场传递间接获得实验系数后, 64 个测量结果的满意占比为 100%。不同仪器因检定单位不同, 校准系数可能带来测量误差, 造成了可疑的比对结果。利用辐射检验场测量能查找及解决测量结果不可比的问题。

参考文献

- [1] 郭明强. 五省(市)环境陆地 γ 辐射水平调查中所用仪器的比对结果[J]. 辐射防护, 1986(04): 278-282.
- [2] 张华, 陈志东, 徐润龙, 等. 辐射测量仪的宇宙射线响应和校准系数的陆地测算方法验证[J]. 核技术, 2021, 44(5): 1-8.
- [3] 国家环境保护局, 国家技术监督局. GB/T 14583-1993 环境地表 γ 辐射剂量率测定规范[S]. 北京: 中国标准出版社, 1993.

- [4] 张华, 林炜伟, 徐润龙, 等. 辐射检验场最佳使用环境的实验确定 [J]. 辐射防护通讯, 2019, 39 (3): 26-32.
- [5] Grubbs F E, Beck G. Extension of Sample Sizes and Percentage Points for Significance Tests of Outlying Observations [J]. Technometrics, 1972, 14 (4): 847.
- [6] 国家环境保护总局. HJ/T 61-2001 辐射环境监测技术规范 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2001.
- [7] 中华人民共和国国家市场监督管理总局, 中国国家标准化管理委员会. GB/T 28043-2019 利用实验室间比对进行能力验证的统计方法 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2019.
- [8] 中国合格评定国家认可委员会. CNAS GL02 能力验证结果的统计处理和评价指南 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2014.

Results and Analysis of Comparison of Environmental γ Radiation dose Monitoring and Cosmic Ray Response Measurement

Zhang Hua, Chen Zhidong, Xu Runlong, Lin Weiwei, Liang Minghao

(Guangdong Environmental Radiation Monitoring Center, Guangzhou 510000, China)

Abstract: Guangdong Provincial Environmental Radiation Monitoring Center (GERC) organized 10 radiation monitoring units to compare environmental γ radiation dose rate and cosmic ray response measurements. The results show that the relative deviation between the calibration coefficients of 12 instruments and the experimental coefficients obtained in radiation inspection field ranges from -10.1% to 21.0%, and the relative deviation of 11 instruments was less than 10%. The absolute deviation between the cosmic ray response values (experimental values) and measured values ranges from -5.2 to 5.5 nGy·h⁻¹. The instrumental measurements were corrected by experimental coefficients obtained by the GERC radiation test field, and then the results evaluated by the robust Z-score method at four measuring points were all satisfactory.

Key words: radiation inspection field; radiation measuring instrument; cosmic rays; calibration coefficient

(责任编辑: 梁 晔)

张子睿. 核电设备采购管理初探[J]. 核安全, 2022, 21(5):95-101.

Zhang Zirui. Discussion on procurement management of nuclear power equipment [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(5):95-101.

核电设备采购管理初探

张子睿

(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 核电设备采购管理是确保设备设计合理转化为完美体现设计意图的实物产品的核心步骤之一, 也是连接设计方、设备供应方和业主(营运单位)方的主要活动接口, 更是确保核电项目最终建造质量的重要环节之一。只有核电设备采购管理到位, 核电项目执行进度及经费支出才能达到合理预期。本文对核电设备采购管理工作做了初步总结和探讨, 通过对核电设备采购管理过程的阐述和分析, 提出了核电设备采购管理中普遍存在的一些问题, 并给出了问题处理的初步建议。

关键词: 核电; 设备采购; 管理

中图分类号: TL372+.3 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)05-0095-07

半个多世纪以来, 世界核能利用迅猛发展^[1-4]。统计结果显示: 全球核电在所有能源总发电量中占比约为 11%^[5], 而我国作为核电建设的后发国家, 截至 2019 年 12 月底, 核能供应仅占总发电量的 4.88%^[7], 全国核电建设情况如表 1、图 1、图 2 所示^[6]。随着核能技术日趋成熟, 核能的安全和质量管理也日趋完善, 在全球倡导低碳减排的大环境下, 作为清洁能源之一的核电, 有着巨大的发展潜力。^[8]

通过了解世界范围内的核电发展历程可知, 尚未发生过由于设备设计和重大质量问题而造成的核电重大安全事件。1979 年美国三里岛核事故、1986 年苏联切尔诺贝利核事故和 2011 年日本福岛核事故等, 都不是设备质量事故直接引起的核事故^[9]。但无论在国际还是国内, 由于设备质量问题带来的大量停机、停

堆事件时有发生, 给核电站运营者带来诸多困扰, 造成了大量的经济损失。这也客观地说明了核电设备质量控制在核电项目建设过程中的重要性。本文旨在对核电设备采购管理工作做初步总结和探讨, 通过对核电设备采购管理过程的初步分析, 以及核电设备采购管理中存在的一些普遍问题, 为核电设备管理同行提供借鉴。

表 1 2019 年核电厂运行数据^[10]

Table 1 Nuclear power plant operation data for 2019

核电厂类别	机组数	总额定功率 / 总机组发电量 /	
		MW	TWh
压水堆	45	47304	335.266
重水堆	2	1456	11.635

收稿日期: 2022-04-30 修回日期: 2022-09-05

作者简介: 张子睿(1991—), 男, 助理工程师, 现主要从事核电项目电仪类设备采购管理工作

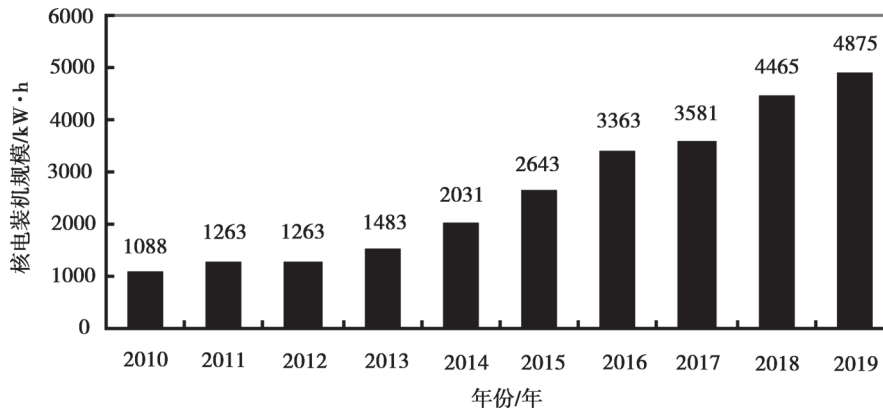


图1 2010—2019年全国核电装机规模

Fig.1 Nuclear power installed capacity in China from 2010 to 2019

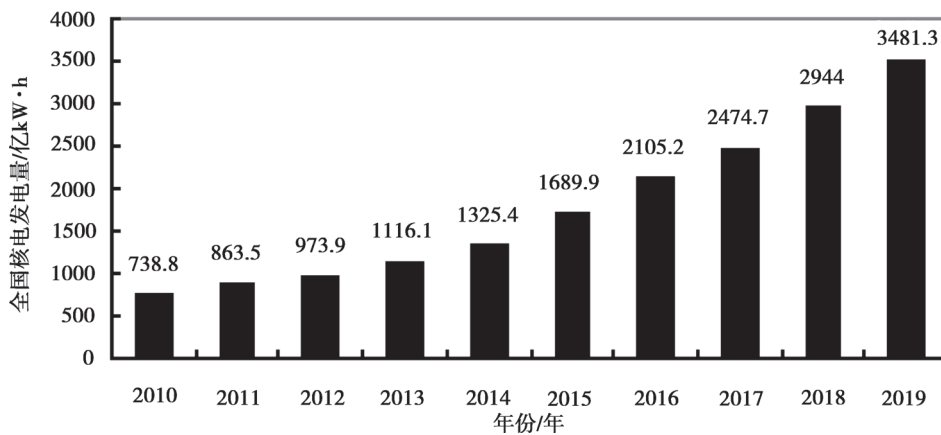


图2 2010—2019年全国核电发电量

Fig.2 Nuclear power generation capacity in China from 2010 to 2019

1 采购管理基础

1.1 采购管理概念

设备的采购管理是指从接收上游设计输入,并将其转化为招标文件,再到设备安装调试完毕投运直至质保期末的全过程管理,是对设备的设计、原材料采购、制造、检验、试验、运输、安装、调试等全过程进行计划、控制、评估,进而对其实施改进的各项活动的集合。

每一个核电设备由于其在核电站系统中所赋予的功能不同,所处运行环境的差异,而有特定的技术要求。设备从设计到制造、检验、试验到安装后的单体,直至系统调试,都是为了确保并验证该设备能够满足设计赋予它的特定功能和技术要求。因此,对所有可能影响设备最终

性能的因素进行管控的采购管理行为是核电站建设必不可少的环节之一,也是各行业实施有效设备质量管理和控制的管控举措。实际上,无论从航空航天设备,到水面、海底的舰船和潜水器;还是从大型工业装置的电气、仪控设备,再到机械设备,所有这些装置和设施的顺利交货以及后续的平稳运行都离不开科学有效的采购管理,这足以说明设备采购管理在设备质量控制过程中的必要性和重要程度。

1.2 采购管理一般流程

相较于一般的工业设施、设备来说,核电项目由于其与生俱来的特有放射性风险,对各种设备的安全和质量要求均有其特殊性,并在设计过程中赋予其不同于其他工业设施中同类型设备的特殊技术特质,如高温、高湿度、强辐照

环境和超长寿命等。由于设备设计要求高,采购周期长,核电设备采购管理的全流程也是一个长周期的活动过程,这其中亦包括 1.1 节中所述的诸多环节。

核电设备受采购周期长,各个环节外在变量多(如技术交底不充分或技术消化不彻底、关键技术人员调岗或调出且工作交接不够细致到位、关键设备使用安排冲突、较大或重大不符合项的发生、新产品或新技术的反复迭代等),有时还需配合项目现场实施进度调整等诸多因素的

影响,在采购管理过程中会遇到不可避免的质量、进度、费用等方面的风险。因此,为确保核电站建设能够顺利推进,不仅需要对整个采购管理流程的各个环节进行识别,制订相应计划并实施,同时还要从不同侧面对主要环节的实施效果进行推演,发现问题并及时反馈相关部门予以改进完善。

根据采购管理流程各个环节的特点与要求,一般将其划分为前期准备和工厂实施两个阶段,如图 3 所示。

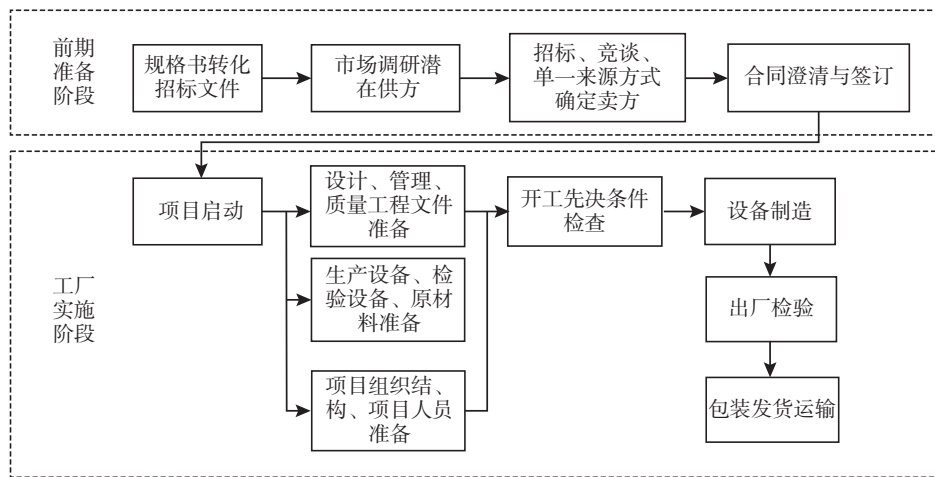


图 3 采购管理流程

Fig.3 Procurement Management Flow Chart

2 采购管理具体实施

2.1 前期准备阶段

一般而言,我们认为从收到上游设计下发的规格书开始到正式与卖方签订采购合同为止,均为设备采购的准备阶段。

设备采购是将设备设计作为输入进而转化为实物输出的必然路径,而合格产品的形成必然离不开设计文件的有效转化和产品生产方(设备卖方)在合规的管理体系指引下,利用合适材料,由合适的人员,在经过评定或认可的工艺基础之上,实施具体生产的过程。鉴于此,设计文件和与设备技术要求相适应的产品生产方(设备卖方)成为设备采购过程得以有效执行的两个关键要素,这也是为何必须在采购管理的前

期阶段打好基础,严格实施每个准备环节的主要原因。

2.1.1 采购策划及招标文件准备

在进行采购策划之前,应首先从进度、商务、质量三个方面对技术规格书进行审查,并督促设计院对发现的问题进行澄清或修正。在确保技术规格书内的供货范围清晰,技术要求明确、规范、标准及其他引用文件有效,并认定技术规格书可用后方可开始采购策划的编制。

采购策划编制过程中,经验反馈、潜在供应商调研情况和评标办法应是采购责任部门重点关注的三个方面。

通过借鉴同一型号前期项目或其他核电项目设备采购,相关设备实际运行和维护维修等方面的经验反馈,既可以有效吸纳前期或其他

核电项目的良好实践(改进措施),也可及时针对以往项目出现的问题,优化现有的设备设计,最终实现从质量、进度及费用管控等各方面对前期设备采购过程的全面改善和优化。国内一些核电项目在后续设计过程中,由于在经验反馈范围和深度方面缺乏严格的程序规定和有效的后续检查管理手段,而造成前期项目经验反馈借鉴不足,类似问题重复发生的案例并不鲜见。

通过对潜在供应商进行调研,可以有效地掌握投标方在资金、体系运行、综合管理、相关业绩、技术实力(储备)和攻关水平、设备适用性及其产能、历史产品质量、服务响应(包括售后)等方面的实际情况,从而识别供货过程中可能存在的潜在风险。

依据对潜在供应商进行调研所掌握的实际情况,结合拟采购设备特点判断其可能存在的关键制约因素(如装备、产能、技术或是不良质量史等),由采购责任部门借助精准把控手段对评标要素及其权重进行有机调节,可以确保以最合理的价格选出最优的供应商。

2.1.2 合同澄清及签订

通过招标程序确定卖方后,采购管理责任部门应组织相关方在合同签订前对卖方给出的设计方案进行充分审查,以避免后续采购执行过程中出现技术分歧而产生合同纠纷。

这一阶段主要是就合同的技术条款及全部合同内容与供应商进行逐条澄清,同时听取供应商的技术回应,经过一轮或多轮讨论、沟通,确保双方对全部合同条款内容的理解达成共识,方可进入最终合同签订环节。

在合同澄清阶段,如果有些内容和条款牵涉到第三方的技术要求,采购责任部门还应在第一时间通知相关第三方参加这一环节的澄清和讨论,确保后期供应商的所有行动均能按照合同约定予以实施。

2.2 工厂实施阶段

设备的工厂实施阶段是采购管理发挥作用的主要阶段,该阶段主要包括项目启动、开工前检查、过程监造和设备验收等环节。本阶段采购管理的有效实施对确保设备本身质量满足设

计要求起着至关重要的作用,甚至会给同一供应商的后续产品生产带来深远的影响。

从狭义角度理解,工厂实施阶段的设备采购管理仅仅是采购方对供货方就双方合同约定的内容实施“点对点”的监督、检查和确认。客观上,采购方良好且规范的设备采购管理活动会通过体系文件审查、外部监查、设计修改和车间现场变更审批过程的共同介入,对不符合项处理过程的深度参与等活动及时提出供货方存在的不足和缺陷,并提出改进措施和纠正建议,同时督促其限期内整改到位。这些行动均会不同程度地对供货方的综合管理能力、技术能力、核安全文化水平等起到潜移默化的带动、促进作用,对供应商综合水平和能力提升的贡献是显而易见的。

2.2.1 项目启动

在供需双方合同执行之初,首先要建立正式的沟通渠道,并明确双方的项目人员和组织结构,同时相互提交双方的工程文件索引(Index of Engineering Documents, IED)。项目组织机构的建立是设备采购管理有效实施的重要保障,要以书面文件的形式确认,且文件中还必须明确各部门之间的职责划分,并确保各项职责有专人负责、双方对外接口管理有效可控。此外,文件中还应给出双方项目组织结构图并进行详细说明。设备采购管理的项目组织机构如图4所示。

为提高采购管理效率,中国核电工程公司在传统管理手段的基础上,建立完成专门的设备采购管理门户。该管理门户的建设完成,不仅能够使采购管理人员实时了解项目信息和进程,提高对项目整体跟踪和管控的效率,还能够使整体项目工程文档数字化,便于检索和查询,为后续合同竣工管理提供方便。同时该管理门户也允许供货方登录,可在其各自模块内录入并完善其相关信息和数据,既提高了共享效率,又方便后续的统一整理、归档。

买方 IED(工程文件索引),即专用技术文件、通用技术文件及买方管理文件的目录,买方 IED 的及时提交是卖方进行后续技术转化、详细

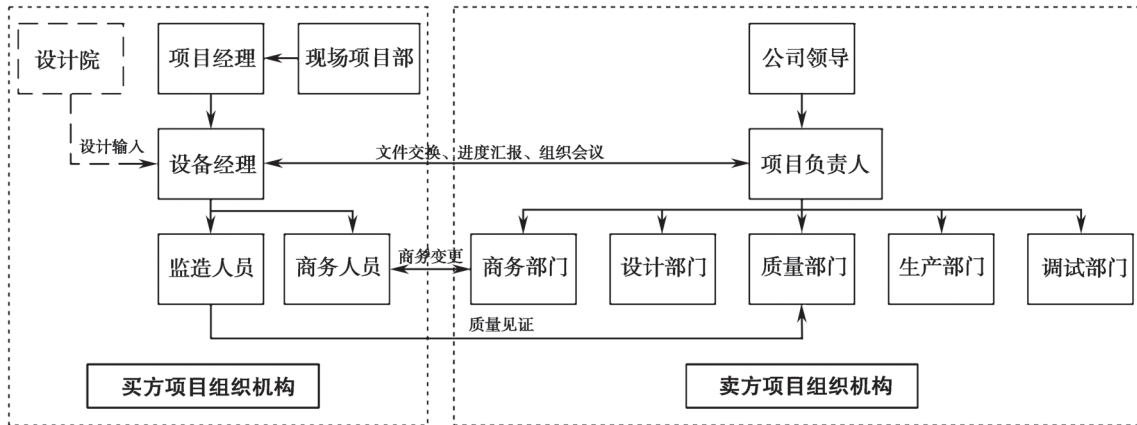


图 4 项目组织机构图

Fig.4 Project organization chart

设计、及时有效实施设备制造的有效保障。而卖方 IED 是指导卖方文件管理的纲领性文件，也是买方对卖方在相关文件编、审、批等环节实施监督、检查的基本要求。买方通过对 IED 中卖方工程文件的审查及固化，可以及时掌握卖方在技术转化、设备制造关键工艺准备、检查与试验准备等方面的具体进展和完善程度。因此，卖方 IED 也是买方检查卖方过程文件和资料产生的必要性和完整性的有效基础。卖方工程文件索引 (IED) 分类如表 2 所列 (示例)。

表 2 卖方工程文件索引 (IED) 分类表 (示例)
Table 2 Content and format of the Seller's IED

文件分类	具体清单
工程管理文件	工程文件清单 (IED) 三级进度计划、四级进度计划、专项计划 月度进展报告 不符合项管理程序 接口手册
设计采购文件	系统设计的总体设计和计算书、系统手册 总图、图纸、设备数据表 鉴定试验报告
制造和检验文件	制造大纲、程序 制造文件，包括部件图纸和详图 检验和试验程序

续表

文件分类	具体清单
安装文件	设备安装程序和图纸
调试和运行文件	备品备件、消耗品、专用工具的清单及使用说明书 电气系统图、原理图及接线图纸 现场试验大纲和程序 设备运行维护手册
QA/QC 文件	质量保证大纲 合格分包商清单及评审报告 质量计划 不符合项清单及报告
贮存、运输和交货文件	包装、贮存、运输程序 交货计划 装箱清单
制造完工报告	竣工文件

2.2.2 开工前检查

在卖方正式生产设备前，需要对其进行开工准备检查。制造开工准备一般从五个方面着手实施，即业界公认的“人、机、料、法、环”五个环节，整个项目设备采购过程中遇到的问题也基本上可以涵盖这五个方面。表 3 给出了这五个环节所应考虑的基本要素。

表3 制造先决条件检查要素
Table 3 Inspection of manufacturing preconditions

主要环节	具体要素
人	人员配置、资格管理、授权情况等
机	设备品类、状态、产能、检具标定、备品备件等
料	主要原材料、各类辅料、耗材等
法	大纲、程序、规程、工艺卡的完整性和有效性, 突发情况应急措施等
环	原材料库、成品库、生产及流转车间条件, 包括温度、湿度、清洁度控制, 防鼠、防虫、防静电措施等

严格意义上,开工准备检查应该涵盖上述表格中人、机、料、法、环五个环节中给出的全部要素,且不限于此。在工程实践中,买方对卖方的开工先决条件检查往往有所取舍,检查深度也不同,这主要取决于买方和卖方的合作历史,卖方的供货业绩、质量史以及检查人员的专业知识水平、经验丰富程度等内外在因素的综合考量。

全要素、全深度检查并不能作为开工前先决条件检查的唯一正确的衡量标准。但需格外注意的是,无论卖方以往的历史业绩有多好,企业规模有多大,资金实力多么雄厚,技术实力有多强,如果是首次涉足核电设备供货领域,买方在实施开工先决条件检查时,要以全要素、全深度作为检查的基本要求。

2.2.3 过程监造

在确认卖方具备开工制造条件后,就进入了设备的正式制造阶段。在设备采购管理的整个过程中,过程监造是最要的一个环节,因为过程监造涉及的是真正把设计转化成产品的关键过程和环节。在这个关键过程中,如果卖方在原材料或零部件采购、工艺准备、工艺实施、检验试验等任何一道工序控制不严格,都会造成产品质量的不合格或无法确认,不仅影响交货进度,也会给企业带来经济损失,给未来核电站的运行带来安全隐患,对在后续工序中无法用非破坏手段检验其质量的特殊工艺尤其如此。因此,为了保证产品的最终质量,监造人员必须

按照卖方预先制定并经买方认可的质量计划对产品的关键环节(控制点)实施检查和进一步确认,为产品制造转到下一道工序背书,为阶段性质量确认提供支撑。其间,买卖双方应形成一种互助、互信的工作氛围,产品生产过程中出现的任何问题及关键信息卖方都应主动且无保留地及时通知买方。而买方也要积极配合卖方,履行控制点见证活动,并在不符合项处理、应对外部评价和审评、要求设计澄清和申请技术变更等方面予以积极、有效的支持。

为确保项目需求和产品生产进度,在项目实施过程中,卖方要编制出版三级进度计划和专项计划并提交卖方审查。在计划获得批准后,通过驻场监造和卖方提交的进度报告跟踪掌握设备实际制造进度,确保供货时间满足现场需求。

近期经验反馈发现,有些单位在质量计划制定和审批过程中,各类控制点(H,W,R)选取较多,且往往由于一定时间内项目多,人手不足,而不去区分不同供应商和产品特点,一味去做计划克隆、选点拷贝,最后造成在计划的具体实施时,控制点执行率偏低。

在产品的过程监造阶段,我们要强调监造人员必须重视计划、尊重计划,做到有章必循,这既是履行自己的监造职责,也是向被监造对象表明自己的工作立场和严谨态度。

2.2.4 设备验收

在卖方厂内完成设备的生产检验后,需要对其进行出厂验收。出厂验收是买方对卖方产品全部活动实施的大检阅,从某种角度来说也是对产品最终质量是否满足要求的“盖棺定论”,是证明卖方所制造的设备符合采购要求的重要依据。买卖双方对这一环节要足够重视。为规范验收活动,保证验收工作进行顺利,应首先编制验收细则。验收细则应对验收工作的设备范围、检查项目、参照程序及验收方式进行明确。验收内容一般分为实体检查和文件检查。

实体检查,主要是对验收设备交货范围的复查,对设备本体的检查或抽查,对设备检验试验实施见证以及对相关附件、备件和所附工具的检查。

文件检查,主要是对制造过程中产生的文件完整性与正确性进行检查,方便后续竣工文件的编制。

3 结论与建议

核电设备采购管理是确保核电项目最终建造质量的重要环节之一,也是确保设备设计合理转化为完美体现设计意图的实物产品的核心步骤之一,更是连接设计方、设备供应方和业主(营运单位)方的重要活动接口。在以往的核电项目建设过程中,各个业主单位和采购总包方通过先进、完善的采购管理手段,基于各类设备供应商的密切支持和配合,使得国内的核电项目建设质量得到很好的保障,目前在运的53台机组的综合运行业绩可以充分地证明这一点。

参考文献

- [1] 硅谷. 从发现原子到核能利用[J]. 科学大观园, 2016(15): 34-36.
- [2] 侯明东. 裂变的发现开启了核能利用的大门[J]. 中学生数理化(八年级物理)(配合人教社教材), 2017(12): 23-24.
- [3] 许绯绯. 1942年世界上第一个核反应堆点火[J]. 环境导报, 2003(19), 20.
- [4] 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.
- [5] 钱波. 核能经济发展现状与趋势[J]. 环球市场, 2019(017): 5, 7.
- [6] 中国核能行业协会. 中国核能发展报告(2020)[M]. 北京: 社会科学文献出版社, 2021.
- [7] 申文聪. 未来, 核电不仅清洁低碳, 更经济可靠——《中国核能发展报告(2020)》蓝皮书亮点综述[J]. 中国核工业, 2020(7): 4.
- [8] 李颖涵, 王政. 国际能源署发布《核电》报告[J]. 国外核新闻, 2020(9): 24-28.
- [9] 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.
- [10] 国家核安全局. 中华人民共和国国家核安全局2019年年报[R/OL]. (2020-06-23)[2021-05-18]. <http://heneng-hangyecht.kechuangfucom/upload/file/20200628/1593328995637109.pdf>.

Discussion on procurement management of nuclear power equipment

Zhang Zirui

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

Abstract: Nuclear power equipment procurement management is one of the core steps to ensure that the full equipment design intent is perfectly transformed into real products, and it is the main interface between the designer, equipment supplier and the owner of the operating unit. Especially, it is one of the most important processes to ensure the final construction quality of nuclear power projects. If the procurement management of nuclear power equipment is in place, the progress and the expenditure of nuclear power project can be in line with expectations. This paper makes a preliminary summary and discussion on the procurement management of nuclear power equipment. Through the elaboration and analysis of the procurement management process of nuclear power equipment, it puts forward some common problems existing in the procurement management of nuclear power equipment. Also, it gives some preliminary suggestions on how to deal with the problems.

Key words: nuclear power; equipment procurement; management

(责任编辑: 梁 晔)

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.

Lu Hong, Chen Fanglei, Wang Shuo, et al. Research on Risk Analysis and Assessment and Methods based on Nuclear Facilities [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (5): 102-110.

基于核设施实物保护的风险分析及评估方法研究

陆 宏¹, 陈芳雷^{1,2}, 王 烁¹, 陈 晨¹, 琚敬敏¹

(1. 国家核安保技术中心, 北京 102401; 2. 北京理工大学管理学院, 北京 100081)

摘要:我国正处于核能与核技术利用事业快速发展时期,核技术应用系统也变得越来越庞大、复杂,面临的风险与威胁也日趋严峻。核安全领域风险评估是进行重大事故预防不可或缺的环节,可以帮助研究设计人员在风险前期识别核设施的系统薄弱性,分析核设施运行阶段可能会面临的潜在风险和威胁,进而能够防范重大风险,采取有效的应对措施。本文从风险管理领域的风险评估切入,进行评估技术及方法收集、梳理和研究,总结归纳适用于核安全领域的评估技术,旨在提高核设施实物保护系统设计与核设施运行阶段的安全水平,并提供行之有效的评估方法。

关键词:核设施; 风险识别; 风险分析; 风险评估; 评估方法

中图分类号: TP391 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 05-0102-09

风险无处不在,无论是个人、企业、社会组织、政府部门,还是国际关系之间。习近平总书记曾多次在各项工作中强调防范风险,增强忧患意识,坚持底线思维。面对日益严峻的风险管理形式,严格的监管要求,中国企业更加重视建立依法治企体系,加强风险能力建设,强化依法风险管理。随着核安全监管技术性持续增强,专业度稳步提升,监管能力不断提高,核安全监管体系和监管能力现代化的进程不断推进,我国倡导构建核安全命运共同体的决心和行动也越发坚定,相关的管理体系与法律法规体系也在不断地加强建设与完善。

核安全领域的风险评估并非独立的工作项目,需要结合核设施的实物保护系统进行整体的分析研究。本文以风险分析与评估为主线,

对风险评估的概念进行阐述,从开展风险评估的依据和目的入手,对各类方法进行了整理、分类和研究,从中筛选归纳适用于核安全领域各个阶段的评估技术和方法,进而全面完善核安全领域核设施设计基准威胁,有力推进核设施实物保护系统的安全设计。

1 风险评估概述

1.1 风险评估的定义

风险研究专家斯坦卡普兰对“风险”这样介绍^[1]:“风险分析这个词曾经是、现在是、将来也一直会是一个问题”。而风险评估作为风险管理的重要环节之一,虽然在不同标准、准则和制度中,概念并不完全一致,但风险评估的核心理念是相通的。笔者通过阅读文献,查阅相关资

收稿日期: 2022-04-18 修回日期: 2022-07-12

作者简介: 陆宏 (1979—), 女, 工程师, 硕士, 现主要从事核材料管制及核安保法律法规、标准规范及系统和设备测试等相关技术培训工作和核安保领域的国际交流与合作

料,参考风险管理专业国际相关标准,梳理风险评估的概念和定义,整理出表 1。

表 1 各个标准对于风险评估的定义
Table 1 Definitions of each standard for risk assessment

序号	标准协议	定义
1	ISO31000: 2009 《风险管理 - 原则与实施指南》	风险识别、风险分析和风险评估的全过程
2	COSO-ERM: 《内部控制整合框架》	风险评估是内部控制风险管理五大要素之一
3	财政部等五部委 《企业内部控制基本规范》	风险评估是组织进行识别、分析活动中与实现内部控制目标相关的风险,合理确定风险应对策略
4	1988 年巴塞尔资本协定	风险识别、风险计量、风险监控和风险控制

以上文献标准中均强调了风险评估的重要性,通过分析加之笔者个人理解,对风险评估进行了定义:风险评估分为识别风险、分析风险和评价风险三个阶段。

1.2 风险评估的依据

各行各业在进行风险评估工作时,都要明确什么是风险、如何描述风险、如何进行风险分类。但这仅是技术层面的工作,需要再加上组织层面的工作。综合而言,风险评估是一个复杂的项目,需要一套可以参照的标准规范。百业发展为大,标准是为基础。生产设计的前提是标准和规范,每个项目的开展、每项工程的实施都需要有章可循,有据可依。笔者经查阅资料,整理出部分相关行业的风险评估指南,见表 2^[2]。

表 2 风险分析标准和指南
Table 2 Risk analysis standards and guidelines

类别	标准协议
国际标准	IEC60300-3-9: 关联性管理应用指南: 技术系统的风险分析 ISO12100: 机械安全 - 设计通则: 风险评估与风险减小 ISO31000: 风险管理原则和指南 ISO31010: 风险管理: 风险评估技术

续表

类别	标准协议
国家标准	CAN/CSA-Q634-91: 风险分析要求和指南 (加拿大国家标准)
核工业	NUREG/CR-2300: PRA 过程指南: 核电站概率风险评估绩效指南
.....

1.3 风险评估的意义

风险评估作为风险管理的重要环节,在安全防范系统中起着至关重要的核心及导向作用,它包括风险识别、风险分析和风险评估的全过程。风险评估这一概念无论是国家维护主权安全和人类共同利益,还是国内外的标准制定、风险管理行业主流趋势、企业组织重点项目建设评估等,都是一项在全球范围内政治、经济、科技、社会、外部环境中不可或缺的工程。

风险评估在整个风险管理领域起着至关重要的作用:

- (1) 识别风险及其对目标的潜在影响。
- (2) 为决策提供实施依据。
- (3) 为应对策略提供输入。
- (4) 发现系统和组织的薄弱环节。
- (5) 提出风险应对与控制的方案与决策。

2 风险分析与评估方法

风险管理是一个持续且循环的过程,通常情况下,不会通过一次运行过程而使输出达到预期结果,而是要经过反复修改、不断完善才能达到预期。因此,组织应对实施风险评估的频次做出系统安排,目的是使风险评估能体现“风险”对组织目标的影响^[3]。本节主要对风险评估的流程和方法进行总结归纳分析。

2.1 风险分析与评估流程

由定义可知,风险评估的基本流程包括:风险识别、风险分析、风险评估,这三个步骤顺序不是一成不变的,在嵌入有风险存在或分析问题的管理环境时,我们可以根据情况需要对这三个步骤进行重新扩展和组合。

实施风险评估的整个流程展开如下,图1为基于目标的风险分析与评估具体流程。

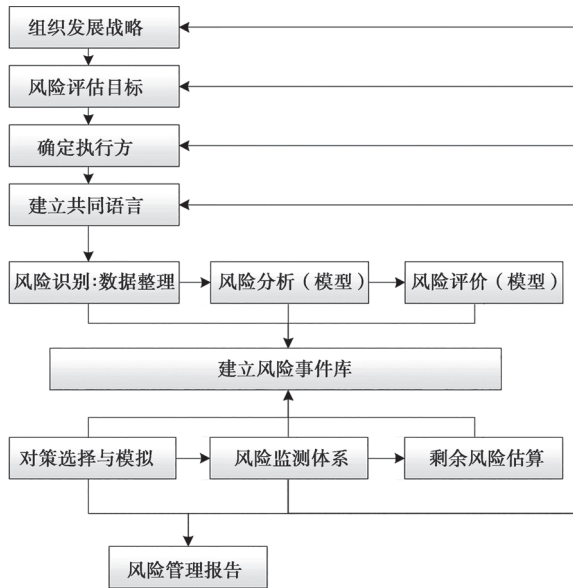


图1 基于目标的风险分析与评估流程

Fig.1 Objective-based risk analysis and assessment process

2.1.1 计划准备阶段

首先,需要确认组织发展战略,对事件进行定位、确认事项的目标;其次,根据组织战略确立风险评估的目标;再次,需要决断由谁来实施风险评估,一般情况下风险评估由组织内部、政府监管部门或第三方评估机构来执行;最后,需要参与评估的每一位成员和组织内部建立风险评估的共同语言基础,包括评估范围、风险描述、风险计量、风险准则、风险承受能力等。

2.1.2 风险评估实施阶段

经过前期准备,以及基础数据的搜集、整理,识别组织现存的风险和影响即风险识别过程,进而建立风险管理的信息库;然后采用适合的定量、定性或两者相结合的方法分析、评价各类风险,按需要应用风险评价模型,将风险分析、风险评价结果充实到风险事件库中;最后根据风险评估结果对重大风险进行排序。

2.1.3 完善风险评估阶段

根据风险分析建立的事件库提出供选择对策进而建立风险监测体系,分析可能在评估阶

段遗漏的剩余风险并根据需要形成(定期或不定期)风险评价报告。整个评估过程要定期开展、不断完善,并进行循环。

2.2 风险分析与评估方法

风险分析与评估方法有许多,各行各业对风险评估的需求不同,所运用的风险评估的技术方法也不同^[4]。因此在选择评估的技术和方法时,既要考虑各阶段对风险评估有不同的需求,又要考虑风险评估技术或方法对特定阶段的适用性,还要考虑跨阶段比较时结果的延续性使用。

作为工具而言,这些方法和技术基于不同的基础:有基于基础证据信息的方法,如检查表法用以对历史数据进行审查;有基于系统化结构的方法,如专家审查法,通过一个专家团队借助一套结构化的提示或问题来系统地识别风险;还有基于归纳推理的方法,如危险与可操作性分析等。

2.2.1 方法分类汇总

关于风险评估的技术方法该如何选择,本节主要参考《风险管理-风险评估技术》一书中详细介绍的31种评估技术,总结分析各个方法的特征和原理,分别按照风险评估的阶段适用性、影响因素以及特征类别进行收集整理和归纳^[5],得出按阶段适用性汇总表、按影响因素程度汇总表以及按特征类别汇总表,表格的局部列出见表3(a)、(b)、(c)(因涉及种类过多,篇幅过大,且研究小组成果有些内容涉及保密性,故整理出部分方法在表内显示)。

表3(a) 阶段适用性汇总(局部)

Table 3(a) Phase applicability summary (partial)

评估方法	评估过程				
	风险识别	风险分析			风险评价
		后果	可能性	风险等级	
结构化访谈	SA	A	A	A	A
德尔菲法	SA	A	A	A	A
情景分析	SA	SA	A	A	A
检查表法	SA	NA	NA	NA	NA
预先危险分析	SA	NA	NA	NA	NA
……					

表 3 (b) 影响因素程度汇总 (局部)

评估方法	影响因素			定量结果
	资源能力	不确定性	复杂性	
结构化访谈	中	中	中	否
德尔菲法	中	高	中	否
情景分析	低	低	低	否
检查表法	低	高	中	否
预先危险分析	中	中	中	是
.....				

表 3 (c) 特征类别汇总 (局部)

类别	风险评估方法
查询类	检查表法、列表检查法、现场观察法、风险清单分析法等
支撑类	专家调查法、德尔菲法、结构化假设法等
情景分析类	根原因分析、情景分析、故障树分析等
定性评价类	优良可劣评价法、单项评价法、风险综合评价法等
定量评价类	效用函数、数据包络分析、突变级数评价法、功效系数法等
.....

2.2.2 方法分类整理

风险识别阶段是对风险要素进行识别、整理和描述;风险分析阶段是加深对风险指标的认识,通过定性定量的分析方法得出可能发生的后果以及发生的概率;风险评价利用分析结果,分析等级为决策做信息支撑。按照阶段适用性、影响因素以及特征类别进行收集整理和归纳,得出按阶段适用性结论表、按影响因素结论表,表格的局部列出见表 4(a)、(b)。

表 4 (a) 不同阶段汇总结论

阶段	适用方法
风险识别	头脑风暴法、结构化/半结构化访谈、德尔菲法、情景分析、检查表法、预先危险分析、失效模式和效应分析、危害分析与关键控制点法、结构化假设分析、风险矩阵、人因可靠性分析、以可靠性为中心的维修
风险分析	失效模式和效应分析、以可靠性为中心的维修、根原因分析
风险评价	失效模式和效应分析、结构化假设分析、风险矩阵、以可靠性为中心的维修、风险指数、根原因分析、层次分析法、均值-方差模型、FN 曲线、蒙特卡罗模拟分析、贝叶斯统计及贝叶斯网络

表 4 (b) 不同影响因素汇总结论

影响因素	适用方法
资源能力	故障树分析、因果分析、决策树分析、FN 曲线、马尔可夫分析、蒙特卡罗模拟分析、贝叶斯统计及贝叶斯网络
不确定性	情景分析、预先危险分析、危险与可操作性分析、故障树分析、蝶形图分析
复杂性	危险与可操作性分析、因果分析、在险值法、马尔可夫分析、蒙特卡罗模拟分析、贝叶斯统计及贝叶斯网络
定量结果	失效模式和效应分析、风险矩阵、人因可靠性分析、压力测试、保护层分析、风险指数、故障树分析、事件树分析、因果分析、决策树分析、蝶形图分析、层次分析法、在险值法、均值-方差模型、FN 曲线、马尔可夫分析、蒙特卡罗模拟分析、贝叶斯统计及贝叶斯网络

根据研究分析得出的汇总结论表来看,不同阶段有不同的使用方法,对于不同影响因素侧重不同的方法。在风险评估执行的不同阶段,可依据影响因素、方法特征、判断标准、不确定性的性质和程度、复杂性、结果是否定量等各类评估因素选择合适的评估技术方法,可以使评估过程事半功倍,且有助于高效准确地获取评估结果和有效应对风险的措施。

3 基于核设施的风险评估方法研究

近年来,核电已成为一种备受重视的安全、清洁、高效的能源,人们也不再是谈“核”色变。但是,核工业历史上三次重大的核事故,让人们意识到防范重大风险事故的重要性。各类传统威胁与非传统威胁交织,对核材料以及核设施的安全运行造成的风险不断升级,因此,“核安全”一直是国际、国内核安全峰会的重要议题,国家安全局以及国家原子能机构出台多项法规文件强调核设施实物保护风险评估的重要性,行业内也鼓励支持推广风险评估技术和方法。

3.1 基于核设施实物保护的风险评估

核工业领域的风险评估,涉及“核安全”“核应急”“网络安全”“重要设施”“核材料管制”等敏感性的方向,其领域的风险特征与其他行业略有不同,既存在恐怖主义等外部风险威胁,又存在内部设施建设与运行维护等安全问题,以及国际上面临核材料管制的问题,再加上 21 世纪以来信息时代的飞速发展,各类技术手段不断升级,核安保行业面临巨大的风险和挑战。因此,关于核安全领域的风险评估,不单是对某个目标进行风险分析与评估,必须结合核安全领域的风险威胁特征,将风险评估整合到核设

施的实物保护系统中,将其视为设计过程的组成部分来进行研究^[6]。

核设施的实物保护系统(Physical Protection Systems,PPS)是集人防、技防和物防于一体的综合防范系统,在实物保护系统设计前期,即确定实物保护目标阶段,需要进行目标设施的特性分析,从而进行相关威胁要素和风险的识别;在实物保护系统的设计阶段,需要对前期所分析的风险点进行安全防范系统的设计,并在设计过程中进行逐项安全设计的对标检查;在实物保护系统建设后期或实物保护系统建成后,需要根据标准规范,对目标设施进行全面综合的系统效能评估。具体核设施实物保护系统设计流程如图 2 所示。

实物保护系统设计确认目标阶段中进行设施特性分析、风险威胁定义以及目标辨识即风险识别与评估阶段,经过初步设计或特征确认、设计分析评估后,在许多情况下,为了确保有效的保护,需要进行系统的完善和重新设计,必须进行有效性分析与评估以确保其满足实物保护目标,则涉及再次的风险评估^[7]。

但是,现有核设施实物保护系统设计中通常存在各类潜在的隐患和安全隐患,这些安全隐患会极大地影响设施运行、生产进度以及安

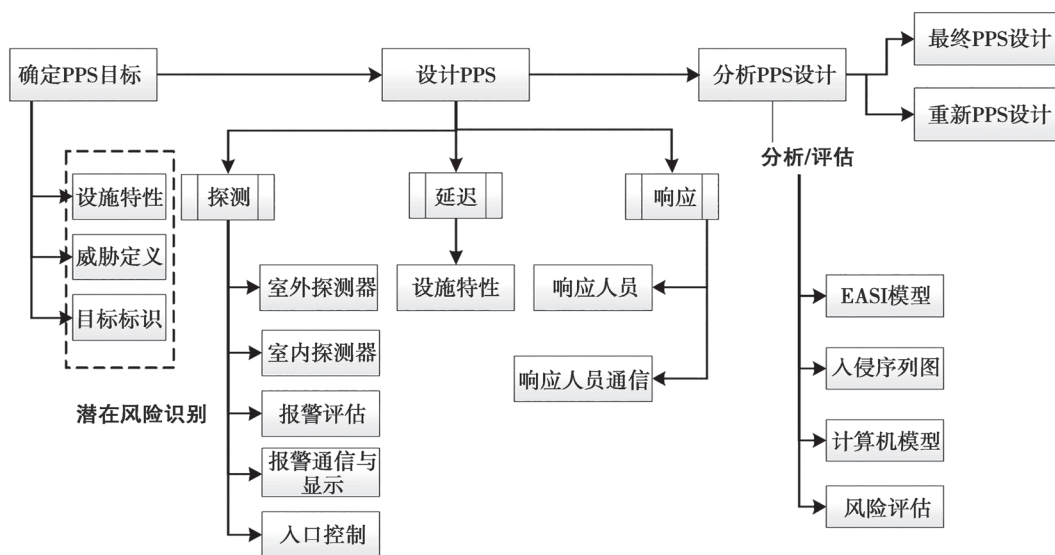


图 2 核设施实物保护系统设计流程

Fig.2 Nuclear facility physical protection system design process

全效能。且由于核安全领域的保密性及特殊性,无法直接对设计的系统或在运行的系统进行风险攻击或安全测试,极大地限制了核设施风险评估的发展,不利于提高设施的安全水平。因此,研判核设施实物保护系统的防范措施能否有效满足设计最初的目标,其中研判的技术方法和具体技术指标是什么,需要一个系统性文件或者体系,现阶段核安全领域正在建立这样一套评估体系。

关于实物保护系统的有效性分析方法,最早出现于 20 世纪 70 年代。美国桑迪亚国家实验室提出并设计了敌手序列中断评估模型、内部安全有效性模型等经典评估模型,研究出了分析入侵脆弱路径方法,研发了核设施相关保障和安全分析系统及软件,为核设施实物保护系统评估工作建立了基础。而后俄罗斯、韩国等国家在此基础上进行了深入分析与研究,打破之前理论、规范及标准层面的定性研究,加入了数据模型进行定量分析研判,并形成了易于操作的量化软件。

国内关于核设施风险评估及其技术的研究起步较晚,核设施实物保护系统理论于 1997 年才传入我国,关于核设施的理论研究最初只应用于军用设施、军工领域,在民用领域中几乎没有涉及,处于待研究和开发状态。目前,国内现有的评估模型大多是以入侵脆弱路径分析方法的模型为参考基础,结合敌手序列中断评估模型进行单路径有效性分析,在核设施实物保护系统评估方面取得了一定的研究进展。

但是,目前的评估模型及技术软件主要应用于后端实物保护系统的效能评估,对于前端潜在危险的识别与研判,还有待深入研究;现有的评估软件缺乏数据库支撑,尚未形成一套完整可靠有实用性的风险评估体系。数字信息时代飞速发展,国际局势变化莫测,数字化网络成为当下主题,核设施实物保护对新时代、新形势下的新技术提出了更高的要求,现行的规范标准对评估方法的要求也仅限于定性和定量方向性的规定,对于特定的项目具体实施何种评估技术,没有可依据的规范流程和体系文件。

因此本文研究和梳理各类评估方法的特性和适用范围,将评估技术流程化、评估方法体系化,运用系统三维建模技术,将估算的组件性能组合成系统性能进行估计,程序的最终结果是形成核设施风险评估报告。如图 3 所示,风险评估的具体流程是:将风险评估从核设施实物保护系统设计流程中放大细化,核设施的风险评估又分为启动准备、现场准备、风险分析、安全建议和报告整理阶段,每个阶段又分为不同的子流程。

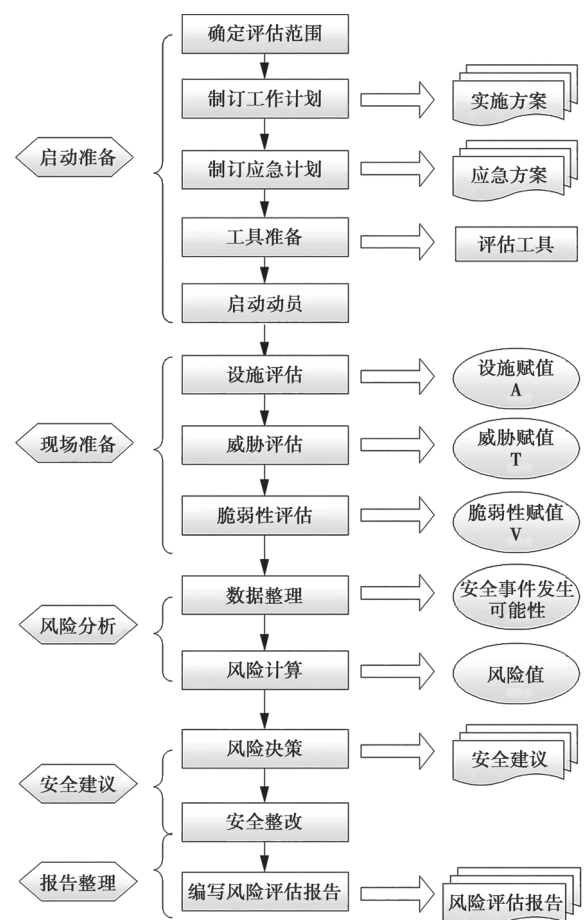


图 3 风险评估流程

Fig.3 Risk assessment process

3.2 基于核设施实物保护的风险评估方法

核燃料循环体系下分为地质勘查、铀矿采冶、元件制造、燃料加工、核电站设计和反应堆等不同领域,不同领域下各类工程项目面临的风险点和威胁要素也不同。本文主要针对核设施实物保护系统设计及运行阶段研究,针对章

节 2.2 汇总的风险评估方法,深入分析各类型方法特征及其适用类别,筛选出适用于核安全领域的风险分析与评估方法,再根据核设施实物保护的设计及设施运行的方向进行多次筛选,本文主要针对查询类和支撑类进行专项研究,按照适用阶段、适用项目以及评估结果类型进行汇总,归纳整理见表 5(a)、(b)、(c),表 6 为运用检查表评估法的评估结果清单示例。

表 5(a) 按特征类别汇总 - 适用项目

Table 5(a) Summary by feature category-applicable items

类别	方法	适用项目
查询类	检查表法	适用于识别核设施潜在威胁、风险或者评估控制效果
	列表检查法	适用于对可能面对的风险及损失分类,并按照一定程度排列
	现场观察法	适用于重要设施的潜在威胁、风险或者控制效果的评估
支撑类	专家调查法	适用于研究资料少、未知因素多、主观判断因素多的设施设计、工程项目
	专家打分法	适用于存在不确定因素多、需决策类、要素权重分析类的项目等级评估
	人因可靠性分析	适用于人为因素对设施设计或运行产生潜在安全风险的评价
.....

表 5(b) 按特征类别汇总 - 适用阶段

Table 5(b) Summary by feature category-applicable stages

类别	方法	适用阶段
查询类	检查表法	风险识别
	列表检查法	风险识别
	现场观察法	风险识别、风险评价
支撑类	专家调查法	风险识别、风险分析、风险评价
	专家打分法	风险识别、风险分析
	人因可靠性分析	风险识别、风险分析
.....

表 5(c) 评估结果类型汇总

Table 5(c) Summary by feature category-evaluation results

类别	方法	评估结果(建议)
查询类	检查表法	检查表
	列表检查法	潜在损失一览表
	现场观察法	风险调查表
支撑类	专家调查法	专家意见报告
	专家打分法	专家打分表
	人因可靠性分析	风险分析表
.....

表 6 评估结果表(检查表示例)

Table 6 Evaluation results table (example of checklist)

序号	项目/活动	检查项目	判断	结论	参考文件
1					
2					
3					

目前核安全领域的标准规范只建议了定性和定量两种类别,具体评估技术和方法并无限制^[8]。因此,根据上述整理流程及表格的结论与分析结果,可得出结论:拟建议在核安全领域核设施实物保护系统设计中针对研究资料少、未知因素多、主观判断因素较多的工程运行实施评价政策、协调计划、组织决策等各类项目,拟采用专家意见法、列表检查法等综合评估方法;核安全领域分析设施运行过程中人为因素产生核设施事故或核材料盗窃事件的风险评估,拟选取人因可靠性分析、事故树分析等方法。风险评估方法不限于单一使用,可以综合多种方法形成新的评估技术,并将其应用于核设施的实物保护设计以及设施运行中,有助于高效评估风险等级,制定有效的风险应对措施,进而推进核安全领域安保事业的发展,推进国际核材料管制。

3.3 案例分析

现对一重要设施运行中存在的风险进行现场调查以及模拟案例分析。案例背景^[9]:现采用现场观察法对某在运营设施进行内部设备的

风险评估以及现场访查。本次评估项目侧重于风险识别和风险分析阶段,项目类型为现场走访以评估设施的潜在威胁、风险,因此选取现场观察法进行本次项目的评估,具体评估流程如图4所示。

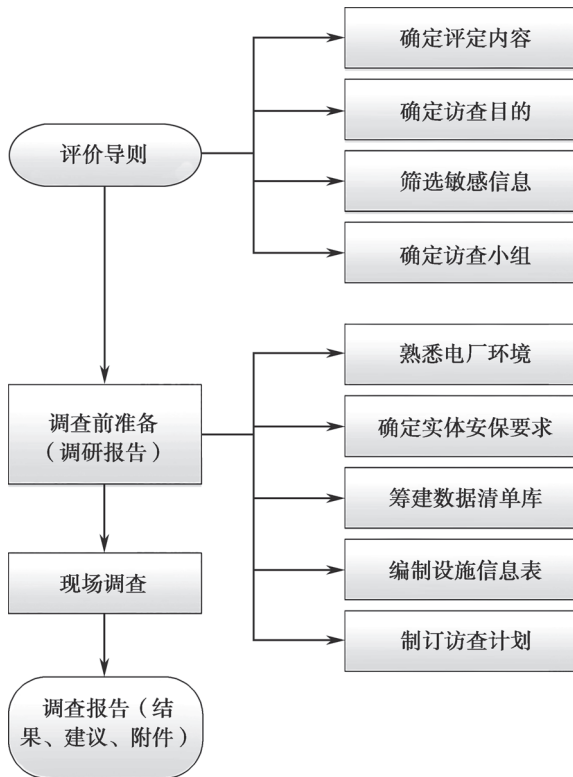


图4 现场观察法评估流程

Fig.4 On-site observation method evaluation process

按照整个评估流程进行调查准备。首先,进行清单列表信息的收集与归纳,确定访查目标,审查过程初期或评价阶段本身进行的筛选可证实其适当性,确定新的概念和审查已提出的易被采纳的概念,确认它们的有效性和证实它们适用的威胁情景可能被有效化解;其次,审查确定的成功路径和设备清单中的构筑物、系统与部件,确认构筑物、系统与部件在袭击期间和以后所要求的功能,确认对于每个威胁情景构筑物、系统与部件所处的要求环境,确定或确认所关注的与威胁有关的失效模式,以及确定可以从进一步考虑中排除的牢固的构筑物、系统与部件;再次,以设计资料证实建成状态或当前状态,包括设施内部的系统、工程和实物保护

系统,把类似的构筑物、系统与部件及其要求环境进行分类整理,形成分析表格,待供电厂现场访查后做进一步分析;再次,对要害区及其边界进行详细审查,评价它们对设备清单的适用性,然后规定典型布局供进一步评价;最后,将现场访查结果整理成文件报告进行输出汇总。

特别注意要确定实保要求,核安全领域含有实物保护信息的所有有关信息和文档,不管是逐条的,还是为了评定核设施实物保护的工程安全问题而汇编在一起的,因涉核信息属于安保敏感信息,要加以适当保护。现场访查小组和支持人员应该由经过适当审查得到信任的专家组成,并且已对这些人进行背景检查。现场访查小组应该在设施内部人员的帮助下,按照目标清单列表逐项检查或排除风险,最终评定设施内部存在的风险威胁类型,形成风险评估报告,并根据报告制定风险应对措施。

4 结语

本文从风险管理的大方向出发,分析各类评估技术和方法特性,归纳筛选并整理出适用于核安全领域核设施实物保护设计及安全运行的方法,下一步的研究方向是将整理归纳的方法体系化、数据化,形成数字化操作软件,应用于行业设计及设施运行中,以此降低生产运行的风险,提高核设施实物保护设计的高效性、安全性。因此,基于核设施实物保护的风险评估方法应用研究,可以有效助力国家安全,不断完善核行业内风险评估相关的法律、法规、条例和细则的制定,进而推动核材料管制、核设施实物保护工作的开展,促进核安保事业的建设和发展。

参考文献

- [1] KAPLAN S. The words of risk analysis [J]. Risk Analysis, 1997, 17 (4): 407-417.
- [2] 李素鹏. ISO 风险管理标准全解 [M]. 北京: 人民邮电出版社, 2012.
- [3] [美] 小哈斯莱特. 风险管理 [M]. 郑磊, 王盛, 吴天颖, 等译. 北京: 机械工业出版社, 2017.

- [4] 中央企业管理提升活动领导小组. 企业全面风险管理辅导手册 [M]. 北京: 北京教育出版社, 2012.
- [5] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准化管理委员会. 风险管理 - 风险评估技术: GB/T 27921—2011 [M]. 北京: 中国标准出版社, 2011.
- [6] 国家核安全局. 核设施实物保护: HAD 501-02 [S]. 北京: 国家核安全局, 2018.
- [7] IAEA. Applications of probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants. Technical Report: IAEA-TECDOC-1200 [S]. Vienna: IAEA, 2001.
- [8] 国防科学技术工业委员会. 核材料和核设施实物保护: EJ/T 1054-2007 [S]. 北京: 国防科学技术工业委员会, 2007.
- [9] IAEA. 核电厂厂址评估中的外部人为事件安全导则: NA-G-3.1 [S]. Vienna: IAEA, 2005.

Research on Risk Analysis and Assessment and Methods based on Nuclear Facilities

Lu Hong¹, Chen Fanglei^{1,2}, Wang Shuo¹, Chen Chen¹, Ju Jingmin¹

(1. National Nuclear Security Technology Center, Beijing 102401, China; 2. School of Management, Beijing Institute of Technology, Beijing 100081, China)

Abstract: China is in a period of rapid development of nuclear energy and nuclear technology utilization, the nuclear technology application system has become more and more large and complex, and the risks and threats it faces are becoming more and more serious. Experts and scholars engaged in the design of physical protection systems in the field of nuclear safety have always been committed to summarizing various risk analysis and assessment methods and proposing effective measures to deal with risks. While developing innovative production technologies, they can ensure the safety of personnel, facilities and the environment. Risk assessment is an indispensable and important part of major accident prevention. It can help research designers identify the weaknesses of nuclear facility systems in the early stage of risk, analyze various risk events that may occur in the facility during the operation stage, and prevent major accidents in advance. Risks occur or take effective control measures when risks occur. Starting from the risk assessment in the field of risk management, this paper explores, sorts out and studies the assessment techniques and methods, summarizes the methods and assessment techniques applicable to the field of nuclear safety, and aims to improve the design of the physical protection system of nuclear facilities and the performance of the nuclear facility operation stage. safety level and provide an effective assessment method.

Key words: nuclear facilities; risk identification; risk analysis; risk assessment; evaluation methods

(责任编辑: 许龙飞)

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.

Chen Fanglei, Lu Hong, Chen Chen, et al. Application research of Nuclear security Incident Risk Assessment based on fault tree analysis [J].

Nuclear Safety, 2022, 21 (5): 111-120.

基于核安保事件的模型分析及评估方法研究

陈芳雷^{1,2}, 陆宏², 陈晨², 王烁², 吕安琪²

(1. 北京理工大学管理学院, 北京, 100081; 2. 国家核安保技术中心, 北京, 102401)

摘要:近年来,国际社会面临的核恐怖主义威胁及核扩散风险日趋严峻,反恐已成为常态化趋势。随着威胁与风险的不断变化,核材料与核设施的实物保护工作也越来越受到重视。为加强国家核安保能力建设,更好地应对威胁与风险,需要全面提高风险分析与评估技术水平。本文简述了进行核安保风险评估对维护核设施、核材料安全的重要意义,介绍了核安保评估现状并建立事件评估模型,结合现有的风险分析与评估方法,模拟核设施、核材料盗窃案(事件),进行风险评估技术仿真研究,说明了评估方法的有效性,并提出了下一步研究方向。

关键词:故障树分析;核材料;核安保;风险评估

中图分类号: TP391 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)05-0111-10

当今世界正处于百年未有之大变局,安全领域的威胁和挑战层出不穷,产生恐怖主义的根源远未消除。防范非法获取、使用、贩卖核材料,蓄意破坏核设施等涉核违法犯罪,应对核恐怖主义威胁不仅事关各国和平利用核能事业发展,更事关国际的和平与安全。对恐怖主义袭击核设施等核安保事件进行安全风险评估,进而采取有效的防范措施,是目前核安全领域一项重要的研究课题。

1 核安保风险评估的重要意义

核安全是国家安全的重要组成部分,事关国家安危、人民健康、社会稳定、经济发展及大国地位。确保核安全,对保障政治安全、国土安全、军事安全、经济安全、社会安全、生态安全、

资源安全等都具有重大意义。然而,核材料及相关设施安全事件层出不穷,核材料失窃的核安保事件更是引人关注。近几年,核材料和元器件丢失的事件时有发生,引起了国际上的高度重视。

为防止擅自转移相关设施和相关活动中使用的核材料及其他放射性物质,防止核材料及其他放射性物质、相关设施和相关活动遭到蓄意破坏,确保采取迅速全面的措施,在适当时机追回丢失、失踪或被盗的核材料与其他放射性物质并重新实施监管控制,国际原子能机构提出与“核安全”并重的“核安保”。“核安保事件”的发生源于人的主观意识,如在核设施内的工作人员因心理因素导致的报复行为或设施外部的恐怖分子因觊觎核材料等各类主观意识产生

收稿日期: 2022-04-18 修回日期: 2022-09-30

作者简介: 陈芳雷(1976—),男,高级工程师,现主要从事核材料管制及核安保法律法规、标准规范及系统和设备测试等相关技术培训管理工作

的动机,对核设施生产系统、核安全系统、保卫系统进行故意破坏,或偷窃核材料,类似这类性质的事件,被定性为“核安保事件”。核安保事件的潜在性绝不仅仅是针对某一个国家,它危及的是整个国际社会的安危,是国际范围内的核安保事件。因此,核安保的责任在于世界各国,国际原子能机构通过“核安保计划”支持各国建立、维护和持久保持有效的核安保制度。

核能技术不断发展,从最初军事需求扩大到民用领域,各类设施及核材料不断增多,核安保事件的威胁也越发复杂,核材料的实物保护应运而生。核材料及核设施的实物保护系统设计在设计前期需根据各种因素制定设计基准威胁,根据设计基准威胁进行核材料或核设施的实物保护系统设计,后期进行实物保护系统的有效性评价,在此过程中实物保护措施适用于所有使用、贮存和运输过程的核材料及核设施。而风险评估作为实物保护系统设计前期的一个重要环节,即对潜在的威胁和风险的评估,可以为设计基准威胁的制定提供数据基础和技术支撑,为核设施及运营单位进行风险自评价或有效性评价提供技术保障。因此,基于核安保的风险评估研究对于保障核安全和国家安全来说尤为重要。

2 核安保评估模型及现状

2.1 核安保事件敌手模型

在建立核安保事件安全评估模型前,必须先确定评估的流程,明确所需评估的目标设施和可能的风险特征。整体而言,开展核安保事件的风险评估需要按照三个阶段展开:风险识别、风险分析及风险评估,根据三个流程方向,结合设施具体特征,总结核安保事件风险评估流程如图1所示:

首先,开展风险评估的前提是确定目标;其次,针对确定的目标,对于核安保领域,各项重要关键设施的特征分类需要整理识别,确定评估的目标体系;再次,根据建立的可靠信息获取渠道,收集核安保事件的历史风险及威胁信息数据;然后,对收集的信息进行分析,评估识别

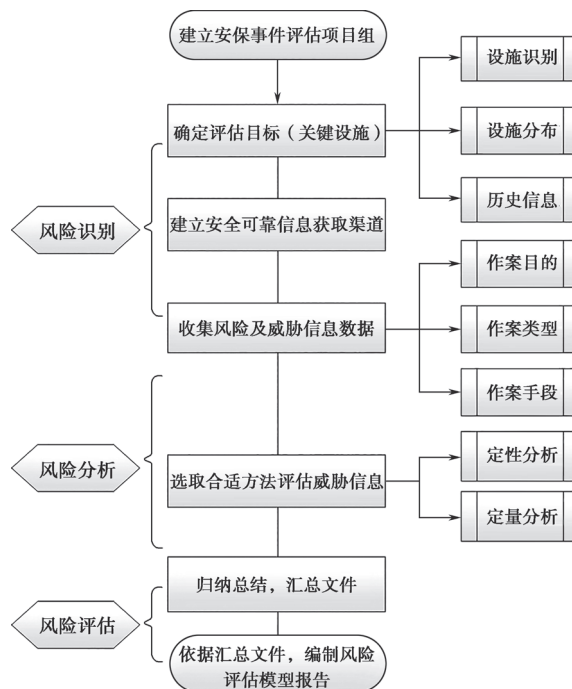


图1 核安保事件风险评估流程

Fig.1 Nuclear security incident risk assessment process

出可能的风险点和薄弱之处后,归纳整理,依据汇总文件,编制风险评估模型报告;最后,以此报告为基础提升防范应对措施质量。

在整个核安保事件风险评估流程中,对风险的特征进行描述是一个重要环节,即所收集的核安保事件的敌手特征要素,相当于风险评估和 risk 识别阶段。对于同一设施而言,在不同时期、不同社会形势下,可能受到的威胁也会有相应的变化;即使是相同类型的设备和生产流程,不同设施面临的威胁也是不同的。因此,需要整理出风险事件的共性特征以及个性要素,针对不同目标设施的个性要素再具体分析。本节主要整理了各项核安保事件特征模型,主要包含需要防范恐怖主义分子可能的作案目的、作案类型以及作案手段,最终根据这些特征采取合适的评估方法,定性定量划分各类作案特点的风险等级,以便采取不同程度的应对措施。以下为归纳整理的核安保事件的共性特征。

2.1.1 作案目的

价值极高的“核材料”“核武器”及其重要的零部件资源对于那些“怀揣野心”的国家与恐

怖主义和黑暗势力来说是巨大的诱惑。他们的作案目的主要包括：盗窃、抢劫、非法转移核材料以获取巨大利益及破坏核材料、核设施引起放射性释放，从而引起国际国内社会动荡^[1]。

2.1.2 作案类型

2.1.2.1 内部风险

内部风险即所谓的目标设施内部敌人，其作案特征是由具有一定权限、对目标设施较为熟悉的内部相关工作人员或者具有一定进出权限的其他人员实施作案^[2]。作为重要设施的具有权限的内部人员，一定是经过了多层的考验和测试才能够接近设施的，故其能力和对设施的重要性认知毋庸置疑。因此，此类作案人员多是由于经济诱惑、目的性报复或外部压力等原因，主动或被动参与进行核材料的偷窃或放射性破坏。内部敌人的特点是，具有合法的权限，对目标设施的布局及核材料的存放等信息容易获取，可以选择更有利的作案时间、作案方式，且作案成功率较高。

2.1.2.2 外部风险

外部风险即所谓的目标设施外部的敌人，相对于内部而言，风险和威胁能力更大，目的性更强。外部敌人主要是由恐怖分子、刑事罪犯、黑社会组织、极端分子、示威者、激进分子等外部人员构成，他们为了政治因素、经济利益、意识形态、信仰等目的，进行核设施袭击、核材料盗窃和放射性破坏，可能采取武力、秘密、欺骗等作案方式^[3]。外部敌人的特点是没有合法的权限，对目标设施的布局及核材料的存放等信息获取有一定限制，因此相对而言这类敌人的作案时间、作案方式导致的破坏性更强，风险等级较高。

2.1.2.3 内外勾结

内外勾结风险即由内外部人员联合进行作案，由内部敌人提供信息，外部敌人作案或内外敌人共同作案的非法行为。这类作案方式的特点：由于内部人员具有权限，可将内部信息共享，他们的帮助或参与，与外部敌人的规划和武器能力相结合，使得作案成功率大大提高，风险等级也极高，在进行风险评估时需特别防范此

类风险。

2.1.3 作案手段

恐怖主义分子可能袭击民用核设施以获得制造核爆炸装置所需的核材料，或者破坏核设施造成核泄漏。恐怖分子袭击核设施盗取核材料的方式有多种，如使用导弹、驾驶飞行器或汽车炸弹等，从外部袭击核电站的安全壳或燃料厂房等重要设施^[4]。

2.1.4 敌手模型

根据总结的各类作案特征，将作案目的及不同类型下各种威胁风险要素以及可能采取的作案手段进行归类整理，得出核安保事件外部作案和内部作案敌手评估模型见表1、表2：

表1 核安保事件敌手模型（外部作案）

Table 1 Nuclear security incident adversary model (external crime)

风险特征	作案目的			风险等级
	盗窃抢劫	破坏	其他	
作案人数				
作案方式				
战术策略				
个人能力				
武器装备				
作案工具				
通信设备				
交通工具				
汽车炸弹				
窃密手段				
是否内部勾结				

表2 核安保事件敌手模型（内部作案）

Table 2 Nuclear security incident adversary model (internal crime)

风险特征	作案目的			风险等级
	盗窃抢劫	破坏	其他	
作案人数				
个人能力				
进出授权				
工作权限				

续表

风险特征	作案目的			风险等级
	盗窃抢劫	破坏	其他	
接近核材料可能性				
接近实物保护系统可能性				
是否与外部敌人勾结				
其他				

分析内外勾结作案方式下的敌手模型,可以通过勾结方式、内外部敌人特征等方面的综合威胁进行信息整理,其中外部敌人参考表 1,内部敌人参考表 2,将两者综合分析得到内外勾结下的敌手模型见表 3:

表 3 核安保事件敌手模型(内外勾结)

Table 3 Nuclear security incident adversary model (external crime)

风险特征	作案目的			风险等级
	盗窃抢劫	破坏	其他	
作案人数 (外部)				
作案方式 (外部)				
个人能力 (外部)				
武器装备 (外部)				
通信设备 (外部)				
交通工具 (外部)				
汽车炸弹 (外部)				
作案人数 (内部)				
个人能力 (内部)				
进出授权 (内部)				

续表

风险特征	作案目的			风险等级
	盗窃抢劫	破坏	其他	
工作权限 (内部)				
接近核材料可能性 (内部)				
接近实物保护系统可能性 (内部)				

对核安保事件的风险评估是一种系统性的评估,通过识别重要设施中的风险点以及容易被利用的薄弱点,采用定量或定性的技术来有效地分析可能产生的后果和影响,形成一份相对清晰的报告,进而采取有效的安全防范及应对措施。

2.2 核安保事件技术评估现状

动荡的国际社会治安形势下,核安保事件层出不穷,为维护核安全,要采取措施防范核攻击、核事故和核犯罪行为,坚持核不扩散立场,确保核设施和核材料安全,防止和应对核材料的偷窃、蓄意破坏、未经授权的获取、非法贩运等违法行为,防范恐怖分子获取核材料、破坏核设施等。世界各国在国际原子能机构的指导下,针对核安保事件的风险评估进行了政策研究和标准制定。

国家核安全局发布的《核设施实物保护》(核安全导则 HAD 501/02-2018) 章节 7 对核设施实物保护系统评估进行了明确要求^[5];国防科学技术委员会 2018 年最新修订的《核材料与核设施核安保的实物保护要求》(EJ/T 1054-2018) 中强调了风险以及风险评估的重要性^[6];2021 年《中华人民共和国公共安全行业标准》(GA 18006-2021) 电力系统治安反恐防范要求第 6 部分指出:核能发电企业实物保护中明确要求定期开展风险评估^[7]。

根据各项标准中对风险评估的明确要求,以及对评估方法的建议,采取定量或定性的评估方法,资产损失后果较高的场所推荐采用定量方法,若没有可用的定量数据或资产价值较

低则推荐使用定性方法。系统内部的相关人员根据已知的情况,利用科学的分析评价方法计算出反映实物保护系统效果的有效性指标和核材料、核设施的风险值。

目前,核安保事件风险的评估主要分为两大类:一类是定性分析,该方法基于专家、历史经验进行综合分析,操作简单,易于掌握,但得到的评价结果具有一定的局限性和随机性;另一类是定量分析,它基于数据、模型算法进行相关因素、权重、影响因子等智能分析,说明评估对象的安全级别。

2.2.1 定性分析法

定性分析法是对研究目标进行本质的分析,运用归纳和演绎、分析与综合以及抽象与概括等方法,对获得的各种信息进行科学的逻辑思维加工,从而得出目标内在规律,认知事物本质^[8]。定性分析的优势是易实施、灵活透明、模拟性强、整体性实用性强,其缺点是依靠人为专家分析、主观性强、场景受限制。

2.2.2 定量分析法

定量分析法是对研究目标进行数量特征、数量关系与数量变化的科学评判,依据统计基础数据,建立三维数学信息模型,并用数学模型和流程算法程序计算分析保护目标的各项指标及其数值的一种方法,可以更客观系统地评价研究目标。定量分析方法的优点是输入数据量大、数字化、易操作、科学合理性强,但实施过程复杂、难度较大、需要不断更新数据库、反复建模、耗时较长。

在风险评估开始前确定使用定性还是定量的分析方法很重要,它可确保评估团队能够收集到合适的的数据,并以有利于分析的格式报告其结论。本文选取故障树分析法,结合定性分析和定量分析对核安保事件进行综合分析。

使用故障树分析法,对系统或活动行为的因素进行识别和评价,既能实现定性分析事故因素逻辑,又能够定量分析事件发生概率。因而,故障树将定性、定量这两种方法进行结合,用于核安保事件风险评估是一种较为科学合理的方法。下文主要介绍故障树分析法的特

点和具体流程。

3 故障树分析法

故障树分析(Fault Tree Analysis,FTA),是一种用树形图表示系统可能发生某种事故与导致该事故发生的各种因素之间的逻辑关系的方法,是一种在一定条件下基于逻辑推理的图形演绎方法^[9]。它包含顶事件、中间事件和底事件,用相应的符号代表各类事件,再用适当的逻辑门(与门和或门)把这些事件连接成树状图,这种能体现故障传播逻辑关系的倒立的树状图形就称作故障树。故障树分析法的主要流程如图2所示。

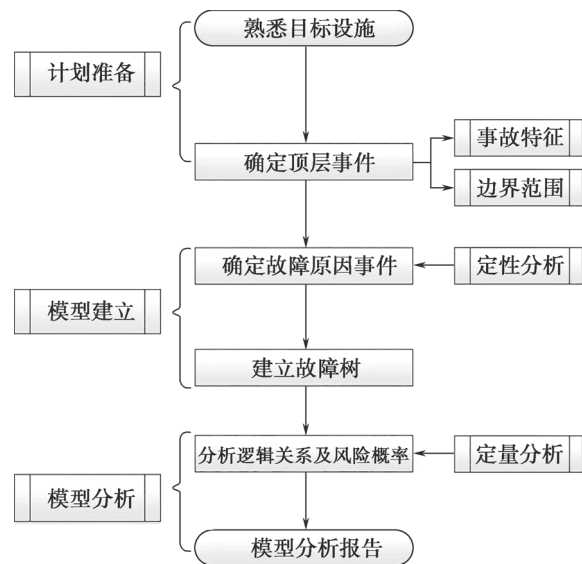


图2 故障树分析法流程图

Fig.2 Fault tree analysis flow chart

3.1 计划准备

(1)熟悉目标G。评估的前提是目标明确,要求了解目标设施的实际情况,包括具体设施和电站内部的工作程序、各项运行重要参数、电站核设施的作业情况,围绕分析的事件进行工艺、系统、相关数据等资料的收集。故障树分析的第一步就是描述系统,详细了解系统或活动状态及各个参数。

(2)确定顶事件T。所谓顶事件,就是分析对象事件特征并界定边界条件。顶事件的确定需要在第一步完成的基础上进行,而且事先要

仔细寻找造成事故的直接原因和间接原因。然后,根据事故的严重程度和发生概率确定要分析的顶事件。顶事件的特征:可以是已经发生过的事故,如重要设施内零部件被盗、运输车辆发生撞击、爆炸等,也可以是未发生的事故,但其他行业、社会上发生过的或基于现状分析可能发生的事故。边界条件是指在建树过程中对整个故障树系统中一些可变参数进行科学的假定。

(3)确定原因事故 E_i 。顶事件确定之后,为了编制好故障树,必须将造成顶事件的所有直接原因事件 $E_i (i=1,2,3\cdots n)$ 找出来,尽可能地不漏掉所有与人为因素相关的可能因素。要求在过去事故实例、有关事故统计的基础上,尽量广泛地调查所能预想到的事故,包括已发生的事故和可能发生的事故,设想系统或活动可能的风险因素。根据以往的事故记录和同类系统的事故资料,进行统计分析,然后根据这一事故的严重程度,进而确定要控制的事故发生概率的目标值。

3.2 建立模型

在完成所有准备工作,资料整理收集后进行故障树模型的建立。模型建立步骤如下:在找出造成事故的顶事件,分析事故特征以及各种事故原因之后,就可以从顶事件起进行演绎分析,逐步找出所有直接原因事件,定性分析各类事件之间的逻辑关系,再用相应的事件符号和适当的逻辑门把它们从上到下分层连接起来,层层向下,直到最基本的原因事件,这样就构成了故障树。

故障树图是逻辑模型事件的表达,既然是逻辑模型,那么各个事件之间的逻辑关系就应当严密合理。例如,某个事件可能同时存在多项并列事件,与之相互独立,互不相干时,用“与门”(即所有 E_i 事件发生, T 事件发生)连接;也可能与多项事件存在耦合,相互关联时,用“或门”(即任意 E_i 事件发生, T 事件发生)连接。因此,对故障树的绘制要十分慎重。在用逻辑门连接上下层之间的事件原因时,注意逻辑门的连接问题是非常重要的。

3.3 模型分析

在模型分析过程中,需要定性分析各层的逻辑关系以及定量分析各层事件发生的概率。故障树用于描述事件之间的逻辑因果关系,可用逻辑代数来表达这种逻辑关系,而逻辑代数是布尔代数的一种。运用布尔代数简化表示故障树是为了将各层门的逻辑关系以一种量化的方式模拟人的思维方式,从而得到故障树的最小割集。故障树主要提供可能会引起顶事件的所有基本事件集合的信息,这些基本事件的集合就称为割集。

或门会增加系统中最小割集的数量,与门会增加最小割集的阶数,如图3所示故障树中,1、G1和2三个输入都可能导致顶事件发生,而G1由G2和G3导致,逐层分析每一层事件的原因事件可以得到六个割集: $\{1\}, \{2\}, \{4\}, \{5\}, \{3,6\}, \{3,7\}$ 。

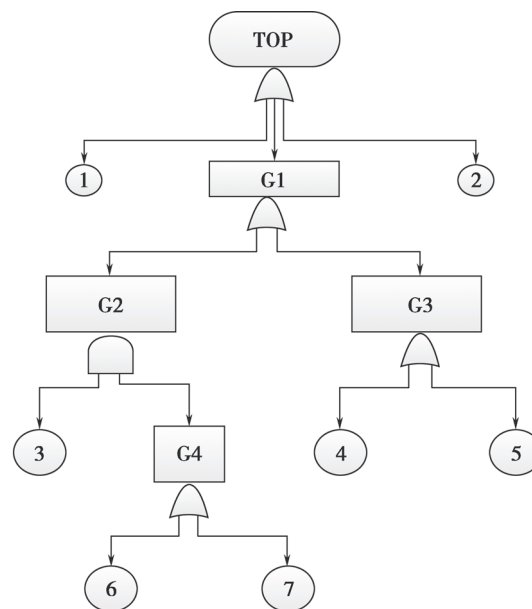


图3 故障树示例

Fig.3 Example of a fault tree

在数据支持的基础上,可以对故障树的每一层事件发生的概率以量化的形式进行运算。采取查阅资料或运用专家经验进行故障树定量分析顶事件的发生概率,如果假设故障树中的基本事件在统计上都是彼此独立的,我们就可以使用布尔逻辑运算公式,计算获取每一个基

本事件的发生概率、顶事件的发生频率、重要度量等参数。在大多数情况下,可以采用故障树分析计算机程序进行分析。

4 案例说明

基于章节 2 中敌手模型以及章节 3 中故障树分析评估方法,首先建立敌手模型,然后根据敌手模型建立故障树评估模型,求解事故可能发生的风险概率。假定针对国内某核电站内外敌手勾结盗窃核材料事件,建立此种类型的核安保事件模型见表 4。

表 4 核安保事件模型内外勾结盗窃
Table 4 Nuclear Security Incident Model Internal and External Collusion Theft

阶段	描述	
意图	酝酿袭击	潜在
目标获取	确定目标	
计划	研究目标、攻击选择	
准备	准备开展袭击	演化
执行	执行袭击	
结束期	不同性质袭击导致后果呈现	后果

4.1 建立故障树

在确定核安保事件模型后,将模型表格按照假定案件进行一一对应,确定好风险评估的核心目标。首先确定顶事件为内外勾结盗取核材料;其次按照模型分析内外勾结人员分为内部人员和外部招募人员,内部人员实施盗窃行为又分为有进入重要设施权限和无权限两种类型;最后按照不同人员进行分类。同时考虑由潜在人员到目标结果发生的威胁,威胁演化导致后果主要分为三个阶段,即潜在威胁特征识别、威胁演化特征识别、后果特征呈现。其中威胁演化特征指后续事件链任意环节相关特征的体现。

4.2 定性分析

经过开展多轮专家意见评审会,听取专家意见,汇总专家对于此次模拟的核安保事件的意见和建议,对故障树模型中的基本事件进行

列举并分析,筛选出符合当下形势的可能事件,得出如下结论:

根据模拟核安保事件假设:最终顶事件发生的概率为 P 。

直接导致顶事件发生的事件:进入要害部门的内部人员威胁概率为 A_1 ,外部招募人员威胁概率为 A_2 。

导致 A_1 事件发生的 B 层事件即进入要害部门的人员:授权进入威胁概率为 B_1 ,非授权进入威胁概率为 B_2 。

导致 B_1 事件发生的 C 层事件即被授权进入的潜在威胁包括:操作人员为 C_1 ,管理人员为 C_2 ;导致 B_2 事件发生的 C 层事件即非授权进入的潜在威胁包括:协助人员为 C_3 ,其他人员 C_4 。

C 层各类人员的个人能力和作案方式在向下展开时选通用 T2 事件层。即 C_1 、 C_2 、 C_3 、 C_4 均采用 T2 向下延展直到展开到底层基本事件。

T2 事件层向下展开为 D 层: D_1 为各类人员异常行为威胁概率; D_2 为各类人员不同动机下风险发生概率; D_3 为各类人员不同能力风险发生概率。

D_2 包含:内部条件导致风险发生概率 E_1 ,外部条件导致风险发生概率 E_2 ; D_3 包含: E_3 为装备风险发生概率, E_4 为技术知识风险发生概率。其中,内部条件(E_1)又分解为人员特征、生理属性、心理属性;外部条件(E_2)又分解为各项动机要素。能力部分由作案装备(E_3)和技术知识(E_4)构成。从顶事件逐层向下展开到基本事件,一个完整的关于目标设施的具体事件的故障树建立完成,基本架构如图 4(a)(b)所示。

4.3 定量计算

定量计算是需要借助专家经验或者通过专家打分法对各项基本事件的影响因素对整体可能性的影响进行权重评估。基于核安保事件保密性原则,本案例分析中,选取假设的模型以及模拟数据及要素进行分析,然后运用专家调查法,选取业内 5 位相关从业专家对内外勾结型故障树中各类人员作案的概率,根据相关从业经验交流沟通,进行了意见收集,汇总打分,按

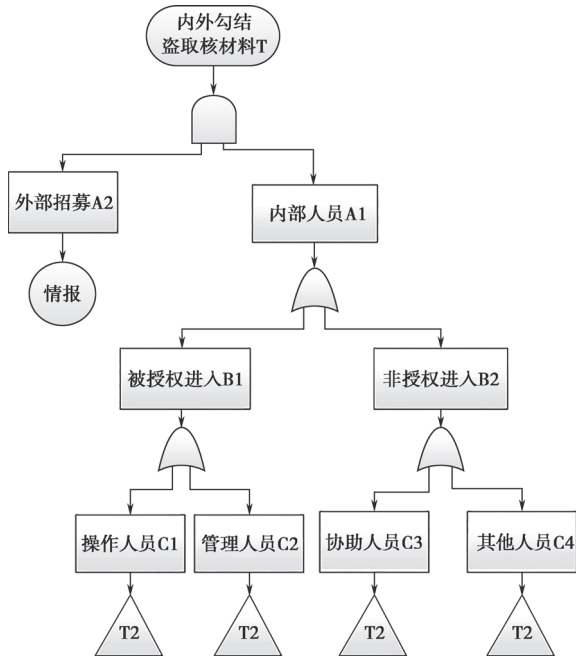


图 4 (a) 某设施内外勾结故障树

Fig. 4 (a) Collusion fault tree inside and outside a facility

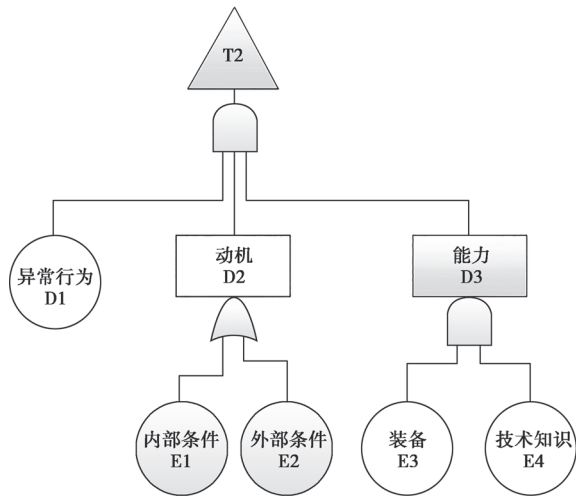


图 4 (b) 某设施内外勾结故障树

Fig. 4 (b) Collusion fault tree inside and outside a facility

照专家打分法的表格汇总出各类人员作案的基本概率表(如表 5 所示,表中的数据为模拟假设数据)。

表 5 作案概率表

Table 5 Probability of Committing Crimes

	C1	C2	C3	C4
A2	0.9	0.9	0.9	0.9
D1	0.9	0.8	0.8	/
E1	0.6	0.5	0.6	0.7
E2	0.8	0.9	0.9	0.8
E3	0.8	0.8	0.9	0.8
E4	0.9	0.8	0.9	0.7

然后,运用专家打分法,对故障树模型中的 D 层异常行为动机能力关键要素进行权重比例打分,并运用专家意见法将 D2 动机中内外部所有可能条件和 D3 能力中外部敌手所有可能的能力和技术知识进行列举归纳,同时对各项因素进行权重评分,得出所有可能的内外部条件、能力知识,进行表格汇总,汇总表格见表 6 和表 7(表 6、表 7 中的数据为模拟假设数据)。

表 6 内部条件 - 权重概率表

Table 6 Internal Conditions-Weight Probability Table

影响因素	影响概率	备注
人员特征	0.5	
生理特性	0.25	
心理特性	0.25	

表 7 外部能力 - 权重概率表 (示例)

Table 7 External Capability-Weight Probability Table (Example)

影响因素	影响概率	备注
装备	0.2	
技术知识	0.3	
动机	0.5	

根据模拟数据以及布尔运算法则计算顶事件发生的概率值:

$$P=A1A2=A2(B1+B2-B1B2)$$

$$=A2[(C1+C2-C1C2)+(C3+C4-C3C4)-(C1+C2-C1C2)(C3+C4-C3C4)]$$

$$C1=D1D2D3=(D1E1+E2-E1E2) \cdot E3E4$$

$$C4=(E1+E2-E1E2) \cdot E3E4$$

4.4 结论分析

通过各项模拟数据及权重概率计算可得:参与人员涉及内外勾结盗取核材料的概率为0.26%。按照行业标准或专家经验对计算风险概率进行等级分类,分为高风险、中风险和低风险。经计算后的评估模型中,核材料面临被内外勾结盗取的风险等级为低风险。

5 结语

本文首先通过分析核安全之于国家安全的重要性,强调核安保风险评估的重要性;其次详细介绍了核安保事件敌手模型及现有的评估分析方法;然后系统地阐述了故障树分析法的原理与步骤;最后通过模拟具体案例运用故障树分析法进行分析,最终获得风险评估结果,证明了风险评估方法的合理性、科学性和有效性。

下一步还将综合利用多种类型风险评估的技术方法,进行整理归纳,形成数字化操作软件,高效智能地模拟计算出风险发生概率,根据风险概率等级决定采取何种程度的防范措施,

并应用于行业设计及设施运行中,以此降低生产运行的风险,为推进国家核安保事业发展提供技术支撑。

参考文献

- [1] IAEA. IAEA-TECDOC-1801, Management of the interface between nuclear safety and security for research reactors [M]. Vienna: IAEA, 2016.
- [2] IAEA. NS.R2, IAEA Safety Standard Series: Safety of Nuclear Power Plants: Function [S]. Technical report, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2000.
- [3] IAEA. Safety Report Series No.30, Accident Analysis For Nuclear Power Plants With Pressurized Water Reactors [S]. Technical report, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- [4] IAEA. Procedures for conducting probabilistic safety assessment for nonreactor nuclear facilities [S]. Technical report IAEA TECDOC 1267, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2002.
- [5] 国家核安全局. HAD 501-02 核设施实物保护 [S]. 北京: 国家核安全局, 2018.
- [6] 国防科学技术委员会. EJ/T 1054-2018 核材料和核设施的实物保护 [S]. 北京: 国防科学技术委员会, 2018.
- [7] 中华人民共和国公安部. GA 1800.6-2021 中华人民共和国公共安全行业标准 [S]. 北京: 中华人民共和国公安部, 2021.
- [8] 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, (6).
- [9] [美] 沃尔特 V. 小哈斯莱特. 风险管理 [M]. 郑磊, 王盛译. 2017.

Application research of Nuclear security Incident Risk Assessment based on fault tree analysis

Chen Fanglei^{1,2}, Lu Hong², Chen Chen², Wang Shuo², Lv Anqi²

(1. School of Management, Beijing Institute of Technology, Beijing, 100081; 2. National Nuclear Security Technology Center, Beijing, 102401)

Abstract: In recent years, there has been an increasing number of terrorist attacks, violent terrorist activities and religious extremist organizations at home and abroad. The threat of nuclear terrorism and the risk of nuclear proliferation faced by the international community have become more and more serious. Counter-terrorism has become a normal trend. With the continuous change of threats and risks, more and more attention has been paid to the physical protection of nuclear materials and facilities. In order to strengthen national nuclear security capacity-building and better respond to threats and risks, the technical level of risk analysis and assessment needs to be comprehensively improved. By briefly describing the security incidents of nuclear materials in various nuclear facilities, this paper summarizes the significance of maintaining the safety of nuclear materials in nuclear facilities, combines existing risk analysis and evaluation methods to simulate the the theft of nuclear materials in nuclear facilities, analyzes the risk assessment method, explains the effectiveness of the evaluation method, and puts forward the next Step by step improvement measures.

Key words: fault tree analysis; nuclear facilities; nuclear security; risk assessment

(责任编辑: 梁 晔)

敬畏核安全 捍卫核安全 全员共画核安全同心圆

——华能山东石岛湾核电有限公司

华能山东石岛湾核电有限公司(以下简称公司),是中国华能集团公司控股企业,于2007年1月23日在山东省威海市荣成市注册成立。公司建设运营的高温气冷堆示范工程,是世界上第一座具有我国自主知识产权和第四代核电技术主要特征的核电站,装机容量20万kW。该项目于2012年12月开工建设,2021年12月完成首次并网发电,实现了高温气冷堆核电技术的“中国引领”。为了营造“敬畏核安全、捍卫核安全”的良好氛围,持续提升全员核安全素养,公司自示范工程建设以来,高度重视核安全文化的培育,引导全员共画核安全同心圆。

一、筑牢决策层的核安全观念,确保核安全高于一切

决策层是核安全的倡导者和引领者。公司决策层高度重视核安全文化的建设,以身作则,积极参与,始终如一地践行“安全第一、质量第一”的理念,用言行传递核安全文化,并从管理机制、人员、物资等方面给予有力支持。在开展重大决策过程中,公司始终将核安全作为最优先的考虑因素,鼓励员工积极提出安全问题,将核安全文化融入核电厂日常管理各个环节。

公司发布核安全政策声明,确立核安全目标并作出承诺,并在决策层推行组织了领导下现场、核安全大讲堂、领导谈安全等系列活动。公司领导常态化到现场开展管理巡视,对一线员工的工作开展观察指导,不仅跟踪解决生产一线各类问题,而且对员工的良好行为给予正向激励,将管理目标和管理期望及时传递到生产一线。核安全大讲堂和领导谈安全活动的定期开展,通过面对面的沟通交流,不断向公司

员工传播决策层的核安全理念和管理期望,营造了全员敬畏核安全、捍卫核安全的良好文化氛围。



二、发挥管理层表率作用,落实核安全责任

首先,公司通过持续开展管理层授课,搭建管理层训练营、公司月度例会、每周特色课等平台,对员工讲安全、讲质量、讲经验、讲教训、讲文化,总结经验教训,强化经验反馈,对标同行电厂,分享良好实践,既改进了管理水平,又提升了工作质量。其次,管理层授课促进了公司管理层和一般工作人员换位思考、总结经验、吸取教训,有效强化了经验反馈信息的应用,增强了全体员工的核安全文化意识。此外,公司还通过对管理层划定责任区,加强管理层对责任区内的各类问题的常态化巡视及问题整改,压实自身核安全责任。

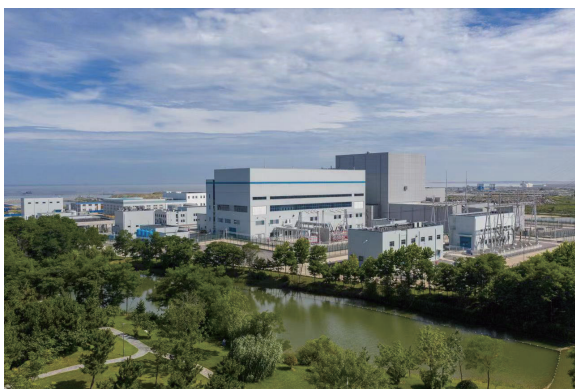
三、强化员工的责任意识,培育学习型组织

在强化员工责任意识方面,公司多维度开



展员工责任意识培训及核安全文化建设工作,在每年4月定期开展“核安全文化月”主题宣传教育,深入推进专项质量行动,实施核安全震撼教育。通过答问卷、拍视频、学知识、讲故事、办竞赛、做宣传、开讲堂、搞排查等活动,多形式、多角度、多方位提升全员核安全意识,强化核安全技能。同时,常态化开展“遵守程序、敬畏制度”专项行动,营造“一次把事情做好”的氛围。

自2012年工程项目开工以来,公司共主动申请外部同行评估15次,内容覆盖生产、管理、核安全文化等众多领域。同时,公司每年实施自我评估计划、对标计划,对照《核电工程业绩目标及准则》开展自我评估和对标,并对评估、对标的改进行动进行有效跟踪,确保管理提升落到实处。



四、展望

目前,公司深入贯彻华能核电公司“秉承三色文化,做一名有高度责任心的核电工作者,一次把事情做好”的理念,常态化开展核安全文化建设活动。一是紧扣公司实际确定主题,促进重点工作开展,持续夯实公司核安全文化基础,提升核安全文化水平;二是持续加强核安全文化宣传工作,多措并举,积极协调核电公司以及公司党建、工会资源,为核安全文化宣传推进提供必要保障;三是启动打造符合石岛湾核电基地特点的核安全文化品牌,形成一个口号、一系列行动、一个体系、一支团队;四是围绕《核安全文化八大特征》及公司核安全文化推进总体要求,开展核安全文化推进活动,做好活动的策划、实施、跟踪、总结、评价等工作,让核安全文化推进活动真正起到促进文化落地的目的;五是加强对承包商的核安全文化引领、共建工作,增强一线执行人员的核安全文化素养,保障高温堆示范工程安全运行。

未来,公司将继续以习近平新时代中国特色社会主义思想为指导,深入学习贯彻习近平总书记关于核安全与核安全文化的重要指示精神,坚持理性、协调、并进的核安全观,坚持“安全第一、质量第一”根本方针与“四个凡事”“两个零容忍”的管理要求,秉承“三色公司”使命,将高度的责任心转化为卓越的执行力,高标准培育和建设石岛湾核电核安全文化,有效提升核安全治理能力,保障石岛湾核电安全、高质量发展。

40载奋进，用高水平科技创新守护核设施运行安全

——核动力运行研究所



核工业是高科技战略产业,是国家安全的重要基石。一直以来,核安全就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。安全高效发展核能是推进能源革命的重要举措,科技自立自强是迈向核强国的关键。运行技术支持对于核电与核设施而言就像医生对于患者,不仅仅要“治病”,更重要的是“治未病”。因此,组建高、精、专的“核电保健医生”队伍成为保障核安全的关键。1982年,原核工业部党组高瞻远瞩,决定组建核动力运行研究所(以下简称105所),作为当时国内专门从事核电厂和核动力装置运行技术支持的事业单位。40年来,105所以“强核报国、创新奉献”为使命,致力于保障核设施安全、可靠、经济运行。几代105所人自力更生、艰苦创业,推动我国核动力运行技术从无到有、从小到大、从弱到强,实现了一系列自主重大跨越,构筑了完整的保障国家核动力设施安全运行的技术支持和后勤保障体系,显著提升了我国核工业整体国际竞争力。

一、奋发图强,在探索中起步

核安全法规要求对核动力装置关键设备定期开展在役检查,以确保核安全边界的完整性。1987年,在我国大陆第一座核电站——秦山核电站建设时期,105所根据原核工业部党组决定,成立“核工业核电在役检查中心”,逐步建立起一支技术过硬、“能征善战”的在役检查技术服务队伍。1989年,这支队伍“出征”秦山核电站,并顺利完成两台蒸汽发生器传热管役前涡流探伤检查任务。这标志着105所核电技术服务工作首战告捷,也使105所信心倍增、实力加持,从此一往无前。在大陆第一座商用核电机组役前和首次在役检查项目国际招标中,105所首次参与并击败国外竞争对手一举拿下蒸汽发生器传热管检查B包和核Ⅱ、Ⅲ级部件检查C包合同。在项目执行过程中,105所提前7天完成合同任务,成为当时少有的提前完工的中国承包商。而后,105所乘初战告捷之

势,圆满完成大亚湾、秦山、岭澳、田湾核电站所有核电机组的历次役前和在役检查以及十年大修任务,同时还完成了恰希玛核电站役前和多次在役检查、卡拉奇核电站蒸发器改造和清洗技术服务。这些成绩初步奠定了105所在国内核电厂在役检查工作中的地位。目前,105所已掌握CP600、CP1000、M310、VVER、CANDU、AP1000、华龙一号、高温气冷堆、快堆等核电机组对应的多种不同规范要求的在役检查技术,并全面实现了检查系统的国产化(除CANDU堆压力管的检查外),具备了国内所有堆型的在役检查实施能力。

二、时光淬炼,在竞争中生存

晓战随金鼓,宵眠抱玉鞍。建所之初,国家对105所设定的专业方向为“核设备设计、在役检查、仿真和运行评估”。105所以此为基础,建成了我国核动力运行技术的雏形。随着我国核工业的不断发展、核电规模的不断扩大、多种堆型和标准并存、运行时间逐渐变长、新技术的开发应用,业内对核设施运行提出了更高、更严格的要求。105所围绕“引领核动力运维技术发展、保障核电厂安全高效运行”的重大战略目标,贴近市场需求,在核动力运维各领域开花结果:建成了国内领先的新一代智能蒸汽发生器综合试验研究平台,进一步提升了我国蒸汽发生器及相关设备领域的试验研究和研制开发能力;成功实施巴基斯坦恰希玛核电机组役前和在役检查,迈出了国际核电市场的“第一步”;成功研制首台核电仿真分析机并相继研发了60万千瓦、百万千瓦核电机组全范围培训模拟机,奠定了国内核动力仿真技术方面的领先地位;首次承担全厂级老化管理国际项目,使老化管理领域业务迈上新台阶;首次开展核电机组许可证延续申请工作,全面完成其承担的安全评估论证阶段工作,全面掌握开展核电机组运行许可证延续安全评估的技术能力;成功实施首批操纵员(秦山核电站)执照考核工作,成为核电厂操纵人员执照考核行业主管部门国内唯一技术支持单位。105所先后获得国家特等

奖、国家科学大会奖和部(委)级以上科研成果奖等200余项,取得专利500余项,被授予“国家高新技术企业”“湖北省创新型企业”“湖北省认定企业技术中心”“自主创新示范企业”等光荣称号。

三、独立自主,在创新中发展

源浚者流长,根深者叶茂。只有把核动力运行的核心技术掌握在自己手中,努力实现自主可控,才能牢牢掌握创新主动权、发展主动权,才能从根本上保障国家核设施的安全运行。近年来,105所一直秉承以我为主、自主可控的发展理念,不断加速核心技术突破,取得了一些自主科技创新成果。AP1000是我国引进的第三代核电技术,对其关键设备的检查技术和装备掌握在国外少数国家手中,105所凭借近30年核电站在役检查技术和经验的积累,经数年攻关,于2016年完成了AP1000系列役前和在役检查技术自主创新研发。该项技术在AP1000全球首堆——三门核电1号机组成功应用,并通过了国家能源局组织的技术鉴定和国家核安全局组织的在役检查能力验证,整体达到了国际先进水平,部分达到国际领先水平,105所成为全球首家全面具备AP1000役前和在役检查能力的机构。105所自主投入开展了核动力仿真平台的技术攻关,开发了具有完全自主知识产权的仿真平台RINSIM、虚拟仿真平台等核心技术,在国内处于领先地位,达到国际先进技术水平,成为全球三大核动力仿真平台之一。这些仿真技术已在多个核动力系统、核电厂模拟机实现工程应用。105所自主研发的第三代反应堆压力容器智能检查系统(CRUS),从设计、关键元器件选型、加工等方面全部实现了国产化替代。该装置的探测灵敏度、定位精准度和检查效率均优于国外设备,已成功应用于华龙一号国内外示范工程的役前检查。105所自主开发的核电厂大修专用工具,如堵管及取堵头、蒸汽发生器一次侧入孔密封塞等,在核电厂大修中发挥了重要作用。

四、勇攀高峰，在奋进中领航

经过 40 年的发展,105 所部分优势专业技术开始进入“无人区”,将“原始创新”作为新的目标,进行前沿创新、颠覆性创新。当下,物联网、大数据、5G、人工智能等先进技术正在加快融合和渗透到核工业全产业链中,为核工业加快转型升级提供了新动能。为响应和落实“国家核能发展”“互联网+”和“大数据”等国家战略,助力数字核工业的总体目标,105 所将通过新技术全面应用实现运维技术整体跨越式提升,推进数字技术和人工智能技术与在役检查技术的融合应用,全面提高检测技术的可靠性、准确性、缺陷识别、智能分析及判定、缺陷定量定性技术水平,推动将云计算、大数据、人工智能等最新技术与仿真技术深度融合,掌握“数字孪生”“云仿真”、三维引擎等关键技术,形成“代”级优势;开发符合“工业 4.0”的核能行业落地的自主化统一支撑平台——核工业互联网平台,全面支撑核电安全生产管理系统、数字大

修系统、设备可靠性管理系统等智慧核电厂应用,同时满足 DCS 监督和健康管理系统等应用的开发及运行环境和核电专用工具的开发,为核能产业链提供数字化支撑。从“十三五”至今,105 所通过自主投入在数字核电领域已取得阶段性成果,“中国核电大核源平台(DHP)研发”项目完成了基础平台建设;数字化大修关键技术研究取得重要突破,完成样机搭建。

风雨兼程四十载,凝心聚力再出发!新时代,党和国家赋予了核工业新的使命,核工业也迎来了新的重要发展机遇。为抓住新一轮科技革命和产业变革机遇,105 所将以市场需求为导向,以“科改示范行动”为契机,把握核电快速发展与改革红利释放双重机遇,不断完善科技创新体制机制,营造良好科技创新文化与氛围,以科技创新为抓手,催生新发展动能,全面提升核心竞争力,努力将自己打造成具有全球竞争力的国际一流核动力运行技术服务单位,以优异成绩迎接党的二十大胜利召开。

《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] 李小华, 杨钧翔, 陈远登, 等. 2004—2009 年俄罗斯西北部放射性同位素热电发生器退役的风险和环境影响评价 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 33-47.
- [8] 董晓璐, 丁超, 刘鹏, 等. 核电人员可靠性分析方法综述和发展趋势 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 48-55.
- [9] 孙树海, 赵力, 郑丽馨, 等. 核电厂异常重要性判定 (SDP) 方法及其应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 56-62, 69.
- [10] 李海龙, 徐宇, 董晓璐, 等. 基于抗震鉴定试验的开关柜的抗震裕度分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 63-69.
- [11] 李勇, 吕科锋, 陈刘利, 等. 铅基研究堆燃料组件阻力特性模拟实验与分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 70-74, 81.
- [12] 孔静, 张奇, 应亮, 等. 压水堆核电厂应对全厂断电的电源设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 75-81.
- [13] 肖增光, 孙雪霏, 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, 王桂萱. 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负压变形事件经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 35-41.
- [8] 湛登华, 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. 基于三维输运方法的压水堆主冷却剂 ~ (16) N 源项计算分析 [J]. 核安全, 2017,

- 16 (2) : 69-73, 79.
- [13] 徐小照, 潘保林. 基于 BP 神经网络的核电厂核安全文化评级模型研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2) : 74-79.
- [14] 何孝园, 朱鹏树, 李大伟, 等. 核电厂应急柴油发电机组修改试验启动方式的分析和讨论 [J]. 核安全, 2017, 16 (2) : 80-84.
- [15] 刘卓, 金卉馨, 李晓洋, 等. 基于菲克定律和传热传质相似原理的含不凝气体冷凝换热研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2) : 85-90.
- [16] 于明锐, 常猛, 逯馨华, 等. 基于表面改性技术的 PCS 强化换热效果分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2) : 91-94.

2017 年第三期

- [1] 孙冶, 王鑫, 何荣天, 等. 一起口岸放射性物品非法入境处置案例简析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 1-5.
- [2] 张弛, 刘泽军. 瑞典核能立法与监管体制 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 6-11.
- [3] 李世欣, 郑睿鹏, 郎爱国, 等. 核电厂 1E 级电缆一致性判别方法的研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 12-17.
- [4] 张亚平, 施国龙, 钟志民, 等. 堆外中子剂量计在 RPV 辐照监督中的应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 18-23.
- [5] 王冠, 蒋忠湧, 翟国庆. 输变电设施电磁环境工频电场强度控制限值安全性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 24-29.
- [6] 彭慧, 李雪琴, 王晓涛, 等. DSA 介入医师受照剂量评价及管理探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 30-34.
- [7] 周萱. 秦山核电自然灾害的预防 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 35-41.
- [8] 兰瑞果, 杨新利. 核安全设备供应商实践核安全文化的途径和方法探索 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 42-47.
- [9] 韩治, 唐晖, 张春明, 等. 核电厂应急补水箱 (ASG) 地震响应对比分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 48-54.
- [10] 逯馨华, 张红见, 魏方欣, 等. 核电厂放射性废树脂处理技术对比研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 55-61.
- [11] 杨德锋, 肖小祥, 张晔, 等. 基于 RELWVER 程序的 WWER 型核电厂燃料棒破损分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 62-67.
- [12] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 考虑结构-地基-结构相互作用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. 核电厂堆芯补水箱抗震分析 [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厂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. 我国核电厂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管理策略研究 [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. 确定我国核电厂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.

2018 年第二期

- [1] 姜子英. 浅议核能、环境与公众 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 1-5.
- [2] 张露, 汪萍, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址

无限制开放利用 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 6-10.

- [3] 王娅琦, 李世欣, 庄少欣, 等. 浅谈美国核管会反应堆监督管理体系 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 11-17.
- [4] 刘宇, 崔贺锋, 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.
- [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—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. 伴生放射性固体废物放射性核素与重金属特性 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 40-46.
- [9] 吴耀, 李莉, 毛常磊, 等. 反应堆卸料燃料组件吊运跌落事故辐射安全分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 47-51.
- [10] 郑开云, 陈智. 非能动核电厂 1E 级阀门电动装置的鉴定与试验 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 52-57.
- [11] 芮晓明, 郝丽娜, 王昆鹏. 我国核电的效益及核安全保障基础概述 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 58-64.
- [12] 李小华, 杨钧翔, 李俊杰, 等. 2001 年格鲁吉亚 ~ (90) Sr 放射性同位素热源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 65-80.
- [13] 宋培峰, 王晓峰, 赵翰青, 等. 我国核科普面临的问题和建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 81-88.
- [14] 刘瑞桓, 张瀛, 戴文博, 等. 2018 年 4—5 月全国核与辐射安全舆情分析及研判 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 89-94.
- [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] 唐桢, 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, 李天鹄, 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
- [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.

⁶⁰Co 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. 废旧放射源收贮车防范系统的设计及建议 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 17-23.
- [5] 刘燕芳, 赵兵, 李楠, 等. RCA 方法在某核电站设备故障分析中的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 24-30.
- [6] 蔡振, 梅金娜, 韩姚磊, 等. 蒸汽发生器完整性评估的现状 & 展望 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 31-39.
- [7] 马谷剑, 陈平. 福清核电厂安全壳的老化管理 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 40-46.
- [8] 尹剑航, 苏小雨, 胡宇航. 核电厂运行值绩效观察的评估标准 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 47-52.
- [9] 孙琳, 浦晨晨, 闫雄伟. $\times\times$ 核燃料研制项目核材料衡算与评价的难点分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 53-57.
- [10] 许利民. “华龙一号”压力容器的设计改进和优化 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 58-65.
- [11] 何川, 邹全, 李松发, 等. 核动力装置的事故诊断系统 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 66-71.
- [12] 赵祥鸿, 周鑫, 孔晓中, 等. AP1000 蒸汽排放组件卡涩问题及解决 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 72-76.
- [13] 段锋, 张珍. 中国核能协会的同行评估与国际原子能机构的运行安全评审的比较分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 77-82.
- [14] 荆旭, 肖军. 浮动堆抗地震设计问题 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 83-87.
- [15] 王康, 高桂清, 张晶晶, 等. 军队加强核安全能力建设的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 88-94.

2019 年第二期

- [1] 董晓璐, 刘景宾, 孔静. 小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 1-8.
- [2] 郑黄婷, 许明发, 向辉云, 等. 铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 9-13.
- [3] 李小花, 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力分析 [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. 浙江省辐射应急演习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] 李小花, 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. 非能动压水堆波导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. 反应堆堆芯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连锁系统设计 [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, 潘昕烽, 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] 李小花, 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, 官宇, 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] 李小华, 王翊年, 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. 1250MW 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, 封祎, 栾海燕, 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] 官宇, 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, 韩福眷, 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] 殷彦祺, 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, 贾哈. 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. 核电机械装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. 压水堆核电站安注管线内不凝结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. 全国核电站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, 蕙瑾. (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. 核电站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. 压水堆核电站氙产生量的影响因素计算与分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 127-132.
- [24] 张强升, 王德军, 史强, 陈一伟, 沈伟, 李亮. 核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计与抗震分析研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 133-141.
- [25] 程芳, 姜启英, 阙丽萍, 窦义芳. 微塑料污染防治的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 142-146.
- 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. 核电站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. AP1000 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. 核电站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 年第一期

- [1] 孙海涛, 吴彩霞, 马若群, 等. 核电站通用老化经验报告分析与编制建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 1-5.
- [2] 张发云, 张强升, 贺振宇, 等. 民用核安全设备许可评审中的常见问题及建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 6-10.
- [3] 苏超丽, 梁明浩, 邓飞, 等. 浅析锆钛矿选矿工艺的辐射防护和辐射环境安全 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 11-16.
- [4] 高鹏, 刘陆, 甘睿琳, 等. 北京市地铁站台及车箱内氡浓度水平调查 [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

2021 年第二期

- [1] 刘成运, 张国旭, 李学法, 等. 安全性能指标在核安全监管中的应用实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 1-6.
- [2] 李宁, 徐俊龙, 崔毅, 等. 优化核级阀门变更审查流程, 提高核安全治理精细化水平 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 7-11.
- [3] 王鑫, 林权益, 王叶, 等. 推进海洋核应急能力建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 12-17.
- [4] 刘新利. 海阳核电站设备监造管理实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 18-24.
- [5] 凌礼恭, 李小龙, 贾盼盼. 滨海核电机组海水系统部件腐蚀与防护现状 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 25-31.

- [6] 谢梅, 张远奎, 刘亚军, 等. 核安全设备竣工文件质量改进建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 32-37.
- [7] 赵玄, 周小龙. 蒸汽发生器传热管氨检漏定量定位技术分析 & 验证 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 38-43.
- [8] 李小华, 王翔年, 李俊杰, 等. 1998 年伊斯坦布尔 ^{60}Co 源辐射事故概况与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 44-58.
- [9] 胡攀, 蔡汉坤, 张浩. 核电厂事件编码体系对比研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 59-66.
- [10] 程坤, 邱志方, 陈宝文, 等. 海洋条件下浮动反应堆运行特性的数值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 67-72.
- [11] 王振宇, 黄伟奇, 孙健, 等. 核电厂事故机器人应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 73-78.
- [12] 郭丹丹, 刘洁, 刘冰. 核电厂安全壳内碎片迁移关键问题探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 79-84.
- [13] 袁伟, 李巍, 李霄, 等. 某型装备典型核事故仿真动态演示系统的开发及实现 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 85-91.
- [14] 顾培文, 方立凯, 王佳赟. 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.
- 值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 41-45.
- [9] 王臣, 张锴, 刘畅, 等. 我国核电厂役前检查异常情况汇总与典型案例分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 46-52.
- [10] 杨永灯. 核电厂系统设备不可用管理问题分析与改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 53-58.
- [11] 郑军伟, 赵东阳, 刘东亮. 某核电机组汽轮机超速保护控制反复动作原因分析与处理 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 59-64.
- [12] 王进, 马成辉, 邹青. 华南地区核电厂冷源安全保障能力现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 65-71.
- [13] 包博宇, 郝建生, 姚琳. 乏燃料容器垂直吊具衬套变形事件分析和设计优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 72-77.
- [14] 李志刚, 韦应靖, 张庆利, 等. 基于蒙特卡罗方法的 HPGe 探测器模型参数优化方法研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 78-85.
- [15] 刘帅, 唐兴龄, 姚琳. 浅析乏燃料转运容器制造过程中的设计改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 86-90.
- [16] 李炳营, 刘焯, 黄国庆, 等. 2Mwt 液态燃料钍基熔盐实验堆仪控系统纵深防御设计与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 91-97.
- [17] 张鹏, 郑兴国, 赵幽竹, 等. 环境地表 γ 辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 98-103.
- [18] 徐学敏. 核电厂安全级电气设备热老化试验方法概述解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 104-107.
- [19] 不忘初心逐梦前行复兴核能创新奉献 —— 华中科技大学核工程与核技术系 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 108-109.

2021 年第三期

- [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] 高思旖, 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. 滨海压水堆核电厂冷源安全研究 [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

2021 年第四期

- [1] 熊骁, 张根, 任丽丽, 等. 核电厂放射性废物管理路径研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 1-6.
- [2] 车树伟, 曾珍, 吕云鹤, 等. 核电厂安全重要修改的分类统计及分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 7-11.
- [3] 黄彦君, 黄东辉, 上官志洪, 等. 我国核电厂辐射本底调查的标准要求分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 12-20.
- [4] 杨丽丽, 郑洁莹, 杨岩飞, 等. 核电建设中常见弄虚作假行为的法律责任分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 21-26.
- [5] 伞振雷. 某核电站辐射监测系统仪表性能优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 27-31.
- [6] 何建东, 杜东晓, 熊文彬, 等. 非能动核电厂风险指引管理中的风险接受准则研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4):

- 32-39.
- [7] 孙锋, 潘蓉, 孙造占, 等. 核电厂海域取水工程抗震分类及分析方法探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 40-44.
- [8] 王臣, 刘畅, 王玮洁, 等. 核电厂设备超声检测显示性质判定准则的对比与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 45-50.
- [9] 梅华平, 魏世平, 何梅生. 聚变堆氟材料衡算测量系统研究初探 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 51-55.
- [10] 李红波, 胡攀. 核电厂人因事件定义及原因因素分类研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 56-60.
- [11] 宋慧斌. 人因工程人员绩效监督大纲在核电厂的应用概述 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 61-65.
- [12] 赵木, 范仲, 石伯轩, 等. 核设施退役专业化成套装备研制总体考虑 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 66-71.
- [13] 杨震, 连茜雯, 沈钢, 等. 气态流出物取样不具代表性的案例浅析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 72-76.
- [14] 邓云李, 韩良文, 李子彦, 等. HFETR 的老化管理研究与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 77-83.
- [15] 王韶轩, 郭丁情, 李学礼, 等. 动态故障树技术及其在复杂核能系统概率安全评估中的应用展望 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 84-91.
- [16] 李文蛟. 冬季 SEC 泵备用状态下积气形成机理的理论及模拟实验研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 92-99.
- [17] 中国核动力创新发展之路——从第一度核电到“华龙一号” [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 100-103.
- [8] 阳小华, 刘征海, 曾铁军, 等. 基于自主安全智能的放射性物质信息物理融合安防系统 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 43-48.
- [9] 何先华, 王爱玲, 张羽. 以“绩效改进”为特征的核电厂一体化安全管理体系的建立 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 49-55.
- [10] 孙海涛, 吕云鹤, 王逊, 等. 中美核电厂运行许可证延续监管分析与建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 56-60.
- [11] 郭丹丹, 向文娟, 王高阳. 核电厂安全壳喷射碎片问题研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 61-65.
- [12] 吴利杰, 吴其尧, 马若群, 等. 核电厂国产化核级仪表卡套接头低温渗碳装置研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 66-72.
- [13] 杨文, 陈艳芳, 巢飞, 等. 海洋核动力平台装卸料过程辐射后果评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 73-80.
- [14] 姚伟达, 矫明, 林绍萱, 等. 关于流弹性失稳激励机理中容易混淆问题的解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 81-87.
- [15] 周建明, 彭祥阳, 路广遥, 等. 反应堆压力容器主螺栓孔定位和寻迹技术研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 88-92.
- [16] 马若群, 王臣, 盛朝阳, 等. 核电厂蒸汽发生器老化管理分析研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 93-99.
- [17] 于家欢, 王海峰, 张晓峰. 核电厂场外应急洗消站选址方法与建设规范研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 100-106.
- [18] 韩勃, 雍诺, 夏冬琴, 等. 心理距离对核电风险认知的影响研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 107-113.

2021 年第五期

- [1] 侯癸合, 刘桐, 刘建, 等. 某核电基地设备应急抢修人力资源管理现状和风险分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 1-8.
- [2] 刘畅, 王娟, 刘建华, 等. 湖北省伴生放射性矿开发利用的放射性水平调查与评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 9-15.
- [3] 童一周, 徐俊龙, 崔毅. 基于模糊层次分析法的核安全设备持证单位量化评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 16-20.
- [4] 杨安义, 邹宇飞. 浅谈设计基准威胁 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 21-26.
- [5] 郑丽馨, 陶书生, 王倩, 等. 核电厂运行事件报告准则研究及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 27-33.
- [6] 毛位新, 王磊, 林明媚, 等. 防城港核电厂外环境气溶胶中 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. 浅议橡塑制品中的辐射安全问题 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 39-42.

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, 刘莹, 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. 核电厂开放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, 张思纬, 等. 商业核电站产氚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.



提气降碳强生态 增水固土防风险





减污降碳 协同治理

协同控制温室气体与污染物排放
统筹推进应对气候变化与生态环境保护
协同推进经济高质量发展与生态环境高水平保护

