

核安全

NUCLEAR SAFETY

2022年第4期 总第87期

双月刊 公开发行

2022年8月31日出版

阅读·检索

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
编辑部主任 于大鹏
地 址 北京市海淀区红联南村54号
邮 编 100082
信 箱 北京8088信箱
编 辑 部 010-82205563 82205716
010-82203444 82203547
广 告 部 010-82205645
发 行 部 010-82205713
18910796298 汪瑞
传 真 010-82203590
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)
邮 箱 heanquanzazhi@263.net.cn
广告发布登记 京海工商广登字20180003号
国际标准刊号 ISSN 1672-5360
国内统一刊号 CN11-5145/TL
印 刷 北京一二零一印刷有限公司
国内定价 50.00元

 CNKI 中国知网
www.cnki.net
中国知识基础设施工程

 万方数据
WANFANG DATA

 中星
 VIP
维普资讯



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

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。

《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)

◆ 奋进新征程

- 1 关于加强我国碘化钠伽玛谱仪技术发展的思考·····刘 玮, 韩善彪, 张 伟, 等
- 6 “华龙一号”场外应急优化研究·····邢 继, 吴 楠, 薛 娜, 等
- 12 我国核与辐射安全现状研究与探讨·····于大鹏, 梁 晔, 徐晓娟, 等
- 19 新型放射性物品运输安保系统及其非法移动感知方法·····曾铁军, 阳小华, 万亚平, 等
- 26 COP 26 减碳目标下核电发展的必要性与可行性研究·····张 萌, 张志刚

◆ 监督管理

- 32 研究堆老化管理监管现状和相关建议·····万芹方, 李 昀, 李 飞, 等

◆ 核电厂实践

- 36 CPR1000 核电机组 RPV 辐照监督管提取方案及实践·····黄 平, 段兴彪, 周 鹏, 等
- 42 HPR1000 主控室空调系统防止流感病毒传播能力提升研究·····王小信
- 48 对核电厂质量保证监查的改进建议·····王雁启, 杨 雪, 李巨峰, 等

◆ 研究与探讨

- 55 超强台风情况下 SER 水罐安全影响分析·····冯丙辰, 王哈丁, 张晓明
- 59 乏燃料后处理工程关键技术元素识别方法研究·····徐东林, 姚守忠, 王生吉
- 66 堆芯补水箱内热工水力现象识别与研究·····刘宇生, 王庶光, 李东阳, 等
- 74 系统化培训方法(SAT)在核电厂岗位培训大纲开发中的应用研究·····杜南麟, 张 松

◆ 一线风采

- 80 当追求卓越成为内生动力·····江苏核电总经理、党委副书记 张 毅
- 84 前进中的东南大学核科学与技术系·····周 涛 张 彪 张雨飞

◆ 参考文献

- 88 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 许龙飞)

- 1 Thoughts on the Development of Sodium Iodide Gamma Spectrometer Technology in China
(Liu Wei, Han Shanbiao, Zhang Wei, Yuan Zhilun)
- 6 Study of Off-site Emergency Optimization for HPR1000
(Xing Ji, Wu Nan, Xue Na, Qiu Lin)
- 12 Current Situations of Nuclear and Radiation Safety in China
(Yu Dapeng, Liang Ye, Xu Xiaojuan, Xu Longfei, Zhang Yue)
- 19 A New Type Radioactive Material Transportation Security System and Its Illegal Movement Sensing Method
(Zeng Tiejun, Yang Xiaohua, Wan Yaping, Jiang Panpan, Liu Zhenghai, Mao Yu)
- 26 Necessity and Feasibility Study of Nuclear Power Development under COP 26 Carbon Reduction Goals
(Zhang Meng, Zhang Zhigang)
- 32 Present Status and Suggestions on Ageing Management Inspection of Research Reactors
(Wan Qinfang, Li Yun, Li Fei, Han Shanbiao)
- 36 Extraction Program and Practice of RPV Irradiation Surveillance Capsules in CPR1000 Nuclear Power Units
(Huang Ping, Duan Xingbiao, Zhou Peng, Fan Minyu, Luo Zhifeng, Qian Wangjie, Zhang Yanwei, Cai Kexin)
- 42 Study on Air Purification of HPR1000 Main Control Room Air Conditioning System
(Wang Xiaoxin)
- 48 Improvement Suggestions of Quality Assurance Audit for Nuclear Power Plant
(Wang Yanqi, Yang Xue, Li Jufeng, Duan Hongwei)
- 55 Impact Analysis on Nuclear Safety for SER Tank Under Super Typhoon
(Feng Bingchen, Wang Handing, Zhang Xiaoming)
- 59 Research on Identification Method of Critical Technology Elements of Spent Fuel Reprocessing Project
(Xu Donglin, Yao Shouzhong, Wang Shengji)
- 66 Identification and Study on Thermal Hydraulic Phenomena of Core Make-up Tank
(Liu Yusheng, Wang Shuguang, Li Dongyang, Tang Jilin, Tan Sichao)
- 74 Research on the Application of the Developing of the Training Program by Systematic Approach to Training (SAT)
(Du Nanlin, Zhang Song)

刘玮,韩善彪,张伟,等.关于加强我国碘化钠伽玛谱仪技术发展的思考[J].核安全,2022,21(4):1-5.

Liu Wei,Han Shanbiao,Zhang Wei,et al.Thoughts on the Development of Sodium Iodide Gamma Spectrometer Technology in China[J].Nuclear Safety,2022,21(4):1-5.

关于加强我国碘化钠伽玛谱仪技术发展的思考

刘 玮¹, 韩善彪^{1,2,*}, 张 伟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督站, 成都 610066)

摘要: 碘化钠伽玛谱仪技术作为碘化钠晶体探测技术和数字化谱仪技术的有机结合, 经过多年发展, 已成为闪烁探测器能谱仪的代表, 并在辐射环境监测领域发挥了重要作用。本文综述了国内外碘化钠伽玛谱仪技术及其辐射环境监测应用的发展现状, 指出了我国生态环保领域碘化钠谱仪辐射环境监测中存在的问题, 并针对我国碘化钠谱仪辐射监测事业发展的现状, 从技术手段、装备能力、校准能力和国际合作四个方面提出建议, 旨在为我国碘化钠伽玛谱仪辐射监测技术的发展提供参考。

关键词: 伽玛谱仪; 辐射监测; 环保; 核安全监管

中图分类号: X84 **文献标识码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)04-0001-05

在环境辐射监测技术发展历程中,高灵敏度探测材料碘化钠晶体和数字谱仪技术的出现是该技术领域的重要里程碑^[1]。NaI(Tl)是一种性能优良的无机闪烁晶体,不仅具有出色的发光性能,还有较高的能量分辨率,对X射线和 γ 射线均有良好的分辨能力,可用于探测X、 γ 射线的能量和强度。碘化钠伽玛谱仪作为碘化钠晶体探测技术和数字化谱仪技术的有机结合,经过半个多世纪的发展,数据分析功能日渐强大,技术已趋于稳定。作为闪烁探测器能谱仪的代表,碘化钠伽玛谱仪因其优越的探测性能和性价比,具有较高的科研价值和市场竞争力^[1]。目前,碘化钠伽玛谱仪已广泛应用于大气辐射环境监测、核设施监督性监测和事故应急监测中,多用于对核素种类较少的样品进行定性定量分析^[2]。

为贯彻党的十九届四中全会精神,生态环境部加快健全生态环境监测和评价制度,推进生态环境监测体系与监测能力现代化,辐射监测作为构建生态环境监测“大格局”的重要组成部分,辐射监测体系和监测能力现代化工作已提上日程。针对使用体量较大的碘化钠伽玛谱仪技术,应总结多年使用和运行经验,进一步发掘和提升使用效能,更好地推广应用和服务社会。2020年3月,生态环境部发布《关于推进生态环境监测体系与监测能力现代化的若干意见(征求意见稿)》,要求提升装备能力,全面提升生态环境监测自动化、智能化、信息化能力。在此背景下,本文基于我国碘化钠伽玛谱仪技术应用现状和突出问题,提出加强该项技术发展的建议。

收稿日期: 2021-12-07 修回日期: 2022-05-26

作者简介: 刘玮(1993—),女,工程师,现主要从事核设施辐射监测和应急工作

* 通讯作者: 韩善彪, E-mail: liuhu6699@163.com

1 现状和趋势

1.1 碘化钠辐射探测技术先进成熟

碘化钠伽玛谱仪是采用碘化钠晶体为探测部件的探测伽玛射线的一种谱仪设备,具有优越的探测性能,可同时实现辐射计数测量、能谱测量和剂量测量。碘化钠晶体属于无机闪烁体范畴,是一种吸收高能粒子或射线后会发光的材料^[3],该晶体材料的成功制备大大改善了辐射探测设备的灵敏度,提高了探测效率,在辐射探测领域发挥着十分重要的作用^[4]。其核心在于碘化钠晶体光输出高、衰减时间短、发光波长与光电倍增管匹配^[5]。同时,碘化钠晶体较低的熔点、较高的对称程度和低廉的原料价格也成为了成功制备材料的先决优势。因此,掺铊的碘化钠晶体一直被作为辐射探测的首选材料,得到了最广泛的应用。经过半个多世纪的发展,碘化钠晶体辐射探测技术已非常成熟,采用碘化钠晶体耦合光电倍增管,组合快速数字化谱仪技术已成为当前碘化钠伽玛谱仪设计的技术路线。

1.2 碘化钠伽玛谱仪应用已形成体系

碘化钠伽玛谱仪技术的成熟发展历程是碘化钠晶体制备技术、光电倍增管研制和数字化谱仪以及谱仪软件设计的不断集成优化的过程。目前碘化钠单晶体的体积可高达到4.2升,且能并联使用多个碘化钠单晶体,极大地提升了探测能力^[6]。大晶体碘化钠箱体谱仪在国土资源物探、地质填图和核事故应急航空辐射监测领域已成为行业航测系统的标准配置。国家环境辐射质量监测和核设施或核电站周界监督监测中,常选用固定安装式的3×3英寸碘化钠谱仪探测系统。碘化钠伽玛谱仪系统可选用适宜尺寸的碘化钠晶体作为探测部件应用于不同的实际需求,已经成熟用作实验室伽玛谱仪、便携式谱仪、车载巡测谱仪、固定式环境辐射监测谱仪、散布式辐射监测谱仪、通道式辐射监测仪、船载巡测谱仪、浮标伽玛谱仪和水中伽玛谱仪以及特殊用途的谱仪,在环境辐射安全、辐射防护、工业探伤、医学成像、高能物理和海关口

岸等领域完成了多项任务^[7]。碘化钠伽玛谱仪应用已形成完整体系,是当前环境辐射监测的主流设备之一。

1.3 生态环境部碘化钠伽玛谱仪系统建设规模庞大

随着我国核能开发和核技术利用的不断发展,辐射环境监测任务日趋繁重,生态环境部(国家核安全局)肩负着国家核安全监管和监测的职能。“十五”至“十三五”期间,在国家核安全局全面规划部署下,我国国家级、省级和地市级构成的三级辐射环境监测体系初步建成,辐射环境监测网络基本实现“全覆盖”,其中碘化钠伽玛谱仪系统担当了重要角色。按照成熟性、先进性、商品化和模块化的选择原则,全国498个国控大气辐射环境自动监测站选用碘化钠谱仪为核心配置,覆盖到全国所有地市级及以上城市、核电站周边地区、重要边境及其他敏感地区,承担着辐射环境质量监测、重要核设施污染源监测、核与辐射事故预警、现场测量等任务。生态环境部核与辐射安全中心、生态环境部辐射环境监测技术中心、六个监督站和地方省份主要建设了系列的大晶体NaI航空谱仪系统、车载巡测谱仪、便携式谱仪、网络化自动布点系统、国控大气辐射环境自动监测站、辐射监测实验室谱仪,这些共同构成了目前生态环境领域的碘化钠谱仪测量能力。

2 存在的问题

由于使用维护方便,探测效率优越,仪器成本低廉等优点,碘化钠能谱仪作为目前辐射环境监测领域应用最多的能谱仪,该技术的成熟应用可在一定程度上代表一个国家的辐射探测水平。目前我国已具备自行生产大部分尺寸碘化钠晶体的能力。尽管几十年间其他闪烁谱仪随科技的进步不断出现,未来碘化钠谱仪凭借优良的性能和相对其他闪烁材料的低成本生产,仍具有很大的发展空间。为促进我国碘化钠谱仪探测技术进一步发展,本文通过调研探索,总结了几条当前碘化钠谱仪应用中遇到的问题,并提出了改进建议。

2.1 谱仪功能应用和系统设计有待进一步完善

碘化钠谱仪设备主要应用于户外环境和工作场所,其应用场景复杂多样。在不同应用场景和环境条件下,对系统设计和监测功能有不同要求。该探测技术有待完善的方面主要有:(1)碘化钠晶体易潮解、遇空气或光易分解,需要干燥密封的工业设计,在低温环境下(零下30℃以下)谱仪性能有变差,会有明显的温漂问题^[8];(2)该技术由于碘化钠晶体特点,能量分辨率不高,其谱仪功能各种应用场合多用于定性或是半定量测量,从技术发展角度来说,亟待加强建立相关技术方法;(3)不同应用场景,该技术测得谱数据和测量的量尚不能有针对性的有效反映该场景下的被监测对象的辐射水平或是异常变化,比如缺少对降雨影响响应功能、微小辐射异常的小波分析功能、人工核素的快速响应功能、核素剂量贡献计算、对通行车辆的辐射异常的识别功能、空中放射性烟羽的反演功能等^[3],需要对谱仪功能和分析功能软件模块开展自动化、智能化、定制化应用开发。

2.2 国控大气辐射环境自动监测站数据有待发掘利用

为加强和规范大气辐射环境自动监测系统建设,生态环境部编制了《大气辐射环境自动监测系统建设技术规范(试行)》,明确自动站主要功能是开展伽玛辐射剂量率连续监测,大气中伽玛核素定性识别及气溶胶、碘和沉降物样品采集等。其中伽玛辐射能谱仪一般采用NaI(Tl)伽玛谱仪,用于环境中伽玛核素的分析与识别,可进行定性分析,同时进行环境伽玛辐射剂量率的连续监测;伽玛辐射剂量率测量仪一般采用电离室设备用于环境伽玛辐射剂量率的自动连续在线监测。NaI(Tl)伽玛谱仪定位于核素的分析与识别以及定性分析,其谱仪功能利用度远远不够,近500个点位谱仪的历史和未来监测的谱数据运行规律有待深度分析和总结,可进一步开发和利用。同时NaI(Tl)伽玛谱仪和电离室设备均用于环境伽玛辐射剂量率测量,但该两类设备探测的射线种类及其响应能力不同,进一步对两者监测数据比对研究会很有

意义。

2.3 大晶体碘化钠谱仪巡测技术方法亟待开发

大晶体碘化钠谱仪多用于航空辐射监测、车载船载巡测以及海关口岸或是道路通道式辐射监测领域,其中航空辐射监测的发展相对成熟,包括早期载人机航测和近年来兴起的无人航测,但其应用在核与辐射环境中的常规和应急监测的航测方法尚未建立,是行业内亟待解决的问题^[9];近年来车载巡测、船载巡测以及海关口岸或是道路通道式辐射监测发展迅速,应用需求不断扩大,车载巡测和船载巡测可视为飞行高度为“0”米的航空监测,测量对象为陆地和水域以及空气中放射性水平^[10]。海关口岸或是道路通道式辐射监测是对静止或是移动的集装箱、车辆开展辐射监测,有着较为严苛的测量条件,其对快速移动的物体探测能力有限,探测方法有待开发研究。

2.4 校准技术标准和规范亟待加强和完善

相对于碘化钠谱仪技术在不同应用场景的高速发展,其配套的校准技术标准和规范发展相对滞后,早期应用的实验室谱仪、便携式谱仪具备了成熟校准方法或规范,而对于其他应用场景的校准方法尚须加快研究。常规的校准技术是建立在标准化实验室或是在标准化辐射场中开展仪器设备或是通过系统装置校准的,对于户外环境和工作场所多种应用的谱仪系统校准有较大难度。比如国控大气辐射环境自动监测站选址为平地 and 楼顶两类,其探测对象有一定变化,如何统一校准是个问题;对快速移动的车载、船载谱仪设备以及用测量快速移动集装箱或是通行车辆的通道式谱仪系统校准是个问题;对于固定在工作场所或是工艺管道上的谱仪系统、水下探测的谱仪设备校准是个问题。

3 工作建议

遵守技术发展的客观规律,遵循辐射监测体系和监测能力现代化行业发展思路,助力加快实现生态环境监测统一组织领导、统一规划布局、统一制度规范、统一数据管理、统一信息

发布的“五个统一”,建议科学有效地提高生态环境领域的碘化钠谱仪测量能力,推动技术全方位、综合性发展。

3.1 集中优化技术手段

利用碘化钠伽玛谱仪技术开发的仪器、设备和大型系统装置,其技术稳定、成熟、性价比高,面临不同场景和环境的应用,可引入新型温控技术、稳谱技术和密封工艺或是惰性气体填充隔离技术,彻底解决温度和湿度影响问题;充分利用先进的数字化谱仪技术,集中开发谱仪软件,根据应用需求,模块化开发数据分析功能、显示功能、报警功能等,大力开展分析和应用软件工程建设,实现监测的自动化、智能化、网络化和信息化。

3.2 提升谱仪装备能力

习近平主席在第四届核安全峰会上明确提出“中国将构建核安全能力建设网络”,国控大气辐射环境自动监测网络是该网络的重要组成部分,已纳入“十三五”和“十四五”系列规划中,国家建设投入较大,建议在利用谱仪装备对伽玛辐射剂量率监测和谱仪定性功能的基础上,充分开发利用其定量分析等其他功能,提升装备整体能力。在剂量率测量方面,开展与电离室数据的比对研究,关注历史数据变化趋势;在谱仪技术方面,着手开发利用谱仪的核素预警、核素量化分析功能,优化提出新的可测量的量;在事故应急方面,开发对地面放射性沉积浓度的测量功能,开发对空中放射性烟羽浓度估算及位置变化的反演功能等。加强运维经费投入,保障基本运维和技术升级费用。

3.3 加快校准能力建设

参照应用需求和技术成熟度,加快完善各类应用谱仪设备的校准体系,建立配套的校准设施条件,保障该类谱仪监测数据质量^[11]。当前迫切需要推动航测、车载巡测等探测系统和探测目标有较大相对速度的动态校准方法建设,建立动态测试标准辐射场;推动国控点为代表的固定式环境辐射监测谱仪的统一校准的技术方法;推动工作场所或是工艺管道上谱仪系统的现场校准方法;上述方法的建立均需要打

破传统的校准模式,开展系列实验研究和验证,从而建立相应的校准技术标准和规范。

3.4 深化国际合作

很多国家建设了国土范围内的辐射监测网络,如美国的 RadNet 全美辐射监测网、德国的 IMIS 综合监测和信息系统、加拿大的辐射自动监测网、韩国的 IERNET 辐射监测网等;在航空监测方面,加拿大开发的大晶体 NaI 航测设备和校准方法代表了国际先进水平^[12];在动态校准方面,法国校准辐射场和设施较为先进^[13];该谱仪技术有着广泛的国际合作基础,建议根据实际工作需要,开展深入的技术交流,建立长期的合作机制,取他人所长,促进该技术在高水平层次上的长足发展。

4 总结和展望

碘化钠能谱仪探测技术已发展成为一种成熟的核辐射探测手段,是我国辐射环境监测中不可分割的重要组成部分。碘化钠伽玛谱仪的特点是效率高、速度快、易实现对样品定性测量,但目前还存在一些限制和问题,亟待后续发展完善。为促进碘化钠伽玛谱仪在我国辐射环境监测中的应用,还需重点开发抗震、大尺寸等高端晶体,提高产品竞争力,以期达到高端晶体探测器的标准。

参考文献

- [1] 李帮军. 碘化钠 NaI (TI) 单晶闪烁探测器的应用 [J]. 光谱实验室, 2010, 27 (2): 777-779.
- [2] 杨奎, 碘化钠能谱仪在测量核事故放射性物质活度中的应用 [D]. 东华理工大学, 2016.
- [3] 陈教泽, 工业 CT 光电二极管探测器特性研究 [D], 重庆大学, 2011.
- [4] 袁伟, 左莉. 部队核事故应急监测技术现状及发展 [J], 中国应急救援, 2016 (2): 35-37.
- [5] 任国浩. 无机闪烁晶体在我国的发展史 [J]. 人晶体学报, 2019, 48 (8): 1373-1383.
- [6] 李瑞龙, 张永春. 无机闪烁体 NaI (TI) 的现状与发展趋势 [J]. 新材料产业, 2007, 9: 68-71.
- [7] 钱安平, 一种铈掺杂焦硅酸锶闪烁陶瓷及其制备方法 [P], 中国专利, CN201811141723.8, 2018.

- [8] 林峰, 廖慧, 罗丽云. 便携式 γ 能谱仪 [P]. 中国专利, CN201520230114.5, 2015.
- [9] 韩善彪, 徐宏坤. 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.
- [10] 赵顺平, 杨斌. 车载大体积 NaI γ 谱仪在环境监测中的应用研究 [C]. 2012, 辐射防护分会 2012 学术年会.
- [11] 朱卫平, 熊盛青. 国外航空地球物理试验场建设启示 [J]. 物探与化探, 2012, 36 (4): 637-640.
- [12] 吴彦飞, 高珍权. 大比例尺航空物探在勘查中的应用——以加拿大新斯科舍省悉尼铜钼多金属矿为例 [J]. 物探化探计算技术, 2012, 34 (1): 93-100.
- [13] 邹永平, 缪剑. 数字航测相机的实验室检定与摄影检校 [J]. 测绘通报, 2010 (12): 4-6.

Thoughts on the Development of Sodium Iodide Gamma Spectrometer Technology in China

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

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China; 2. Southwest Nuclear and Radiation Safety Supervision Station, MEP, Chengdu 610066, China)

Abstract: As the combination of sodium iodide crystal detection technology and digital spectrometer technology, iodide gamma spectrometer has become the representative of scintillation detector energy spectrometer, and played an important role in the field of radiation environment monitoring. This paper reviews the development status of sodium iodide gamma spectrometer technology and its application in radiation environment monitoring in China and abroad, and points out the problems existing in the radiation environment monitoring of sodium iodide spectrometer in the field of ecological environmental protection in China. In order to provide reference for the development of radiation monitoring technology of sodium iodide gamma spectrometer. Suggestions on calibration capability and international cooperation are presented.

Key words: gamma spectrometer; radiation detection; environmental protection; nuclear safety supervision

(责任编辑: 梁 晔)

邢继,吴楠,薛娜,等.“华龙一号”场外应急优化研究[J].核安全,2022,21(4):6-11.

Xing Ji, Wu Nan, Xue Na, et al. Study of Off-site Emergency Optimization for HPR1000 [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (4): 6-11.

“华龙一号”场外应急优化研究

邢 继, 吴 楠*, 薛 娜, 邱 林

(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 随着“华龙一号”等三代核电技术的发展,核安全水平显著提高。本文结合国内应急计划区划分的监管要求,对华龙一号机组的场外应急优化开展研究。分析表明,对于大多数严重事故,华龙一号机组的场外防护行动是有限的,甚至是可以取消的;对于能够被“实际消除”的极端严重事故,其造成的确定性健康效应影响区域也是有限的;具备实施场外应急优化的技术基础。

关键词: 华龙一号; 应急计划区; 二级 PSA; 实际消除; 应急源项

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 04-0006-06

核应急是核能事业持续健康发展的重要保障,也是核电厂安全纵深防御的最后一道屏障,对于保护公众、保护环境、保障社会稳定、维护国家安全具有重要意义^[1]。尽管核电厂在设计上采取各种预防性措施,使其进入核事故应急状态的可能性非常小,但仍无法完全排除。为了加强应急响应能力,最大程度地降低事故对公众和环境的影响,核电厂应建立应急计划区,预先划分出最可能需要采取公众防护措施的区域,在其中做好应急准备^[2]。其中烟羽应急计划区是针对事故情况下放射性烟羽照射途径而建立的,主要影响因素为事故早期气载放射性释放,需要做好在应急状态下能立即采取撤离、隐蔽和服碘等紧急防护行动的准备。

为保证应急响应行动的及时性和有效性,烟羽应急计划区范围内需开展应急物资设备的储备、定期维护,以及定期培训与演习,涉及大量人力与物力资源的投入^[3]。同时,应急计划区也是核电厂公众沟通的窗口,相关准备工作

的开展直接影响公众对核电安全的认知。我国现行标准 GB/T 17680.1-2008《核电厂应急计划与准备准则第 1 部分:应急计划区的划分》^[4]针对压水堆核电厂,推荐的烟羽应急计划区半径为 7~10 km,其中内区半径为 3~5 km。福岛核事故后,工程实践中通常采用内区半径 5 km,外区半径 10 km 作为推荐的烟羽应急计划区范围。

然而 GB/T 17680.1-2008 的要求主要针对第二代或改进型核电机组,随着华龙一号等先进三代核电机组的出现,核电厂的安全水平有了显著提高。华龙一号核电机组采用能动与非能动相结合的技术路线,针对可能导致早期放射性释放或者大量放射性释放的事故工况和事故序列,采取了可靠的设计措施,设置了完善的严重事故预防和缓解措施,能够显著降低堆芯损坏频率,并最大限度地保障安全屏障完整,防止大量放射性物质释放进入环境。

为提高三代核电机组的经济性与厂址适

收稿日期: 2022-01-06 修回日期: 2022-06-20

作者简介: 邢继 (1964—), 男, 高级工程师 (正高级), 硕士学位, 目前主要从事核动力工程领域工作与研究

* 通讯作者: 吴楠, E-mail: wunan@cnpe.cc

应性,增加公众对核电的接受程度,满足我国发展三代核电的战略需求,有必要结合华龙一号机组的先进安全特性,开展场外应急优化研究。本文应用华龙一号机组的内部事件二级 PSA 分析成果,并基于目前核应急监管的有关要求,以福清厂址为代表,对华龙一号机组的烟羽应急计划区范围开展分析,论证场外应急优化的技术基础。

1 二级 PSA 分析成果

华龙一号机组开展了全范围二级 PSA 分析^[5],其中针对功率运行和低功率停堆工况的内部事件,将严重事故划分为 11 个放射性释放类,如表 1 所示。

表 1 华龙一号内部事件二级 PSA 分析结果
Table 1 Level-2 PSA results of internal inverts for HPR1000

释放类	释放类描述	发生频率 (/堆年)	是否大量 释放
RC01	安全壳完好	$\sim 1 \times 10^{-7}$	否
RC02	安全壳隔离失效	$\sim 2 \times 10^{-9}$	早期大量释放
RC03	安全壳旁路失效 界面 LOCA	$\sim 1 \times 10^{-9}$	早期大量释放
RC04	安全壳旁路失效 SGTR	$\sim 4 \times 10^{-9}$	早期大量释放
RC05	安全壳早期高能 反应失效、RPV 熔穿	$\sim 2 \times 10^{-9}$	早期大量释放
RC06	安全壳早期高能 反应失效、RPV 完好	$\sim 4 \times 10^{-10}$	早期大量释放
RC07	安全壳晚期超压 失效、RPV 熔穿	$\sim 5 \times 10^{-13}$	晚期大量释放
RC08	安全壳晚期超压 失效、RPV 完好	$\sim 1 \times 10^{-11}$	晚期大量释放
RC09	安全壳过滤排 放、RPV 熔穿	$\sim 2 \times 10^{-10}$	晚期大量释放
RC10	安全壳过滤排 放、RPV 完好	$\sim 4 \times 10^{-9}$	否
RC11	安全壳底板熔穿	$\sim 8 \times 10^{-9}$	晚期大量释放

《“华龙一号”融合方案核电项目核安全审评原则》^[6]规定应有可靠的设计措施,以“实际消除”安全壳直接加热、蒸汽爆炸、大量氢气爆燃、安全壳底板熔穿、安全壳晚期超压、安全壳旁路等严重事故序列,并推荐以每堆年发生频率小于 1×10^{-7} 作为一种“实际消除”的辅助概率判断值。

针对可能导致早期放射性释放或者大量放射性释放的事故工况和事故序列,华龙一号机组设计上采取了包括一回路快速卸压、能动与非能动相结合的堆腔注水系统、非能动安全壳热量导出系统、非能动安全壳消氢系统、安全壳过滤排放系统在内的一系列完善的严重事故缓解措施,以及严重事故管理导则措施,能够显著降低堆芯熔化之后放射性物质向环境大量释放的可能性。

二级 PSA 分析结果表明,可能导致早期放射性释放或者大量放射性释放的事故序列发生频率小于 1×10^{-7} /堆年,并且大量放射性释放的累积频率小于 1×10^{-6} /堆年,满足《“华龙一号”融合方案核电项目核安全审评原则》以及我国新建核电厂关于实际消除大量放射性释放的概率安全目标。

2 应急源项的确定

事故源项的选取是应急计划区划分的基础与关键。现行标准 GB/T 17680.1-2008 要求核电厂应急计划区划分应考虑严重事故,以应对不同严重程度事故后果。但对于发生概率极小的事故,可以不予考虑,以免使应急计划区范围过大而带来不合理的经济负担。同时,GB/T 17680.1-2008 将用于应急计划区测算的严重事故源项划分为两类:大多数严重事故序列和后果最严重的严重事故序列。对于前者,应尽可能降低随机性健康效应;对于后者,则要防止严重确定性健康效应的发生。

现行核应急法规标准中对于“发生概率极小”的事故缺少定量化标准,尽管《“华龙一号”融合方案核电项目核安全审评原则》将 1×10^{-7} /堆年作为“实际消除”的辅助概率判断值,但在

核应急监管与审查过程中出于谨慎态度,要求事故源项的选取需要考虑剩余风险。

因此,虽然华龙一号已经充分论证设计上能够实际消除早期或大量放射性释放,本文仍依据国内核应急监管的实践,并参考 AP1000^[7]与 EPR^[8]等三代核电机组的工程实践,确定应急计划区划分采用的事故源项:

(1) 对于大多数严重事故序列,考虑二级 PSA 全事故谱;

(2) 对于后果最严重的严重事故序列,结合表 1 所示二级 PSA 分析结果,选取低于 1×10^{-7} /堆年且导致早期大量释放的 RC02 至 RC06 释放类。

3 应急计划区测算方法

3.1 基于概率论的应急计划区测算方法

依据《压水堆核电厂严重事故风险分析方法》(Q/CNNC HLBZ AB 2-2018)^[9],采用基于概率论的方法开展应急计划区测算。该方法综合考虑事故谱中各释放类的发生频率与剂量后果,通过计算严重事故谱的余补累积分布函数(complementary cumulative distribution function, CCDF) $p(x)$, 评估事故后果超过指定剂量限值的条件概率。

$$p(x) = \sum p_i(x) \frac{f_i}{\sum f_i} \quad (1)$$

式中: f_i 为大多数或后果最严重的严重事故谱中第 i 种释放类的发生频率;

$p_i(x)$ 为第 i 种释放类在距离 x 处超过指定剂量的气象条件概率。

分析中考虑烟羽外照射、地面沉积外照射、空气吸入内照射和再悬浮吸入内照射四种途径,根据《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871-2002)^[10]附录 E 的要求,计算各事故序列早期(2 天或 7 天)不同距离处的预期剂量。通过对指定距离 x 处,不同气象条件下的事故后果进行排序,完成 $p_i(x)$ 的计算。

3.2 应急计划区划分准则

GB/T 17680.1-2008 规定烟羽应急计划区内的事故后果应满足 GB 18871-2002 附录 E 的干预水平或行动水平。工程实践中,通常采用如下准则测算烟羽应急计划区的内区和外区边界:

(1) 烟羽应急计划区内区之外,大多数严重事故的 7 天有效剂量不超过撤离通用优化干预水平;

(2) 烟羽应急计划区外区之外,大多数严重事故的 2 天有效剂量不超过隐蔽通用优化干预水平,甲状腺剂量不超过碘防护通用优化干预水平;

(3) 烟羽应急计划区外区之外,后果最严重的严重事故,其器官或组织的急性照射剂量不超过任何情况下预期均应进行干预的剂量水平。

除剂量限值外,基于概率论的应急计划区测算方法应明确可接受的概率水平。NUREG-0396^[11]基于 70% 的概率水平制定了美国的应急计划区范围要求,即烟羽应急计划区之外,70% 的堆芯熔化事故不超过防护行动指南(protective action guide, PAG)。因此,本文选取 30% 作为严重事故超过指定剂量的可接受概率水平,制定如下烟羽应急计划区的划分准则:

(1) 在烟羽应急计划区内区 EPZ_i 之外,大多数严重事故谱针对特定紧急防护行动的预期剂量 D 超过相应通用优化干预水平 GIL(见表 2)的条件概率低于 30%,即

$$p(x > EPZ_i, D > GIL) < 0.3 \quad (2)$$

表 2 紧急防护行动的通用优化干预水平
Table 2 Generic intervention levels for emergency protective actions

紧急防护行动	评价剂量	干预水平
隐蔽	2 天有效剂量	10 mSv
撤离	7 天有效剂量	50 mSv
碘防护	甲状腺剂量	100 mGy

(2) 在烟羽应急计划区外区 EPZ_o 之外,后果最严重的严重事故谱造成的器官或组织的预期剂量 D 超过急性照射的剂量行动水平 DAL (见表 3) 的条件概率低于 30%, 即

$$p(x > EPZ_o, D > DAL) < 0.3 \quad (3)$$

表 3 急性照射的剂量行动水平
Table 3 Action level for acute exposure doses

器官或组织	全身 (骨髓)	甲状腺
2 天内预期 吸收剂量 (Gy)	1	5

4 场外应急优化分析

4.1 应急计划区测算结果

考虑福清核电厂厂址气象条件,采用式(1)所述应急计划区测算方法计算华龙一号机组大多数严重事故谱 2 天有效剂量超过 10 mSv、7 天有效剂量超过 50 mSv 以及甲状腺剂量超过 100 mGy 的余补累积分布函数 CCDF,如图 1 所示。计算后果最严重的严重事故谱 2 天全身急性剂量超过 1 Gy 以及 2 天甲状腺急性剂量超过 5 Gy 的余补累积分布函数 CCDF,如图 2 所示。

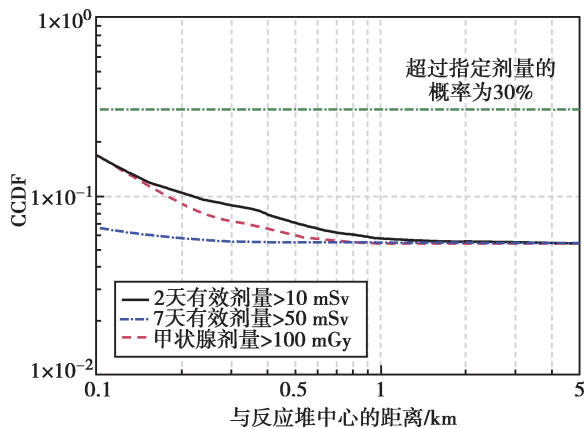


图 1 大多数严重事故谱的余补累积分布函数
Fig.1 CCDF of the most severe accident spectrum

由计算结果可知,在厂址非居住区边界处 (500 m),大多数严重事故谱的剂量后果超过紧急防护行动通用优化干预水平的条件概率已经远低于 30%,最高仅约 7%,表明华龙一号机组

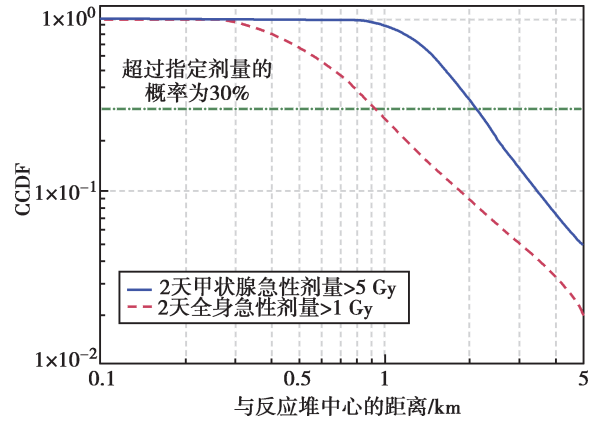


图 2 后果最严重的严重事故谱的余补累积分布函数
Fig.2 CCDF of the severest accident spectrum

能够高可靠性地降低严重事故的随机性健康效应,并保证非居住区以外公众不需要采取隐蔽、撤离、服碘等紧急防护行动。而对于实际上已经被证实能够实际消除的后果最严重的严重事故谱,计算结果也表明距反应堆 2.5 km 处,甲状腺和全身的急性剂量超过指定剂量的条件概率低于 30%。按照式(2)和式(3)规定的应急计划区划分准则,从技术角度,即使考虑被实际消除的严重事故序列的剩余风险,华龙一号机组的烟羽应急计划区范围也只是距离反应堆中心半径 2.5 km 的区域,其中内区半径为 500 m。

4.2 敏感性分析

在点估计值基础上,利用二级 PSA 不确定性分析结果,考虑各释放类发生频率的均值和 95% 分位值,对福清厂址华龙一号机组的应急计划区测算结果开展敏感性分析。

敏感性分析过程中发现,大多数严重事故谱和后果最严重的严重事故谱中各释放类的发生频率比重有所不同。大多数严重事故谱中,安全壳完好释放类 RC01 的频率比重高达 80% 以上。相比点估计值,均值和 95% 分位值的结果中 RC01 的比重均略有降低。因事故谱中其余释放类的放射性后果显著高于 RC01,均值和 95% 分位值下 CCDF 略有提高,但在 500 m 处仍远低于 30%,如图 3 所示。然而,由图 4 可知,由于后果最严重的严重事故谱中,各释放类的剂量超过指定剂量的条件概率相差并不显著,因此二级 PSA 不确定性分析结果对 CCDF 的

影响很小,据表4可知,2.5 km处相差不足0.5%。

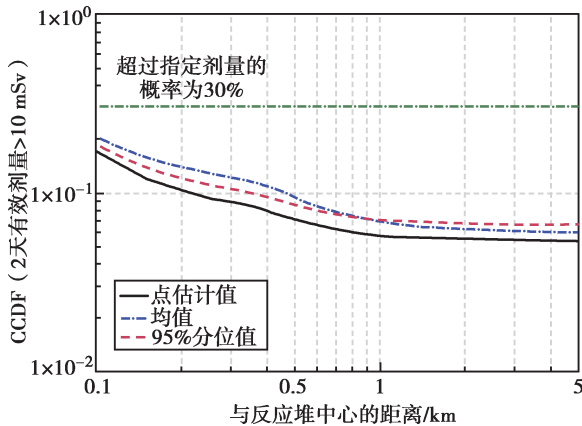


图3 二级PSA分析不确定性对大多数严重事故谱余补累积分布函数的影响

Fig.3 Influence of the level-2 PSA uncertainty on the CCDF for the most severe accident spectrum

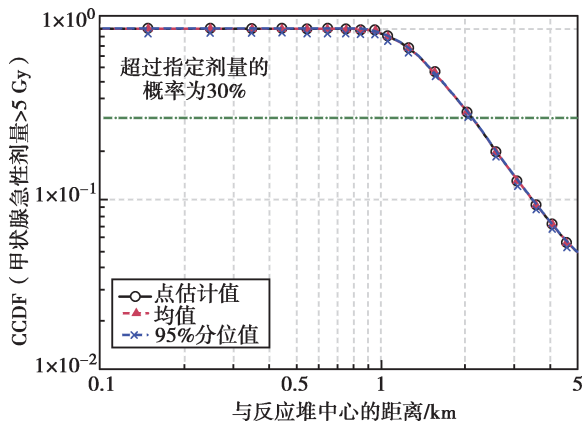


图4 二级PSA分析不确定性对后果最严重的严重事故谱的余补累积分布函数影响

Fig.4 Influence of the level-2 PSA uncertainty on the CCDF for the severest accident spectrum

表4 拟定烟羽应急计划区边界处严重事故谱的余补累积分布函数值

Table 4 CCDF of severe accident spectrum at the predefined emergency planning zone boundaries

边界	剂量准则	点估计值	均值	95%分位值
内区	2天有效剂量 > 10 mSv	7.5%	10.0%	9.0%
500 m	7天有效剂量 > 50 mSv	5.5%	6.2%	6.7%
	甲状腺剂量 > 100 mGy	6.3%	7.1%	7.5%
外区	全身急性剂量 > 1 Gy	6.3%	6.2%	6.3%
	2.5 km 甲状腺急性剂量 > 5 Gy	19.1%	19.0%	19.4%

4.3 应急计划区范围优化

应急计划区范围的设置应与核电机组的安全目标相匹配。《核动力厂设计安全规定》(HAF 102-2016)^[12]要求安全设计的基本目标是在技术上实现减轻放射性后果的场外防护行动是有限的甚至是可以取消的。IAEA以及WENRA针对新核电厂也提出了类似的安全目标。IAEA关于轻水堆核电厂严重事故应急响应行动的最新理念中^[13],针对预防行动区推荐的范围为3~5 km,要求区域内开展全面的应急准备。WENRA对于假想堆芯熔化事故,要求核电机组设计应保证3 km之外不需要采取应急撤离,5 km之外不需要采取隐蔽和碘防护^[14]。

尽管测算结果表明,在福清厂址,华龙一号机组在技术上可以设置内区半径500 m,外区半径2.5 km的烟羽应急计划区,但为满足不同厂址的适应性,并考虑事故源项的不确定性,本文结合目前国际上针对有限防护区域的要求,建议华龙一号机组的烟羽应急计划区半径为5 km,其中内区半径为3 km。

5 结论

本文以福清厂址为优化对象,结合目前核应急监管的实际要求,从剩余风险的角度出发,对华龙一号机组的场外应急优化开展论证分析,形成主要结论如下:

(1) 根据二级PSA分析结果,华龙一号机组需要实际消除的工况发生可能性高置信度低于 1×10^{-7} /堆年,总的大量放射性释放频率低于 1×10^{-6} /堆年,能够满足实际消除早期或大量放射性释放的概率安全目标。

(2) 华龙一号机组的设计能够高可靠性地保证大多数严重事故工况下非居住区以外公众不需要采取隐蔽、撤离、服碘等紧急防护行动;对于已经实际消除的后果最严重的严重事故,也能将确定性效应的高风险范围降低至2.5 km以内。二级PSA分析结果的不确定度对应急计划区的测算结果没有显著影响。

(3) 分析表明,华龙一号机组能够满足HAF 102-2016所要求的“在技术上实现减轻放

射性后果的场外防护行动是有限的甚至是可以取消的”安全设计基本目标。即使考虑剩余风险,仍具备优化场外应急的技术基础。鉴于不同厂址气象条件间差异、事故源项的不确定性以及国际上相关要求,华龙一号机组的应急计划区可以优化为内区边界为 3 km,外区边界为 5 km。

参考文献

- [1] 中华人民共和国国务院新闻办公室. 中国的核应急 [R]. 北京: 人民日报社, 2016.
- [2] 国家核安全局. HAD 002/01-2019 核动力厂营运单位的应急准备和应急响应 [R], 2019.
- [3] 黄挺. 核电站应急计划区划分方法研究 [D]. 北京: 清华大学, 2011.
- [4] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. GB/T 17680.1-2008 核电厂应急计划与准备准则第 1 部分: 应急计划区的划分 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2008.
- [5] 中国核电工程有限公司. 福建福清核电厂 5、6 号机组 (ACP1000) 二级概率安全分析报告 (A 版) [R], 2018.
- [6] 国家核安全局. 国核安发 [2019] 83 号关于印发《“华龙一号”融合方案核项目核安全审评原则》的通知 [R], 2019.
- [7] 黄挺, 曲静原, 李红, 等. AP1000 核电厂烟羽应急计划区划分初步研究 [J]. 原子能科学技术, 2011, 45 (12): 1472-1477.
- [8] 王海峰, 赵锋, 张启明, 等. 基于二级 PSA 的 EPR 机组烟羽应急计划区划分 [J]. 核科学与工程, 2013, 33 (2): 219-224.
- [9] 中国核工业集团有限公司. Q/CNNC HLBZ AB 2-2018 压水堆核电厂严重事故风险分析方法 [S]. 北京: 核工业标准化研究所, 2018.
- [10] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. GB 18871-2002 电离辐射防护与辐射源安全基本标准 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2003.
- [11] USNRC. NUREG-0396 planning basis for the development of state and local government radiological emergency response plans in support of light water nuclear power plants [R]. Washington D.C.: USNRC, 1978.
- [12] 国家核安全局. HAF 102-2016 核动力厂设计安全规定 [R], 2016.
- [13] IAEA. Actions to protect the public in an emergency due to severe conditions ant a light water reactor [R], 2013.
- [14] WENRA/RHWG. Safety of new NPP designs [R], 2012.

Study of Off-site Emergency Optimization for HPR1000

Xing Ji, Wu Nan*, Xue Na, Qiu Lin

(China nuclear power engineering co., Ltd, Beijing 100840,China)

Abstract: With the development of the third generation nuclear power technology such as HPR1000, the nuclear safety level has been significantly improved. In this paper, based on the requirements of emergency planning zone in China, the feasibility of off-site emergency optimization of HPR1000 is analyzed. The analysis shows that for most serious accidents, the off-site protection actions of HPR1000 are limited or even can be cancelled, for extremely serious accidents that can be “practically eliminated”, the area of deterministic effect is also limited, which provides the technical basis for the off-site emergency optimization for HPR1000.

Key words: HPR1000; emergency planning zone; Level-2 PSA; practical elimination; emergency source term

(责任编辑: 梁 晔)

于大鹏,梁晔,徐晓娟,等.我国核与辐射安全现状研究与探讨[J].核安全,2022,21(4):12-18.

Yu Dapeng,Liang Ye,Xu Xiaojuan, et al.Current Situations of Nuclear and Radiation Safety in China[J]. Nuclear Safety,2022,21(4):12-18.

我国核与辐射安全现状研究与探讨

于大鹏,梁 晔,徐晓娟,许龙飞,张 玥*

(生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082)

摘要: 本文概括性总结了我国近年来核与辐射领域的发展现状,重点概述了我国核电厂和研究堆的建设和运营情况,总结了核与辐射安全监管方面的历史和现状,汇总了我国核安全领域的法规体系,对我国核工业的发展,尤其是近十年的成就和成功经验进行客观性的总结概括,为我国接下来在核与辐射安全领域的发展提出建议。

关键词: 核电厂;研究堆;核安全;核与辐射;法律法规;监管

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)04-0012-07

我国是核能与核技术利用大国。多年来,我国核工业从无到有,创造了“两弹一艇”的辉煌成就。我国在建核电机组数量世界第一、运行数量世界第三,核工业链条完整,设施门类齐全,放射源量大面广,监管任务十分繁重。

2011年,日本福岛核事故导致放射性物质泄漏,造成了环境污染和恶劣的社会影响。该事故虽然对我国核工业的快速发展产生了不利影响,但也促使我国的核安全监管体系进入了高速、高质量发展阶段,各项监管制度不断完善,进一步促使我国核电建设朝着更加安全的方向迈进。

近年来,我国核能与核技术利用事业快速发展,并始终保持良好的安全业绩,我国核电厂没有发生过严重的核事故或2级及以上核事件。2016年,国际原子能机构综合评估报告认为我国的核安全监管有效和可靠。

截至2022年4月底,全国54台运行核电机组、19座民用研究堆、各城市放射性废物库均保持良好的安全运行记录,未发生国际核与辐射事件分级表2级及以上事件或事故。全国辐

射环境质量总体良好,核设施和铀矿冶设施周围环境电离辐射水平、电磁辐射发射设施周围环境电磁辐射水平总体无明显变化。

本文概括性总结了我国近年来核与辐射领域的发展现状,重点概述了我国核电厂和研究堆的建设和运营情况,总结了核与辐射安全监管方面的历史和现状,汇总了我国核安全领域的法规体系。

1 核电厂

1.1 基本情况

截至2022年4月底,我国共有54台运行核电机组、17台在建核电机组。我国具有控股运行核电资质的企业有中核集团、中广核集团、国家电投和华能集团4家。中核集团目前控股在运核电机组25台,在建核电机组7台;中广核集团在运核电机组26台,在建核电机组6台;国家电投在运核电机组2台,在建核电机组2台;华能集团在运核电机组1台,即高温气冷堆核电站示范工程,在建核电机组2台。我国核电厂分布情况如图1所示(数据截至2021年12月31日)。

收稿日期:2022-06-28 修回日期:2022-07-20

作者简介:于大鹏(1991—),男,工程师,现主要从事核与辐射安全相关工作

*通讯作者:张玥, E-mail: zhangyue@chinansc.cn

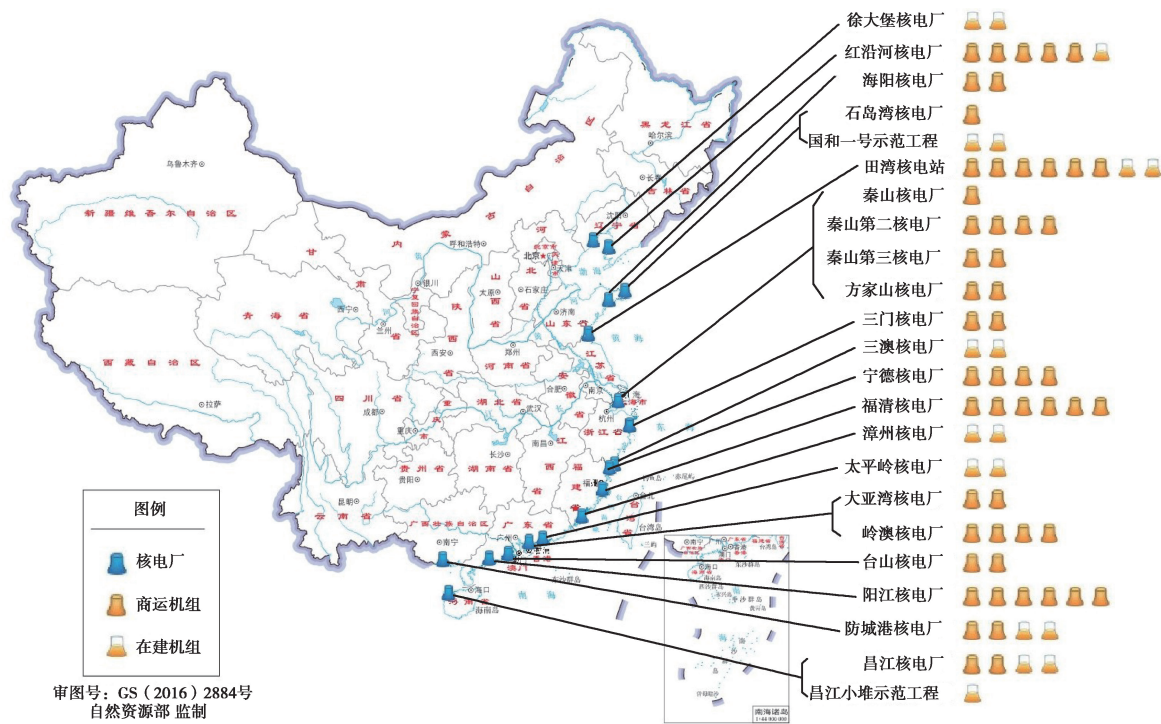


图 1 我国核电厂分布情况

Fig.1 Distribution map of nuclear power plants in China

总体上,运行核电机组和研究堆继续保持良好安全记录,未发生危及公众和环境安全的放射性事件。在建核电机组和研究堆建造质量总体受控。

1.2 我国核电发展总体向好

目前,我国是世界上核电发展速度最快的国家之一,在建核电机组数量全球第一。我国在运核电厂数量和装机容量全球排名第三,直追排名第二的法国,预计不久将超越法国。2021年我国核电全年发电量首次超越了法国,仅次于美国,全球排名第二,部分国际数据见表 1。此外,我国核电的大发展对节能减排、“双碳”等生态环境保护工作贡献巨大。截至 2021 年 12 月底,我国商运核电机组累计发电量 4071.38 亿千瓦时,占全国发电量的 5.02%,相当于节约燃煤 12 315.9 万吨,CO₂ 减排 32 267.7 万吨,SO₂ 减排 104.7 万吨,NO_x 减排 91.1 万吨。2021 年,我国核电机组平均负荷因子为 88.94%,平均能力因子为 92.25%。

表 1 部分国家核电基本情况

Table 1 Basic information of nuclear power in some countries

国家	在运机组数量	在运机组装机容量 / 万千瓦	在建机组数量	在建机组装机容量 / 万千瓦
美国	93	9552	2	250
法国	56	6137	1	165
中国	54	5578	19	2100
日本	33	3168	2	265
俄罗斯	37	2773	4	376

注:统计数据截至 2022 年 5 月

1.3 我国核电建设、需求双增长

近年来,我国核电在运机组装机容量逐年攀升。从 2012 年的 16 台机组额定装机容量 1 2626 MWe 发展到 2021 年的 53 台机组额定装机容量 54 646.95 MWe,近十年间,我国在运核电机组数量增加 37 台,同比增长 231%;装机容量增加 333%。浙江秦山核电基地机组数

量最多(9台),福清核电基地额定装机容量最大(6678 MW),石岛湾核电基地额定装机容量最小(211 MW)。近十年在运核电机组总装机容量发展趋势如图2所示。

2012年至今,我国核电机组发电量维持高速增长,发电量占比持续提升。2021年,核电累计发电量为4071.38亿千瓦时,同比上升11.17%,全国发电量占比5.02%。2021年,我国核电机组核能发电量前五的核电厂分别为:阳江核电厂(12.85%)、田湾核电厂(11.92%)、福清核电厂(10.42%)、红沿河核电厂(9.73%)和宁德核电厂(8.67%)。全国范围内,广东省核电机组发电量最多,为1204.1亿千瓦时。

1.4 关键技术高速发展

近十年间,我国核电技术发展迅速。EPR、AP1000等第三代核电技术被有序引进,并在国内陆续开工建设。截至2022年6月,两种堆型在国内运行状况良好,安全可控^[1,2]。中国实验快堆建成和运行为我国核工业的高速发展和产业链的升级打下坚实基础^[3]。小堆、微堆的研发取得阶段性进展,使我国在该领域处于国际领先地位^[4]。海上浮动核电站研发建设工作逐步开展,成果显著^[5]。在充分消化吸收国外先进经验的基础上,核电国产化进程成效显著,“华龙一号”研发、建设成功,运行状况良好,为下一步的核电建设和核电“走出去”奠定基础^[6]。

2 研究堆和临界装置

2.1 基本情况

我国共有民用研究堆和临界装置19座,其中101重水研究堆安全关闭,氢化锆固态临界装置、DF-VI快中子临界装置、屏蔽实验反应堆、5 MW低温核供热实验堆长期停堆。详细数据见表2。

2.2 总体安全状况良好

我国研究堆一直保持良好的安全记录。2019年至2021年,研究堆营运单位分别报告运行事件14起、17起、9起、6起,均未对反应堆厂房外环境造成不良后果。事件数量总体保持在较低水平。总体而言,我国研究堆安全状况良好,为我国核工业发展做出了突出贡献。

3 核与辐射安全管理体系

我国核与辐射安全监管职能由生态环境部(国家核安全局)承担,负责全国核安全、辐射安全及辐射环境保护工作的监督管理,对全国民用核设施和核技术利用实施统一、独立的监管,通过许可审查与批准、监督检查和监督性监测等,确保许可证持有者依法开展核活动。

3.1 机构发展

1984年,国家核安全局成立,由国家科学技术委员会管理。1987年,我国成立了第一个地

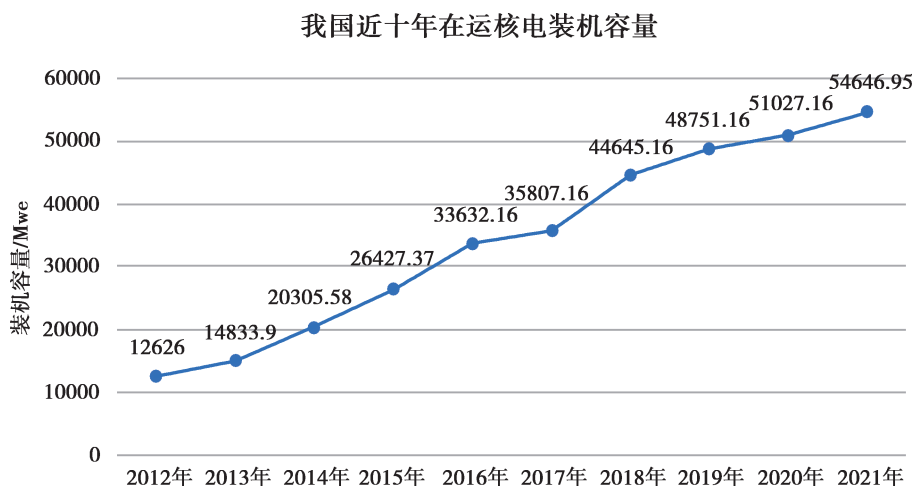


图2 我国近十年在运核电装机容量

Fig.2 Nuclear power installed capacity in operation during the last decade in China

表 2 我国研究堆和临界装置基本情况

Table 2 Basic information of research reactors and critical assembly in China

设施名称	设计功率	营运单位	所在省份
101 重水研究堆	10 MW	中国原子能科学研究院	北京
中国实验快堆	65 MW	中国原子能科学研究院	北京
中国先进研究堆	60 MW	中国原子能科学研究院	北京
49-2 游泳池式反应堆	3.5 MW	中国原子能科学研究院	北京
原型微型中子源反应堆	27 kW	中国原子能科学研究院	北京
微堆零功率装置	—	中国原子能科学研究院	北京
氢化锆固态临界装置	—	中国原子能科学研究院	北京
DF-VI 快中子临界装置	—	中国原子能科学研究院	北京
中试厂核临界安全实验装置	—	中国原子能科学研究院	北京
屏蔽实验反应堆	1 MW	清华大学核能与新能源技术研究院	北京
5 MW 低温核供热实验堆	5 MW	清华大学核能与新能源技术研究院	北京
10 MW 高温气冷实验堆	10 MW	清华大学核能与新能源技术研究院	北京
高通量工程试验堆	125 MW	中国核动力研究设计院	四川
高通量工程试验堆临界装置	—	中国核动力研究设计院	四川
中国脉冲堆	1 MW	中国核动力研究设计院	四川
岷江试验堆	5 MW	中国核动力研究设计院	四川
18-5 临界装置	—	中国核动力研究设计院	四川
深圳大学微型反应堆	30 kW	深圳大学核技术应用联合研究所	深圳
医院中子照射器	30 kW	北京凯伯特科技有限公司	北京

区域性核安全监督站,即上海核安全监督站。随后,我国陆续成立了广东核安全监督站、成都核安全监督站、北方核安全监督站。为进一步提高监管能力和技术力量,苏州核安全中心、北京核安全审评中心等一批技术支持单位相继成立。1986年,核安全专家委员会成立。1989年,北京核安全中心成立,此机构为生态环境部核与辐射安全中心的前身。

1998年3月,国家核安全局整体并入国家环境保护总局。2003年,中国颁布实施《中华人民共和国放射性污染防治法》,这是核安全与放射性污染防治领域的第一部法律。在此期间,中国的核安全监管组织体系更趋健全,设立了六个地区监督站,形成了覆盖全国的核安全监管总体格局;核与辐射安全中心、辐射环境监测技术中心等技术支持单位先后增编或升格,技术力量显著增强;形成了包括中国辐射防护研

究院、中国原子能科学研究院、清华大学等十多所科研院所及高校在内的长期稳定的技术支持队伍。

2008年,国家环境保护总局升格为环境保护部。

2011年,国家核安全局业务职能部门从一个司扩充为三个司。

2018年1月1日,《中华人民共和国核安全法》实施,为优化核与辐射安全监管体制机制,进一步增强监管独立性、权威性和有效性夯实了法治基础。2018年3月,全国人大通过《国务院机构改革方案》,将原环境保护部的全部职能和其他部委的污染防治和生态保护相关职能进行整合组建生态环境部,统一行使生态和城乡各类污染排放监管与行政执法职责,对外保留国家核安全局牌子。

经过30多年的探索与实践,我国核与辐射

安全监管机构逐步壮大,在结合国外先进监管经验的基础上,结合我国现状,走出了一条适合我国国情的核与辐射安全监管道路。

3.2 组织架构

核与辐射安全监管机构中央本级由总部、6个地区监督站和2个内部技术支持单位(一个直属单位、一个挂牌单位)共同组成,其组织结构如图3所示。地区监督站和技术支持单位相对独立运作,在行政及业务上接受总部的领导、管理和监督。地方生态环境部门也承担部分核与辐射安全监管职能,负责各地方核安全、辐射安全和放射性废物、核事故应急处理、辐射环境事故应急处理等方面工作,组织实施所辖区域的辐射环境监测以及对国控和省控重点污染源的监测等。外部技术支持单位来自核能行业的主要科研院所和企事业单位,如核设备安全与可靠性中心、苏州核安全中心、北京核安全审评中心、中国原子能科学研究院等,各省以及部分地市级生态环境部门也建立了相应的辐射环境监管技术支持单位,形成了一套覆盖全面、层级清晰的核安全监管技术支持单位组织体系。

3.3 法规标准

我国核与辐射安全监管法规体系、模式机

制等方面都借鉴了国际先进经验,在充分研究外部经验做法的基础上,逐步开发出了符合中国国情的体制机制,做到了后来居上^[7,8]。

我国构建了以国家法律、行政法规、部门规章、指导性文件、其他监管要求文件为基础的核与辐射安全监管法规体系。部分文件如图4所示。为了保证核与辐射安全法规的高质量,国家核安全局对核与辐射安全法规采取两审制的原则,即法规送审稿和报批稿(初稿)相关文件需提交国家核安全专家委员会审议,国家核安全专家委员会的部分委员会议包括每季度定期组织召开的季度专题例会和不定期召开的临时专题会议。

4 结论

经过30余年的探索实践,我国形成了在确保安全的前提下发展核能与核技术的国家政策,始终贯彻“安全第一、质量第一”的根本方针,逐步形成的一套较为完善的理念、方法和经验。

我国构建了监管大厦“四块基石、八项支撑”理论体系,确立了“安全第一、质量第一”的根本方针,提出了监管体系和监管能力“两个

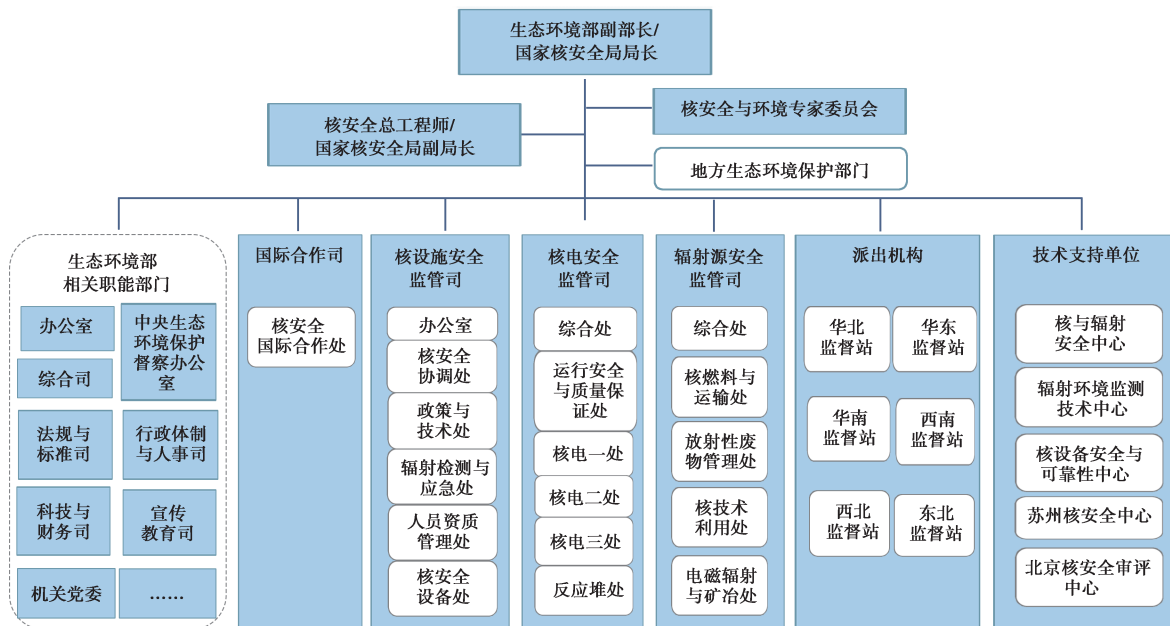


图3 核与辐射安全监管系统

Fig.3 Nuclear and radiation safety regulatory system

法律	放射性污染防治法	核安全法	原子能法（暂缺）
	环境保护法	环境影响评价法	行政许可法
	突发事件应对法	行政处罚法	职业病防治法
行政法规	民用核设施安全监督管理条例	核电厂核事故应急管理条例	核材料管制条例
	放射性废物安全管理条例	放射性物品运输安全管理条例	民用核安全设备监督管理条例
	放射性同位素与射线装置安全和防护条例		建设项目环境保护管理条例
部门规章	通用系列：核电厂安全许可证件的申请和颁发，核设施的安全监督，核电厂营运单位的应急准备和应急响应，核电厂质量保证安全规定等		
	核动力厂安全规定：厂址选择、设计、运行		
	研究堆安全规定：设计、运行		
	民用核安全设备：设计制造安装和无损检验监督管理规定，无损检验人员/焊工焊接操作工资格管理，进口核安全设备监督管理规定		
	民用核燃料循环设施安全规定	放射性废物：安全监督、许可管理	核材料管制条例实施细则
	放射性物品运输安全许可管理	放射性同位素与射线装置：安全许可管理、安全和防护管理	
	电磁辐射环境保护管理办法	建设项目环境影响评价分类管理名录	
指导性文件	通用系列（17）	核动力厂系列：选址（12），设计（17）、运行（12）	
	研究堆系列：设计（1），运行（9）	非堆核燃料循环设施系列（4）	
	放射性废物管理系列（9）	核材料管制系列（7）	
	民用核安全设备监督管理系列（2）	放射性物品运输管理系列（2）	
	放射性同位素和射线装置监督系列（1）		
其他监管要求文件	核安全规范性文件和核安全法规技术文件系列等		

图 4 核与辐射安全监管法规标准体系

Fig.4 Nuclear and radiation safety regulation and standard system

现代化”目标,形成了“独立、公开、法治、理性、有效”的监管理念,形成了审评、许可、监督、监测、应急、执法全过程全链条的监管机制,传承了“严谨细实”的工作作风,总结了坚持文化引

领、坚持依法行政、坚持问题导向、坚持从严管理、坚持依靠机制、坚持接轨国际、坚持持续改进、坚持夯实基础、坚持团队协作、坚持从我做起“十个坚持”的基本经验^[9]。

接下来,我们要以理性、协调、并进的核安全观为指引,认真贯彻落实国家政策,坚持党建引领、稳中求进,依法从严监管,加强风险防控。为进一步做好核与辐射安全监管工作,促进我国核工业健康发展,一是要不断加强制度建设,不断完善法律法规体系;二是要继续提升监管能力,加大技术支持投入;三是要广泛开展国际合作,加速核电“走出去”;四是要加大资金投入,全力保障科研经费,逐步提高人员待遇。

参考文献

- [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] 刘新利.海阳核电厂设备监造管理实践[J].核安全,2021,20(2):18-24.
- [3] 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.
- [4] 宋丹戎,李庆,秦冬,等.“玲龙一号”反应堆研发关键技术——堆芯设计与安全设计[J].核动力工程,2021,42(4):1-5.
- [5] 陈艳霞,朱成华,郭健,等.海上浮动核电站总体设计初探[J].核动力工程,2021,42(3):171-176.
- [6] 向美琼,朱加良,刘艳阳,等.华龙一号小幅功率提升研究[J].核动力工程,2021,42(3):115-120.
- [7] 刘姚锋.核电厂观察指导数据趋势分析方法研究[J].核安全,2022,21(2):68-75.
- [8] 黄力,刘婷,常猛,等.浅析核安全责任主体的几个问题[J].核安全,2022,21(2):8-13.
- [9] 于嵘,黄美琴,姚宗林,等.省级核安全“十四五”规划编制思路与重点工作研究——以广西为例[J].核安全,2022,21(1):1-6.

Current Situations of Nuclear and Radiation Safety in China

Yu Dapeng,Liang Ye,Xu Xiaojuan,Xu Longfei,Zhang Yue*

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

Abstract: This paper summarizes the development status in the fields of nuclear and radiation in China in recent years, highlighted in the construction and operation status of nuclear power plants and research reactors. It demonstrates the history and current status of nuclear and radiation safety regulation in China, and summarizes the regulatory system in the field of nuclear safety. This paper also prompts suggestions for the future development of nuclear and radiation safety by integrating the achievements and experiences in the aspect of nuclear industries during the last decade objectively.

Key words: nuclear power plants; research reactors;nuclear safety; nuclear and radiation; laws and regulations; regulatory system

(责任编辑:梁 晔)

曾铁军, 阳小华, 万亚平, 等. 新型放射性物品运输安保系统及其非法移动感知方法[J]. 核安全, 2022, 21(4): 19-25.

Zeng Tiejun, Yang Xiaohua, Wan Yaping, et al. A New Type Radioactive Material Transportation Security System and Its Illegal Movement Sensing Method[J]. Nuclear Safety, 2022, 21(4): 19-25.

新型放射性物品运输安保系统及其非法移动感知方法

曾铁军^{1,2,4}, 阳小华^{1,3,4}, 万亚平^{3,4}, 蒋盼盼^{1,4}, 刘征海^{1,3}, 毛宇^{3,4}

(1. 南华大学核科学技术学院, 衡阳 421001; 2. 南华大学电气工程学院, 衡阳 421001; 3. 南华大学计算机学院, 衡阳 421001; 4. 中核集团高可信计算重点学科实验室, 衡阳 421001)

摘要: 放射性物品运输过程的安保相对于固定场合较为薄弱。为了提高放射性物品运输过程的安保水平, 本文基于项目团队提出的个体自主安全智能技术, 构建了一种新型放射性物品运输安保系统。为了区分丢失与被盗导致的放射性物品非法移动与运输车辆颠簸导致的移动, 本文提出了基于面积比较的非法移动检测方法。在运输车厢内 4 个顶部角度处布置的锚节点轮流广播无线信号, 安装在放射性物品上的个体自主安保智能装置提取相应的无线信号强度, 经滤波后转换为空间距离。基于距离数据构建出放射性物品自主智能装置与 4 个锚节点之间的三角形。计算出这些三角形面积之和, 将它与代表车厢内部面积的锚节点组成四边形面积进行比较。若结果大于一定阈值则认为发生了非法移动。仿真研究表明, 本文提出的方案是可行的。

关键词: 放射性物品; 自主安全智能; 运输安保系统; 非法移动

中图分类号: TL93 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)04-0019-07

为使被保护的核材料和核设施免于被破坏和被盗窃, 目前的核安保(实物保护)系统一般配置了入侵报警系统、视频复核系统、出入口控制系统等多个子系统^[1]。由于这些子系统不便于移动, 所以在放射性物品运输安保中应用不多。放射性物品运输安保系统更多地依靠人工管理和巡检技术, 这导致其安保性能比固定场所的安保系统薄弱^[2]。国外发生的多次放射性物品运输安保事故就证实了这一点。2020 年 7 月 3 日夜, 含有 50 mCi Am-241 的 CPN 503 型设备在停在加利福尼亚州 Visalia 的技术人员的卡车中被盗^[3]。2018 年 4 月 19 日, 加拿大

阿尔伯塔省 Gleichen 附近高速公路一侧发现带有辐射警告标签的 Type A 包裹^[4], 导致关闭了高速公路 901, 直到找到包装中运输的放射源为止。2017 年 5 月 17 日上午, 在加拿大多伦多和安大略省布兰普顿之间的运输过程中, 丢失了 Troxler 3440 型便携式包装^[4]。2015 年 4 月 16 日, 在墨西哥南部塔巴斯科州内卡德纳斯市发现了此前被盗的装有放射源铯-137 的货车, 但是放射源铯-137 失踪^[5]。

IAEA 2020 年颁布的《放射性物品运输安保问题》^[6]指出, 以单个货包为单位来确定安保级别, 是确定运输安保级别的方式之一。货

收稿日期: 2021-01-01 修回日期: 2022-03-21

基金项目: 中央军委科技委国防科技创新特区项目, 项目编号: 18-163-15-LZ-001-002-09; 博士基金项目: 放射性物品运输安保非授权移动探测技术研究, 项目编号: 220XQD046

作者简介: 曾铁军(1983—), 男, 讲师, 博士, 现主要从事核安保技术领域的研究工作

包既包括运输车辆,也包括包装容器。本文拟在包装容器上实施安保技术,提高放射性物质运输安保水平的精细度。

项目团队曾提出了放射性物品个体自主安全智能(Self-security intelligence)的概念^[1],通过在容器上增加安保装置赋予其感知和应对未经授权的接近和获取放射性物品的基本能力。本文基于个体自主安全智能技术,提出新型放射性物品运输安保系统,并研究系统中放射性物品非法移动感知技术。

1 新型放射性物品运输安保系统

新型车载运输安保系统构成如图1所示。车载安保系统将报警信息和关键图像上传给安保监控中心,安保监控中心负责与交通部门和公安部门等协调响应安保事件。车载安保系统由车厢外监测单元、车厢内监测单元、个体自主安保装置(安装在放射性物品容器上的电子设备)、单车安保平台(包括主机 host、LCD 液晶显示器)、便携式终端组成。其中,车载安保主机 host、LCD 液晶显示器置于驾驶室。车厢外监测单元由车厢外的北斗定位模块和车顶(靠近车门处)安装的一个针孔摄像头组成,并通过有线连接至主机 host。车厢内监测单元包括车厢内前后两个摄像头、一个辐射探测器和门磁开关,前摄像头对着车厢内的放射性物品,后摄像头对着车门。门磁开关安装在车门处,用于监测车门是否开启。个体自主安保装置安装在放射性物品容器上,完成非法接近、非法移动的探测功能,并经过无线网



图1 新型放射性物品运输安保系统
Fig.1 A new type radioactive material transportation security system

络传输给无线节点1,进而通过有线转发至主机 host。当出现“非法接近”和“非法移动”(对应丢失和被盗)报警信息时,在 LCD 液晶显示模块和便携式终端上显示报警信息。自主安全智能装置上的“非法移动”感知与门磁开关是两种独立的安保手段,即使一方失效,另一方也能正常工作。单车安保平台和便携式终端还能够调用摄像头图像进行复核报警信息。

2 非法移动特点分析

2016年中国颁布的《放射性物品道路运输管理规定》对运输车辆的规定^[7]:核定载质量在1吨及以下为厢式货车(如图2、图3所示)或封闭货车。

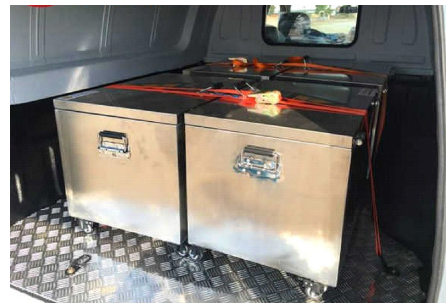


图2 放射性物品运输车1
Fig.2 Radioactive material transport vehicle 1



图3 放射性物品运输车2
Fig.3 Radioactive material transport vehicle 2

根据IAEA 2020年发布的运输安保规程^[6],安保系统需完成的非法移动探测功能见表1。

放射性物品(容器)被盗窃或丢失后都会离开车厢,即移动至车厢外。对放射性物品(容器)的破坏,会同时破坏放射性物品(容器)上的自主安保装置,从而导致自主安保装置不能感受到自身离车厢的位置,也可以认为其移动到了无限远处,其移动距离更是超出了车厢外。上

表 1 不同运输安保级别下的探测功能目标

Table 1 Detection function targets under different transportation security levels

	基本型	加强型	附加型
探测要求	对包裹的任何非授权移动的探测	对包裹的任何尝试非授权移动的探测	对包裹的任何尝试非授权移动的立即探测

述移动都可以认为是“非法移动”。在正常道路运输过程中,由于不平坦的道路可能产生颠簸,导致放射性物品容器在车厢内产生一定程度的位移,这是正常移动。而非非法移动是不正常移动,为了与正常移动相区分,这里的“非法移动”定义为移动至车厢外。因为运输车厢内的空间环境本身不大,且为金属空间环境,GPS 或北斗等定位技术将因收不到信号而失效。本文采用以无线信号强度(RSSI)为基础数据,提出面积比较的方法对运输车厢内的放射性物品进行定位,以识别其是否移动至车厢外。

3 非法移动感知

在运输车厢内布置锚节点。锚节点轮流广播发送无线定位信号,个体自主安保智能终端收到无线定位信号后,提取对应的无线信号强度,并将其转换为空间距离。综合利用这些距离,按照本文提出的面积比较方法判断该自主安保智能装置是否移动到了车厢外,即是否发生了非法移动。将这些判断结果经无线网络发送给安保系统,为其报警决策提供数据支撑。

3.1 基于面积比较法的非法移动检测模型

在车厢的四个靠近车顶的角落,呈长方形布置,安装 4 个 zigbee 节点作为锚节点(为了不影响无线通信效果,其天线至少距离车顶及车厢内壁 10 cm),如图 4 所示,A 点在车厢左前端,B 点在车厢右前端,C 点在车厢右后端,D 点在车厢左后端。ABCD 的面积代表车厢内部面积。放射性物品(容器)单层摆放,自主安保装置安装在容器的顶上,尤其要注意其天线不能被遮挡。尽管自主安保装置与锚节点不在同一平面,但是从工程角度出发,暂时忽略其误差,然后在后面判据中以增大阈值的方式予以补偿。

D 分别构成的四个三角形面积之和减去四

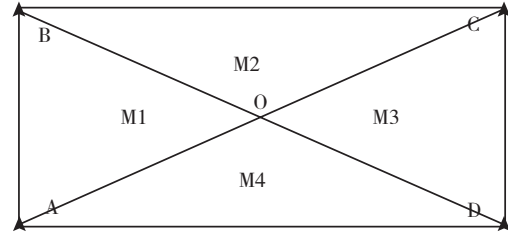


图 4 基于面积比较法的非法移动检测模型

Fig.4 Illegal movement detection model based on area comparison method

边形 ABCD 的面积,即

$$S_{SUM} = S_{ABO} + S_{BCO} + S_{CDO} + S_{DAO} - S_{ABCD} \quad (1)$$

式中, S_{ABO} 、 S_{BCO} 、 S_{CDO} 、 S_{DAO} 分别表示三角形 ABO、BCO、CDO、DAO 的面积; S_{ABCD} 表示四边形 ABCD 的面积。

当自主安保智能装置 O 位于车厢内时,即 O 点为 ABCD 内任意一点,则理论上存在公式(2)

$$S_{SUM} = 0 \quad (2)$$

当自主安保智能装置 O 位于车厢外时,即 O 点为 ABCD 外任意一点,则理论上存在公式(3)

$$S_{SUM} > 0 \quad (3)$$

考虑到测量误差 $\Delta S_{\text{测量}}$,即使自主安保智能装置 O 位于车厢内时,有

$$S_{SUM} = \Delta S_{\text{测量}} \quad (4)$$

当自主安保智能装置 O 位于车厢外时,可得判据

$$S_{SUM} \geq \Delta S_{Mset} \quad (5)$$

式中, ΔS_{Mset} 是面积之和测量误差阈值,单位为 m^2 。四个三角形面积之和减去四边形 ABCD 的值 S_{SUM} 大于阈值 ΔS_{Mset} 时,可得出放射性物品已被移出车厢的结论,从而报警。该阈值应大于 $\Delta S_{\text{测量}}$ 。

3.2 基于面积比较法的非法移动检测方法

(1) 4个锚节点每间隔1s发送一次带自身地址广播帧,用于提供RSSI。4个锚节点发送帧时间的间隔很短,暂时忽略其时间差,便于后面节点的定位。挑选出锚节点的RSSI数据、代表放射性物品运输轨迹的路线节点的RSSI数据。

(2) 根据公式(6)

$$RSSI_{(k,i)} = A_k - 10\eta_k \log(d_{ik}) + v_{(k,i)} \quad (6)$$

式中, $RSSI_{(k,i)}$ 表示节点k收到锚节点i的无线信号强度,单位为dB; A_k 表示距离锚节点i一米远处的无线信号强度值; η_k 表示环境衰减因子; d_{ik} 表示节点k到锚节点i的距离; $v_{(k,i)}$ 表示均值为0的噪声。

如果滤除噪声,则通过RSSI值可获得d值。对锚节点的RSSI数据均值滤波,求取 A_k 和 η_k 。即通过D点接收B点的RSSI数据,来获得锚节点B发出的 A_k 和 η_k 。其他的类似。

(3) 考虑到车厢内无线信号的多径效应、路径衰减及遮挡效应,RSSI值可能存在误差,该误差一般符合高斯分布,所以对自主安全智能终端上的RSSI数据进行卡尔曼滤波,进而按照公式(7)计算。

$$d = 10^{(A_k - RSSI_{(k,i)}) / 10\eta_k} \quad (7)$$

通过公式(7),求取该节点至锚节点之间的距离 d_{AO} 、 d_{BO} 、 d_{CO} 、 d_{DO} 。

(4) 锚节点AB之间的距离是 d_{AB} ,ABO的边长分别为 d_{AB} 、 d_{AO} 、 d_{BO} ,根据海伦公式,三角形的面积用公式(8)表示。

$$S_{ABO} = \sqrt{p(p-d_{AB})(p-d_{AO})(p-d_{BO})} \quad (8)$$

式中, P 为周长的一半, $p = (d_{AB} + d_{AO} + d_{BO}) / 2$,单位为m。

同理可求出其他三个三角形面积。考虑到点O与平面ABCD实际上不在同一平面,这样就会导致求出的 d_{AO} 、 d_{BO} 偏大。而 d_{AB} 是定值,所以可能导致求出的三角形面积偏小。这样,当放射性物品O在车厢内时,将可能导致公式(4)中的测量误差小于0。

(5) 依据公式(5)判断是否发生了非法移动。

(6) ΔS_{Mset} 值可以根据运输的放射性物品的重要性来确定。

(7) 对报警的节点调用摄像头联动复核。

3.3 无线信号强度滤波

当运输车内的放射性物品较少时,无线信号受到障碍物的遮挡较少,但是可能存在较多的反射、散射,即存在多径效应;当运输车内的放射性物品较多,导致车内空间较拥挤时,无线信号受较大的路径衰减及障碍物遮挡效应的影响较大。多径效应、障碍物遮挡将导致节点接收到的信号强度产生波动,可看成在RSSI值上叠加了噪声。该噪声特征一般与高斯噪声相符。若直接使用测量所得的原始数据会产生较大的测距误差。因此必须对信号测量值进行平滑预处理,消除噪声。自主安全智能装置的计算能力和电池容量有限,为了减轻其计算压力和通信开销,平滑滤波方法既要能够对噪声有一定的消除能力,又不能带来太大的计算量。从滤波效果来说,高斯滤波算法将是一种较好的选择,但是该算法计算量大,且时间窗长。卡尔曼滤波仅仅使用前后两次采样值,计算量相对较少,且滤波效果好,因此本项目采用卡尔曼滤波方法。

这里预期放射性物品在车厢内不发生移动,所以其速度为0。系统可以由公式(9)和公式(10)表示。

$$X_k = RSSI_k = RSSI_{k-1} + w \quad (9)$$

$$Z_k = RSSI_k = RSSI_{k-1} + v \quad (10)$$

式中, w 表示预测数据误差, v 表示观测数据误差。

则迭代方程为式(11)至式(15)

Prediction:

$$X(k|k-1) = X(k-1|k-1) \quad (11)$$

$$P(k|k-1) = P(k-1|k-1) + Q \quad (12)$$

Update:

$$Kg(k) = P(k|k-1) / [P(k|k-1) + R] \quad (13)$$

$$X(k|k) = X(k|k-1) + Kg(k) [Z(k) - X(k|k-1)] \quad (14)$$

$$P(k|k) = [I - Kg(k)] P(k|k-1) \quad (15)$$

式中, Q 为数据预测误差的方差, $Q=ww^T$, 可设为一个较小的数, 如 0.01。 R 是数据测量误差的方差, $R=vv^T$, 可在放射性物品装车完成后的一小段时间内 (如 1 分钟) 实测得到。

3.4 ΔS_{Mset} 值确定

本文考虑“每容器 (包裹)”方法来指定放射性物品的运输安全等级。根据 D 值和 A 值, 确定四个传输安全级别: 谨慎的管理做法, 基本的运输安全等级, 加强型运输安全水平, 附加型运输安全水平。其中后三者需要设置专门的安保措施, 且加强型运输安全水平的要求最高, 其运输的放射性物品活度最高。一旦发生泄漏, 如前文分析, 则引起安保装置失效的概率越高。在确保大于测量误差的情况下: 安保需要高级别的, 由于其重要性高, 可将 ΔS_{Mset} 值设置得小一点, 检测准确度降低, 可能存在一定程度的误报, 但同时也会减少漏报, 从而降低丢失或被盜的概率; 安保需要低级别的, 由于其重要性低, 可将 ΔS_{Mset} 值设置得大一点, 检测速度虽慢, 但检测准确度高。

4 仿真试验

红宇牌 HYJ5060XFS-JX 型放射性物品厢式运输车, 如图 5 所示, 外形尺寸的长宽高为 $6350 \times 2120 \times 2800$ (mm), 货厢尺寸为 $4260 \times 2005 \times 1730$ (mm), 离地高度 450 mm。



图 5 HYJ5060XFS-JX 型放射性物品厢式运输车
Fig.5 HYJ5060XFS-JX radioactive material van

我们设置的仿真环境实验区域大于货厢尺寸, 为 $20 \text{ m} \times 1.9 \text{ m}$ (假定天线距离车厢内壁 0.1 m)。自主智能装置的天线离车厢顶部 1.5 m。以该天线所在平面为坐标平面, 实验区域网格

化以左上角为坐标原点建立坐标系, 网格线横、纵间隔均为 0.5 m, 网格线交点为参考点位置。在周边设置 4 个 AP 发射点 (锚节点), 位置分布为 A(0.1 m, 0.1 m, 1.5 m), B(0.1 m, 1.9 m, 1.5 m), C(2.1 m, 0.1 m, 1.5 m), D(2.1 m, 1.9 m, 1.5 m)。整个仿真区域如图 6 所示。

运输车辆临时停靠时, 盗窃者以 2.25 m/s 的速度移动该放射性物品容器至车厢后门外, 通过车厢门口时速度变慢, 下车后行走的速度还是 2.25 m/s。放射性物品的移动轨迹在图 7 中以空心圆圈表示。实心点表示 S_{SUM} 。从图 7 可以看出, 当放射性物品在车厢内部时, 面积差值 S_{SUM} 的值为负。当其移动至车厢后门外时, 该值为正。所以只要设置合适的 ΔS_{Mset} 值, 判据是成立的。在图 7 中, 只要将 ΔS_{Mset} 值设为 1.3, 放射性物品移至离车厢前部 5.3 米, 即脱离车厢 1.04 米后都能正确判别。

5 结果与分析

经多次仿真, 面积差值 S_{SUM} 由负转正后的第一个数值记录见表 2。

表 2 面积差值由负转正的第一个数值
Table 2 The first value of area difference from negative to positive

试验次数	面积差值转正后的第一个正数	该数对应的距离 /m
1	1.4116	5.3
2	0.2376	4.85
3	1.3707	5.3
4	1.4957	5.3
5	1.3615	5.3
6	0.2923	4.85
7	1.2757	5.3
8	1.3825	5.3
9	1.4518	5.3
10	1.4858	5.3

从表 2 可以看出, 10 次仿真试验中面积差值 S_{SUM} 由负转正后的第一个数值的最大值为 1.4957。实际试验时, 我们继续仿真了 100 次, 该值最大为 1.5322; 仿真 1000 次时, 该值最大为 1.5534。之所以在不同的仿真中, 该数值会有不同, 是因为我们

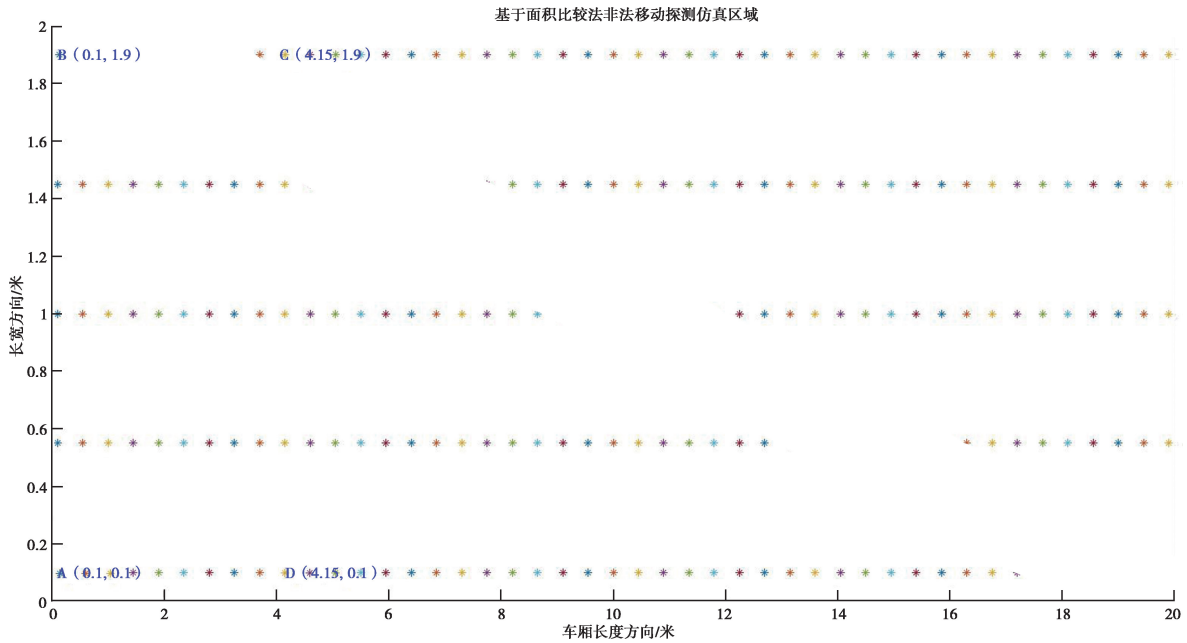


图6 仿真区域

Fig.6 Simulation area

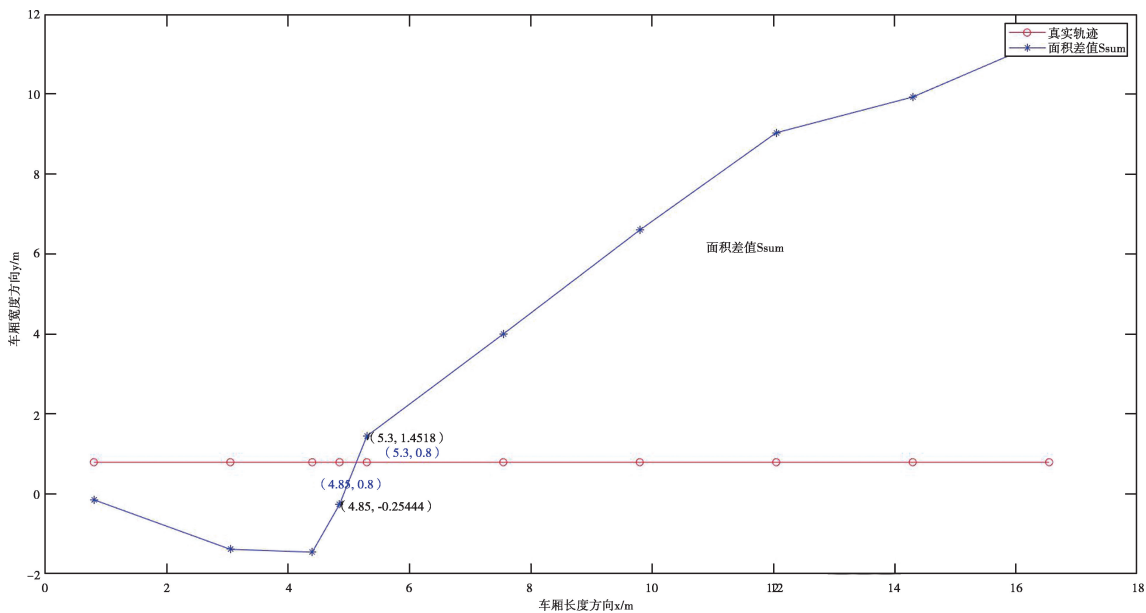


图7 仿真结果

Fig.7 Simulation result

模拟了随机噪声,该随机噪声每次出现的结果会有不同,但是不管如何,这个结果总是有界的。结合理论分析可知,当放射性物品从车厢内部经由车厢后门移动至外部时, S_{SUM} 值理论上会越来越来大,即在刚移出车厢时都是单调递增的,所以只要设置合适的阈值,公式(5)是成立的。放射性物品从车厢前部和侧面移出车厢时,由于这些面都

是铁皮内壁,其对应的 RSSI 衰减更大,将有利于公式(5)的成立。需要注意的是,当放射性物品离车厢过远时,无线信号过于微弱可能导致自主安保智能装置检测不到数据。此时需要车载安保系统将自主安保智能装置的通信失效方法检测出来,实现直接报警。

6 总结

本文基于个体自主安全智能理论,提出了新型放射性物品运输安保系统。针对盗窃和丢失导致的非法移动和车辆颠簸导致的正常移动的不同特征,提出了基于面积比较法的非法移动检测方法。以 HYJ5060XFS-JX 型放射性物品厢式运输车为原型,建立了仿真模型。对仿真数据进行了分析与总结,结果表明,本文提出的方法是可行的。

参考文献

- [1] 阳小华, 曾铁军, 万亚平, 等. 放射性物品个体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (02): 43-48.
- [2] 潘玉婷, 曹芳芳, 洪哲, 等. 国内一、二类放射性物品运输在线监控平台构建技术研究 [C] // 中国核科学技术进展报告 (第五卷)——中国核学会 2017 年学术年会论文集第 10 册 (核测试与分析分卷、核安全分卷), 2018-04, 威海: 中国原子能出版社, 2017: 418-428.
- [3] U.S.NRC. Event Notification Report for November 02, 2020 [R/OL]. (2020-11-02) [2021-01-01]. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2020/20201102en.html>.
- [4] U.S.NRC. Event Notification Report for July 17, 2020 [R/OL]. (2020-07-17) [2021-01-01]. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2020/20200717en.html>.
- [5] Canadian Nuclear Safety Commission. Events Reporting: Transport / In Transit events [R/OL]. (2018-06-06) [2021-01-01]. <https://nuclearsafety.gc.ca/eng/acts-and-regulations/event-reports-for-major-nuclear-facilities/event-reporting/transport-intransit-events.cfm?pedisable=true>.
- [6] IAEA. Security of Radioactive Material in Transport: NSS 9-G (Rev. 1) [S]. Vienna: IAEA, 2020.
- [7] 佚名. 放射性物品道路运输管理规定 [N]. 中国交通报, 2010-11-18.

A New Type Radioactive Material Transportation Security System and Its Illegal Movement Sensing Method

Zeng Tiejun^{1,2,4}, Yang Xiaohua^{1,3,4}, Wan Yaping^{3,4}, Jiang Panpan^{1,4}, Liu Zhenghai^{1,3}, Mao Yu^{3,4}

- (1. School of Nuclear Science and Technology, University of South China, Hengyang 421001, China; 2. School of Electrical Engineering, University of South China, Hengyang 421001, China; 3. CNNC key laboratory on high trusted computing, Hengyang 421001, China; 4. School of Computer, University of South China, Hengyang 421001, China)

Abstract: The security during the transportation of radioactive materials is relatively weaker compared to fixed places. In order to improve the security level during the transportation of radioactive materials, a new type radioactive material transportation security system is constructed based on the individual self-security intelligence technology proposed by the project team. In order to distinguish the illegal movement of radioactive materials caused by the loss and theft from the movement caused by the turbulence of transportation vehicles, this paper proposes an illegal movement detection method based on area comparison. Anchor nodes arranged at 4 top angles in the transportation compartment broadcast wireless signals in turn. The individual self-security intelligence devices installed on radioactive material container extract the corresponding wireless signal strengths and convert them into spatial distances after filtering. Based on the distance data, 4 triangle between the self-security device and the 4 anchor nodes is constructed. Calculate the sum of the area of these triangles and compare it with the area of the quadrilateral formed by anchor nodes which represents the internal area of the compartment. If the result is greater than a certain threshold, it is considered that an illegal movement has occurred. The simulation research shows that the scheme proposed in this paper is feasible.

Key words: radioactive material; self-security intelligence; transportation security system; illegal movement

(责任编辑: 许龙飞)

张萌,张志刚.COP 26 减碳目标下核电发展的必要性与可行性研究[J].核安全,2022,21(4):26-31.

Zhang Meng,Zhang Zhigang. Necessity and Feasibility Study of Nuclear Power Development under COP 26 Carbon Reduction Goals[J]. Nuclear Safety,2022,21(4):26-31.

COP 26减碳目标下核电发展的必要性与可行性研究

张萌¹,张志刚^{2,*}

(1. 南华大学核科学技术学院, 衡阳 421001; 2. 生态环境部华北核与辐射安全监督站, 北京 100082)

摘要: COP 26 提出的全球减碳目标对世界能源体系的低碳化做出了更高的要求。虽然 2020 年以来世界能源消耗量总体降低, 但这也有疫情制约经济发展而导致能源需求下降的因素。为在满足我国经济社会高速发展能源需求的同时, 实现含碳温室气体排放的降低, 必须尽快改变我国现有相对落后的能源体系。基于 COP 26 框架下能源结构谋求低碳化发展的大背景, 通过分析核电特性与我国能源结构短缺的互补与契合、核电经济性在当今社会发展条件下的优势以及国际上核电的总体进展, 有针对性地论证了现阶段我国核电发展的必要性与可行性, 并分析了其在我国能源低碳化进程中的作用。

关键词: 碳达峰; 碳中和; 核能

中图分类号: TL99; X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 04-0026-06

1 COP 26 框架下的能源利用背景

当一定时期内通过人为二氧化碳移除使得全球人为二氧化碳排放量达到平衡时, 称为净零二氧化碳(CO₂)排放的实现。《联合国气候变化框架公约》(UNFCCC)第 26 次缔约方大会(COP 26)将到 21 世纪中叶确保全球实现零碳排放及碳中和的净零目标作为谈判的四大目标之一。然而会议秘书处指出:到 2030 年,全球温室气体排放水平下限仅为 517.6 亿 t CO₂ 当量,比 2025 年估计排放水平下限低 2.1%。依照联合国政府间气候变化专门委员会(IPCC)给出的《全球升温 1.5 °C 特别报告》,为将全球变暖水平控制在比工业化前水平高 1.5 °C 以下(利用

1850—1900 年这一参照期来估算工业化前全球平均地表温度),2030 年全球人为二氧化碳排放量需比 2010 年降低约 45%。即使仅为将全球变暖水平控制在比工业化前水平高 2 °C 以下,2030 年的人为二氧化碳排放量仍需比 2010 年降低约 25%^[1]。

毫无疑问,这一目标是对当下国际竞争日趋激烈的能源体系的极大挑战。截至 2020 年,石油依然是全球的最大能源,其一次能源消费份额占比为 31.2%,煤炭是第二大能源,其一次能源消费份额占比为 27.2%,天然气是第三大能源,其一次能源消费份额占比为 24.7%。而水力发电、可再生能源与核能仅分别占能源结构的 6.9%、5.7% 和 4.3%^[2]。由此可见,面对 COP 26

收稿日期:2022-02-17 修回日期:2022-06-17

基金项目:国家级大学生创新创业训练计划资助项目,项目编号:202110555025

作者简介:张萌(2001—),男,本科,现主要从事核安全理论与技术研究工作

* 通讯作者:张志刚, E-mail: zgepa@tom.com

会议提出的减排目标,目前的世界能源消费结构中的低碳能源依旧相对疲软,难以在不影响后疫情时代全球经济复苏的前提下完成减碳目标。因此,积极谋求低碳能源与可再生能源的长足发展,对达成碳达峰、碳中和目标有着重要的意义。

2 世界各国能源发展动向

2.1 碳达峰背景下世界各国能源发展动向

受新冠疫情的影响,全球经济下行压力加大,进而导致 2020 年由于能源消费而造成的碳排放量与 2019 年相比下降了 6.3%,一次能源消费总量下降了 4.5%。其中石油作为一次能源消费的最大推手,在世界上主要国家与地区的需求量呈现下降的趋势。其中美国、欧盟和印度的石油需求量分别下降 230 万桶/天、150 万桶/天和 48 万桶/天,这在一定程度上减轻了全球减碳行动的压力。可再生能源发电量(不包括水电)总体增长了 9.7%,尽管其能源增量的绝对值与前三年基本持平,却低于近 10 年每年增长 13.4% 的平均水平,可再生能源发展进度减慢。核电在一些国家的发展也出现了放缓甚至下滑趋势,其中美国 2020 年核电年平均增长率下滑了 2.7%,法国下滑 11.6%,日本核能年发电量仅为 43.0 TW·h,年平均增长率下滑了 34.7%。

将碳排放量的下降与世界生产总量的下降进行比较,可以发现减少碳排放的价格几乎为每吨 1400 美元。在疫情全球化的畸形发展背景下,较低的碳排放与减碳进展是以经济发展和社会正常运转为代价的。而在 2021 年及之后的后疫情时代,减碳工作面临着全球经济复苏和 2030 年全球碳达峰时限的双重压力,世界能源体系面临的挑战便是如何在不造成大规模经济破坏和不影响民众日常生活的情况下尽可能减少碳排放。

2.2 碳达峰背景下我国的能源国情

2020 年,中国是全球可再生能源增长的最大贡献者,但同时也是能源消费增幅最大的国家,其中仅一次能源消耗量就达到 145.46 埃焦。在 2020 年中国的能源消费结构中(见表 1),

表 1 2020 年中国和世界能源结构比较^{[3],*}

Table 1 Comparison of energy structure between China and the world in 2020

能源种类	中国能源消费结构	世界能源消费结构
煤炭	56.6%	27.2%
石油	19.6%	31.3%
天然气	8.2%	24.7%
核能	2.1%	4.3%
水电	8.1%	6.8%
非水电可 再生能源	5.4%	5.7%

*数据来源:BP。

煤炭占比 56.6%,石油占比 19.6%,天然气占比 8.2%,核能占比 2.1%,水电占比 8.1%,可再生能源(不包括水电)占比 5.4%;而在世界范围内,以上各项能源消费的占比分别为:27.2%、31.3%、4.7%、4.3%、6.8%、5.7%。将两者通过柱状图的形式相对比(如图 1 所示)可以发现,我国的能源消费结构呈现出明显的比重不均衡且煤炭资源依赖程度高的特点,碳排放量相对较小的天然气的消费比重也远低于世界总体水平。综合来看,我国的能源结构呈现出消费单极化较为显著的特征。

在可再生与新能源等低碳能源方面,我国的可再生能源消费水平仅比世界总体水平高 1 个百分点。而相比近年来我国风电水电的高速发展,核电发展相对疲软,使得其消费比重比世界总体水平低 2.2 个百分点,在我国非化石能源发电量中核能的占比也仅约 14%^[4],远低于世界平均水平。就非化石能源总体来看,为在 2030 年前实现碳达峰,我国政府提出的减少碳排放的阶段性目标为:2025 年将非化石能源消费比重提升至 20% 左右,到 2030 年提升至 25%^[5],相较于 2020 年非化石能源 15.7% 的消费总体比重仍存在较大的差距。

兼顾经济社会发展与“双碳”目标的实现,我国的能源体系既要满足发展需求又要实现对碳排放量的控制,需要重点关注能源供给侧的碳排放。在 2019 年,仅我国能源供给侧的碳排

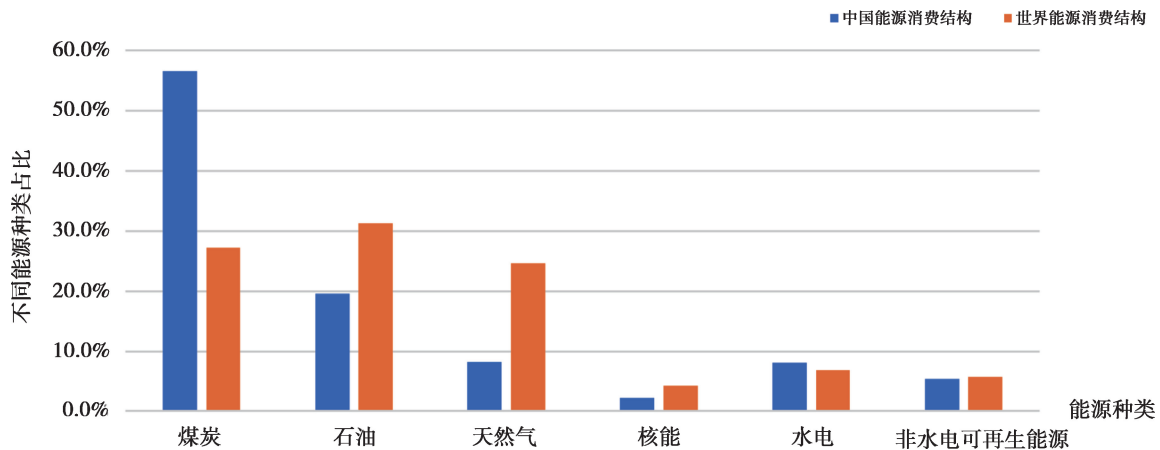
图1 2020年中国和世界能源结构比较^[3]

Fig.1 Comparison of energy structure between China and the world in 2020

放量就高达约46亿t,占比为40%。因此,优先从能源供给端入手,在不减少能源供应量的同时尽可能控制碳排放量,对于构建低碳稳定高效的能源体系十分重要。

3 COP 26 背景下核电发展的必要性与可行性

3.1 发展核电有助于弥补我国能源结构短板

据上文数据分析可知,我国能源消费结构相对单一且低碳能源消费量与国际总体水平相比略显不足,这体现出我国能源结构受制于经济社会发展起步较晚的约束,难以通过常规手段与世界同步实现由高碳到低碳、由低碳到无碳的结构转型。依照世界能源的结构转型规律,由以煤炭为主的能源结构形式向以油气为主的能源结构的转型早在20世纪初就开始进行。由图1可以清晰地看出,世界能源转型第一步已经基本完成,总体上呈现出以油气为主的能源结构。我国在能源的消费架构上已经一定程度地落后于世界。

然而作为全球最大的发展中国家,我国经济社会仍处于中高速发展阶段,资源环境制约日趋强化。2020年,我国以煤炭等化石燃料为主的一次能源人均消耗量为101.1千兆J,相比于2019年增加了1.7个百分点^[3],是世界上为数不多的在疫情下依然保持了能源消耗上涨的国家之一。说明在抗疫卓有成效的同时我国经

济发展的能源需求依然坚挺,且相较于发达国家,我国减碳压力更大。

从时间层面来看,我国“双碳”战略目标实现的时限紧张且任务繁重。以美国和欧洲为代表的发达经济体早在21世纪初和20世纪90年代就完成了碳达峰工作,距2050年有长达50余年的过渡期来达到碳中和目标,而对于中国,这个过渡期只有10余年^[4]。

综合以上能源结构困境,我国需要在较短时间内实现高碳能源的转型与替代,而可再生能源由于易受制于特殊环境要求和能量密度低等缺点难以实现碳达峰目标。与之相比,核能发电在中国有着相当大的发展潜力与空间。

首先,核能作为第二大低碳能源,单位发电量所产生的温室气体从全寿命周期来看是最少的^[4]。核电厂利用核裂变反应释放热能,在役发电生产周期中几乎不释放二氧化碳等温室气体。相较于相同装机容量的以煤炭为燃料的火力发电厂,一台 1×10^6 kW的核电机组可减少二氧化碳排放660万t/年,可以有效满足相同能源产量前提下能源低碳化的需求。其次,通过基于数据的包络分析法DEA对我国五种新能源效率进行评价,得知:核能与地热能是我国的发电效率最高^[6]。而核能又不同于地热能,其不受制于我国现有的资源禀赋,核能装机容量可以在确保核安全与到位的公众沟通的前提下进一步扩大,有助于弥补能源结构短板,跨越

能源结构改革落差,以期实现 COP 26 碳达峰、碳中和远景目标。

3.2 核电的造价与经济性具有优势

核电的经济性受成本和收益的不确定性影响较大,故笔者仅从核电的工程造价、发电成本和产出电价方面进行分析。

我国在役的核电机组中,二代核电机组平均单位造价为 4396.25 美元/kW,在国外核电造价明显趋高的情况下,保持相对稳定。而红沿河核电厂、宁德一期核电厂、福清一期核电厂等二代改进型核电厂由于批量化标准化建设的实现以及设计运行自主化的提高,其单位造价为 12 300~13 400 元/kW,低于世界上同类机组的总体单位造价。此外,对于包括 AP1000、EPR 和 HPR1000 在内的三代核电机组,由于技术改进与安全系统设备的增加,其工程造价相比于二代核电机组必然有所上涨。但是随着三代核电的规模化自主化发展程度日益提高,其工程造价也会逐步降低,进而在核电安全性提升的同时保障了其较高的经济性^[7]。

在核燃料及其循环方面,据众多国际机构分析研判,核燃料自天然铀的采冶到玻璃固化废物的最终后处理,其循环费用仅占到核电厂建设运行总成本的 20%~30%^[7]。相比之下,燃料费用占比高达 70%~80% 的天然气发电反而拉低了其在减碳进程建设中的经济优势。核燃料循环的较小占比确保了核电厂运营总成本的相对稳定,便于核电在能源低碳化决策中脱颖而出。

从核电的消费端来看,我国核电上网电价具备经济竞争力。从 2013 年 6 月起,核电依据社会平均成本由国家核定上网电价,并且对核定价格高于煤电上网电价(含脱硫、脱硝加价,下同)的地区新建核电厂全部执行煤电电价。以核电大省广东为例,大亚湾核电厂和岭澳核电厂的上网电价均低于 0.5 元/(kW·h),分别为 0.420 元/(kW·h)和 0.429 元/(kW·h),而当地脱硫脱硝燃煤机组的标杆上网电价为 0.529 元/(kW·h),核电电价具备明显优势。不仅限于广东省,我国核电上网电价在能源需求较大的东部沿海地区和

华中部分地区均具备比煤电标杆上网电价更强的经济竞争优势,在减少碳排放的同时可以降低社会用电成本,有助于满足经济发展的需求。

3.3 发展核电是全球减碳行动的大势所趋

据 IAEA 的数据统计,截至 2021 年,全球在役核电机组达到 449 台,实际装机容量为 3.93 亿 kW^[8]。尽管在 2011 年福岛核事故发生后世界上部分国家在核电发展上发生了决策顾虑,德国甚至曾一度计划在 21 世纪 20 年代关停全部核电厂,但是核能由于其能量密度较高、清洁低碳且边际成本低而被认为是可以大规模替代化石能源并且有较高市场竞争力的低碳能源。在可再生能源受制于技术与自然条件限制而难以快速发展至充分取代化石能源时,技术相对成熟且能够在短时间内完成建设投产的核电便成为实现双碳目标的必要选择。相关数据显示,自 2012 年以来国际核电发电量总体保持增长趋势。

从核电装机规模较大的核电大国来分析,美国核管会在增加其国内小堆审批数量的同时促使美国政府出台了《核能创新和现代化法案》,以期在保持美国核电产业国际影响力的同时加快核电技术的进步与创新,客观上推动了核电在减碳进程中的作用。随着核电技术进展与碳中和目标期限日益紧迫,美国各地方政府也在逐步寻求核电的解禁与发展,如西弗吉尼亚州于不久前解除了其长达 30 年的核禁令,为其能源脱碳化转型奠定了基础。

日本作为福岛核事故的直接受害国,其国内核电由于公信力受到重创而一度发展低迷,但鉴于核电在能源替代与能源安全保障方面的优势,日本原委会在其《核能白皮书》中提出了逐步恢复核电总体占比至 20% 的建议。

在欧洲,核电贡献了超过 50% 的低碳能源装机容量。法国虽然在 2014 年宣布放缓核电的发展步伐并降低能源体系中核电的占有率,但由于减碳目标的要求和能源短缺的限制,其国内能源体系依然以核能为基石,且在进行模块化小堆和新一代核电技术的进一步研究。

在我国,核电发展具备特有的后发优势。尽管核电在我国能源体系中的占比不高,但是这在一定程度上是由于我国经济社会发展所需能源体量巨大以及核电发展起步较晚所造成的。据相关统计,截至2021年一季度末,我国核电在建机组装机容量近2000万kW,位列世界第一,发展势头颇佳。在核电安全性方面,通过对比三代核电安全技术与我国在役二代改进型核电厂的安全指标(见表2),发现我国二代改进型核电厂的堆芯损坏频率(core damage frequency, CDF)和放射性早期大量释放频率(large early release frequency, LERF)指标已经接近三代核电的安全技术水平要求^[9]。

表2 CDF和LERF安全指标^[9]
Table 2 Safety index of CDF and LERF

机组安全目标	CDF	LERF/LRF
国内二代 大亚湾	1.89×10^{-5}	2.45×10^{-6}
压水堆 岭澳一期	1.83×10^{-5}	2.45×10^{-6}
岭澳二期	1.46×10^{-5}	1.94×10^{-6}
阳江二期	1.00×10^{-5}	—
三代核电厂(URD和EUR文件要求)	$<10^{-5}$	$<10^{-6}$
EPR(理论值)	7.75×10^{-7}	9.80×10^{-8}
AP1000理论值	5.08×10^{-7}	5.94×10^{-8}

同时,由于我国核电发展起步较晚的后发优势,在核电厂的建造与运行过程中得以不断改进安全措施,使得我国核电运行WANO指标(用量化方式表征核电厂在核安全、发电管理、维修优化、设备可靠性和工业安全等方面的综合情况)和业绩普遍处于国际前列,可以满足核电安全稳定快速发展的需求。

4 结论与建议

(1) 国际上对于减碳目标较为紧迫的要求决定了我国核电发展的必要性,技术体系相对成熟的核电应当成为我国高碳排放能源快速替代的重要抓手。

(2) 我国相对落后的能源结构可依赖能源

密度较高的核电谋求进一步转型,缓解能源供给侧的碳排放压力,稳妥实现由高碳排放能源向清洁能源的过渡。

(3) 核电鲜明的经济优势使得其具备快速高效发展的可行性。建议进一步推进新型核电建设,在东南沿海地区核电发展逐渐饱和的情况下,加快内陆核电厂选址安全论证,为核电的进一步发展奠定基础。

(4) 我国需顺应国际发展潮流,深入推进高温气冷堆和模块化小堆等先进堆型研究以提升核电技术水平,使其成为突破能源需求与低碳目标之间矛盾制约、保障能源安全的可行手段^[10]。

(5) 建议尽快完善核安全相关法律法规,实现对现役核电更加严格的制度化监管,切实满足公众对核电安全的期望,为核电发展与减碳目标的达成扫清障碍,从而有效兑现我国在国际减碳目标中的承诺并提高国际威望^[11]。

参考文献

- [1] IPCC. Special-Report-1.5-SPM [EB/OL]. <https://www.ipcc.ch/site/assets/uploads/sites/2/2019/09/IPCC-Special-Repo>.
- [2] 余娜.《bp世界能源统计年鉴》第70版发布 [N]. 中国工业报, 2021-07-13 (002).
- [3] bp.l.c. Statistical Review of World Energy 2021. [EB/OL]. <https://www.bp.com/en/global/corporate/energy-economics/statistical-review-of-world-energy.html>. 2021-07-08-2022-02-11.
- [4] 王海洋, 荣健. 碳达峰、碳中和目标下中国核能发展路径分析 [J]. 中国电力, 2021, 54 (06): 86-94.
- [5] 国务院. 国务院关于印发2030年前碳达峰行动方案的通知 [EB/OL]. (2021-10-24) [2022-01-25]. [Http://www.gov.cn/zhengce/content/2021-10/26/content_5644984.htm](http://www.gov.cn/zhengce/content/2021-10/26/content_5644984.htm).
- [6] 陈珊. 基于DEA及Malmquist指数的我国新能源发电效率评价研究 [D]. 成都理工大学, 2017.
- [7] 中国工程院“我国核能发展的再研究”项目组. 我国核能发展的再研究 [C]. 北京: 清华大学出版社, 2015: 174-181.
- [8] 张馨玉, 马荣芳, 李晓洁. 国际核能产业发展综述 [C] // 中国核科学技术进展报告(第七卷)——中国核学会2021年学术年会论文集第8册(核情报分卷). [出版者不详], 2021: 232-239.
- [9] 叶奇蓁. 后福岛时期我国核电的发展 [J]. 中国电机工程学报, 2012, 32 (11): 1-8.

[10] 核能安全利用的中长期发展战略研究编写组. 新形势下中国核能安全利用的中长期发展战略研究 [M]. 北京: 科学出版社, 2019: 101-102.

[11] 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 (06): 80-87.

Necessity and Feasibility Study of Nuclear Power Development under COP 26 Carbon Reduction Goals

Zhang Meng¹, Zhang Zhigang^{2,*}

(1. School of Nuclear Science and Technology, University of South China, Hengyang 421001, China; 2. Northern Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, Ministry of Ecology and Environment, Beijing 100082, China)

Abstract: The global carbon reduction goal proposed by COP 26 makes higher requirements for the low-carbon of the world energy system. Although the world's energy consumption has generally decreased since 2020, there are still some factors that restrict economic development and lead to the decline of energy demand such as epidemic situation etc. In order to meet the energy demand of China's rapid economic and social development and reduce carbon greenhouse gas emissions, China's existing relatively backward energy system must be changed as soon as possible. Based on the background of seeking low-carbon development in the energy structure under the framework of COP 26, the author demonstrates the necessity and feasibility of China's nuclear power development at this stage by analyzing the complementarities and fits between the characteristics of nuclear power and short shortcomings of China's energy structure, the advantages of nuclear power economy in today's social development conditions, the overall development progress of nuclear power in the world and also its role in the process of low-carbon energy in China.

Key words: carbon peak; carbon neutralization; nuclear power

(责任编辑: 徐晓娟)

万芹方,李昀,李飞,等. 研究堆老化管理监管现状和相关建议[J]. 核安全,2022,21(4):32-35.

Wan Qinfang, Li Yun, Li Fei, et al. Present Status and Suggestions on Ageing Management Inspection of Research Reactors[J]. Nuclear Safety, 2022, 21(4):32-35.

研究堆老化管理监管现状和相关建议

万芹方, 李 昀, 李 飞, 韩善彪

(生态环境部西南核与辐射安全监督站, 成都 610066)

摘要: 针对研究堆老化管理, 通过分析国内研究堆老化管理现状, 梳理研究堆老化管理法规标准和研究堆老化管理监督等存在的不足, 提出加快法规标准修订、提高老化管理审查水平、完善老化管理监督文件体系, 促进研究堆老化管理监管规范化。

关键词: 研究堆; 老化管理; 监管

中图分类号: X946 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 04-0032-04

随着国内研究堆运行时间越来越长,因老化效应导致构筑物、系统、部件性能下降而引发的运行事件居高不下,做好老化管理、将老化效应的影响控制在安全范围内已经成为当前做好研究堆安全工作的重点和难点。本文针对国内研究堆老化管理现状,分析研究堆老化管理法规标准的要求,探讨目前研究堆老化管理监管的难点,提出相关的改进建议。

1 国内研究堆老化监管现状

截至 2021 年,我国现有在役研究堆(临界装置)19 座(详见表 1),其中 9 座运行、5 座运行较少、4 座长期停堆、1 座安全关闭正在退役。运行的研究堆(临界装置)中,3/4 以上已经运行超过 30 年,接近反应堆设计寿期或者超期服役,老化问题愈加凸显。目前研究堆生产辐照试验任务愈加繁重,老化管理的法规标准体系还不健全,仅在定期安全审查过程中要求营运单位选定部分重要安全设备作为老化管理对象、制定老化管理大纲和实施程序、开展必要的检查和评价^[1],由于目前研究堆老化管理文件体系、

表 1 国内研究堆现状

Table 1 The present status of research reactors

设施名称	建成时间 / 年	设计功率
101 重水研究堆	1958	10 MW
中国实验快堆	2010	65 MW
中国先进研究堆	2010	60 MW
49-2 游泳池式反应堆	1964	3.5 MW
原型微型中子源反应堆	1984	27 kW
微堆零功率装置	1981	—
氢化锆固态临界装置	1992	—
DF-VI 快中子临界装置	1970	—
中试厂铀溶液临界装置	2002	—
屏蔽实验反应堆	1964	1 MW
5 MW 低温核供热实验堆	1989	5 MW
10 MW 高温气冷实验堆	2000	10 MW
高通量工程试验堆	1979	125 MW
高通量工程试验堆临界装置	1982	—
中国脉冲堆	1990	1 MW
岷江试验堆	1991	5 MW

收稿日期: 2021-11-16 修回日期: 2022-03-15

作者简介: 万芹方 (1986—), 男, 工程师, 核能与核技术工程硕士, 现从事研究堆核安全监管工作

续表

设施名称	建成时间 / 年	设计功率
18-5 临界装置	1969	—
深圳大学微型反应堆	1988	30 kW
医院中子照射器	2009	30 kW

老化数据库、老化效应监测、老化效应缓解和老化效应评估等均不同程度地存在问题,也缺少必要专项老化管理资金支撑,大部分研究堆营运单位简单地以检查、维修和试验等代替老化管理,导致部分研究堆构筑物、系统、部件的老化效应越来越明显,对于研究堆的安全稳定运行和纵深防御系统的完整性造成了一定影响。例如,某研究堆 2019 年连续发生 2 起因安全棒行程开关性能下降导致安全棒顶部触电异常保护停堆事件,2020 年又发生 2 起因一次水压力边界密封系统失效导致一次水泄漏事件。与核动力厂相比,研究堆的老化情况可能更加严重,应引起营运单位、监管部门的足够重视^[2]。

2 研究堆老化管理法规标准

目前国家核安全局发布的关于研究堆安全监管的部门规章主要是《研究堆设计安全规定》(HAF 201)、《研究堆运行安全规定》(HAF 202)(详见表 2),两个文件均未对研究堆老化管理提

表 2 研究堆相关法规

Table 2 The laws and regulations of research reactors

法规名称	颁布时间 / 年
中华人民共和国核安全法	2017
中华人民共和国放射性污染防治法	2003
民用核设施安全监督管理条例	1986
中华人民共和国核材料管制条例	1987
核电厂核事故应急管理条例	1993
民用核安全设备监督管理条例	2007
放射性废物安全管理条例	2011
核电厂质量保证安全规定	1991
研究堆设计安全规定	1995
研究堆运行安全规定	1995

出系统要求,仅从试验和检查、预防性维修等方面提到对老化的影响^[3]。国家核安全局发布的实施细则《研究堆运行管理》(HAD 202/01)中只对预防性检查、计划性检修提出了检修要求,《研究堆维修、定期试验和检查》(HAD 202/06)中也只明确了维修、定期试验和检查的关系,对相关大纲的编制和实施提出了指导性要求。

直到 2017 年 4 月发布的《研究堆定期安全审查》(HAD 202/02)才正式将“构筑物、系统和部件的实际状态和老化管理”纳入研究堆定期安全审查的五项安全要素之一,明确了定期安全审查要确定研究堆是否有系统的老化管理方法,是否有足够的措施使研究堆在以后的运行中能维持所要求的安全功能。该文件提出了三条要求,一是确定安全重要构筑物、系统和部件的实际状态,以及状态是否满足设计要求;二是确定是否对研究堆的老化进行了有效的管理,并判断安全重要构筑物、系统和部件的性能变化趋势和预期服役时间;三是研究堆的安全重要设备都必须是经过鉴定的合格设备,且必须在服役过程中保持其合格性。

国家核安全局发布的技术文件《研究堆老化管理》(HAB.J0082)和国防科学技术工业委员会发布的核行业标准《研究堆老化管理》(EJ/T1176)^[4]均是以《研究堆老化管理》(IAEA TEDOC-792,1995)为基础编制的,由于缺少上级导则支撑,指导性和可操作性不强,目前普遍难以依照实施(详见表 3)。目前,IAEA 已经将其升级版成《研究堆老化管理》(IAEA SSG-10,2010)。

表 3 研究堆老化管理相关标准导则

Table 3 The aging management standards of research reactors

标准导则名称	发布时间 / 年
研究堆老化管理 (EJ/T1176)	2005
研究堆运行管理 (HAD 202/01)	1989
研究堆维修、定期试验和检查 (HAD 202/06)	2010
研究堆定期安全审查 (HAD 202/02)	2017
研究堆老化管理 (HAB.J0082)	2001

3 研究堆老化管理监督

目前,国家核安全局依据法规要求和风险指引型监管需求,发布了《研究堆核安全监督检查大纲(运行阶段)》(NNSA/HQ-02-JD-PP-005)^[5],要求在研究堆日常核安全监督中对安全重要维修活动、定期试验与检查、安全重要系统和设备的在役检查等活动的实施程序、实施过程、文件记录和异常处理等开展抽查,并对抽查数量提出了明确要求,配套编制了实施程序《I、II研究堆维修、定期试验和检查监督检查技术程序》(NNSA HQ-02-JD-IP-004-A)和《III研究堆维修、定期试验和检查监督检查技术程序》(NNSA HQ-02-JD-IP-011-A),覆盖到了所有类型的研究堆,供核安全监督人员开展监督活动时参考。

对老化管理文件体系、对象筛选方法和结果、老化效应的识别和探测、数据收集与保存、老化效应的预防和缓解、老化效应的评价等具体内容的监督要求目前还不明确,导致难以对营运单位的老化管理情况开展有效监督,对在定期安全审查过程中营运单位的相关承诺的落实情况也难以开展有效监督。

4 相关建议

(1) 加快推进研究堆老化管理规章导则和配套技术文件的修订编制

借鉴IAEA的研究堆老化管理或者核动力厂老化管理的相关要求,结合我国研究堆特点,修订《研究堆设计安全规定》(HAF 201)和《研究堆运行安全规定》(HAF 202),明确研究堆开展老化管理的原则和目标,进而编制研究堆老化管理导则,明确研究堆在设计、建造、调试、运行(包括延寿运行和长期停堆)和退役各阶段老化管理的要求,确定研究堆进行有效老化管理的要素,出台配套的构筑物、系统、部件的老化评估、监测和缓解等技术文件,确保整个运行寿期内研究堆所需安全功能的可用性。

(2) 在定期安全审查或许可证有效期延续中严格落实老化管理审查要求,部分参照学习核动力厂相关要求,提高审查水平,推动研究堆

老化管理水平逐步提升

高通量工程试验堆的第四次定期安全审查和许可证有效期延续审查过程中,国家核安全局严格执行《研究堆定期安全审查》(HAD 202/02)要求,审评单位部分参照核动力厂要求,提出了89项审评问题,营运单位按照审评意见将255个设备纳入老化管理范围,编制了9份老化管理大纲,对反应堆构筑物、系统和部件的实际状态和老化管理作了一次较深入地、系统地调查、检查、评估和总结,形成了一套较为完整的研究堆老化管理文件体系。这是国内研究堆老化管理的一次较完整探索,对于后续其他研究堆的老化管理提供了良好参考。实践表明现阶段以定期安全审查或许可证有效期延续为抓手,部分参照核动力厂的老化管理审评要求或经验,能够推动现阶段研究堆老化管理水平的逐步提升。

(3) 在研究堆核安全监督检查大纲中加入老化管理相关内容,编制相关配套的监督技术文件

将老化管理纳入《研究堆核安全监督检查大纲(运行阶段)》,明确检查的重点内容,编制配套的老化管理监督检查技术文件,进一步细化研究堆老化管理文件体系(老化管理大纲和实施程序)、老化效应监测、老化效应缓解和老化效应评估等检查要求,便于监督实施。以此推动研究堆老化管理监督检查的规范化,进一步促进营运单位老化管理日常工作的规范开展,督促营运单位进一步落实定期安全审查或许可证延续中关于老化管理的相关承诺,保障研究堆老化管理水平的逐步提升,确保研究堆三项安全功能的有效和纵深防御屏障的完整。

参考文献

- [1] 张晓媚, 贾亚青, 刘鹏, 等. HFETR 老化管理研究及老化管理数据库系统研发 [J]. 核动力工程, 2014, 35 (2): 166-169.
- [2] 郝晓峰. 国际原子能机构 (IAEA) 研究堆安全管理现状及展望 [J]. 核安全, 2005 (3): 47-53.
- [3] 高泉源. 研究堆老化管理的法规依据、现状及建议 [J]. 核安全, 2006 (4): 1-8.
- [4] 国防科学技术工业委员会. 研究堆老化管理: EJ/T1176-

2005 [S] .北京：国防科学技术工业委员会，2005.
[5] 国家核安全局 . 研究堆核安全监督检查大纲（运行阶段）：

NNSA/HQ-02-JD-PP-005 [S] .北京：国家核安全局，
2018.

Present Status and Suggestions on Ageing Management Inspection of Research Reactors

Wan Qinfang, Li Yun, Li Fei, Han Shanbiao

(South Western Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, Ministry of Ecology
and Environment, Chengdu 610066, China)

Abstract: Aiming at the complex question of ageing management of research reactors, by analyzing the current situation of the ageing management of research reactors, To investigate the shortage of the regulation standards for ageing management of research reactors and inspection, Suggestions of accelerate regulations and standards updated, increase efforts to the ageing management review, improve the ageing management supervision document system, and enhance the supervision and management of the aging management for research reactor.

Key words: research reactor; ageing management; supervision

(责任编辑：许龙飞)

黄平,段兴彪,周鹏,等.CPR1000 核电机组 RPV 辐照监督管提取方案及实践[J].核安全,2022,21(4):36-41.

Huang Ping, Duan Xingbiao, Zhou Peng, et al. Extraction Program and Practice of RPV Irradiation Surveillance Capsules in CPR1000 Nuclear Power Units [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (4): 36-41.

CPR1000核电机组RPV辐照监督管提取方案及实践

黄平^{1,*}, 段兴彪², 周鹏³, 范敏郁¹, 罗志峰¹, 钱王洁¹, 张晏玮¹, 蔡可信¹

(1. 苏州热工研究院有限公司, 江苏苏州 215004; 2. 阳江核电有限公司, 广东阳江 529941;
3. 辽宁红沿河核电有限公司, 辽宁大连 116302)

摘要: 在反应堆压力容器 (RPV) 内部安装辐照监督试样并定期取出试验可预测 RPV 服役状态, 顺利提取辐照监督管是开展后续试验与评估工作的前提。围绕辐照监督管的提取, 阐述了运输容器设计、制造与验证, 运输容器在进入核岛前的安装与调试, 辐照监督管提取及放置, 运输容器包装四个方面的技术方案, 并以某 CPR1000 机组为案例介绍了实践过程中的注意事项, 为国内其他类似核电机组的辐照监督管提取提供参考。

关键词: 辐照监督; 提取; 运输容器; 实践

中图分类号: TL413 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 04-0036-06

反应堆压力容器 (RPV) 是核反应堆内防止放射性扩散的第二道安全屏障和一回路压力边界, 是反应堆寿期内不可更换的设备^[1-4]。辐照脆化是 RPV 的主要老化机理, 经中子辐照后 RPV 材料韧性转变温度升高、屈服强度增加、断裂韧性降低, 快速断裂的风险增加, 为避免发生快速断裂事故, 目前普遍采用辐照监督的方法, 在堆芯吊篮处安装若干根辐照监督管, 内部放置不同类型的性能测试试样, 定期取出辐照监督管进行性能测试, 由于监督管位置较 RPV 更接近堆芯, 所受中子辐照的注量率要高, 从而通过辐照监督管内试样的性能可以有效预测 RPV 服役更长时间的辐照脆化性能^[5,6]。辐照监督管理可以分为监督管提取、监督管运输、监督管内试样测试、综合性能评估等工作, 其中, 辐照监督管提取是进行后续工作的前提, 本文介绍了辐照监督管提取的技术方案, 并以某

CPR1000 核电机组为例, 阐述了辐照监督管提取时应注意的事项, 为国内其他类似核电机组的辐照监督管提取提供参考。

1 辐照监督管提取的主要工作

1.1 运输容器设计、制造与验证

反应堆辐照监督管是为了检测反应堆压力容器在全寿期内, 材料经中子辐照后的力学性能及脆化程度, 以及压力容器材料承受的中子注量和中子能谱。辐照监督管有效段位于堆芯区域, 在反应堆正常运行时受到来自堆芯中子的辐照使监督管材料活化而生成放射性物质。在监督管达到辐照时间后需从反应堆卸出, 并装入专门设计的运输容器运送至实验室进行辐照分析, 对监督管的放射性源项的计算为后续运输容器设计的基础。

因此, 首先需对监督管的放射性源项进行

收稿日期: 2021-11-15 修回日期: 2022-02-07

基金项目: 国家重点研发计划, 项目编号: 2020YFB1901500

作者简介: 黄平 (1982—), 男, 高级工程师, 硕士, 现主要从事反应堆压力容器安全评估

* 通讯作者: 黄平, E-mail: 39680018@qq.com

分析计算,由于放射源监督管为非特殊形式的放射性物质,计算主要放射性核的活度以及与各核素的 A2 值的比值之和,用以确定运输容器货包类型。按照 GB 11806-2004《放射性物质安全运输规定》中规定,辐照后的监督管中所有放射性核素的活度与其 A2 值的比值之和小于 1,可按照 A 型货包设计,而大于 1 则需按照 B 型以上货包设计计算。

辐照监督管从反应堆容器中卸出后需装入专门设计的运输容器运送至实验室进行分析,由于辐照监督管有较强的放射性,运输容器必须设计有屏蔽层,如图 1 所示,其屏蔽层主体材料为铅,其他结构材料为钢材。此外,需对运输容器进行屏蔽设计,使之满足 GB 11806-2004 对放射性运输容器的剂量率要求。主要计算内容为对已初步设计的运输容器方案进行屏蔽计算,得到容器表面及距离表面 1 米、2 米处的剂量当量率,并使计算目标满足《放射性物质安全运输规程》中的有关要求:

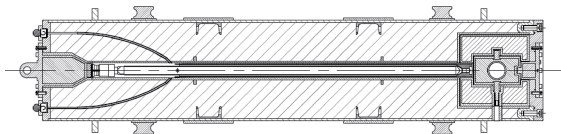


图 1 辐照监督管运输容器结构示意图

Fig.1 Structural diagram of shipping containers for irradiation surveillance capsule

1) 辐射照射应控制在可合理做到的尽可能低的水平。

2) 第 6.10.2 条规定,正常运输条件下,在货包外表面任意一点处,辐射水平均不得超过 2 mSv/h,同时运输指数也不得超过 10(即距离容器表面 1 米处的辐射水平不超过 0.1 mSv/h)。

此外,还需根据计算获得的容器外表面最高辐射水平,参照《放射性物质安全运输规程》货包分级标准(如表 1 所示),确定运输指数及对应的货包运输等级。

运输容器经源项计算、屏蔽计算,整体设计结构如图 2 所示,主要由容器本体(防倒支架)、减震器、容器支架及紧固件等组成,容器本体采用不锈钢内筒+铅+锈钢外壳三层结构,减震

表 1 货包和外包装的运输等级

Table 1 Transport level of package and outer packing

条件		
运输指数 (TI)	外表面上任一点的最高辐射水平 H/ (mSv/h)	分级
0a	$H \leq 0.005$	I 级 (白)
$0 < TI \leq 1a$	$0.005 < H \leq 0.5$	II 级 (黄)
$1 < TI \leq 10$	$0.5 < H \leq 2$	III 级 (黄)
$10 \leq TI$	$2 < H \leq 10$	III 级 (黄) b

a 若测得的 TI 值不大于 0.05, 则依据 6.8.1c 的规定, 此数值可取为零。
b 按独家使用方式运输。

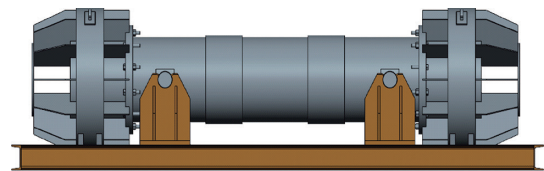


图 2 运输容器

Fig.2 Shipping containers

器在连接法兰处通过螺栓与容器本体相连接,容器通过吊耳固定在容器支架上。制造过程中,采用直立铸铅方式,灌铅后屏蔽体采用 ^{60}Co 源 γ 探伤机进行探伤检查,制造完成后还需进行吊耳载荷试验,包含静载荷和动载荷。此外,运输容器设计和模拟件制造需向国家核安全局(NNSA)报备,制造后进行验证试验,包含喷水试验、自由下落试验及贯穿试验等,最终试验结果提交 NNSA 批准之后进行最终运输容器的制造^[7,8]。

1.2 运输容器在进入核岛前的安装与调试

辐照监督管运输容器运达核电站后,在核电站大修期间实施辐照监督管的提取和包装,主要流程如图 3 所示。鉴于核岛内复杂的工况条件,各类操作动作难度大为增加,运输容器在进入核岛前完成安装和调试工作尤为关键^[9]。

如图 4 所示,运输车辆进入核电厂后先在 AB 库进行卸车,航车吊运需要注意人员安全。运输容器暂时横放于临时坐架上,拆卸螺栓、移除减震器、安装吊耳,减震器暂存 AB 库,并办理存放单。借助一根吊带捆绑容器,一根吊带连

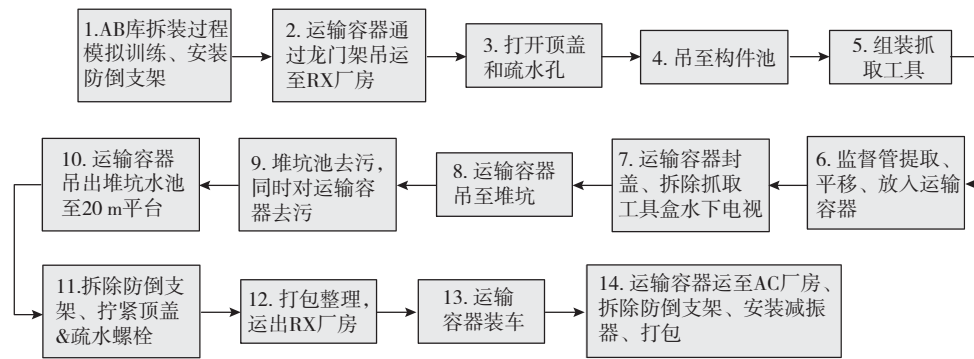
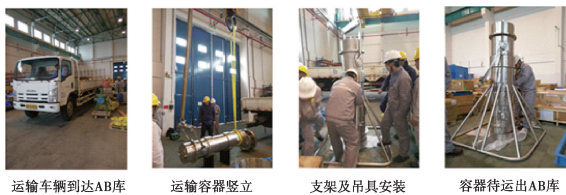


图3 辐照监督管提取与包装流程

Fig.3 Extraction and packaging process of irradiation surveillance capsule



运输车辆到达AB库 运输容器竖立 支架及吊具安装 容器待运出AB库

图4 运输容器安装与调试

Fig.4 Installation and debugging of shipping containers

接吊耳将运输容器竖立,且事先在地面铺放缓冲材料,防止运输容器与地面碰撞。

防倒支架分为两个半环,待运输容器竖立并平稳于地面后,搬运防倒支架对准安装于运输容器下部,需注意防倒支架与运输容器间的结合度,防止间隙过大,安装螺栓时勿单个拧紧后继续安装下一枚螺栓,应先安装所有螺栓但不拧紧,后对称分布的螺栓同时多人拧紧,可有效保障防倒支架的安装稳定性。运输容器安装完成后,必须对其进行必要的调试,利用吊带多次拉动吊耳,验证吊耳的安装流畅性,吊起运输容器并静止于空中,验证吊耳和防倒支架安装稳定性,尤其关注吊耳连接部分。待设备舱门打开窗口期间,打开保卫边界将运输容器吊运至20米龙门架鸡笼,并暂存于鸡笼。

1.3 辐照监督管提取及放置

等待设备舱门再次打开窗口期间,将鸡笼暂存的运输容器吊运至核岛RX20米平台。在RX厂房水池边作业,存在人员和工具坠落、人员沾污等风险,需做好风险宣贯,合理监护操作。如图6所示,运输容器入水前需打开顶盖和疏水孔,此外鉴于容器入水,存在引入异物风



图5 运输容器吊运至20米鸡笼暂存

Fig.5 Temporary storage in 20-meter platform

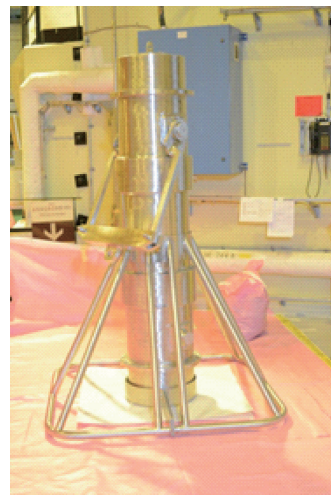


图6 运输容器入水前准备

Fig.6 Preparation before extraction of irradiation surveillance capsule

险,需在入水前检查松动部件,编制防异物检查单,对现场入水设备及工具进行登记、检查,并拍照留底。

利用吊耳,将运输容器从RX20米平台吊入构件池,入水后吊带上端临时绑扎于水池护栏。

组装抓取工具、安装水下电视,依据图 7 所示的辐照监督管堆内周向布置方位图,移出辐照监督管样品塞,提取辐照监督管、平移、放入运输容器^[10]。回装辐照监督管样品塞,拆除抓取工具、运输容器封盖,运输容器从构件池吊至堆坑,吊带及容器封盖长绳绑扎在水池边喷淋管上。同时,需要确认容器放置于堆坑位置,不影响水闸门的安装;吊带及长绳绑扎位置注意不影响换料小车的行驶。

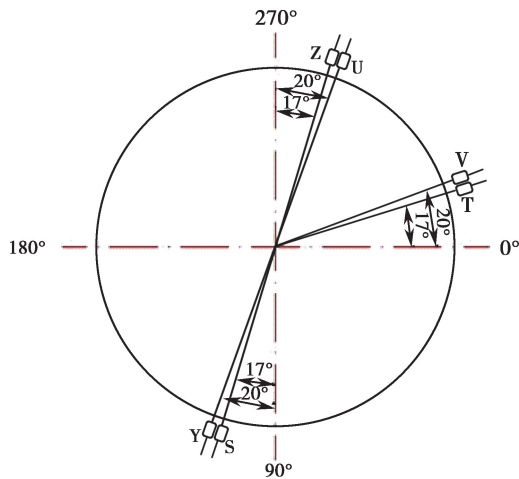


图 7 辐照监督管堆内周向布置方位图
Fig.7 Internal circumferential orientation diagram of irradiation surveillance capsule



图 8 辐照监督管提取
Fig.8 Extraction of irradiation surveillance capsule

考虑到辐照监督管工作一般为大修核岛主关键路径工作,为避免可能出现第一次辐照监督提取的 U 管无法拔出导致核岛主关键路径延迟的情况,需制定辐照监督管拔管预案。鉴于样品损伤影响因素、中子注入量率、超前因子和中子注量四个方面,U 管、V 管、Y 管具有等效性,同时考虑辐照监督管长杆抓具、下部堆内构件法兰、辐照监督管塞子所承受的最大程度及最大力,结合役前阶段插入及拔出辐照监督管试验数据,制定 U 管最大提出力,如超过最大提出力则更换 V 管、Y 管提取^[11]。

在对堆坑去污时,同时对运输容器表面进行去污。运输容器经悬挂排水后,从堆坑吊至 RX20 米暂存场地,解除吊带及长绳,并在容器出水后进行剂量测量和防异物检查,拧紧封盖和疏水螺栓。

1.4 运输容器包装

鉴于等待设备舱门再次打开的窗口时间和厂内运输要求,需对容器进行临时包装(吊具单独包装、无外表裸露、张贴大修物料存放单),如图 9 所示。人员需穿戴纸衣、鞋套、乳胶手套、口罩等附加防护用品,避免人员沾污。

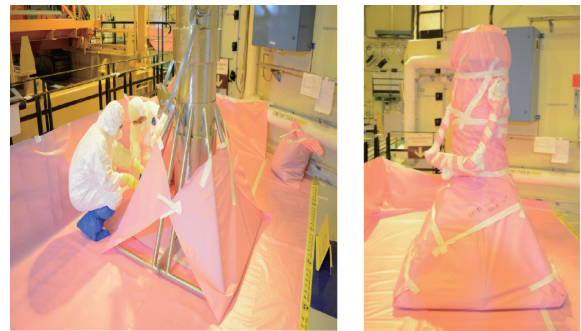


图 9 RX20 米平台临时包装
Fig.9 Temporary packing in RX20-meter platform

设备舱门再次开启时,运输容器仍先由核岛运至龙门架鸡笼,再吊入厂内运输车辆后运至 AC 热室,装车起运前需测量表面剂量、并办理放射性物品厂内运输许可证。在 AC 热室对运输容器进行最终打包,如图 10 所示,拆除容器临时包装、防倒支架(起重配合,防止容器倾倒),将容器放平于支架;拆除容器吊具、拧紧疏水孔螺栓、安装减震器;对运输容器、吊具、防倒



图 10 最终包装状态
Fig.10 Final packing state

支架进行打包,张贴物料存放单暂存,等待运输容器出厂运输。此外,鉴于两次包装、一次拆卸的复杂性,以及可能存在的人员沾污,在核岛RX20米平台空间允许的条件下,建议可以在核岛内一次完成包装后吊运入AC热室暂存。

2 结论

(1) 运输容器需经源项计算确定货包类型,屏蔽计算确定运输等级后,再进行整体结构设计,主要由容器本体(防倒支架)、减震器、容器支架及紧固件等组成,容器本体采用不锈钢内筒+铅+锈钢外壳三层结构。运输容器设计和模拟件制造均需向国家核安全局报备,并经验证试验评审后方可进行正式容器制造。

(2) 鉴于核岛内复杂的工况条件,各类操作动作难度大为增加,运输容器运达核电站、进入核岛前,在AB库拆卸减震器,安装吊耳,竖立运输容器后安装防倒支架,完成运输容器安装并调试吊耳安装流畅性与稳定性、防倒支架安装稳定性。

(3) 经由鸡笼将运输容器吊运至核岛RX20米平台,水池旁临边作业需注意人员和工具坠落、人员沾污等风险,并在容器入水前进行防异物检查。运输容器吊运入构件池,水下提取辐照监督管并封盖,吊运至堆坑池完成去污后方可吊回RX20米平台,容器出水后仍需剂量测量和防异物检查。同时,为避免可能出现第一次辐照监督管提取的U管无法拔出导致核岛主关键路径延迟的情况,需制定辐照监督管拔管预案。核岛RX20米平台完成临时包装后,吊运至AC热室拆卸、最终包装,填写物料存放单暂存,等

待运输容器出厂运输。

致谢

感谢国家重点研发计划(2020YFB1901500)对本文研究的资助。

参考文献

- [1] 肖冰山, 张乐福. 反应堆压力容器辐照监督[J]. 核动力工程, 2008, 29(6): 83-86.
- [2] 邓理邻, 吕焕文, 谭怡, 等. 辐照监督管中子注量率精细化模型计算方法研究[J]. 核动力工程, 2013, 34(s1): 84-86.
- [3] 曹明, 刘刚, 谢永诚, 等. 辐照监督管支承定位结构力学分析[J]. 机械设计与制造, 2017(8): 17-21.
- [4] 张长义, 林虎, 宁广胜, 等. 秦山核电厂反应堆压力容器第三根辐照监督管试样断裂韧性试验[J]. 中国原子能科学研究院年报, 2001(1): 83-83.
- [5] 万强茂, 王荣山, 束国刚, 等. 美国压水堆RPV延寿分析研究及中国RPV延寿之关键问题[J]. 压力容器, 2010(06): 50-55.
- [6] 蒋国富, 伍晓勇. 核反应堆压力容器材料辐照监督管力学性能试验中的质量控制[J]. 核动力工程, 2008(S1): 82-84.
- [7] 韩治, 衣大勇, 冯嘉敏. 辐照监督管运输容器跌落试验的有限元分析[C]. 全国反应堆结构力学会议, 2010.
- [8] 戴钰冰, 汪海, 吴红伟. 辐照监督管运输容器跌落数值仿真计算及试验验证[J]. 内燃机与配件, 2018(2): 57-58.
- [9] 王成林, 袁智超, 张普, 等. 辐照监督管水下维修大型结构装置的吊装工艺[J]. 机械工程师, 2007(11): 32-34.
- [10] 万德华, 冯德诚, 李景胜, 等. 核压力容器材料辐照监督管的设置[J]. 核动力工程, 1984(2): 22-29.
- [11] 徐晓, 金挺, 杨景超. 辐照监督管拔插力计算的解析解[J]. 核动力工程, 2014(2): 146-149.

Extraction Program and Practice of RPV Irradiation Surveillance Capsules in CPR1000 Nuclear Power Units

Huang Ping^{1,*}, Duan Xingbiao², Zhou Peng³, Fan Minyu¹, Luo Zhifeng¹,
Qian Wangjie¹, Zhang Yanwei¹, Cai Kexin¹

(1. Suzhou Nuclear Power Research Institute, Suzhou of Jiangsu Prov. 215004, China; 2. Yangjiang Nuclear Power Co. Ltd, Yangjiang of Guangdong Prov. 529941, China; 3. Liaoning Hongyanhe Nuclear Power Co. Ltd, Dalian of Liaoning Prov. 116302, China)

Abstract: Irradiation surveillance capsules are installed in the reactor pressure vessel (RPV) and extracted regularly for experiments to predict the service status of the RPV. Hence, the smooth extraction of irradiation surveillance capsules is a prerequisite for subsequent experiments and evaluation. In this paper, four following technical solutions are elaborated around the extraction of irradiation surveillance capsules: ① design, manufacture and verification of the shipping containers, ② the installation and debugging of the shipping containers before entering the nuclear island, ③ the extraction and placement of the irradiation surveillance capsules, and ④ the packaging of the shipping containers. A CPR1000 unit is used as a case to introduce the matters needing attention in the practice process, and provide a reference for the extraction of irradiation surveillance capsules for other similar nuclear power units in China.

Key words: irradiation surveillance; extraction; shipping containers; practice

(责任编辑: 梁 晔)

王小信. HPR1000 主控室空调系统防止流感病毒传播能力提升研究[J]. 核安全, 2022, 21(4): 42-47.

Wang Xiaoxin. Study on Air Purification of HPR1000 Main Control Room Air Conditioning System [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(4): 42-47.

HPR1000主控室空调系统防止流感病毒传播能力提升研究

王小信*

(福建福清核电有限公司, 福清 350318)

摘要: 在病毒传播期间, 为了给主控室提供更好的居留条件以及保证核电厂安全稳定的运行, 本文对福清核电厂5、6号机组(HPR1000)主控室空调系统组合式空调机组空气过滤器净化能力的提升进行了研究, 分析了采用初效过滤器(FP)和高效过滤器(FA)的组合方式将主控室空调系统净化能力提高到病毒过滤标准的可行性和有效性, 对提高核电厂主控室可居留区域应对病毒传播和扩散威胁的能力具有重要意义。

关键词: 主控室; 组合式空调机组; 初效过滤器; 高效过滤器; 净化能力

中图分类号: X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)04-0042-06

冠状病毒的主要传播途径为飞沫, 飞沫的直径大部分在1.0~175 μm 之间。而通风系统是整个厂房空气流通的关键(正常时候采用新风+回风的运行方式), 肩负着通风、冷却、过滤的功能^[1]。在核电站内, 主控室通风系统正常系列的组合式空调机组, 采用的二级过滤为初效过滤器(FP)和中效过滤器(FF)组合^[2], 其中初效过滤器对5 μm 以上颗粒的过滤效率为95%(欧标G4), 中效过滤器对1 μm 以上颗粒的过滤效率为70%(欧标F7), 其最终过滤效率为F7。主控室为电站的控制中枢, 对电厂的安全、可靠运行起着重要作用^[3]。对于现在日益重视的空气环境来说, 其关键部位应具备预防流感和病毒传播的功能, 是需要引起重视的新方向^[4], 过滤器F7的效率并不能满足防止流感或病毒传播的要求, 因此需要提高机组的过滤效率等级, 将过滤器的过滤等级提高到H13(对0.5 μm 以上颗粒的过滤效率提高到99.995%), 以有效防止流感病毒的传播。

1 改造主体

改造设备为福清VCL001/002ZK, 主要用于电站电气厂房主控室、计算机室、技术支持等一些技术性房间和值班室等可居留区域, 要求空气处理机组在核电站各种运行工况(包括严重事故)下连续运行, 以保证居留区域人员的可居留性^[5-6]。机组主要由初效过滤器、中效过滤器、电加热器、冷却器、挡水板、加湿器、风机及止回阀组成, 如图1所示。

2 设计改造

2.1 概述

在原有空调机组(5/6VCL001/002ZK)上, 将过滤组合由初效过滤器和中效过滤器(FP+FF)改为初效过滤器和高效过滤器(FP+FA), 最终使系统的过滤效率由原来的70%提升到99.995%, 实现系统送风高效过滤, 能够有效防止病毒等在空气中传播。

收稿日期: 2022-01-26 修回日期: 2022-04-29

作者简介: 王小信(1982—), 男, 高级工程师, 学士, 电气工程及其自动化专业, 现主要从事核电厂调试工作

* 通讯作者: 王小信, E-mail: wangxx01@cnp.com.cn

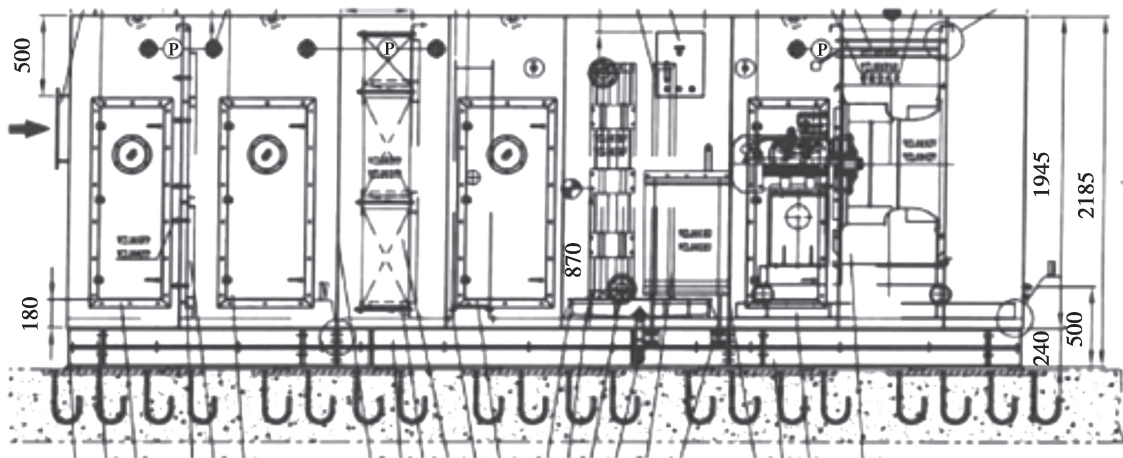


图1 VCL 机组装配图

Fig.1 VCL unit assembly drawing

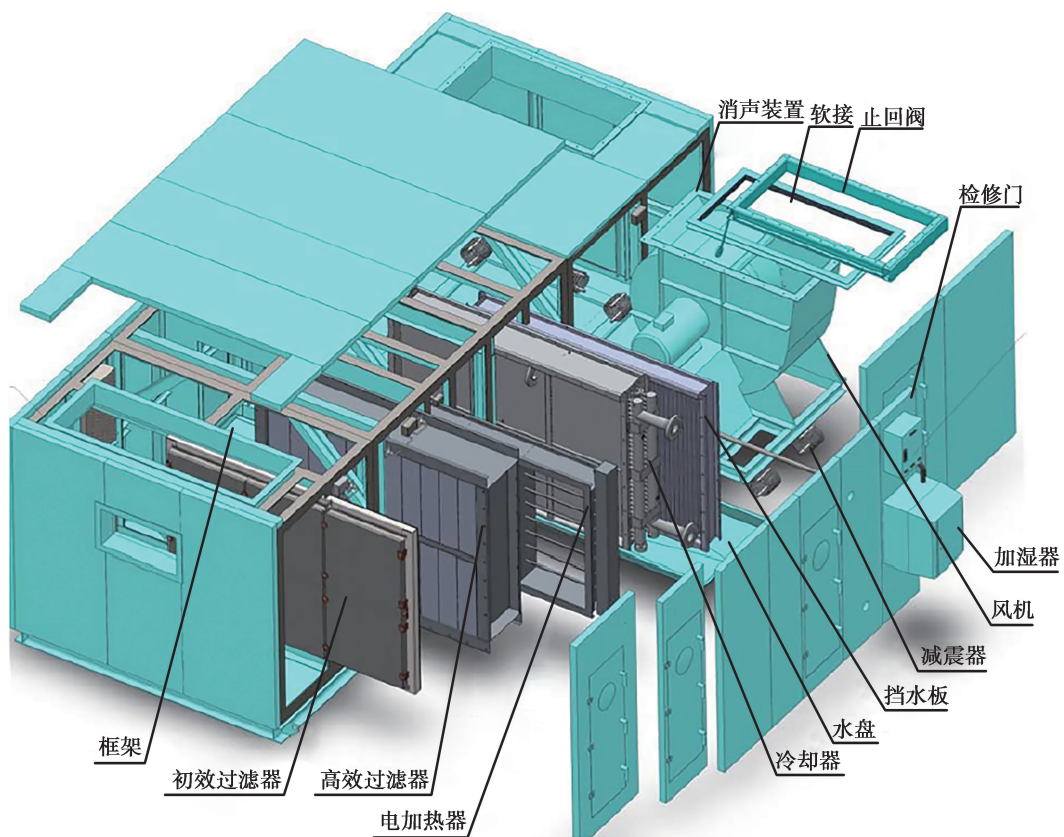


图2 VCL 机组三维装配图

Fig.2 Exploded view of VCL unit

2.2 设计分析

过滤器阻力对比情况如表 1 所示。

表 1 过滤器阻力对比
Table 1 Filter resistance comparison

设备位号	参考号	单元风量 /m ³ /h	效率
初效 过滤器	FP-2	3000	≥85% (重量法)
中效 过滤器	FF-1	1250	≥85% (重量法)
初效 过滤器	FP-2	3000	≥85% (重量法)
中效 过滤器	FA-1	3400	≥99.99% (钠焰法)

初 / 终阻 力 /Pa	设计阻 力 /Pa	规格 /mm	数量 / 个
50/100	75	610 × 610 × 50/ 305 × 610 × 50	6/3
170/340	255	152 × 610 × 292	30
50/100	75	610 × 610 × 50/ 305 × 610 × 50	6/3
325/650	487.5	152 × 610 × 292/ 305 × 610 × 292	30

做如下统筹计算:

$$R_{前}=75+255=330 \quad (1)$$

$$R_{后}=75+487.5=562.5 \quad (2)$$

$$\Delta R=R_{后}-R_{前}=232.5 \quad (3)$$

式中, $R_{前}$:初效过滤器和中效过滤器阻力之和,单位 Pa; $R_{后}$:初效过滤器和高效过滤器阻力之和,单位 Pa; ΔR :改造前后阻力之差,单位 Pa。

根据通风系统管网特性,系统阻力增加,风机的压头要相应增大,同时风量减少,其他部件的阻力减少,其整个阻力变化过程如图 3 所示。

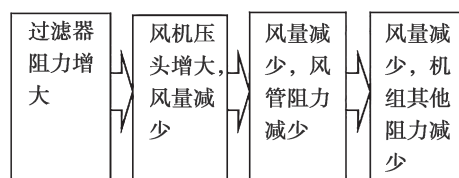


图 3 阻力变化过程

Fig.3 Resistance change process

由以上过程可知,虽然过滤器阻力增大了,但是由于风量减少,其他阻力减少,系统各部件的阻力有升有降,系统增加的阻力≠过滤器增加的阻力,需要统筹计算。

2.3 设计计算

2.3.1 串联管网特性

通风机组在管网中工作时,首先要克服管网的阻力,其次要维持工作场所需要的工作压力,同时还要保持在排气口有一定的排气速度,管网阻力及工作场所的工作压力都需要风机静压去克服,而排气口的气流速度则表现为需要通风机的动压,因此管网的总阻力损失应该为:

$$R_{总}=\sum_{i=1}^n \delta R_i+\frac{\rho}{2} V_d^2 \quad (4)$$

式中, δR_i :管网中各部件的静压,单位 Pa; ρ :通过空调机组的空气密度,单位 kg/m³; V_d :通过空调机组的气流平均速度,单位 m/s, $\frac{\rho}{2} V_d^2$:排气口的空气动压,单位 Pa。

管网中的各部件阻力大小与其阻力系数成正比,与所通过的气流平均速度的平方成正比,而气流的平均速度又是由风量和流通面积所决定的。因此,对于认为气流介质不可压缩的通风系统而言,上述可写成:

$$R_{总}=\sum_{i=1}^n \varepsilon_i \frac{\rho}{2} \left(\frac{q}{F_1}\right)^2+\frac{\rho}{2} \left(\frac{q}{F_2}\right)^2=K_q^2 \quad (5)$$

式中, ε_i :各部件的静阻力系数; q :风量,单位 m³/s; F_1 :各部件的流通面积,单位 m²; F_2 :排气口面积,单位 m²; K :管网特性系数。

由以上得知,当管网一定(除管网系统,管内径,管长不变外,还指阀门开度,管内壁相对粗糙度,风管中的障碍物等均不变)时,式中 K 就是一个定值,管网改变后 K 值也随之改变, K 值表征了管网的特性,称为“管网特征系数”。

由公式(5)可知 $R_{总}$ 是一条二次抛物线,所以 K 值越大曲线越陡,管网阻力损失越大。

串联管网可以看成是一个由若干分段组成的整体管网,先分别计算出各段的管网阻力,然后相加,即得出串联管网的总管网阻力。

2.3.2 机组阻力计算

根据通风系统的特点,通风系统可视为一

个串联的管网,5/6VCL001/002ZK 机组所在通风系统可以认为由空调机组本身的阻力和机组外管网的阻力组成,通过机组内风机来提供静压克服管网阻力,公式如下。

风机静压 = 管网总阻力 = 机组阻力 + 管道阻力 = 机组阻力 1 (初效过滤器 + 高效过滤器阻力) + 机组阻力 2 (冷却器、挡水板、阀门、电加热器、加湿器等其他部件阻力) + 管道阻力。

机组额定风量下的压力和阻力参数见表 2。

表 2 风量和压力参数

Table 2 Air volume and pressure parameters

位号	q/m ³ /h	P ₀ /Pa	R ₀ /Pa	R ₁ /Pa	R ₂ /Pa	R ₃ /Pa
001ZK	23 000	1500	1500	330	470	700
002ZK	23 000	1500	1500	330	470	700

表中,q: 机组风量,单位 m³/s;P₀: 风机静压,单位 Pa;R₀: 管网总阻力,单位 Pa;R₁: 机组阻力 1,单位 Pa;R₂: 机组阻力 2,单位 Pa;R₃: 管道阻力,单位 Pa。

$$R_2 = K_2 \times q^2 = K_2 \times (23\ 000/3600)^2 = K_2 \times 40.82 = 470 \quad (6)$$

$$R_3 = K_3 \times q^2 = K_3 \times (23\ 000/3600)^2 = K_3 \times 40.82 = 700 \quad (7)$$

$$K_2 = 11.51$$

$$K_3 = 17.15$$

空调机组改造后,根据表 1 参数,过滤器总阻力 R₁=562.5 Pa。

2.3.2.1 额定风量工况

根据风机性能试验报告,以试验测试点为依据,得出的 R₀ 管网曲线和机组风机性能曲线,如图 4 所示。

由计算以及仿真^[7]可知 R₀ 管网阻力曲线和风机静压曲线相交的点,即为改造后的风机参数,由仿真可知,机组参数为:风量 21 660 m³/h,风机静压 1600 Pa,机外静压 621 Pa。

由于空调机组包含冷却器、电加热器和加湿器,机组风量降低会影响到空气的制冷、制热和加湿功能^[8],其具体影响分析如下。

加湿器:由于加湿器是比例调节,加湿量可以通过上游控制柜来控制,所以加湿量不受风量变化的影响。

电加热器:由于电加热器的电加热量是固定的(24.7 kW),如果风量减少,温差就会加大,出口温度上升。

$$\Delta t_1 / \Delta t = q / q_1 = 23\ 000 / 21\ 660 = 1.06 \quad (8)$$

式中,Δt₁: 整改后温差,单位℃;Δt: 原设计温差,单位℃;q: 原设计风量,单位 m³/h;q₁: 整改后风量,单位 m³/h。

冷却器:冷却器的设计冷负荷(125 kW)不

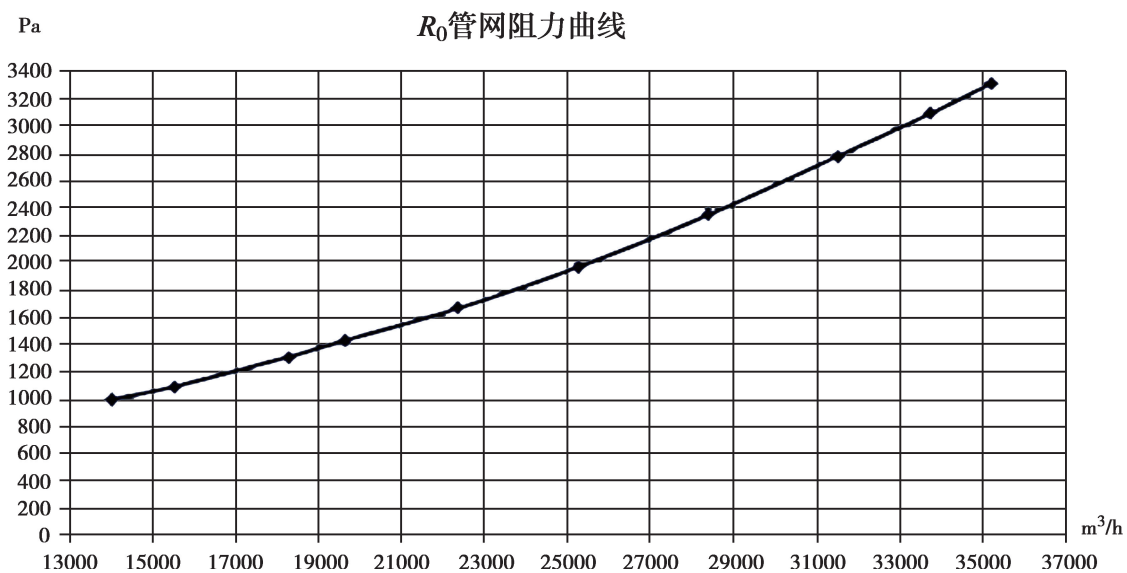


图 4 R₀ 管网阻力曲线

Fig.4 R₀ Pipe network resistance curve

是固定的,其数值和风量成正比关系^[9],在风量减少、其他参数(进风温度、湿度、进水温度等)不变的情况下,根据冷却器的计算书得出其盘管结构为 $5 \times 36 \times 1725 \times 6-2.54$,软件计算负荷: $504334(\text{BTUH})/3412=148(\text{kW})$

由上得知,风量减少,负荷随之降低,但还在设计要求的范围内。

2.3.2.2 小风量工况

根据机组参数,低风量工况下的参数为:风量 $6800 \text{ m}^3/\text{h}$,风机静压 800 Pa ,机外静压 250 Pa 。

由于没有阻力曲线,我们可以在这里假设流量为 0 时压力为 0 Pa , $1250 \text{ m}^3/\text{h}$ 时压力 $\leq 170 \text{ Pa}$,采用插值法^[10],当低风量时,其过滤器单元风量为 $370 \text{ m}^3/\text{h}$,那么其阻力为 50 Pa 。

而改造方案中采用 HEPA 过滤器(高效粒子过滤器),其初阻力 $\leq 325 \text{ Pa}$,由于没有阻力曲线,我们可以在这里假设 $0 \text{ m}^3/\text{h}$ 时阻力为 0 Pa , $3000 \text{ m}^3/\text{h}$ 时压力 $\leq 325 \text{ Pa}$,采用插值法,当低风量时,其过滤器单元风量为 $887 \text{ m}^3/\text{h}$,那么其阻力为 96 Pa ,阻力差值为 -46 Pa ,而设计工况为(初阻力+终阻力)/2,终阻力 $=2 \times$ 初阻力,换算后设计工况下的阻力压差为 -69 Pa ,此压差很小,在风机的性能曲线中,风机的设计余量已经可以包络此压差。

由以上分析可知,5/6VCL001/002ZK 机组在更换过滤器后,在低风量的情况下,性能不受影响。

2.4 结构设计

由图 5 可知,过滤器由 6 个 $610 \times 610 \times 292$ 单元和 3 个 $305 \times 610 \times 292$ 单元组成。由于机组空间的限制,在更换成 HEPA 后,也是采用 6+3 的模型。由于滤芯更换,安装滤芯的排架需要更换成配套的排架(如果合用,可以不更换),而排架一般为整体式,如果现场运输空间不足,那么就需要设计为可拆结构。

HEPA 过滤器和碘吸附器带快速压紧装置,该快速压紧装置更换时减少了过滤器或碘吸附器的更换时间^[11]。该系列排架主要由排架组件、排架用单夹具、排架用双夹具、预过滤器压紧装置、过滤器压紧装置、支架、密封材料

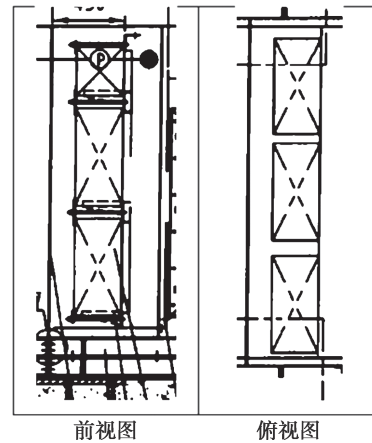


图 5 过滤器单元组成

Fig.5 Filter unit composition

组成^[12],如图 6 所示。



图 6 过滤器实物图

Fig.6 Filter unit composition

过滤器排架上配带有套筒,套筒和排架结合处设有密封圈,通过套筒上的锁紧件使该密封圈和排架紧密贴合,起到密封作用。套筒上设有用于锁紧密封袋的凹槽,可以实现“袋进袋出”功能,最大程度地减少污染。配有用于固定排架的夹具和可调节的支架以及与 HALFEN 轨安装的专用紧固件。结构如图 7 所示。



图 7 过滤器排架实物图

Fig.7 Actual diagram of filter rack

3 结论

本文将原有的过滤组合 FP+FF 中的中效

过滤器(FP)更改为高效过滤器(FA),即可使得最终的过滤效率由原来的 70%(1 μm) 提升到 99.995%(0.5 μm),从而实现了对唾沫、气溶胶等更高的过滤效率。

由于高效过滤器的阻力高于中效过滤器,过滤器压差增加,因此改造的首要问题在于系统阻力增加,风机压头要相应增大,同时风量减少使得其他部件阻力减少。通过上文的计算和仿真可知,过滤器改造之后引起的风量减少与管道阻力的增加均在系统设计的允许范围内,满足整个系统的正常运行要求,实现了对流感病毒传播的阻碍作用。为同类型或后续机组在防疫(空气传播)期间的系统运行与防疫措施上提供一个借鉴的方法。

参考文献

- [1] 刘文斌, 周涛. 新冠疫情下核电厂主控室空调系统运行措施 [J]. 山西建筑, 2021, 47 (07): 121-123. DOI: 10.13719/j.cnki.1009-6825.2021.07.044.
- [2] 赵海, 刘晓爽. CPR1000 主控室可居留性设计改进 [J]. 企业科技与发展, 2010 (18): 74-76.
- [3] Zhuang Chaoqun, Wang Shengwei, Shan Kui. Probabilistic optimal design of cleanroom air-conditioning systems facilitating optimal ventilation control under uncertainties [J]. Applied Energy, 2019, 253 (NOV1): 113576.1-113576.15.
- [4] 杨炯, 操丰, 高磊, 等. AP1000 机组主控室可居留性内漏试验解析 [J]. 中国设备工程, 2021, 000 (007): 87-89.
- [5] 张国勋, 王昌跃. AP1000 三代核电站主控室应急可居留系统解析 [J]. 暖通空调, 2017, 047 (002): 32-35+20.
- [6] 李敏, 孔伟力, 赵利强, 等. 核电厂主控室连锁系统方案设计 [J]. 核电子学与探测技术, 2017, 037 (011): 1141-1145.
- [7] Freeman J M, Schumacher J L, Shelp D E, et al. Conditions that Allow the Flow of Air into a Closed Gas System Through Appliance Control Valves [J]. Fire Technology, 2014, 50(2): 403-417.
- [8] 杜文学, 罗阳. ACP1000 核辅助厂房通风系统设计 [J]. 暖通空调, 2016, 46 (11): 1-4+40.
- [9] 江国进, 陈志芳, 李恒智. 大亚湾核电站主控室报警处理计算机辅助系统的研究和开发 [J]. 核科学与工程, 2001(S1): 73-77.
- [10] 王和慧, 熊志鹏, 刘超, 等. 基于 ASME AG-1 规范的核岛主控室暖通风管隔振吊架系统的有限元谱分析及其抗震评定 [J]. 华东理工大学学报 (自然科学版), 2014, 40 (3): 394-401.
- [11] 栾语, 程波, 邹杰, 等. CPR1000 先进主控室布置设计及差异性分析 [J]. 原子能科学技术, 2014 (Z2): 917-920.
- [12] Liu Xiongf, Dexter A. Fault-tolerant supervisory control of VAV air-conditioning systems [J]. Energy and Buildings, 2001, 33 (4): 379-389.

Study on Air Purification of HPR1000 Main Control Room Air Conditioning System

Wang Xiaoxin*

(Fujian Fuqing Nuclear Power Co., Ltd., Fuqing 350318, China)

Abstract: In this paper, the improvement of the purification capacity of the air filter of the combined air-conditioning unit of the main control room air-conditioning system of the Fuqing NPP unit 5 and 6 (HPR1000) is studied, and the use of primary filter (FP) and college filter (FA) The feasibility and effectiveness of the combination method to improve the purification capacity of the main control room air-conditioning system to the virus filtration standard is of great significance for improving the habitable area of the main control room of the nuclear power plant to deal with the threat of virus transmission and proliferation.

Key words: main control room; combined air conditioning unit; primary filter; high efficiency particle filter; purification ability

(责任编辑: 许龙飞)

王雁启,杨雪,李巨峰,等.对核电厂质量保证监查的改进建议[J].核安全,2022,21(4):48-54.

Wang Yanqi, Yang Xue, Li Jufeng, et al. Improvement Suggestions of Quality Assurance Audit for Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(4): 48-54.

对核电厂质量保证监查的改进建议

王雁启¹, 杨雪^{2,*}, 李巨峰¹, 段红卫¹

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 中国兵器工业集团有限公司, 北京 100821)

摘要: 监查是核电厂营运单位对核电厂质量保证体系进行独立评价的一种强制性的通用方法。随着核电行业的快速发展, 核电机组数量和反应堆堆型逐渐增多, 机组状态也越来越复杂, 同时核电厂的质量保证人员数量和能力也不足, 在这种情况下如何确保乃至提升监查水平, 进而实现对质量保证体系的持续改进, 成了亟待解决的问题。在借鉴国内外有关核电厂监查理论和良好实践的基础上, 结合我国对核电质量保证体系的要求, 根据核电厂所处不同工程阶段和活动内容, 从监查人员、监查频度和联合外部监查等方面提出了对监查进行改进的建议。

关键词: 核电厂; 质量; 质量保证; 监查

中图分类号: TK08 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)04-0048-07

核电厂营运单位按照相关法规的要求, 为处于不同阶段的核电厂制定了文件化的质量保证大纲, 用以指导核电厂质量保证体系的运转。监查作为核电厂质量保证体系运行的重要环节, 用于全面验证质量保证体系运转的情况^[1]。实践证明, 监查在核电厂质量保证体系的有效运转和持续改进中起到了举足轻重的作用^[2]。

随着建造和运行机组的逐渐增多, 同一个核电厂营运单位管理的核电机组处于不同状态已变为常态, 越来越多的企业加入核电厂的工程建设或运行中, 反应堆型种类也在不断增加, 而质保职能人员数量和能力有限。因此, 在核电厂质量保证体系运转过程中, 难免会出现各式各样的管理性问题, 对质量保证体系的评价水平也有待提升。所以, 有必要进一步改进监

查的方法, 提升质量保证体系的评价水平, 进而确保体系的有效运转和持续改进。

近几年, 国内外关于质保监查的研究已有一些成果可供参考。本文基于国内外相关研究的成果, 结合我国法规导则的要求, 根据核电厂所处工程阶段的不同, 从监查人员能力提升、监查频度的改进以及加强联合外部监查的管理等方面, 提出了质保监查改进的建议。

1 国内监查实施的现状与问题

1.1 监查实施的现状

目前, 国内核电厂按照上述要求, 以一定频度开展内部的监查以及对供方开展外部监查, 其所参照的法规导则要求见表1。内部监查通常以部门为单位开展; 外部监查通常以公司为

收稿日期: 2021-08-03 修回日期: 2022-01-07

作者简介: 王雁启(1988—), 男, 高级工程师, 硕士, 现主要从事核电厂质量保证相关工作

* 通讯作者: 杨雪, E-mail: yx2009151403@163.com

单位开展。对所有单位开展监查的频度通常是一年或两年一次,这与单位所从事的工作对核安全的重要性相关。通常的监查实施流程如图1所示^[3]。在必要时,核电厂营运单位将开展对年度监查计划的审查和修订工作。

表1 核电厂质保监查主要遵守的法规导则清单
Table1 List of standards for quality audit of nuclear power plants

序号	法规 / 导则名称	编号
1	《核电厂质量保证安全规定》	HAF 003
2	《核电厂物项和服务采购中的质量保证》	HAD 003/03
3	《核电厂质量保证监查》	HAD 003/05
4	《核电厂设计中的质量保证》	HAD 003/06
5	《核电厂调试和运行期间的质量保证》	HAD 003/09

1.2 监查实施的问题

通过上述流程,核电厂营运单位和供应商实现了对核电厂质量保证体系运转情况的全面验证,同时在实践过程中也暴露了一些问题。

1.2.1 监查队伍的能力有待提升

核电厂涉及专业繁多,监查工作要求监查人员既要掌握质量保证的专业知识,又要对核电厂的各个专业,尤其是即将开展监查的工作涉及的专业领域有所了解,还应具备一定的核

电厂工作经验。此外,在核电厂从事相关工作的人员,大多数不具备质量保证的专业背景。上述原因导致我国核电厂监查人员的监查能力有所不足,监查人员匮乏。

1.2.2 监查频度灵活性不足

目前,我国核电厂营运单位和供应商对固定的领域一般还是进行固定频率的监查,这样的监查频度管理不是以绩效为前提的。因此,无论被监查单位的质量保证工作实施情况如何,都不会提高或降低监查的频率。这种情况将使得对质量保证薄弱的环节验证不足,同时在质量保证工作实施情况良好的领域浪费了人力和时间,无法很好地适应目前国内核电厂质量保证体系运转的现状。

1.2.3 对联合外部监查后续行动的控制相对薄弱

近几年,为实现资源集约化,加强对供应商的管理,各核电厂营运单位引入了新的监查模式,即对同时向多个核电厂提供物项或服务的供应商,采取多个核电厂营运单位联合对该供应商进行监查的方法,验证供应商质量保证体系运转的情况^[4]。这种监查通常由核电集团下属的某一个公司组织,各核电厂营运单位派专业人员参加。在完成监查后,通常由牵头公司与被监查单位接口,监查人员无法与被监查单位直接沟通。

此外,部分组织开展联合外部监查工作的公司不是核电厂营运单位,它们既不对核电厂

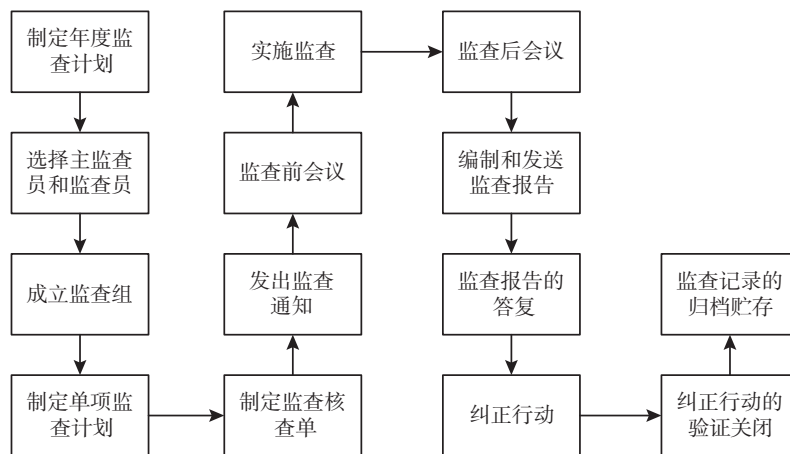


图1 监查实施流程示意图

Fig.1 Pictures of the audit process

的安全负直接责任,与被监督单位间也没有合同关系。这造成了在后续行动的跟踪过程中,出现诸多不便,多次出现纠正行动的答复和实施不及时,监督人员无法较好地开展对纠正行动的验证工作,许多纠正行动未经过充分验证即关闭等问题。

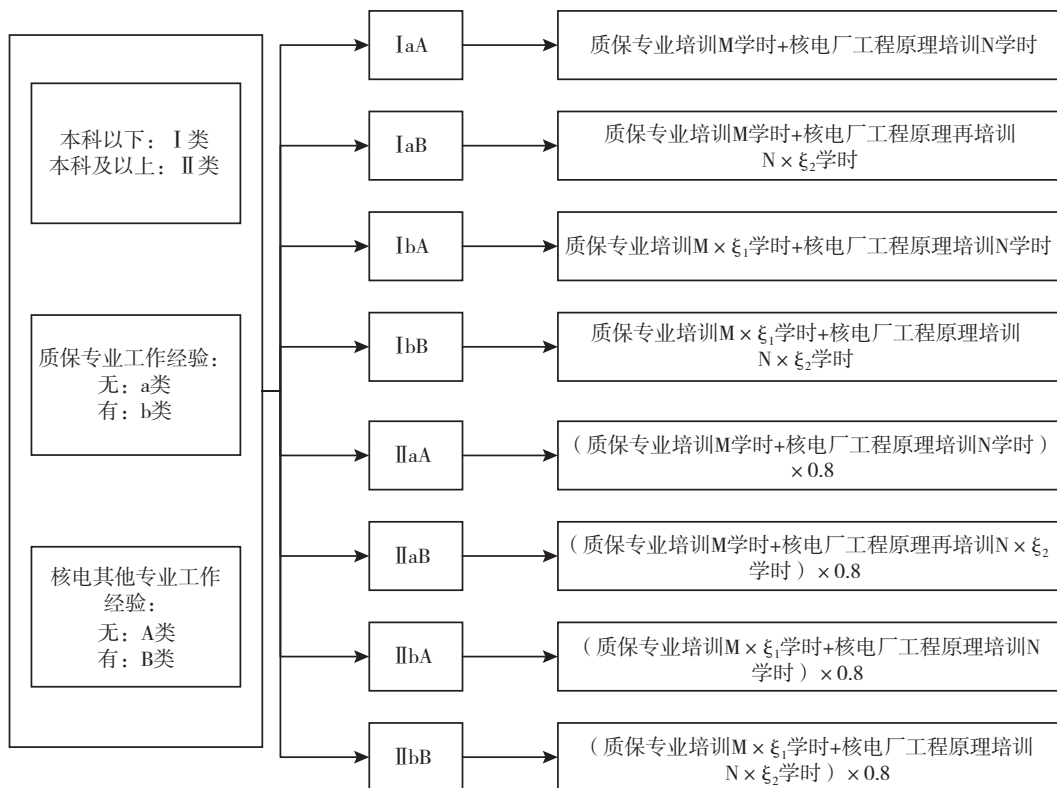
2 对于核电厂营运单位和供应商实施监督的改进建议

2.1 充分利用内外部资源,有效提升监督人员能力水平

对于包括主监督员和监督员在内的监督人员,国内外已有相关规范,规定了这些人员的培训内容和资格考核的方法。建议核电厂营运单位和供应商进行充分的研究,根据监督人员的学历、专业背景和工作经验的不同,制定分级的监督人员培训考核体系,以更合理的方法选拔和培养质保监督人员,培训考核体系的分级可

参考图2所示的方法。根据监督人员的学历、质保专业工作经验、核电其他专业工作经验,将人员分为8类,以大学本科以下学历、无质保专业工作经验、无核电其他专业工作经验为基准,将培训按照质保专业培训 and 核电厂工程培训两类进行培训课时的制定,随着学历、质保专业工作经验和核电其他专业工作经验的提高,对两类培训的学时进行相应的减少。

由于人员不足或质量管理工作经验的缺乏,部分核电厂营运单位和供应商开展监督人员培训的能力有限。国内已有一些较为权威且成熟的培训平台,定期开展核电厂质量保证专业培训。建议各核电企业提供足够的资源和渠道,充分利用外部平台开展培训,通过培训等效的方法,与自身的培训考核体系进行对标,在有限的条件下,有效提升监督人员能力。此外,建议各核电企业考虑建立更有效的激励制度,吸引更多人才加入体系监督队伍中。



注: 系数 ξ_1 、 ξ_2 可根据相关专业工作年限的不同取0-1之间的数,通常工作年限越长,系数越小。

图2 监督人员培训考核分级方法示意图

Fig.2 Pictures of grading method for training and assessment of auditors

2.2 引入更为科学的方法控制监督的频度

在 2015 版的 ASME NQA-1 的 PART I 第 18 章中,分别对核电厂不同寿期阶段的不同对象的监督安排进行了规定,其提出的质保监督频度管理的方法考虑了质量历史是否良好、是否需要宽限期、寿期阶段和组织机构的不同等因素,对频度进行分类管理^[5]。

IAEA 50-C-QA (1988 版) 及我国的 HAF 003 关于监督的频度,规定了其应与相关工作的重要性相一致^[6,7]。

IAEA 发布的《核电厂质量保证监督》(50-SG-QA10,1980) 以及我国的《核电厂质量保证监督》(HAD 003/05) 的 4.1.2 也规定了关于监督的频度,同时建议内部监督可以一年进行一次。但如果以前的监督结果表明需要进行较频繁的监督,则需增加监督频度。针对外部监督,规定了“必须根据承担工作的范围、重要性和复杂性,按商定的时间间隔进行外部监督^[8,9]。”

此外,我国的《核电厂调试和运行期间的质量保证》(HAD 003/09) 也提出了针对调试阶段和运行阶段需以较大频度开展监督的项目和监督的内容^[10]。据此,笔者提出下述关于监督频度改进的建议。

2.2.1 合理运用宽限期

ASME NQA-1 中对宽限期的使用提供了方法:在执行计划的监督和每年对供应商绩效的评估时,可以设置一定的宽限期,如 90 天。对于监督晚于计划时间而在宽限期内执行的情况,下一次执行监督仍要基于原来计划的日期执行;对于监督早于计划时间执行的情况,下一次执行监督要基于之前的监督实际实施的日期而非原来计划的日期执行。

2.2.2 关于内部监督频度的改进

除存在特殊规定的情况之外,可以按照以下方法进行安排。

(1) 对于未投入运行的核设施的营运单位,建议每年(每 12 个月)至少对所有适用的质保要素执行一次内部监督。如果整个活动阶段时间少于一次监督的时间间隔,那么在该活动阶段至少执行一次内部监督。考虑宽限期 90 天的情况下,对投入运行前营运单位的内部监督频度管理如图 3 所示。其中, t_n 表示第 n 次监督的实际执行时间, $t_{n,0}$ 表示第 n 次监督的计划执行时间, T_n 表示第 n 次与第 $n+1$ 次计划的监督时间间隔, T_a 表示被监督活动的时长。当拟对某一领域(如设计、土建、安装、文件控制等)开

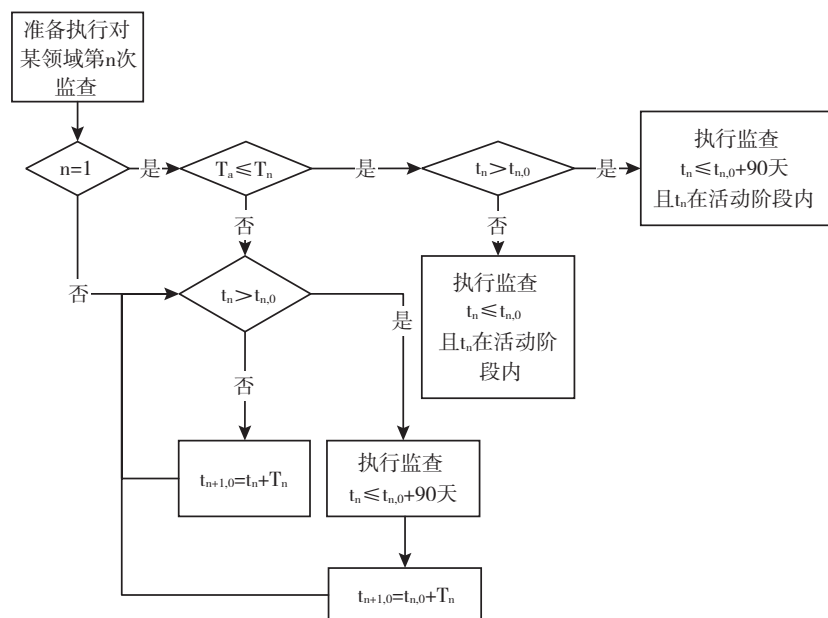


图 3 投入运行前营运单位内部监督频度管理示意图

Fig.3 Pictures of the internal audit management of the operating unit before operation

展第 n 次监督时,首先,应判断 n 是否为 1,即所执行监督是否为第一次监督。当 $n=1$ 时,应判断该活动的活动时长是否大于计划的监督周期。其次,应判断实际监督的时间是否晚于计划监督的时间,如果是,则应用宽限期,并且第 $n+1$ 次的计划监督时间,应在第 n 次计划监督时间的基础上确定;如果否,第 $n+1$ 次的计划监督时间,应在第 n 次实际监督时间的基础上确定。

(2) 对于投入运行的核设施营运单位的工程、建造、采购、运行、维护、辐射防护、化学和安全等各领域,建议至少两年执行一次适用的质保要素的监督。对于那些绩效良好的领域,可以考虑根据每年评估的结果以及相关的客观证据,在两年的基础上延长一年。但任何情况下,建议监督的时间间隔应不超过四年。关于绩效良好的判断,需要监督单位根据本单位特点制定相关的绩效评定的方法和判断良好的标准。

此外,参考 HAD 003/09,为验证对核安全有影响的核电厂物项或运行方法中出现的缺陷所采取的措施,应至少每半年开展一次质保监督;为验证电厂的运行符合运行限制和条件以

及审批条件的情况,验证电厂工作人员的工作、培训情况及资格条件的满足情况,应至少每年开展一次质保监督。

考虑宽限期 90 天的情况下,对营运单位内部监督频度管理的应用如图 4 所示。其中, t_n 表示执行第 n 次监督的实际时间, $t_{n,0}$ 表示执行第 n 次监督的计划时间, T_n 表示第 n 次与第 $n+1$ 次计划的监督时间间隔。当对某一领域执行第 n 次监督时,首先应判断实际执行监督的时间是否晚于计划监督时间。在执行完一次监督后,可以根据被监督领域的绩效是否良好,对监督的频度进行调整。

(3) 对于核电厂的供应商,建议每年至少执行一次对适用的质保要素的内部监督。如果整个活动阶段时间少于一次监督的时间间隔,那么在该活动阶段至少执行一次内部监督。在绩效良好的情况下,可以根据年度评估和活动满意执行的客观证据,将时间间隔延长为两年,如图 5 所示。其中, t_n 表示执行第 n 次监督的实际时间, $t_{n,0}$ 表示执行第 n 次监督的计划时间, T_n 表示第 n 次与第 $n+1$ 次计划的监督时间间隔, T_a

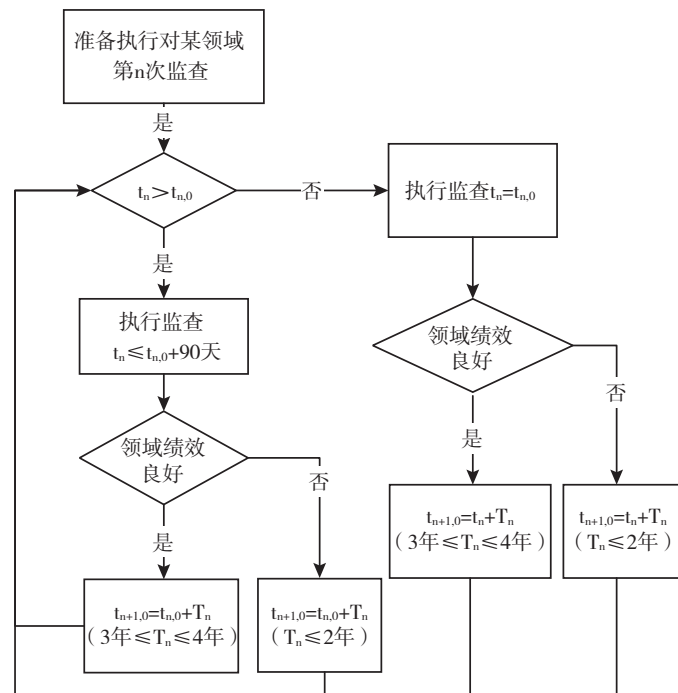


图 4 运行期间营运单位内部监督频度管理示意图

Fig.4 Pictures of the internal audit management of the operating unit during operation

表示被监督活动的时长。对某一领域开展第 n 次监督时,首先,应判断 n 是否为 1。当 $n=1$ 时,应判断该活动的活动时长是否大于计划的监督周期。其次,应判断实际监督的时间是否晚于计划监督的时间,在执行完一次监督后,可以根据被监督领域的绩效是否良好,对监督的频度进行调整。

2.2.3 关于外部监督频度的改进建议

建议外部监督(如对供应商的监督)每三年执行一次,并且通过每年对供应商表现评价的结果,来判定是维持还是减少监督的频次,以及是否需要附加的纠正措施。关于供应商表现如何才能降低监督频度,需要监督单位根据本单位特点制定相关的绩效评定的方法和判断的标准。通常,核电厂营运单位在开展监督时,会按照百分制,通过监督的结果,对被监督单位的质量保证体系运转情况进行打分。建议营运单位基于上述制度,制定相应的准则,在分数高于准则时,可以适当降低监督的频度。通过打分控制监督频度的方法参照表 2。需要注意的是,应保证在一项活动进行期间,至少开展一次质保监督。

表 2 不同分值下外部监督频度的调整

Table 2 Adjustment of external audit frequency at different scores

分值范围 / 分 (百分制)	某领域下一次监督时间
[0, 60]	该领域, 最近两次监督的时间间隔 $\times 0.8$
[60, 85]	该领域, 最近两次监督的时间间隔
[85, 95]	该领域, 最近两次监督的时间间隔 $\times 1.2$
[95, 100]	该领域, 最近两次监督的时间间隔 $\times 1.4$

2.3 加强联合外部监督的管理

联合外部监督相对于其他监督,实现了资源的优化和信息共享,但是监督的实施存在责权利不对等和后续行动管理薄弱等问题,建议进行以下改进。

(1)关于联合外部监督的组织,核电厂营运单位对核电厂的安全负全面责任,出于对自身承担责任的考虑,营运单位在对供应商进行管理时,具有更强的责任感。同时营运单位与部分供应商之间存在合同关系,合同的约定赋予

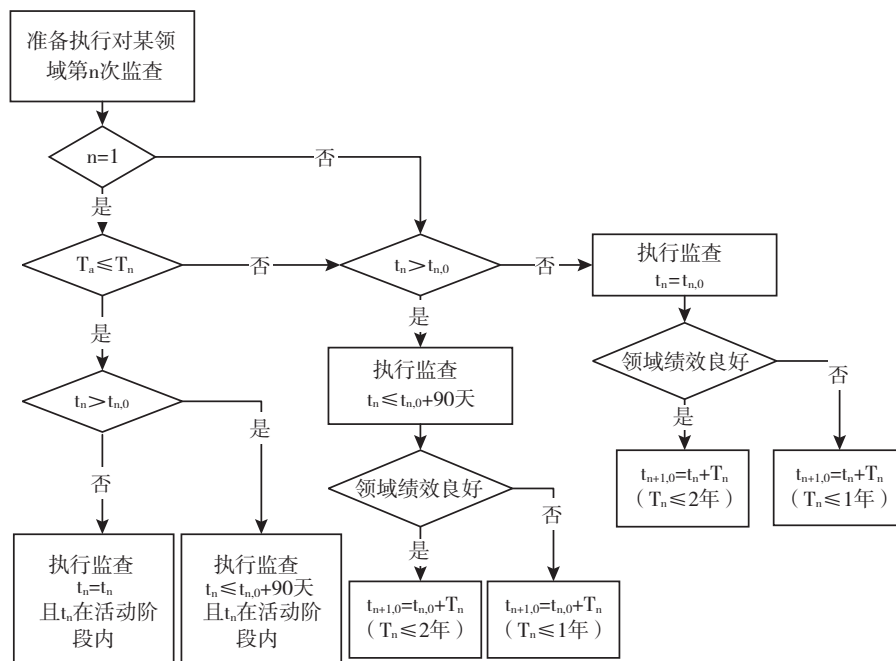


图 5 供应商内部监督安排示意图

Fig.5 Pictures of supplier's internal audit arrangement

了营运单位对供应商的质量保证体系进行验证的权力。因此,建议在开展联合外部监查时,由各核电厂营运单位轮流作为牵头方,组织开展联合外部监查,并将监查结果与其他单位共享。

(2)关于联合外部监查后续行动的管理,建议营运单位在与供应商的合同签订阶段,通过合同约定加强对可能采取的联合外部监查后续行动的管理,以确保供应商能够及时对监查发现的问题进行答复,采取必要的纠正行动,并提交用以验证纠正行动实施情况的材料。在对联合外部监查发现问题进行验证的过程中,在实际可行的情况下,进行必要的现场验证,以确保纠正行动的实施满足相关的要求。

3 总结

本文参照国内外关于监查的相关要求,分析了国内核电厂监查实施的现状,并梳理了主要存在的问题,在此基础上,从监查人员能力提升、监查频度控制和联合外部监查管理等方面提出改进的建议,为核电厂营运单位和供应商在现有的人力资源条件下,更有效地开展对质量保证体系的独立验证,进而实现质量保证体

系的持续改进,提供参考。

参考文献

- [1] 周红英, 金望明. 核电厂质量保证体系量化评价方法研究 [J]. 科技创新导报, 2014 (24): 32-34.
- [2] 赵军, 尹雪梅. 提高核电厂建造质量保证监查有效性的探讨 [J]. 标准科学, 2010 (01): 56-59.
- [3] 刘咏梅. 质保监查中基准管理的实施 [J]. 核动力工程, 2008, (S1): 32-35.
- [4] 王治. 核电厂联合质保监查实践及意义 [J]. 核标准计量与质量, 2018 (2).
- [5] ASME.ASME NQA-1 (2015): Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications [S]. New York: ASME, 2015.
- [6] IAEA.IAEA 50-C-QA (1988): Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Quality Assurance [S]. Vienna: IAEA, 1988.
- [7] 国家核安全局. 核电厂质量保证安全规定: HAF 003—1991 [S]. 北京: 国家核安全局, 1991.
- [8] IAEA.IAEA 50-SG-QA10 (1980): Quality Assurance Auditing for Nuclear Power Plants [S]. Vienna: IAEA, 1980.
- [9] 国家核安全局. 核电厂质量保证监查: HAD 003/05—1988 [S]. 北京: 国家核安全局, 1988.
- [10] 国家核安全局. 核电厂调试和运行期间的质量保证: HAD 003/09—1988 [S]. 北京: 国家核安全局, 1988.

Improvement Suggestions of Quality Assurance Audit for Nuclear Power Plant

Wang Yanqi¹, Yang Xue^{2,*}, Li Jufeng¹, Duan Hongwei¹

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, Beijing 100082, China; 2. China North Industries Group Corporation Limited, Beijing 100821, China)

Abstract: Audit is a mandatory and common method for nuclear power plant (NPP) operating organization to independently evaluate the quality assurance system of NPPs. In the process of the development of the nuclear power industry, due to the increase in nuclear power units, the complexity of the unit status, the diversification of reactor types, and the limitation of the number of existing the personnel performing quality assurance function, how to ensure and even improve the performance of audit under the existing conditions, and then realize the continuous improvement of the quality assurance system, has become an urgent problem to be solved. Therefore, some suggestions of improvement of audit were put forward, including auditors, audit frequency and united external audit, according to the different stages of NPPs, based on the domestic and foreign theoretical and practical results about NPP audit, and combined with my country's requirements for the quality management system of NPPs.

Key words: nuclear power plants; quality; quality assurance; audit

(责任编辑: 徐晓娟)

冯丙辰,王晗丁,张晓明. 超强台风情况下 SER 水罐安全影响分析[J]. 核安全, 2022, 21(4):55-58.

Feng Bingchen, Wang Handing, Zhang Xiaoming. Impact Analysis on Nuclear Safety for SER Tank Under Super Typhoon [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(4):55-58.

超强台风情况下SER水罐安全影响分析

冯丙辰*, 王晗丁, 张晓明

(苏州热工研究院有限公司, 深圳 518000)

摘要: 常规岛除盐水分配 (SER) 系统水罐是核电厂厂区最大的露天罐体, 超强台风情况下可能会受风致飞射物的影响而被破坏。为评估超强台风情况下 SER 水罐对机组安全的影响, 采用概率安全评价 (PSA) 方法, 结合典型的事故序列, 开展了分析。在定性分析超强台风导致的始发事件和所需缓解功能的基础上, 通过计算 SER 水罐在不同台风情况下由飞射物导致的失效概率, 建立飞射物 PSA 模型, 从事故缓解功能和机组总体风险贡献两方面开展了定量评价。根据分析结果, 建议运行电厂通过改造和管理, 新建电厂通过设计改进, 提高 SER 水罐的防抗飞射物能力。

关键词: 超强台风; 飞射物; 概率安全评价 (PSA)

中图分类号: TL364 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 04-0055-04

东南沿海地区是国内核电厂的主要分布区域, 同时也是全球受台风影响最严重的区域之一^[1]。近年来, 由于气候变化等因素影响, 超强台风的发生次数和强度呈现上升趋势, 全面识别和分析台风的影响对保障机组安全具有重要意义。概率安全评价 (PSA) 是以概率论为基础的风险分析方法, 可对包括外部灾害在内的事影响开展定量评价, 已在核电厂设计、运行中得到广泛应用^[2,3]。

超强台风情况下, 核电厂的构筑物、系统和部件 (SSC), 尤其是露天布置的水罐和电气设备易受风压、风致飞射物的影响^[4]。本文针对超强台风情况, 以常规岛除盐水分配 (SER) 系统水罐为分析对象, 开展 PSA 分析, 评估超强台风情况下 SER 水罐对机组安全的影响。

1 飞射物 PSA 方法

超强台风对核电厂 SSC 的影响主要体现在风压和台风导致的次生灾害, 露天罐体在超强台风情况下易受风致飞射物的破坏。目前, 国内外针对飞射物风险的分析方法尚未形成统一的标准^[5], 文献[6]给出了一种基于 PSA 的飞射物定量分析方法。

该方法的核心是计算暴露的 SSC 在不同情况下由于飞射物导致的失效概率 (EEFP):

$$EEFP = MIP \times N \times S \times F \quad (1)$$

其中, 飞射物影响参数 MIP 表示每个风致飞射物打击到每个目标物单位面积的概率; N 表示破坏性飞射物的数量; S 表示每个目标 SSC 的暴露面积; F 表示飞射物打击造成 SSC 失效的概率, 通常为 1。

收稿日期: 2021-07-30 修回日期: 2021-08-25

作者简介: 冯丙辰 (1988—), 男, 高级工程师, 硕士, 现主要从事核电厂概率安全评价工作

* 通讯作者: 冯丙辰, E-mail: fengbingchen@cgnpc.com.cn

MIP 与超强台风的等级相关,台风强度越大越容易产生飞射物, MIP 值越大。 MIP 同时与目标 SSC 的高度相关,由于重型风致飞射物飞行高度较低,位置较低的 SSC 具有更大的 MIP 值。飞射物数量同样与超强台风的等级相关,相同台风等级下不同核电厂的飞射物数量类似。表 1 给出了风致飞射物 PSA 中可参考的 MIP 与飞射物数量取值^[6]。

表 1 风致飞射物 PSA 中 MIP 和飞射物数量通用值
Table 1 Common values of MIP and N for missile PSA

风速 / $m \cdot s^{-1}$	MIP	MIP	N
	(高度 > 9 m)	(高度 \leq 9 m)	
46~60	5.80×10^{-11}	1.10×10^{-10}	155000
60~75	2.00×10^{-10}	3.60×10^{-10}	155000
75~93	3.40×10^{-10}	6.30×10^{-10}	205000

暴露面积需考虑两方面的因素:一是目标 SSC 暴露于风致飞射物,易受飞射物的袭击;二是如果被击中,将会影响目标 SSC 的安全功能。对于抗震 I 类厂房外的 SSC,其暴露面积通常利用包围该 SSC 最小立方体的面积进行计算;对于抗震 I 类厂房内的 SSC,飞射物可通过门窗等开口进入,暴露面积为开口面积。

露天罐体属于厂房外的 SSC,其暴露面积的计算一般忽略顶部面积,同时需扣除周边墙体或其他 SSC 的遮挡、屏蔽部分面积,只考虑最终的有效暴露面积。

2 超强台风事故影响分析

2.1 超强台风导致的始发事件

国内外核电厂运行经验表明:丧失电源和丧失冷源是超强台风对机组安全的主要威胁。图 1 给出了近 30 年来国外核电厂超强台风影响后果统计,其中,丧失厂外电 (LOOP) 和全厂断电 (SBO) 占比超过 30%,丧失最终热阱 (LUHS) 占比约 5%,安全停堆、降功率运行等非事故工况为其他后果。

超强台风对核电厂电源的威胁主要是对输电线路的威胁,包括强风导致的输电线路风偏闪络、断线,以及风致飞射物造成的短路、台风

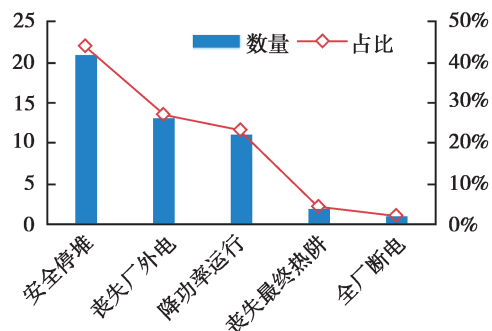


图 1 国外核电厂超强台风影响后果统计

Fig.1 Consequences of super typhoon on NPPs abroad

引起盐雾造成的短路等。同时,超强台风及其次生灾害可能影响应急柴油发电机 (EDG),从而导致更严重的 SBO 事故。

机组发生 LOOP 时,由于主泵停运、控制棒驱动机构电源丧失,首先导致紧急停堆。应急交流配电盘的低电压信号会触发 EDG 启动,为机组提供应急电源。之后辅助给水 (ASG) 系统启动,向蒸汽发生器供水,带出堆芯余热。如果 EDG 由于台风影响或其他原因失效,则发展为更严重的 SBO 事故。SBO 情况下,ASG 汽动泵向蒸汽发生器供水是机组余热导出的唯一手段。

超强台风对核电厂冷源的影响途径主要包括风压、台风引起水淹导致的泵房失效,以及台风造成取水口杂物聚集导致的堵塞。这些影响会造成取水口堵塞或冷源相关功能失效,从而导致最终热阱丧失。

机组发生 LUHS 时,操纵员首先执行反冷操作,用反应堆和乏燃料水池冷却与处理 (PTR) 系统水箱的水通过喷淋热交换器代替重要厂用水 (SEC) 系统反向冷却设备冷却水 (RRI) 系统。如果反冷操作失败,则截断下泄流,并使化学和容积控制 (RCV) 系统入口转向 PTR,以保护 RCV。即使上述安全功能成功实现,仍需 ASG 执行二次侧冷却功能,否则可能面临堆芯损坏 (CD) 的风险。

可见,LOOP、SBO 和 LUHS 是超强台风可能导致的主要核电厂事故工况。在这些事故工况下,ASG 执行二次侧冷却均是需重点保障的安全功能之一。

2.2 SER 水罐对缓解功能的影响

超强台风情况下,电源或冷源的恢复也会

受影响。因此,长期冷却阶段 ASG 的功能也需得到保障。由于 ASG 水箱容量有限,长期冷却阶段需补水以维持其安全功能。正常情况下,ASG 可由本机组或相邻机组的凝结水抽取(CEX)系统补水,也可由 SER 系统补水。超强台风导致的 LOOP、SBO 和 LUHS 事故工况下,CEX 不可用,而且相邻机组也面临同样的事故工况,仅剩 SER 作为 ASG 的补水手段。

SER 水罐是核电厂厂区最大的露天水罐,极易遭受风致飞射物的袭击。因此,超强台风导致的事故工况下,长期冷却阶段 ASG 的补水可能受影响,从而导致堆芯余热无法导出,造成 CD。

执行其他事故缓解功能的 SSC,基本位于核岛厂房以内,受超强台风影响的可能性较小。

3 SER 水罐对机组安全影响的定量评价

3.1 条件堆芯损坏概率

为评估超强台风情况下 SER 水罐对事故缓解功能的影响,需计算不同台风影响情况下 LOOP、SBO 和 LUHS 事故的条件堆芯损坏概率(CCDP),并与基准值进行比较。

CPR1000 机组 SER 水罐典型的设计参数见表 2。由此可计算 SER 水罐的暴露面积,结合表 1 和式(1)可得 SER 水罐的 *EEFP*。

表 2 CPR1000 机组 SER 水罐典型设计参数
Table 2 Typical design parameters of SER tank for CPR1000 unit

直径 /m	高度 /m	厚度 /mm
16	19	6~12

表 3 超强台风情况下 SER 水罐对机组安全影响的 CCDP 分析结果
Table 3 CCDP result of impact on safety for SER tank under super typhoon

事故工况	基准 CCDP	不同风速下的 CCDP		
		46~60 m/s	60~75 m/s	75~93 m/s
LOOP	8.83×10^{-7}	3.43×10^{-5}	1.12×10^{-4}	2.56×10^{-4}
SBO	3.47×10^{-2}	4.42×10^{-2}	6.62×10^{-2}	1.07×10^{-1}
LUHS	6.74×10^{-3}	1.65×10^{-2}	3.91×10^{-2}	8.09×10^{-2}

LOOP、SBO 和 LUHS 事故缓解所需的安全功能、事故进程和后果分析通常已包含在内部事件一级 PSA 中。以内部事件一级 PSA 模型为基础,考虑飞射物导致 SER 水罐失效对 ASG 功能的影响,建立风致飞射物 PSA 模型,开展定量计算,结果见表 3。其中,基准 CCDP 为未考虑台风影响时事故的 CCDP。

3.2 堆芯损坏频率

为评估超强台风情况下 SER 水罐对机组总体风险的影响,需计算 LOOP、SBO 和 LUHS 事故导致的堆芯损坏频率(CDF),并与基准值进行比较。

由于 17 级以上超强台风发生频率很低,所以本次分析中考虑的台风范围为 15~17 级,对应表 1 中 46~60 m/s 的风速。参考国内某核电厂址超强台风设计信息,保守考虑该区间台风发生频率为百年一遇。由此,根据建立的风致飞射物 PSA 模型,考虑飞射物导致 SER 水罐失效对 ASG 功能的影响,开展定量计算,结果见表 4。其中,基准 CDF 为未考虑风致飞射物影响时事故的 CDF, Δ CDF 为考虑飞射物影响时 CDF 相比基准值的变化。

3.3 结果讨论

由定量评价结果可知,超强台风情况下 SER 水罐对事故缓解具有显著的作用。随着台风风速的增加,事故的缓解能力逐渐降低。这是因为风速越高,飞射物产生的可能性和数量也越高,SER 水罐失效的可能性越大。

对于核电厂可能遭受的 15 级以上超强台风,考虑风致飞射物影响时事故导致的 CDF 显著增加,LOOP、SBO 和 LUHS 事故导致的 CDF 增量

表4 超强台风情况下SER水罐对机组安全影响的CDF分析结果
Table 4 CDF result of impact on safety for SER tank under super typhoon

事故工况	基准 CDF/ (堆·年) ⁻¹	考虑飞射物影响的 CDF/ (堆·年) ⁻¹	ΔCDF/ (堆·年) ⁻¹
LOOP	1.59×10^{-9}	6.15×10^{-8}	5.99×10^{-8}
SBO	2.38×10^{-7}	3.74×10^{-7}	1.36×10^{-7}
LUHS	8.90×10^{-8}	2.17×10^{-7}	1.28×10^{-7}

均为 1×10^{-7} /(堆·年)左右。考虑到台风发生频率的不确定性,以及可能导致的 LOOP 和 LUHS 叠加的事故工况, SER 水罐的风险贡献值得关注。

4 结束语

SER 水罐是核电厂厂区最大的露天水罐,易受风致飞射物的袭击,其失效会影响 ASG 补水功能,威胁事故工况下机组的长期冷却。本文采用 PSA 方法,对超强台风情况下 SER 水罐的安全影响开展定量分析,结果表明:SER 水罐是引起事故的薄弱环节之一,对机组总体风险具有一定贡献。对于运行核电厂,建议通过加装防护网、清理周边松散物等方式降低飞射物对 SER 水罐的影响。对于新建核电厂,建议通过增加罐体壁厚等方式从设计上提高 SER 水

罐防抗飞射物的能力。

参考文献

- [1] 罗小莉,姚才,谭金凯. 登陆华南台风的频数及强度变化特征分析[J]. 海洋预报, 2018, 35(4): 58-67.
- [2] 薛大知,梅启智,奚树人. PSA 发展现状及其应用[J]. 核科学与工程, 1996, 16(3): 235-242.
- [3] 李春,张和林. 概率安全分析的发展及应用展望[J]. 核安全, 2007, 15(1): 54-59.
- [4] 吕杰,吕兴兵,杨光,等. 核电厂电气设备陶瓷部件受风生飞射物的冲击破坏[J]. 计算机辅助工程, 2019, 28(2): 52-55.
- [5] 张文娜,钱江. 龙卷风作用及核电站结构极端风荷载相关问题研究综述[J]. 土木建筑与环境工程, 2016, (6): 121-128.
- [6] Nuclear Energy Institute. Tornado missile risk evaluator (TMRE) industry guidance document: NEI 17-02 [R]. Washington: NEI, 2017.

Impact Analysis on Nuclear Safety for SER Tank Under Super Typhoon

Feng Bingchen*, Wang Handing, Zhang Xiaoming

(Suzhou Nuclear Power Research Institute Co., Ltd, Shenzhen 518000, China)

Abstract: The tank of Conventional Island Demineralized Water Distribution (SER) system is the largest open air tank of nuclear power plant and may be damaged by wind-induced missiles under super typhoon. In order to evaluate the impact on safety of SER tank under super typhoon, an analysis using probabilistic safety assessment (PSA) method based on typical accident sequences is carried out. On the basis of qualitative analysis of initiating events and mitigation functions required, the missile PSA model is established with calculation of failure probabilities of SER tank under different typhoon conditions. The quantitative evaluation is carried out from the aspect of accident mitigation and overall risk of unit. Improvement suggestions are proposed according to the result.

Key words: super typhoon; missile; probabilistic safety assessment (PSA)

(责任编辑:徐晓娟)

徐东林,姚守忠,王生吉.乏燃料后处理工程关键技术元素识别方法研究[J].核安全,2022,21(4):59-65.

Xu Donglin, Yao Shouzhong, Wang Shengji. Research on Identification Method of Critical Technology Elements of Spent Fuel Reprocessing Project [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (4): 59-65.

乏燃料后处理工程关键技术元素识别方法研究

徐东林, 姚守忠, 王生吉

(中核龙安有限公司, 台州 318000)

摘要: 技术成熟度评价方法是加强技术风险管理, 提高乏燃料后处理设施安全可靠性和技术经济性的重要工具。目前, 我国乏燃料后处理领域技术成熟度评价体系还是空白, 研究团队针对这一问题开展调研、分析和研究工作。关键技术元素识别作为技术成熟度评价体系的重要组成部分是其研究的重点内容。研究中, 通过数学建模、矩阵运算和一致性检验方法提出了关键技术元素识别指标体系及判定方法。选取了乏燃料连续溶解器和硝酸铀酰浓缩蒸发器两个代表性技术元素进行了方法检验, 结果表明方法可行, 结果可靠。

关键词: 技术成熟度; 乏燃料后处理; 关键技术; 层次分析法; TRL

中图分类号: TL249 **文献标识码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 04-0059-07

建设乏燃料后处理商业大厂(简称商业大厂)是实现国家核能发展“三步走”战略的关键工程,是实现核能安全可持续发展的必由之路。号称“核工业的超级工程”的商业大厂,具有技术创新程度高、技术体系复杂、资金投入大、建设周期长的特点。为确保将商业大厂建设成为一个技术先进、安全可靠、经济良好的工厂,借鉴其他行业的做法^[1-3],开展技术成熟度评价,将问题暴露在工程技术路线选择和工程初步设计阶段,并加以解决,对工程项目的安全管理和技术经济性管理都非常有意义。

目前,国内外乏燃料后处理行业还没有技术成熟度评价方法或评价体系可供参考。针对这一空白,研究团队开展了大量调研、分析和研究工作,其中,关键技术元素(Critical Technology Element, CTE)的识别方法是技术成熟度评价体系的重要组成部分,也是技术成熟度评价体系

重点研究内容。

判定一项技术是否关键,通常的做法是凭借技术专家的经验进行主观判断。但是,在面对多种专业和学科交叉的复杂系统时,单一领域专家的认知往往存在一定局限性。本研究尝试通过数学建模的方式,探索一种将主观经验与客观指标相结合的判定体系,进而提高关键技术识别的准确度。

技术关键程度识别需要从技术重要性和技术风险性两个方面进行分析,分别建立指标体系和判定标准。

1 技术重要性指标体系

建立技术重要性指标体系分三个步骤:确定技术重要性指标;确定技术重要性指标权重;确定技术重要性判定标准。

收稿日期: 2022-04-15 修回日期: 2022-06-20

作者简介: 徐东林(1983—),男,高级工程师,硕士,现主要从事乏燃料后处理工艺研究相关工作

1.1 技术重要性指标及其定义

乏燃料后处理技术涉及化学工程、放射性化学、物理、核物理、辐射和测控等多个学科或技术领域。但其核心是以核安全为前提的化学工艺过程。因此,技术重要性要求统筹考虑技术元素的核安全功能和工艺功能。

根据乏燃料后处理设施安全^[4,5]有关要求,把核安全功能分解为核临界控制、放射性物质包容、化学爆炸预防、释热导出以及电离辐射防护五个方面。根据后处理工艺目标和工艺特点,将工艺功能分解为工艺指标实现(简称工艺实现)、产能保证、产品指标实现(简称产品指标)、产品损失预防(简称产品损失)和放射性废物最小化(简称废物最小化)五个方面。将上述十个因素作为技术重要性判定的指标。各指标因素释义见表1。

表1 核安全功能指标释义

Table 1 Interpretation of nuclear safety indicators

编号	指标	释义
a	核临界控制功能	需要使用几何控制、中子吸收材料控制、浓度控制和质量控制等方式来控制核临界风险,或对核临界风险进行测量和控制的技术元素
b	放射性物质包容功能	承担放射性物质包容功能,特别是初级包容功能;通常这类技术载体所在区域长期导出空气浓度大于80,或间断导出空气浓度大于80;一般情况下,该类技术元素载体需要设置在包容分区的C3**、C4*、C4**和C4***区 ^[6] (包容分区标准见表2)
c	化学爆炸预防功能	化学爆炸包括辐解氢气爆炸、红油爆炸、叠氮酸爆炸、粉末氧化爆炸和有机相燃烧等;辐解气体主要考虑氢气;重点关注涉及氢爆风险的技术元素,如承担辐解率较高溶液的贮存、氢气监测、氢气吹扫和爆炸危害缓解等功能的技术载体

续表

编号	指标	释义
d	释热导出功能	释热包括衰变热和放热化学反应;其中衰变热物流主要包括乏燃料组件和各种高放溶液(溶解液、浓缩的裂变产物溶液、铀和钚的水相或有机相溶液),含剪切碎屑和不溶性残渣的溶解液,容器中的固化废物体,容器中的铀和钚粉末,MOX氧化物颗粒;一般需要设置专门冷却(强制或自然)措施
e	电离辐射防护	承担重要内照、外照风险控制和屏蔽功能;通常这类技术载体所在区域的剂量当量率DER大于 $2\text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1}$;这类技术的技术载体一般需要布置在辐射分区的I4区(辐射分区标准见表3)
f	工艺实现	指对主产品物流(如铀产品、钚产品和铀钚混合物产品等)或副产品物流(如四价铀、玻璃固化体、水泥固化体、固废压实桶、原材料回收、镎产品以及其他同位素产品等)的工艺过程产生重要影响的技术元素;这些影响包括工艺分离系数、工艺净化系数、回收率、玻璃体包容指标和水泥体包容指标等
g	产能保证	指承担产能保证作用,失效后直接影响工厂整体或者局部重要生产能力的技术元素,该类技术元素往往是在主工艺流程上
h	产品指标	是指主产品或副产品的性能指标,如铀产品指标、钚产品指标、铀钚混合物产品指标、同位素产品指标、四价铀指标、玻璃固化体指标和水泥固化体指标等
i	产品损失	是指承担铀、钚和同位素等产品的流失控制功能
j	废物最小化	是指对放射性废气和废液的排放浓度和总量控制以及高水平放射性固体废物产生和 α 废物产生量承担主要控制功能

表 2 包容分区标准
Table 2 Containment class

包容分区	长期污染水平 (DAC)	偶然污染水平 (DAC)
C1	0	<1
C2	0	<80
C3*	0	<80
C3**	0	>80
C4*	<1	>80
C4**	<80	>80
C4***	>80	>80

表 3 辐射分区标准
Table 3 Radiation zoning standard

分区	I1	I2	I3	I4
剂量当量率限 值 / $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	<2.5	≥ 2.5 和 <25	≥ 25 和 <2000	≥ 2000
工作区类型	常驻	偶尔	特殊	—

1.2 技术重要性指标权重赋值

指标权重赋值通常有经验加权法和数学加权法。经验加权法,即定性加权法,其优点是专家直接评估,简单易行;数学加权法,即定量加权法,以经验为基础,以数学原理为背景,间接生产,具有较强的科学性。

本研究采用数学加权法进行尝试。本方法数学建模和数学计算采用运筹学中的层次分析方法(AHP)^[7]的原理完成。

1.2.1 构建层次结构模型

将十项指标与重要性评价之间的关系转化为各指标相对于重要性程度相对权值的确定问题,模型如图 1 所示。

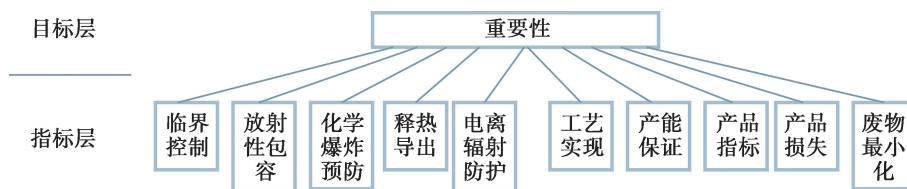


图 1 重要性层次结构模型

Fig.1 Importance hierarchy model

1.2.2 标度

当众多指标一起比较时,很难一次性得出重要性排序。但两个指标进行比较总能很容易判断出重要性。因此采用两两比较的方式,引入 1-9 标度方法(见表 4),并将不同情况的评比给出数量标度。这样就将十项指标相对于重要性程度的权重排序简化为一系列成对指标的判断比较。

表 4 重要性标度表
Table 4 Importance scale

标度	含义
1	两者相比,具有同样重要性
3	两者相比,前者比后者稍微重要
5	两者相比,前者比后者明显重要
7	两者相比,前者比后者强烈重要
9	两者相比,前者比后者极端重要
2, 4, 6, 8	上述相邻判断的中间值
倒数	两者相比,后者比前者的重要性标度

1.2.3 特征向量计算及一致性检验

分别邀请后处理工艺科研、设计、调试和运行等方面的专家及核与辐射安全管理和后处理技术管理等领域的若干专家对十个指标进行两两比较。将比较结果通过表 2 标度值进行量化,并求解十个重要性指标的期望值。

将十个期望值进行十阶矩阵排列(矩阵略),通过式(1)、式(2)和式(3)计算十个指标归一化特征向量值。通过式(4)计算矩阵最大特征向量值 λ_{\max} 。通过式(5)和式(6)对矩阵进行一致性检验。一般来说,只要 $CI \leq 0.10$,判断矩阵的一致性是可以接受的,此时的 W_i 值即可作为第

i 个指标的权重值。如果 CR 明显大于 0.1, 需要把专家两两比较结果中偏离较大的剔除, 然后再进行检验, 直到通过一致性检验。

$$b_{ij} = \frac{b_{ij}}{\sum b_{ij}} \quad (1)$$

$$W_j = \sum_j^n b_{ij} \quad (2)$$

$$W_i = \frac{W_i}{\sum_{j=1}^n W_j} \quad (3)$$

$$\lambda_{\max} = \sum_{j=1}^n \frac{\sum_{j=1}^n b_{ij} W_j}{n W_i} \quad (4)$$

$$CI = \frac{\lambda_{\max} - n}{n - 1} \quad (5)$$

$$CR = \frac{CI}{RI} \quad (6)$$

1.2.4 权重赋值

通过组织专家对十个指标进行两两比较, 经矩阵运算和一致性检验, 求得十个指标的特征向量 $W_i = (0.12, 0.11, 0.07, 0.07, 0.09, 0.15, 0.10, 0.12, 0.11, 0.06)$, 按此特征向量给十个指标赋值, 见表 5。

1.3 重要性评价标准

参考科学实验中常用的 0.618 法, 即优选法, 将技术的重要性分为三类: I 类(很重要)、II 类(重要)、III (一般重要)。表 6 给出了技术的重要性分类边界。

表 5 指标权重
Table 5 Index weight

指标编号	a	b	c	d	e	f	g	h	i	j
计算权重 W_i	0.12	0.11	0.07	0.07	0.09	0.15	0.10	0.12	0.11	0.06

表 6 技术重要性评价标准

Table 6 Evaluation criteria of technical importance

重要性分类	技术重要性评价内容
I 类 (很重要)	技术元素涉及的指标权重之和大于等于 0.618
II 类 (重要)	技术元素涉及的指标权重之和大于等于 0.382
III 类 (一般重要)	技术元素涉及的指标权重之和小于 0.382

此外, 在重要性指标使用过程中, 也可根据实际情况将权重和标准适当简化。

2 技术风险性指标体系

技术风险性指标包括技术新颖程度、技术应用环境和技术验证难度。参照核电领域技术成熟度规范^[8], 提出简化的风险指标分类及判定标准, 见表 7。

表 7 技术风险性评价标准

Table 7 Evaluation criteria of technical risk

风险分类	技术风险性评价内容
I 类 (风险很大)	技术是全新的, 且具备后述一项或多项属性: a. 技术需要基础理论取得重大或较大突破; b. 需要研发全新技术或技术取得较大突破; c. 技术验证很困难
II 类 (风险较大)	技术具备后述一项或多项特性: a. 技术经过较大修改; b. 技术在原有基础上改进较大; c. 应用条件和环境变化较大, 将运行在一种新的环境中; d. 期望达到一种更高的性能且具备后述一项或多项属性: a. 技术需要对已有的基础理论做较大改进; b. 需要对已有技术进行较大改进; c. 技术验证困难

续表

风险分类	技术风险性评价内容
Ⅲ类(一般风险)	技术具备后述一项或多项特性: a. 技术经过局部修改; b. 技术在原有基础上有改进; c. 应用条件和环境发生变化 技术具备后述一项或多项属性: a. 技术理论可沿用成熟的基础理论或需要做一定改进; b. 技术本身可以沿用已有成熟技术或需要做一定改进; c. 技术验证一般困难

3 关键技术元素判定

3.1 关键程度判定矩阵

借鉴核电领域技术成熟度评价规范^[8],采用矩阵评价法对技术关键程度进行判定,并将关键程度描述为A(重大)类、B(重点)类、C1(重点)类、C2(一般)类及C3(其他)类。评价矩阵见表8。

表8 技术关键程度综合评价矩阵

Table 8 Evaluation matrix of technical criticality

重要性	风险性		
	I类	II类	III类
I类	A类	B类	C1类
II类	B类	C1类	C2类
III类	C1类	C2类	C3类

表9 关键程度识别表

Table 9 Identification of key degree

元素	指标及识别	判定
乏燃料连续式溶解器	<input checked="" type="checkbox"/> 核临界控制: 承担核临界安全控制功能 <input checked="" type="checkbox"/> 放射性物质包容: 在c4C热室中, 承担放射性物质的初级包容功能 <input checked="" type="checkbox"/> 化学爆炸预防: 有辐解氢气风险, 需要设置吹扫功能 <input checked="" type="checkbox"/> 释热导出: 需要设置热量导出功能 <input checked="" type="checkbox"/> 电离辐射防护: 在辐射分区I4区, 电离辐射风险大 <input checked="" type="checkbox"/> 工艺实现: 是工艺实现的重要设备 <input checked="" type="checkbox"/> 产能保证: 在产品流上, 是产能保证的重要因素 <input type="checkbox"/> 产品指标: 不涉及产品指标 <input checked="" type="checkbox"/> 产品损失: 溶解状况对铀钚产品损失有显著贡献 <input checked="" type="checkbox"/> 废物最小化: 是废包壳和放射性废气产生的环节	综合权重为0.88, 判定为重要性I类

根据矩阵判定结果,将A类、B类和C1类强制判定为关键技术元素,C3类强制判定为非关键技术元素,C2类为一般技术元素暂定为关键技术元素,获得保守型初始清单。

通过专家评议或专家审查方法,对关键技术元素初始清单中的C2类技术元素进行再次判定,确定是否作为关键技术元素。同时,对未进入初始清单的关键技术或值得关注的技术元素进行补充,获得关键技术元素最终清单,并实施清单化管理。

3.2 方法检验

选取后处理首端设施中乏燃料溶解器和铀尾端设施硝酸铀酰浓缩蒸发器两项技术元素进行判定检验。关键程度识别过程见表9。

根据关键程度判定矩阵可知,连续溶解器是A类(重大)关键技术元素,硝酸铀酰浓缩蒸发器是C3类(非关键技术元素)。

4 结束语

技术成熟度评价方法是加强技术风险管理,提高乏燃料循环设施安全可靠性和技术经济性的重要工具。针对乏燃料后处理领域技术成熟度评价体系的空白,研究团队开展了大量调研、分析和研究工作,其中,关键技术元素识别作为技术成熟度评价体系的重要组成部分,是研究的重点内容。

研究中,采用层次分析法对关键程度指标

续表

元素	指标及识别	判定
	是一项全新技术, 技术需要取得突破; 技术验证很困难; 属于安全级物项	判定为风险性 I 类
硝酸铀酰浓缩蒸发器	<input type="checkbox"/> 核临界控制: 不承担核临界控制功能 <input checked="" type="checkbox"/> 放射性物质包容: 承担铀的初级密封包容, 设备 c3B 区 <input type="checkbox"/> 化学爆炸预防: 无辐解气体风险, 无化学爆炸风险 <input type="checkbox"/> 释热导出: 需加热, 无须热导出 <input type="checkbox"/> 电离辐射防护: 在辐射分区 I3 区, 电离辐射风险小 <input checked="" type="checkbox"/> 工艺实现: 是工艺实现的重要设备 <input checked="" type="checkbox"/> 产能保证: 主要产品流上, 其运行稳定性直接影响工厂产能 <input type="checkbox"/> 产品指标: 蒸发器不具备净化、纯化功能 <input type="checkbox"/> 产品损失: 对铀的损失贡献较小 <input type="checkbox"/> 废物最小化: 对废物量的贡献较小	综合权重为 0.36, 判定为重要性 III 类
	浓缩蒸发器是成熟度技术, 无技术风险; 技术验证一般困难; 属于非安全级物项	判定为风险性 III 类

进行数学建模, 调查分析, 运行矩阵运算方法进行指标赋值, 并对指标赋值进行了一致性检验, 得出了重要性指标科学赋值, 赋值结果为核临界控制功能 0.12、放射性物质包容功能 0.11、化学爆炸预防功能 0.07、释热导出功能 0.07、电离辐射防护功能 0.09、工艺指标实现功能 0.15、产能保证 0.10、产品指标实现 0.12、产品损失预防 0.11、废物最小化功能 0.06。

研究中, 引入了核动力 / 核电领域技术成熟度评价规范中的综合矩阵判定法, 将技术元素区分为 A 类、B 类、C1 类、C2 类和 C3 类。

通过选取乏燃料连续溶解器和硝酸铀酰浓缩蒸发器两个代表性技术元素对方法进行了检验, 结果表明方法可行, 结果可靠。

参考文献

[1] 安茂春, 王志健. 国外技术成熟度评价方法及应用 [J]. 评

价与管理, 2008, 6 (2).

- [2] 高志虎, 程慧平. 技术成熟度评价在核电领域的应用 [J]. 中国核工业, 2015, 10: 20-24.
- [3] 中国人民解放军总装备部. 装备技术成熟度评价程序: GJB 7689—2012 [S]. 北京: 中国人民解放军总装备部, 2012.
- [4] 生态环境部. 乏燃料后处理设施安全要求 (试行) 及其导则: HAD301/05—2021 [S]. 北京: 生态环境部, 2021.
- [5] IAEA. Safety of Nuclear Fuel Reprocessing Facilities—Specific Safety Guide (No.SSG-42, 2017) [S]. Vienna: IAEA, 2017.
- [6] IX-ISO. Criteria for the design and operation of ventilation systems for nuclear installations other than nuclear reactors (NF M62-250, NF ISO 17873) [S]. Geneva: IX-ISO, 2006.
- [7] 傅家良. 运筹学方法与模型 (第 2 版) [M]. 上海: 复旦大学出版社, 2014.
- [8] 高志虎. 核动力 / 核电技术成熟度评价导则 [S]. 北京: 中核集团核动力事业部, 2015.

Research on Identification Method of Critical Technology Elements of Spent Fuel Reprocessing Project

Xu Donglin, Yao Shouzhong, Wang Shengji

(China Nuclear longan Co., Ltd, Taizhou 318000,China)

Abstract: Technology readiness evaluation method is an important tool to strengthen technology risk management and improve the safety, reliability and technical economy of spent fuel reprocessing facilities. At present, the evaluation system in the field of spent fuel reprocessing is still blank, and the research team is carrying out investigation, analysis and research on this blank. As an important part of the technology readiness evaluation system, the identification of critical technology elements is the key content of the technology readiness evaluation system. In the research, through the methods of mathematical modeling, matrix operation and consistency test, the identification index and judgment method of critical technical elements are put forward. Two representative technical elements of spent fuel continuous dissolver and uranyl nitrate enrichment evaporator are selected for method test. The results show that the method is feasible and the results are reliable.

Keywords: technology readiness; spent fuel reprocessing; critical technology; AHP; TRL

(责任编辑：徐晓娟)

刘宇生,王庶光,李东阳,等.堆芯补水箱内热工水力现象识别与研究[J].核安全,2022,21(4):66-73.

Liu Yusheng, Wang Shuguang, Li Dongyang, et al. Identification and Study on Thermal Hydraulic Phenomena of Core Make-up Tank [J].

Nuclear Safety, 2022, 21 (4): 66-73.

堆芯补水箱内热工水力现象识别与研究

刘宇生^{1,2}, 王庶光^{2,3}, 李东阳^{2,3,*}, 唐济林^{2,4}, 谭思超^{2,3}

(1. 国家环境保护核与辐射安全审评模拟分析与验证重点实验室 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 哈尔滨工程大学 黑龙江省核动力装置性能与设备重点实验室, 哈尔滨 150001; 3. 哈尔滨工程大学 核安全与先进核能技术工信部重点实验室, 哈尔滨 150001; 4. 中国核动力研究设计院, 成都 610213)

摘要: 针对先进非能动压水堆技术中使用的堆芯补水箱系统 (CMT), 本文分析归纳了 CMT 的设计功能及其运行特点。基于对国内外 CMT 相关热工水力研究的调研分析, 结合整体效应试验或单项效应试验对 CMT 及其所在支路的热工水力现象进行了研究, 总结了 CMT 相关热工水力现象, 并对其试验研究提出了建议。在进行 CMT 试验时需针对关注的不同现象选取不同的相似准则, 同时也应考虑自然循环特征时间与关注现象特征时间的相互作用关系。

关键词: 非能动系统; 堆芯补水箱; 现象识别

中图分类号: TL339 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 04-0066-08

AP1000 是由美国西屋公司设计研发的非能动安全压水堆核电技术, 其安全系统全部采用非能动安全的设计理念, 即基于重力、热传递、惯性等非能动的方式驱动安全系统运行, 在简化系统设计的同时提高了安全系统的可靠性, 提高了核电厂的经济性。堆芯补水箱 (Core Make-up Tank, CMT) 是其最具特色的非能动部件之一, 主要用于高压阶段的堆芯补水和冷却^[1]。

1 CMT 设计及功能概述

AP1000 机组共配置两台堆芯补水箱, 该水箱内充满低温浓硼水, 暴露在安全壳中, 无加热或隔热装置, 水温与安全壳环境温度一致。非能动安注系统示意图如图 1 所示, 堆芯补水箱

结构如图 2 所示。CMT 设计为带有半球形上、下封头的钢制锻焊容器, 内壁堆焊不锈钢, 上、下封头开设带安全端的进、出口接管各 1 个, 筒体开设 1 个人孔, 筒身和封头开设 17 个测量仪表接管, 下封头焊接 8 个支承柱用于支承壳体。此外, 为避免筒体内部出现快速冷凝, CMT 上方入口处还安装了周向开孔而头部堵住的蒸汽分配器^[2]。

CMT 的运行对于非能动堆芯冷却系统 (Passive Core Cooling System, PXS) 完成其应急堆芯冷却功能至关重要, 因为 CMT 的注入直接取代了传统压水堆中使用的高压注射泵, 属于高压安全注射阶段唯一的冷却剂源。CMT 的工作原理主要是利用堆芯补水箱与堆芯的高度差

收稿日期: 2022-01-07 修回日期: 2022-03-20

作者简介: 刘宇生 (1986—), 男, 高级工程师, 现主要从事反应堆热工水力试验的审评和研究工作

* 通讯作者: 李东阳, E-mail: lidy@hrbeu.edu.cn

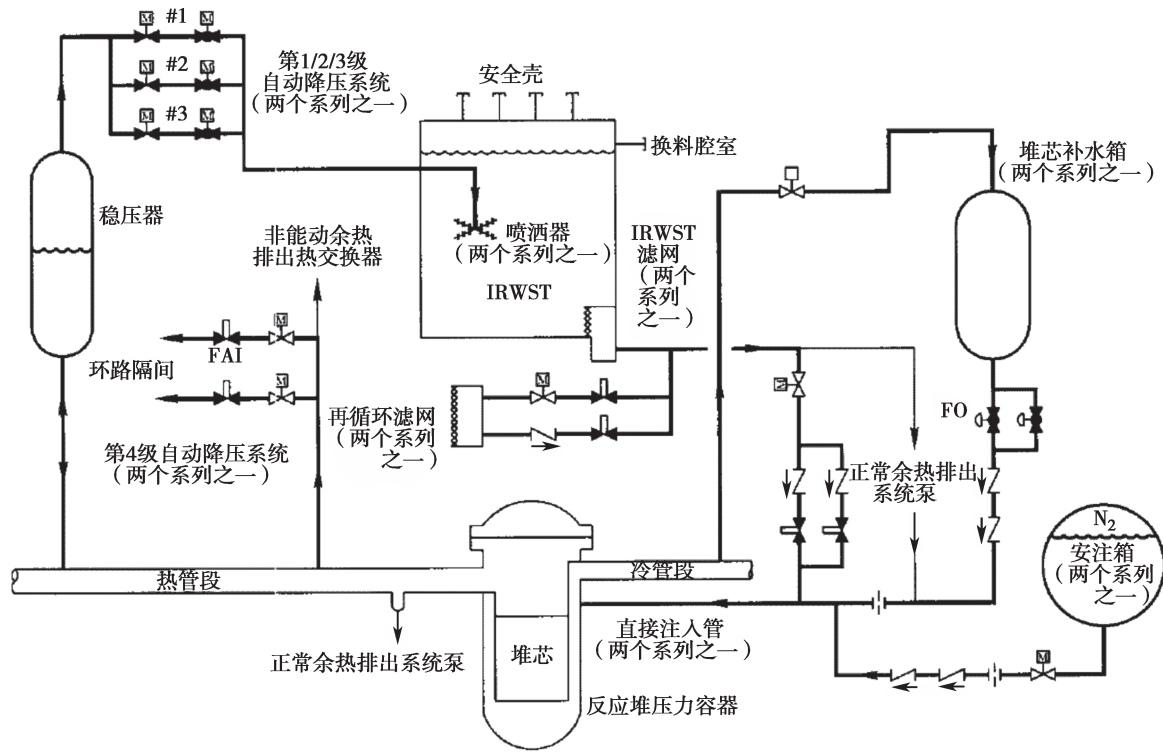


图1 AP1000 非能动安注系统示意图

Fig.1 Schematic of the AP1000 passive safety injection system schematic

和密度差,在重力作用下形成驱动压头,驱动堆芯补水箱内的含硼冷水向反应堆压力容器内注入,实现堆芯的补水 and 冷却。

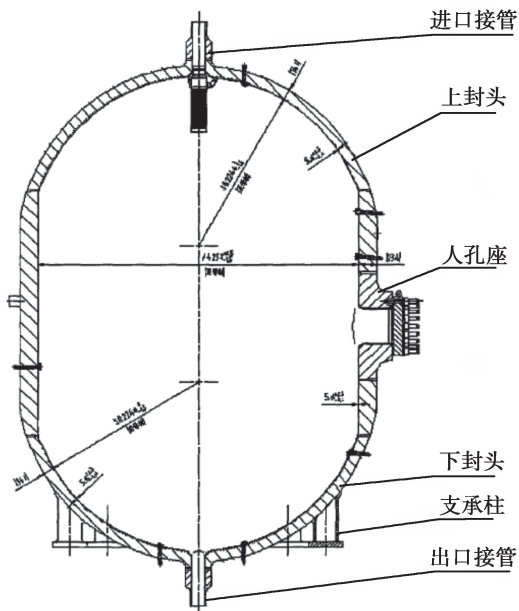


图2 堆芯补水箱结构

Fig.2 Structural diagram of the CMT

根据事故类型和事故严重程度的不同, CMT 运行主要存在两种模式,分别为水循环模式和蒸汽替代模式^[2],其中水循环模式是指堆芯的热水经压力平衡管线流入 CMT, CMT 内储存的含硼冷水通过直接注入管线注入反应堆压力容器 (Reactor Pressure Vessel, RPV), CMT 内部逐渐被热水充满,冷水逐步被置换,自然循环驱动力逐步减弱,整个循环过程以水为工质进行,不涉及蒸汽;蒸汽替代模式是指堆芯内蒸汽经压力平衡管线 (Pressure Balance Line, PBL) 流入 CMT,在 CMT 液体表面和低温壁面处发生冷凝,冷凝水随即补偿 CMT 液位,该循环模式下,涉及蒸汽-水相变、CMT 排水、液位持续下降等现象。在破口失水事故 (Loss of Coolant Accident, LOCA) 中, CMT 两种运行模式及其运行时间主要由破口大小决定,当破口尺寸较小时,水循环模式可以维持较长时间;当破口尺寸较大时,水循环过程会很短,随着 CMT 排水,系统内的蒸汽就会持续流入 CMT,进入蒸汽替代

运行模式。

2 基于 CMT 整体效应试验的现象识别

CMT 工作过程与反应堆冷却剂系统状态密切相关,同时其内部还存在复杂的蒸汽冷凝流动、热分层等过程,因此国内外学者对 CMT 相关的热工水力现象开展了大量研究,本文基于已有的研究结果,识别了其中的关键热工水力现象,分析了现象发生的机理,并根据现象层次的不同,进行了热工水力现象的梳理。

CMT 的两种运行模式均是以冷热端密度差作为驱动力进行的自然循环过程。其中水循环模式为单相自然循环过程,驱动力为 CMT 内冷水与反应堆冷却剂系统(Reactor Coolant System, RCS)热水之间的密度差;蒸汽替代模式为两相自然循环过程,驱动力为 CMT 内储水与 RCS 内饱和蒸汽之间的密度差。两种循环模式下,循环流量均由冷热端密度差产生的驱动力和回路阻力匹配的结果决定。对于 CMT 不同的运行模式,国内外科研机构基于整体效应试验装置(Integral Effect Test Facility, IETF),开展了大量的试验研究。

欧盟利用 PACTEL 装置开展了多项 CMT 实验研究^[3]。PACTEL 是以 Loviisa 型 VVER-440 作为参考原型设计的 IETF。PACTEL 试验装置上先后开展了一系列热管段小破口失水事故(Small Break Loss of Coolant Accident, SBLOCA),重点模拟 CMT 水循环模式中重力驱动的堆芯冷却过程。试验中观察到,CMT 顶部的蒸汽快速冷凝会多次中断应急堆芯冷却的流量。在“先进轻水反应堆非能动安全注射系统评估”项目中,欧盟进一步研究了破口尺寸和位置、CMT 尺寸和位置、蒸汽分配器的移除、CMT 和 PBL 的初始水温、PBL 连接位置和安注管线流动阻力等因素对 LOCA 期间非能动安全注射系统热工水力行为的影响。此外,该试验还研究了 CMT 壁面的热传递及其内部流体的热分层现象。该试验表明,CMT 顶部的蒸汽分配器对于限制快速冷凝具有重要作用。

日本利用 ROSA-AP600 装置开展了西屋非能动核电厂 CMT 的实验研究^[4],ROSA-AP600 是日本原子力研究所(Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI)在模拟西屋四环路压水堆的大型试验装置(Large-scale Test Facility, LSTF)基础上,针对 AP600 设计改造得到的 1/48 体积比例、全高、全压力的 IETF。利用 ROSA-AP600,日本开展了多种 LOCA 模拟试验,其结果表明,除压力平衡管线(PBL)破口试验和压力容器直接注入(Direct Vessel Injection, DVI)破口试验外,在其他位置的 LOCA 中,两列 CMT 的热工水力行为几乎相同。ROSA-AP600-CMT 试验证实:在堆芯与 CMT 的自然循环流动过程中,CMT 内部出现了显著的热分层现象,因为来自冷管段的热水聚集在 CMT 上部区域,但由于西屋非能动核电厂 CMT 内的轴向热传导和扩散非常微弱,热分层的运动基本上是一维向下的;该试验还表明,除 PBL 破口外,破口大小及位置对 CMT 自然循环速率的影响并不显著;LOCA 期间,自动卸压系统(Automatic Depressurization System, ADS)投入后,RCS 的卸压过程会使 CMT 上部的热水层产生闪蒸,并在一定程度上增加 CMT 的排水速率。

针对自主开发的 AC600 设计,中国核动力院开展了全压 CMT 实验^[5],实验在 CMT 模拟体中设置了 36 支热电偶测量钢壁和流体的温度,通过电接点水位计和差压水位计同时测量水位,涡轮流量计测量排放流量,此外还测量了 CMT 内压力。试验结果表明:CMT 投入后的排放初期,因受到 CMT 冷壁面和冷水表面强烈的冷凝作用,从稳压器进入 CMT 模拟体内的蒸汽会导致 CMT 模拟体内出现压力脉动,造成排放管内质量流速呈短期低位脉动平台特性;破口尺寸较小时,进入稳定排放期后 CMT 模拟体处于重力排放过程;蒸汽替代模式下,CMT 向 RPV 内注水,从稳压器向 CMT 内流入蒸汽,CMT 内、外壁面间会形成很大的温差。

韩国利用 SMART-ITL 装置开展了针对模块化小型堆 SMART CMT 的实验研究^[6]。

SMART 模块化小型堆是韩国设计研发的一体式反应堆,其主冷却剂系统的主要部件均包含在压力容器中,如稳压器、堆芯、蒸汽发生器和反应堆冷却剂泵。SMART-ITL 开展的 CMT 试验表明:SMART CMT 的安注过程存在三个阶段,即循环阶段、振荡阶段和稳定注入阶段,PBL 温度及其接口位置、CMT 水位等因素对每个阶段都存在重要影响;PBL 温度和 CMT 水位两个参数决定了 CMT 及其支路的运行阶段,即再循环阶段主要取决于 CMT 水位,振荡阶段主要由 PBL 蒸发现象主导,当 PBL 和 CMT 上部区域的流体温度相等时,则进入稳定注入阶段。Lee^[7]对 CARR Passive 反应堆(CP1300)中非能动高压注入系统(Passive High Pressure Injection System, PHPIS) CMT 中直接接触冷凝的能力进行了试验分析。试验采用蒸汽发生器提供蒸汽,并将蒸汽直接注入 CMT 冷水。试验监测了 CMT 排放的流量以及水位,并采用热电阻测量 CMT 轴向水温。研究结果表明:水的过冷度越大,CMT 注水启动时间越晚,蒸汽分配器和热水自然循环均能够加速重力驱动注水行为的启动。Lee 将直接接触冷凝现象分为声速喷射、亚音速喷射和蒸汽空腔三种模式,并提出了适用于 CMT 的冷凝模型^[8]。

中国在国核一号的研发过程中,利用 ACME 试验装置研究了小破口失水事故下 CMT 的瞬态响应和热工水力行为^[9],其研究表明:在不同的实验过程中,CMT 内流体的热分层模式是类似的,热流体层可将热蒸汽和冷流体分开;ADS 降压会导致 CMT 闪蒸,进而增加 CMT-RCS 压差,同时也会显著缩小热分层区域,但系统压力稳定后,热分层会恢复,并持续到长期冷却阶段;闪蒸过程可以冷却 CMT 壁面,引起 CMT 壁面的反向传热,在 CMT 循环和排放过程中,CMT 壁面储热将在 ADS 启动后逐步释放。

对上述不同整体试验装置的 CMT 试验进行归纳总结,其结果表明:LOCA 事故条件下,CMT 的瞬态响应可以分为两个存在显著区别的阶段,即自然循环阶段和蒸汽替代阶段,在自然

循环阶段中,可识别的较为明显的现象或参数包括系统自然循环速率、硼的迁移、冷热分层和破口位置;在蒸汽替代阶段,可识别的较为明显的现象或参数包括闪蒸、蒸汽冷凝、壁面储热释放等。

3 CMT 内热工水力现象分析

在不同运行模式下,堆芯-CMT 间的自然循环过程会同时受到如 2.1 节所述 CMT 内部局部现象或局部参数的影响,如 CMT 内部因温差导致的冷热分层、硼的迁移及混合、蒸汽与 CMT 自由液面的冷凝、蒸汽与 CMT 壁面的冷凝、壁面储热等。基于 CMT 的工作模式和运行参数条件,可对 CMT 内的主要局部现象开展进一步的分析讨论。

(1) 硼的迁移和混合

在事故条件下,CMT 内含硼冷水会随着安注流动出现迁移和混合等现象,该现象主要发生在水循环模式的初期。根据赵婷杰等的研究^[10],硼酸在水中跟随性较好,其浓度变化主要受到安注流体的流速和温度两个因素的影响。从影响因素来看,安注流速主要由堆芯-CMT 间的自然循环现象决定,即由密度差驱动力与 CMT 支路的阻力匹配决定;CMT 内的温度分布,主要由冷热分层现象决定。因此硼酸的迁移和混合现象,主要是受到 CMT 内热工水力现象的影响,该现象本身对 CMT 内流动和温度分布的影响可以忽略。因此可以将该现象与 CMT 内其他的热工水力现象解耦,单独予以研究。

(2) CMT 混合液位

CMT 内的混合液位具有比较重要的作用,因为该参数往往与安注系统整定值相关^[2,6],对 LOCA 事故的进程具有显著影响。但就 CMT 热工水力研究而言,该参数同时受到 CMT 内蒸汽冷凝、流体冷热混合、CMT-堆芯自然循环等多个物理过程的影响,是这些过程耦合共同作用的结果,因此对 CMT 混合液位的研究,应依赖于蒸汽冷凝、冷热流体混合、CMT-堆芯自然循环等现象的准确复现和耦合运行,单独开展试验研究的意义不大。

(3) 闪蒸

CMT 中的闪蒸现象主要发生在自动卸压系统工作阶段,其作用机理在于闪蒸会导致热水瞬间蒸发从而产生大量蒸汽,其直接作用结果为 CMT 内的热流体因汽化而减少,冷热分层现象会受到影响;其间接作用结果为 CMT 热流体层形成的蒸汽会改变 CMT-堆芯间的密度差,在重力作用下,该密度差会影响 CMT 支路的循环驱动力。闪蒸现象直接影响作用的特征时间^[11]与降压过程的时间尺度一致,间接影响作用的特征时间与自然循环的时间尺度相当。

闪蒸现象是一个复杂的传热传质过程,至今尚未有一个理想的关联式,已有文献研究表明^[12],影响闪蒸的主要参数为压降、降压率和初始温度,因此针对原型设计的试验验证,无论是开展整体效应试验研究还是单项效应试验研究,均应采用等压模式方式,否则获得的闪蒸试验现象与原型设计会存在比较大的差异。

(4) 蒸汽冷凝

蒸汽替代循环模式下,根据冷凝发生位置的不同,分为 CMT 热液层冷凝和壁面冷凝两类^[13]。

对于 CMT 顶部未配置蒸汽分配器的设计,冷凝现象以自由液面冷凝为主,蒸汽与水的直接接触冷凝占主导地位^[14]。由于直接接触冷凝的换热系数十分依赖于流动状态,需要正确地识别流动状态,才可能对相关的换热速率做出正确的预测,针对此类现象的研究应单独开展试验研究。直接接触冷凝的速率与持续时间受到 CMT 液体冷热分层的影响,因此针对 CMT 中直接接触冷凝的研究通常还需要考虑冷热分层。同时已有研究表明^[3],该设计方案中蒸汽冷凝过程对 CMT 排水的驱动压头会产生比较大的影响,导致其排水过程产生波动,严重时甚至会导致安注过程停滞。为了避免快速冷凝的不良影响,CMT 顶部配置了蒸汽分配器以改变蒸汽注入方向从而避免蒸汽集中加热 CMT 上部液体。

对于 CMT 顶部配置蒸汽分配器的设计,蒸汽进入 CMT 后,其流动方向被改变为直接向壁面喷放流动,蒸汽趋向与壁面优先接触,导致壁

面冷凝量远大于热液层的冷凝量;同时,由于金属壁面的导热系数更高,相较于热液层冷凝来说,蒸汽在壁面的冷凝量更占优势,因此可以认为该类设计中,CMT 内的冷凝主要是壁面冷凝过程^[15]。

(5) 壁面储热

壁面冷凝过程与壁面条件密切相关^[15,16],由于 CMT 罐体较大,承压要求又导致其设计壁厚较大,事故条件下 CMT 的厚钢壁会充当冷凝蒸汽的良好介质,CMT 罐体本身形成了一个带有较大容量的冷源,因此 CMT 壁面内部的导热现象及整体的储热释放,对 CMT 内的冷凝过程也存在较大影响,也需要在模化中予以考虑。

在自动卸压系统工作阶段,随着 RCS 系统压力下降,CMT 中出现闪蒸导致内部热流体温度下降,此时可能发生壁面反向传热现象。考虑壁面反向导热现象时,也应从导热方面入手。不同于壁面冷凝时罐体钢壁的冷源释放,反向传热时热流体与壁面温差通常较小,储热释放速率较慢,因此该现象对堆芯补水的影响极为有限。

从物理过程的时间特征考虑,冷凝过程的特征时间主要与壁面冷凝换热的作用尺度有关,壁面储热释放的特征时间主要与 CMT 壁面内导热过程的作用尺度有关。

(6) 冷热分层

根据 2.1 节所述试验结果和李夔宁等人的研究^[17],在循环模式和蒸汽替代两种运行模式下 CMT 内均存在明显的冷热分层现象。在水循环运行模式中,热液层的移动和增加主要由单相自然循环的流量决定,其特征时间与单相自然循环的特征时间一致;在蒸汽替代阶段,热液层的移动和增加主要受到蒸汽冷凝后的液体流量的影响。因此冷热分层移动的过程主要受到 CMT-堆芯自然循环和壁面冷凝的影响。

对于冷热分层的稳定性,根据于沛、王升飞等的研究^[18,19],CMT 冷热流体分层现象中,分层界面的稳定程度主要与冷热流体的温差、冷热流体区域初始的高度差和外部扰动速度相关,外部扰动速度可以认为是 CMT 内冷热分层液面移动的速度,主要由 CMT 的重力排水过程决定。

4 CMT 相关热工水力现象总结及建议

将 CMT 水箱及其所在支路作为研究对象, 对该支路进行系统分解, 如图 3 所示。

结合图 3, 对于上述现象进行汇总分析, 见表 1。表 1 中同时划分了各现象所在层次及其发挥作用的特征时间尺度, 并对 CMT 热工水力现象进行了总结说明。

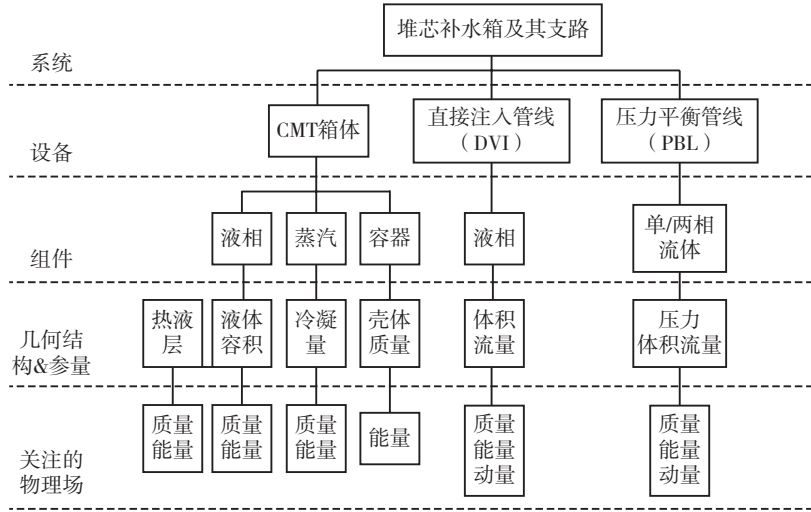


图 3 CMT 水箱及其所在支路分解图

Fig.3 Break down diagram of the CMT and its related loop

表 1 CMT 热工水力现象分析

Table 1 Analysis of thermal hydraulic phenomena in CMT

热工水力现象	运行特征	现象层次	现象特征 / 时间尺度	机制说明
单相自然循环	循环模式	系统	循环速度 - 回路长度	主要发生于破口前期, 由冷热端密度差驱动
两相自然循环	排水模式	系统	循环速度 - 回路长度	两相的产生与系统压力相关, 驱动力为重力
硼的迁移和混合	循环模式初期	局部	主要由自然循环流速确定	不影响其他 CMT 热工水力现象
闪蒸	排水模式	局部	传热传质过程	与 ADS 卸压以及破口相关
直接接触冷凝	排水模式	局部	传热传质过程	未配置蒸汽分配器时, 蒸汽直接注入冷水, 自由液面冷凝占主导, 冷凝速率受热液层温度等因素影响
壁面冷凝	排水模式	局部	主要为热液层冷凝和 CMT 壁面冷凝, 冷凝换热特征时间	配置蒸汽分配器时, 壁面冷凝占主导
壁面储热	循环模式	局部	缓慢释放, 导热特征时间	厚钢壁储冷释放, 利于维持冷热端密度差
	排水模式	局部	快速瞬变, 导热特征时间	随着壁面储冷释放, 蒸汽冷凝速度逐渐降低, 储冷量影响冷凝量和冷凝时间
冷热分层	循环模式	局部	单相自然循环特征时间	主要由自然循环速度决定
	排水模式	局部	两相自然循环特征时间、冷凝换热特征时间	热液层的增加由冷凝量决定
CMT 混合液位	排水模式	局部	两相自然循环特征时间、冷凝换热特征时间	由排水量和冷凝量共同决定

结合表 1,对 CMT 相关热工水力现象的研究建议如下:

(1) CMT 及其支路的自然循环为系统级现象,开展试验研究时应优先遵循该现象的相似准则。

(2) 闪蒸、硼的迁移和混合现象的物理特征时间与自然循环过程关系不大,可单独开展试验研究。

(3) 直接接触冷凝现象主要与冷热分层相关,其物理特征与热力参数相关,且与自然循环过程关系不大,可单独开展试验研究。

(4) 壁面冷凝、壁面储热、冷热分层和 CMT 混合液位现象均与自然循环过程相关,在研究上述现象或者分析相关试验过程时,应考虑设计原型自然循环过程特征时间与这些现象特征时间的相互作用。

参考文献

- [1] Schulz T L. Westinghouse AP1000 advanced passive plant [J] . Nuclear Engineering and Design, 2006, 236 (14) .
- [2] 林诚格. 非能动安全先进压水堆核电技术 [M] . 北京: 原子能出版社, 2010.
- [3] Tuunanen J, Vihavainen J, Auria F D, et al. Assessment of Passive Safety Injection Systems of ALWRs [J], 1999.
- [4] Yonomoto T, Kondo M, Kukita Y, et al. Core Makeup Tank Behavior Observed During the Rosa-AP600 Experiments [J] . Nuclear Technology, 1997, 119 (2) .
- [5] 季福云, 李长林, 郑华, 等. AC600 全压堆芯补水水箱补水实验研究 [J] . 核动力工程, 1999 (04): 65-69.
- [6] Bae H, Ryu S, Jeon B G, et al. Core makeup tank injection characteristics during different test scenarios using SMART-ITL facility [J] . Annals of Nuclear Energy, 2019, 126: 10-19.
- [7] Lee S I, No H C, Bang Y S, et al. Assessment of RELAP5/ MOD3.1 for gravity-driven injection experiment in the core makeup tank of the CARR Passive Reactor (CP-1300) [J] . Office of Scientific & Technical Information Technical Reports, 1996.
- [8] Sang I L, No H C. Improvement of direct contact condensation model of RELAP5/MOD3.1 for passive high-pressure injection system [J] . Annals of Nuclear Energy, 1998, 25 (9): 677-688.
- [9] Li Y, Ye Z, Zhong J, et al. Core makeup tank behavior investigation during ACME integral effect tests [J] . Nuclear Engineering and Design, 2020: 364.
- [10] 赵婷杰. 基于激光诊断技术下降段硼浓度分布特性研究 [D] . 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2017.
- [11] Zuber N, Wilson G E, Ishii M, et al. An integrated structure and scaling methodology for severe accident technical issue resolution: Development of methodology [J] . Nuclear Engineering and Design, 1998, 186 (1) .
- [12] 郭迎利, 邓炜, 严俊杰, 等. 初始条件对瞬态闪蒸过程的影响 [J] . 工程热物理学报, 2008 (08): 1335-1338.
- [13] 李夔宁. 饱和蒸汽在自由过冷液面直接接触冷凝特性的研究 [D] . 重庆: 重庆大学, 2003.
- [14] Zhu M, Chang H, Wang H, et al. Evaluation of distortion of wall stored energy in core make-up tank test facility [J] . Progress in Nuclear Energy, 2017, 100.
- [15] 彭云康. CMT 排水过程中初始参数对流体温度分布及冷凝特性影响研究 [D] . 重庆: 重庆大学, 2003.
- [16] 邓程程, 常华健, 秦本科, 等. 非能动试验台架中 CMT 的比例分析及失真评价 [J] . 原子能科学技术, 2013, 47(11): 2026-2032.
- [17] 李夔宁, 刘玉东, 童明伟. 蒸汽喷入过冷液面接触冷凝实验研究 [J] . 工程热物理学报, 2007 (06): 977-979.
- [18] 于沛, 路海晋, 阎昌琪. 密度锁内分层界面位置的实验研究及分析 [J] . 核动力工程, 2010, 31 (03): 83-87.
- [19] 王升飞, 阎昌琪, 谷海峰, 等. 密度锁内流体稳态传热模型的建立 [J] . 原子能科学技术, 2010, 44 (02): 183-187.

Identification and Study on Thermal Hydraulic Phenomena of Core Make-up Tank

Liu Yusheng^{1,2}, Wang Shuguang^{2,3}, Li Dongyang^{2,3,*}, Tang Jilin^{2,4}, Tan Sichao^{2,3}

- (1. State Environmental Protection Key Laboratory of Nuclear and Radiation Safety Regulatory Simulation and Validation, Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China; 2. Heilongjiang Provincial Key Laboratory of Nuclear Power System & Equipment, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China; 3. Key Laboratory of Nuclear Safety and Advanced Nuclear Energy Technology, Ministry of Industry and Information Technology, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China; 4. Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China)

Abstract: Aiming at the core makeup tank system (CMT) used in advanced passive PWR technology, this paper analyzes and summarizes the design functions and operation characteristics of CMT. Based on the investigation and analysis of thermal hydraulic research related to CMT at home and abroad, and combined with overall effect test or single effect test, the thermal hydraulic phenomena of CMT and its branch are studied. At the end, the thermal hydraulic phenomena related to CMT are summarized, and some suggestions on its experimental research are put forward. During CMT test, different scaling criteria should be selected for different phenomena concerned, the interaction between natural circulation characteristic time and attention phenomenon characteristic time should also be considered.

Key words: passive safety system; core make-up tank; phenomena identification

(责任编辑：许龙飞)

杜南麟,张松.系统化培训方法(SAT)在核电厂岗位培训大纲开发中的应用研究[J].核安全,2022,21(4):74-79.

Du Nanlin,Zhang Song. Research on the Application of the Developing of the Training Program by Systematic Approach to Training (SAT) [J].

Nuclear Safety,2022,21(4):74-79.

系统化培训方法 (SAT) 在核电厂岗位培训大纲开发中的应用研究

杜南麟^{1,*}, 张 松²

(1. 国家电力投资集团有限公司, 北京 100029; 2. 中广核产业投资基金管理有限公司, 深圳 518000)

摘要: 三哩岛事故后, IAEA 发布了系统化配方方法 (Systematic Approach to Training, SAT), 用于指导核电厂员工培训大纲的开发。我国核安全局也根据 IAEA 的指导文件提出关于 SAT 应用的要求, 多家核电厂也尝试采用 SAT 方法开发培训大纲, 但由于国内没有相关学科研究, 也没有优秀的案例可供参考, 导致 SAT 的应用不理想, 培训大纲有效性不足。本文通过分析国内核电厂的技术特点和国内电厂的人员结构, 优化 SAT 部分流程, 并以操纵人员培训大纲为例, 对 SAT 过程标准化, 指导电厂开发出满足需要的培训大纲, 保证电厂安全稳定运行。

关键词: 核安全; 培训大纲; 系统化培训方法 (SAT); 运行

中图分类号: TL **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 04-0074-06

三哩岛事故后, IAEA 推荐核电厂使用基于人员行为的系统化培训方法编制人员培训大纲^[1,2]。美国核安全法规 (10CFR55.31) 中规定电厂必须使用系统化培训方法编制有效的培训大纲。中国国家核安全法规 HAF103《核动力厂运行安全规定》(2004 年修订)“第 3 章 人员的资格和培训”中 3.8 条规定:“根据其工作任务及职责, 对各类人员必须制定好相应的初始培训和再培训大纲, 培训大纲的内容应当是系统的”。

1 国内外应用 SAT 开发培训大纲的情况

美国核电行业协会 (The Institute of Nuclear

Power Operations, INPO) 给出了应用 SAT 培训大纲的标准编制方法。美国 SAT 应用如图 1 所示。核电厂设计单位根据 INPO 的指导文件编制生产岗位人员培训大纲, 保证岗位任务、培训目标、课程的相关性和标准性, 每一项工作任务均可对应相关培训目标, 最终对应某一课程具体部分。任务、目标等出现变更可以第一时间反应到培训材料和课程中。

国内核安全法规和导则中没有明确要求培训大纲的编制方法, 而且没有给出培训大纲的监督方法。监管方并没有对培训大纲的有效性做强制性要求和监管措施。国内 SAT 应用如图 2 所示。

收稿日期: 2021-12-31 修回日期: 2022-05-21

作者简介: 杜南麟 (1970—), 女, 高级工程师, 从事核电厂培训领域研究

* 通讯作者: 杜南麟, E-mail: 492426609@qq.com

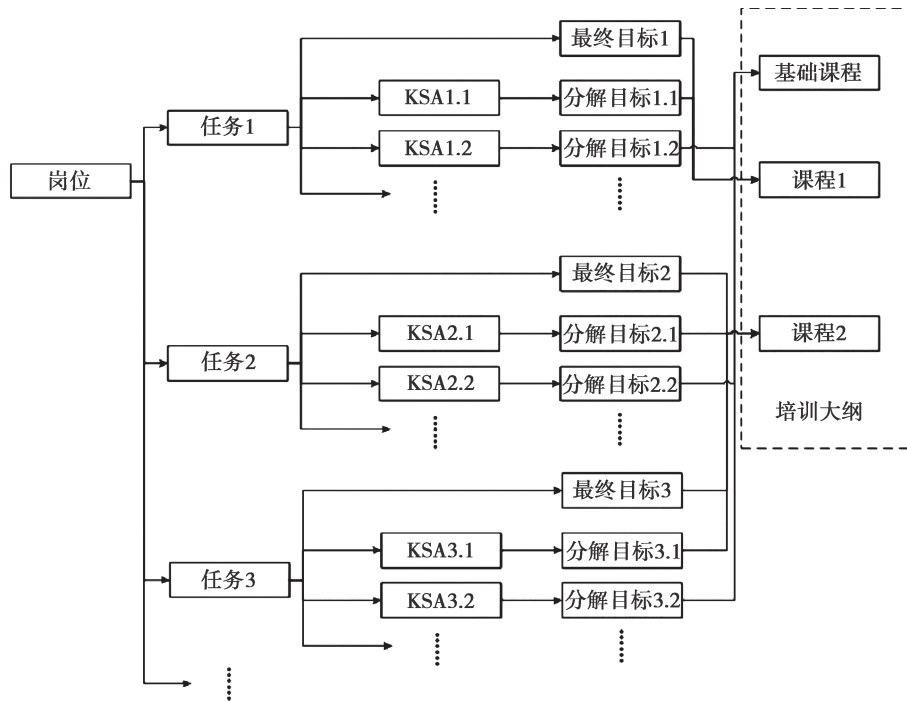


图1 美国 SAT 应用

Fig.1 The process of SAT in US

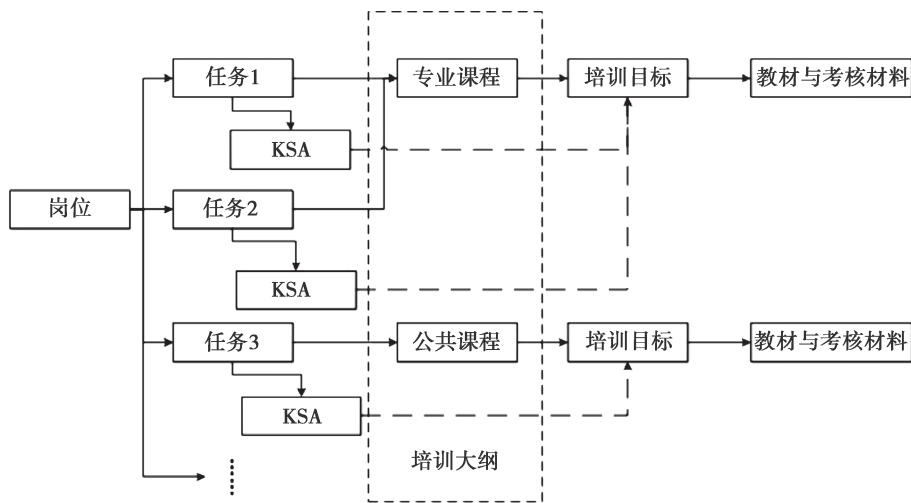


图2 国内 SAT 应用

Fig.2 The process of SAT in China

电厂培训部门组织相应岗位的主管工程师及有多年工作经验的人员(统称 SME)编写相关岗位任务。SME 根据经验,列出参与者认为完成工作所需要的知识、技能和态度要求,判断各任务的类型及其难度要求,并通过讨论和经验整理为培训目标,将培训目标封装为专业课程

和公共课程,基于经验选择课程的培训方法,并判断课程是否需要复训及复训频度。上述过程各个环节主要基于责任人的经验,工作任务、培训目标、教材和课程之间缺少一一对应关系,无法保证相关任务变更时及时更新培训材料和课程,相关责任人的经验对各个环节的产出有非常

大的影响。国内一般是 2~3 年对教材和课程进行全面升版。

2 国内 SAT 应用存在的问题及原因分析

综上所述,国内培训大纲的开发过程主要存在如下几个问题:(1)培训任务确定过程中的不全面与颗粒度不等;(2)任务所需知识、技能、态度的开发不完整;(3)课程适应性不足;(4)课程培训方式、培训形式的选择具有随意性;(5)培训目标的关联性不足,导致教材的有效性不足;(6)培训大纲不具备维护条件。

究其原因:其一,对系统化培训方法的理解不够深入。在流程上理解系统化培训方法的过程,但细节上不清楚如何具体实施和执行。例如,了解需要分析岗位任务,但不清楚如何系统性地开展岗位任务分析及确定岗位任务所需的能力。其二,缺少系统化培训方法应用的案例,缺少可以直接使用的标准参考模板。

3 应用 SAT 开发培训大纲方法的优化

我国核电厂的技术路线复杂,除秦山三期采用重水堆,其余全部机组均为压水反应堆;各核电集团采取的集团化运作方式不一致,组织机构不完全一致,但生产单位的基本功能一致;核电厂基本的工作方法相似,尤其是在遵守程序方面;主要员工来源为毕业生,专业较为分散,但理工科背景使其入门知识、技能水平一致。

基于上述前提,可以参考和优化美国培训大纲编制方法,通过优化流程,设立标准化编制

模板,抽象数据与统一分类的方法,指导电厂完成培训大纲的编制工作,提高电厂培训大纲的有效性。培训大纲开发优化流程如图 3 所示。

3.1 岗位标准化

根据目前国内核电厂运营所需的功能分析,将电厂生产职能划分为下述领域及岗位,见表 1。

表 1 生产职能领域及岗位清单
Table 1 List of positions and sectors

领域	岗位
运行	<ul style="list-style-type: none"> ● 现场操纵员岗位 ● 操纵员 / 高级操纵员岗位 ● 倒班技术顾问 / 核安全监督工程师岗位 ● 机组长 / 值长岗位 ● 操纵人员复训 (法规要求需要单独编制) ● 化学岗位
维修	<ul style="list-style-type: none"> ● 机械维修岗位 ● 电气维修岗位 ● 仪控维修岗位
技术支持	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料物理工程师岗位 ● 系统、设备可靠性工程师岗位 ● 保健物理 / 辐射防护工程岗位

各电厂可按上述维度划分核电厂生产人员岗位,而各岗位的功能及其要求基本一致。下面主要以操纵员岗位为例,分析标准化模板使用的可能性。

3.2 任务标准化

核电厂工作基于程序指导,程序分为管理程序和规程,因此岗位任务的主要来源也是管理程序和规程。主要工作领域为两大类任务:(1)管理类任务;(2)操作类任务。下文以操纵人

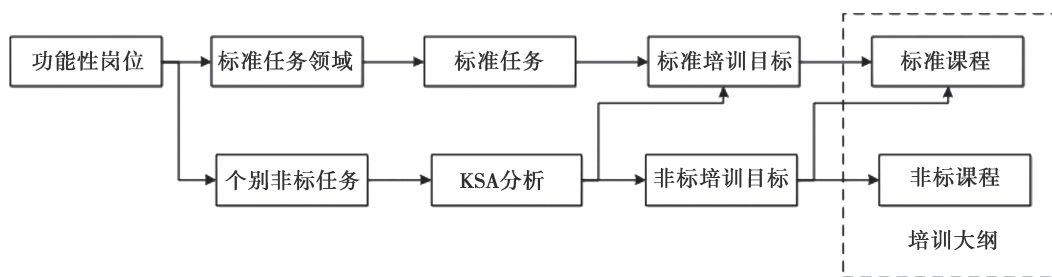


图 3 培训大纲开发优化流程

Fig.3 The optimization of developing training program

员岗位为例进行说明。

管理类任务,由电厂管理程序规定其具体的工作方法。操纵人员可能涉及的管理程序包括:(1)现场及主控室工作导则;(2)隔离与工作控制;(3)厂内/厂外接口管理:电网接口、消防队接口、内部部门接口;(4)火灾及核应急。

操作类任务主要由规程类指导,规程规定了生产岗位的具体工作内容与工作流程。操纵人员岗位可能涉及的规程包括:(1)系统运行规程;(2)总体正常运行规程;(3)异常/事故运行规程及严重事故导则。

程序和规程是任务的主要来源。但考虑到规程的覆盖内容很广,需要对其规定的任务进一步划分。国内核电主要系统的组成及功能基本一致,可以按系统大类划分,如:(1)一回路主辅系统;(2)安全系统;(3)二回路系统;(4)辅助支持系统;(5)废物系统;(6)电气系统;(7)仪控系统。各大类可以进一步划分为各子类,直到具体系统。

每个子类中可以进一步确定其岗位任务。

如操纵人员岗位任务中的工艺系统的任务均可表述为:(1)执行××系统在线;(2)××系统补水;(3)启动××系统;(4)监视××系统;(5)执行××系统监督试验;(6)停运××系统;(7)响应××系统的异常。

电厂可以根据系统和设备的特点增加或删减通用任务的方式,得到较为全面的相应岗位的工作任务。以操纵人员工艺系统任务为例,岗位任务标准流程如图4所示。

3.3 最终目标标准化

最终目标是由岗位任务直接转化而来,可使用标准的目标编制方式,具体分类见表2。

技能类目标分为三类,以操纵人员岗位为例:(1)通用类的最终目标是对操纵员/高级操纵员的通用要求,来源于国际上的通用认识或者通用管理程序要求,如核安全文化、人因工具的使用等采用通用教材和课程,因此无须分析其培训目标;(2)系统类任务的最终培训目标主要来自任务的转化;(3)规程类的最终目标则包括两个大类,即指导规程的执行与响应规程所

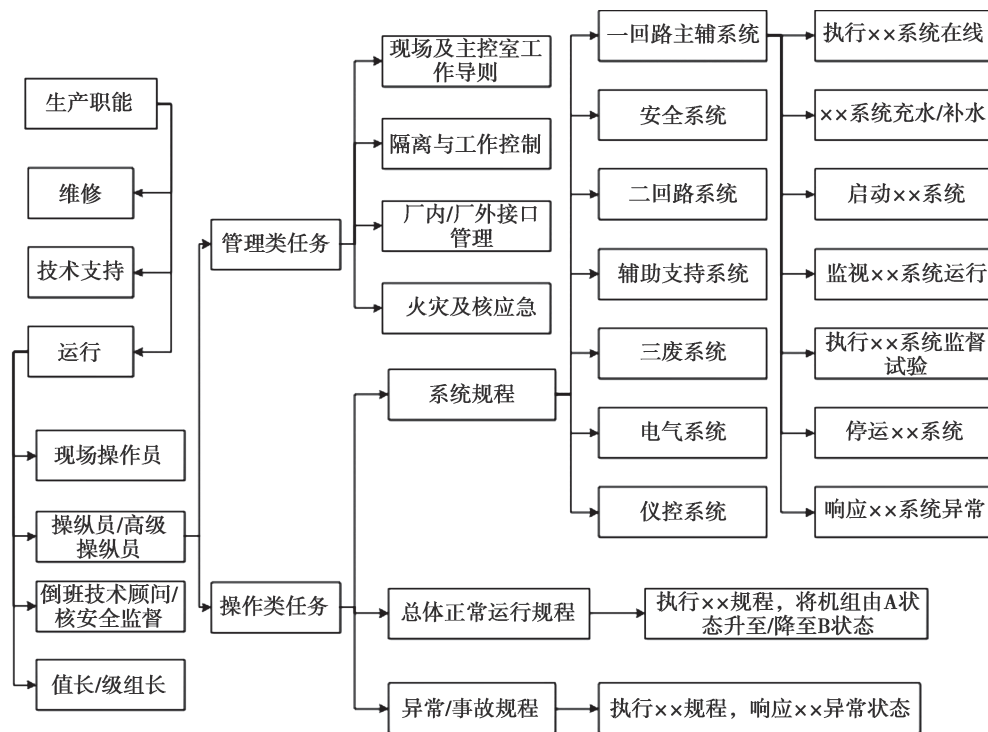


图4 标准岗位任务流程 (以运行岗位为例)

Fig.4 The standard job analysis (Operators as example)

针对的工况。

知识类最终目标通过对分解的知识类目标进行综述得到,针对不同任务,采用不同的标准描述。(1)程序类最终目标可以直接描述如何满足程序要求;(2)系统类最终目标归纳为通用描述,仅需变更系统名称即可;(3)规程类最终目标则描述为解释规程执行。

表 2 最终目标描述标准化

Table 2 Standard final object descriptions

目标类型	标准目标
技能	通用类目标 ● 通用教材要求
	系统类任务 ● 证明具备完成 (岗位任务标准描述) 任务的能力
	规程类任务 ● 指导 ×× 规程的执行 ● 响应 (规程内容)
知识	程序类任务 ● 描述如何满足 ×× 程序的要求
	系统类任务 ● 根据设计基准、技术规范和规程,解释 ×× 系统设计基准、主要设备、流程、控制和连锁、瞬态响应、正常和异常工况运行
	规程类任务 ● 解释 ×× 规程的执行

3.4 分解目标标准化

由于压水堆运行的相似性,在标准化最终目标的基础上,还可以编写通用的分解目标。

技能类的分解目标主要来自对任务的分解,其分解目标主要为对子任务的描述,其标准描述方法与最终目标一致,同样采用“证明具备完成(岗位任务标准描述)任务的能力”句式。

知识类分解目标可以根据不同类型编制标准描述模板。系统类的最终目标可以分解为:(1)描述 ×× 系统目的;(2)描述 ×× 系统功能和设计基准;(3)画出 ×× 系统简图,并标记主要设备、仪表与其他系统的接口;(4)列出 ×× 系统的主要设备,并描述主要设备功能;(5)描述 ×× 系统主控室指示、控制,包括控制和保护功能、逻辑、定值和连锁;(6)描述其他系统对 ×× 系统影响;(7)给定电厂工况,预期 ×× 系统如何响应 ×× 系统故障、失去供气或电源及支持系统;(8)提供 ×× 系统正常运行规程,解释其中注释、

注意事项、限制和主要步骤;(9)列出 ×× 系统正常运行时的关键系统参数;(10)描述下述工况下 ×× 系统运行情况:功率运行、启动、停运、换料、电厂瞬态;(11)给定电厂工况,识别可能导致违反技术规范的 ×× 系统仪表、设备和参数;(12)给定电厂工况并提供技术规范参考,应用 ×× 系统相关技术规范。

规程类的最终目标可以分解为:(1)识别进入 ×× 规程的入口条件或征兆;(2)解释 ×× 规程的主要流程和主要步骤;(3)识别 ×× 规程的跳转,并描述导致此跳转的电厂工况;(4)解释 ×× 规程的插页、附件、图标的目的和用途;(5)解释 ×× 规程各步骤的背景;(6)识别 ×× 规程的关键步骤。

3.5 培训课程标准化

培训目标根据其层级基本可以分为三个主要大类:(1)通用类;(2)岗位基础知识类;(3)应用类。培训目标按上述大类整理,并根据管理、系统进行划分,可以在纵向和横向组成不同的课程,以操纵员岗位为例,课程大纲见表 3。

表 3 通用培训大纲课程组合

Table 3 Clusters of general training program

类型	内容	说明
通用课程	<ul style="list-style-type: none"> ● 核安全文化 ● 基本理论知识 ● 人因工具使用 ● 电厂管理制度 ● 工业安全等基本安全授权 	适用于各岗位的知识类、技能类和电厂通用的态度类培训目标整理,并根据领域进行整合,可以得到通用类课程。
岗位基础培训课程	<ul style="list-style-type: none"> ● 电厂布置 ● 一回路主辅系统 ● 安全系统 ● 二回路系统 ● 辅助支持系统 ● 废物系统 ● 电气系统 ● 仪控系统 	运行岗位基础培训课程以电厂系统划分完成基础知识类目标。
应用类课程	<ul style="list-style-type: none"> ● 模拟机课程 ● 模拟体课程 ● 实验室课程 ● 车间培训课程 ● 在岗培训课程 ● 复训课程 	应用类课程主要针对技能类目标。根据任务培训形式的不同合成不同课程。技能型目标所对应的知识类目标需要在应用类课程实操课前安排课堂培训讲解。

4 结论

本文通过对比国内外岗位培训大纲的开发方式,分析国内培训大纲有效性不足的原因,借鉴美国培训大纲的开发方法,根据国内核电厂特点,采用了共性抽象—系统化分析—共性建模的处理思路,通过对 SAT 进行优化,开发基于功能的岗位任务、培训目标、培训课程模型的标准方法,降低培训大纲的开发难度,保证工作任务与培训目标、培训材料等的关联性,确保培训大纲满足工作任务要求的完整性、有效性和

及时性。核电行业协会可以参考此方法,针对国内通用技术电厂,开发一系列可以直接使用的标准化清单,指导核电厂快速建立有效的培训大纲,指导培训实施。

参考文献

- [1] 邹正宇, 苏鲁明. 三哩岛和切尔诺贝利事故——核电史上两起严重事故详情 [M]. 北京: 原子能出版社, 2008.
- [2] IAEA. Nuclear Power Plant Personnel Training and its Evaluation A Guidebook: Technical Reports Series No.380 [R]. Vienna: IAEA, 1996.

Research on the Application of the Developing of the Training Program by Systematic Approach to Training (SAT)

Du Nanlin^{1,*}, Zhang Song²

(1. State Power Investment Corporation Limited, Beijing 100029, China; 2. CGN Private Equity Fund Management Co., Ltd., Shenzhen 518000, China)

Abstract: After the Three Mile Island accident, the IAEA issued a systematic approach to training (SAT) based on personnel performance to guide the development of training programs for nuclear power plant staff. China's nuclear safety regulatory authorities have also put forward requirements on the application of SAT according to the guidance documents of IAEA, and many nuclear power plants have also tried to use SAT to develop training programs. However, due to the lack of research and deep understanding of SAT and no excellent cases for reference, the application of SAT is not ideal and the effectiveness of training programs is insufficient. By investigating the technical characteristics and the personnel structure of domestic power plants, it is analyzed that the potential optimization possibility of SAT in the training program development. The preparation of operator training program as an example to illustrate the specific application methods, so as to guide the power plant to develop a training program that meets the needs, to ensure the safety and stable operation of the power plant.

Key words: nuclear safety; training program; Systematic Approach to Training (SAT); operation

(责任编辑: 许龙飞)

当追求卓越成为内生动力

江苏核电总经理、党委副书记 张毅

在巍峨的云台山麓、广袤的黄海之滨，坐落着中俄核能合作典范项目——田湾核电站。筚路蓝缕，栉风沐雨，历经25载，中核田湾人传承“两弹一星”精神和核工业精神、大力弘扬“强核报国、创新奉献”的新时代核工业精神，把追求卓越的精神一点一滴融入血脉、浸入灵魂，克服了一道道难题，取得了一次次成功，实现了一个个跨越，把曾经一片荒芜的扒头山建设成为全球在运和在建总装机容量最大的核电基地，使追求卓越的精神在这片热土上落地生根、茁壮成长、开花结果，更为中俄两国能源合作、中核集团战略发展贡献了田湾力量、田湾智慧和田湾方案。



图1 田湾核电1-8号机组全景

一、落地生根——坚韧不拔、攻坚克难，厚植追求卓越浑厚土壤

田湾一期工程因为设计和设备供货等多重原因，拖期长达29个月，给工程建设带来了巨大影响，项目甚至面临失败的风险。面对重重困难，一期工程建设者倍感压力，而当时恰逢国内核电蓬勃发展，到处需要人才，队伍稳定性也受到一定程度的冲击。当时的我还是刚入职的

应届毕业生中的一员，在这样内外交困的环境下，我们这一群刚毕业的“红小鬼”和核工业的“老革命”前辈，以及其他单位招聘人员即所谓“招来的”，一起抱着“黄沙百战穿金甲，不破楼兰誓不还”的决心，坚守在这片挥洒青春和汗水的热土上，为了同一个目标，朝乾夕惕，共克时艰。特别是在1、2号机组调试期间，我们的运行队伍采取了四班三倒机制，相当于在8天时间里，有6天要坚守在岗位上，除了倒时差的一天，剩下的一个休息日还要翻译规程和提前熟悉试验方案。调试指挥部成员更是24小时吃住在现场，确保调试试验24小时不间断，正是凭着这股不怕苦、不服输的精神，终于在2007年实现了1、2号机组商运。

一期工程的建成只是一个开端，从成功到卓越的道路是漫长的。直至2012年，田湾1、2号机组的WANO（世界核电运营者协会）排名从2008年首循环的359/204上升到了92/81名，虽有所进步，但这缓慢的进步并不符合我们追求卓越的精神。于是，我们提出2017年1、2号机组WANO综合排名升入前十且一台机组升入前三的目标。

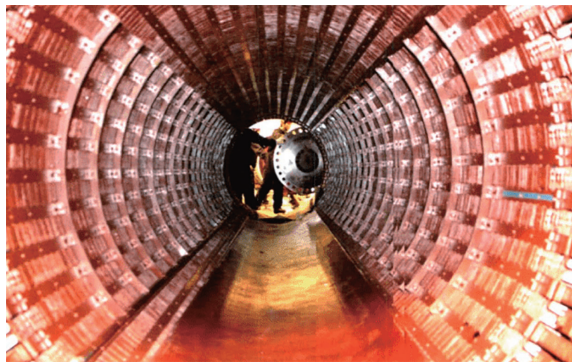


图2 田湾核电1号机组第1次大修

为实现这一目标,我们科学谋划,制定以卓越目标为导向,持续提升运营管理和业绩水平的卓越管理模式:推行标准核电绩效模式,建立 SAT 培训体系,开展 6S 精益化管理。开展大修绩效提升,在确保安全、质量的前提下不断刷新自身保持的 VVER 机组大修工期世界纪录。积极推动科技创新,解决了一回路硫酸根高、核岛设备冷却水铜离子腐蚀、发电机端部振动大等难题,提高了设备的运行可靠性。我们以咬定青山不放松的决心和毅力,把追求卓越、超越自我的精神深深烙在每个中核田湾人的身上,烙在每个中核田湾人的心间,终于在 2017 年实现了 2 号机组 WANO 排名第一并连续保持的目标,一期工程更被誉为“中俄核能合作典范”,实现了田湾基地发展的第一次跨越。

二、破土而出——敢为人先、不负重托, 汇聚追求卓越磅礴力量

2012 年 12 月 27 日,田湾核电站 3、4 号机组正式开工,单台机组计划建设工期 62 个月,以一期工程为基础,采用“翻版加改进”的方式建设,单台机组装机容量提升至 1126 MW,核岛设备国产化率达到 15%,常规岛与 BOP 设备国产化率达到 98%。



图 3 田湾核电二期工程全面建成

由于接口增加等原因,3、4 号机组工程在建设过程中遇到了诸多新问题,鉴于当时工程安装大面积滞后,严重影响了项目整体进度,实施新的管理模式势在必行。为此,我们提出以调试需求引领的工程建设管理模式,采取五大措施:

一是关口前移,深度参与系统设计、设备采购、安装移交,加强系统设计审查和优化改进,多方位参与重要设备采购工作,以调试需求促进系统安装和移交;二是上下协同,以调试需求为核心驱动要素,建立以调试启动委员为核心的高层决策、以调试协调会为核心的管理层协调、主控室和反应堆厂房调试总协调值班的现场作业指挥的三级决策和指挥体系;三是多方联动,建立牵引工程和推动生产的一体化调试计划管控体系,以调试日计划例会为抓手,具体推动一体化调试计划管控体系落地;四是统筹资源,确保大型调试项目和复杂专项项目万无一失,从人员培训、文件编制、现场条件等方面统筹考虑,确保安全、质量、进度可控;五是创新管理,以移交代管方式推进工程模式向生产模式转变,成立移交代管工作领导小组和工作组,全员挂图作战,紧密跟踪督促,专项分工抓落实。

有了正确的管理模式,加之全体工程建设者夜以继日地努力,终于攻克了重重难关,使柴油发电机组调试提前完成,成功实现了主蒸汽管道自主清洗,首例与俄方设计反应堆匹配的国产汽轮机首次冲转一气呵成,所有动态试验均一次成功。最终于 2018 年提前建成两台机组,荣获 WANO-MC 新机组成功调试和启动奖牌、十一届俄罗斯国际核工展最佳启动奖,节约工程投资概算数十亿元。通过 3、4 号机组的建设,锻炼出了一支敢打硬仗、能打胜仗的队伍,形成了一套可广泛推广的机组建设运营经验,培养了一种求同存异、目标一致的团队合作氛围,凝聚了一批同步成长的合作伙伴,也让追求卓越的精神在重托之下加速汇聚力量、凝聚凝实,实现了破土而出、茁壮成长。

田湾核电站 3、4 号机组建成以后,我们按照 1、2 号机组的运行管理经验,加强运行、维修、设备管理、技术支持、培训等方面的建设,不断提升人员技能,改进设备性能,加强运维保障,优化大修工期,持续开展 WANO 排名综合提升工作和机组设备材料综合整治工作,下大决心、用大力气,仅用 3 年时间就实现了 3、4 号机组 WANO 综合排名满分,且连续两年获得中国核

电 ASP 金牌机组,大修工期屡创佳绩,实现了田湾基地发展的第二次跨越。

三、开花结果——共克时艰、逆势翻盘,发挥追求卓越强大动力

田湾核电站 5 号机组的建设曾遭遇重大波折,在中核集团和中国核电领导的关心与指导下,我们的运行队伍一直积极寻找突破口,与各方积极沟通,多次转换发展思路,在多种技术路线中进行权衡,面对国家核安全局新的技术要求,按照国际国内最高安全标准,实施了 41 项重大核安全技术改进,大大提高了机组设计的固有安全性。最终,我们依靠集团的技术力量,于 2015 年 12 月 27 日迎来了 5、6 号机组的重启。三期工程采用中核集团自主 M310+ 改进型压水堆技术,是国内 M310 压水堆核电机组的收官之作,主要安全指标达到三代核电技术标准,设备国产化率达 95% 以上。



图 4 田湾核电 6 号机组首次大修刷新国内 M310 机组首修纪录

任何征程都不是一帆风顺的,三期工程的建设历程,也面临着重重困难。当时的田湾核电,缺乏 M310 机组运行经验的调试和运行人员,并且面临着人员培养和工程建设时间冲突的难题,但骨子里的精神催动着我们继续追求卓越。田湾 5、6 号机组运行人员主要来自 1-4 号机组,这批 VVER 高级操纵员为了支持 5、6 号机组运行,凭借着惊人的毅力,从头学习并最终顺利考取 M310 机型执照,在机组调试和运行中发挥了不可替代的作用。

2020 年年初,突如其来的新冠肺炎疫情让如火如荼的工程建设慢下了脚步,正值春节,许多返乡的协作单位人员不能及时返回工作岗位,工程建设面临着大量的人工缺口,全体中核田湾人发挥“追求卓越”精神的强大动力,充分调动现场一切资源,共克时艰。面对因人员不足导致核清洁工作滞后,工程部门、生产部门、综合管理部门不分你我,一期、二期、三期人员携手上阵,为 5 号机组能够提前 3.7 个月商运赢得了宝贵时间。

2020 年 9 月,5 号机组商运,成为国家“十三五”重点工程、江苏省重大工程和 2020 年全国唯一商运的核电机组。2021 年 6 月,6 号机组商运,三期工程全面建成投产。5、6 号机组克服新冠疫情等影响深远的重大困难,分别提前 114 天、151 天建成投产,两台机组首循环实现安全运行零非停,OT501 大修创造了国内 M310 机组首次大修最短时间纪录,真正实现了逆势翻盘。相较于为田湾核电奠定基础的一、二期工程,三期工程承上启下,稳中有进,为田湾正式跨入群堆管理新阶段画下浓墨重彩的一笔,实现了田湾基地发展的第三次跨越。

四、向阳而生——厚积薄发、锚定标杆,坚定追求卓越奋斗方向



图 5 田湾核电 7、8 号机组开工

2021 年 5 月 19 日,一声轰鸣、漫天烟花,7、8 号机组正式开工,习近平总书记对中俄核能合作项目开工表示热烈祝贺并提出了三点希望,田湾迎来了两国元首见证中俄核能合作项目开

工仪式的重大历史时刻。诚如余剑锋董事长所说的,这不仅在中核集团的历史上是第一次,在所有中央企业中也非常罕见,充分体现了党中央对我国核工业和中核集团的高度重视、极大肯定和亲切关怀,同时也是田湾核电基地二十余年奋进征程上数以万计“中核田湾人”的无上荣光。这份重视、关怀和荣光的背后,承载着党中央和全国人民的殷切希望,使命更加艰巨、责任更加重大。

我们坚持以习近平总书记“5·19”重要讲话精神为指引,进一步坚定追求卓越的奋斗方向,明确把机组建设、运行成全球标杆,就是贯彻落实习近平总书记重要指示批示精神的最强行动,就是落实集团党组、中国核电党委要求的最佳宣言,中核田湾人以追求卓越、勇争第一的决心和勇气,踏上了一条超越自我的寻标、对标、建标、达标的标杆之路。

我们紧扣新的历史特点,坚持守正创新,强化系统思维,加强党建引领,顶层谋划形成了公司“一三五”目标路线图、“十四五”发展规划和三年行动计划的“三级规划”体系蓝图,绘就了“两个一流”顶层设计的发展纲领。按照“一三五”目标路线图中对标到位的要求,我们不断强化“寻标、建标、达标”意识,明确了把7、8号机组打造成全球“精品工程”“标杆工程”的建设目标,制定发布了田湾核电站7、8号机组标杆工程指标体系,确立了力争实现62个月的登高工期目标、争创国家优质工程金奖等国家工程奖项的卓越指标。同时,我们同步谋划制定了1-6号机组生产运行指标体系、全过程生产运行成本管控指标体系,制定打造机组运行全球标杆路线图的战略导图,并通过“定目标、追过程、拿结果”狠抓执行,确保“三个指标体系”战略目标的落实落地。通过制定卓越目标、注入前行动力、推动高质发展,在田湾基地发展壮大的同时,努力做到运营业绩的世界最优,切实树立核安全领域全球标杆新形象。

道阻且长,行则将至;行而不辍,未来可期。25年间,在“追求卓越”精神的指引下,田湾核电克服了1-6号机组工程建设期间诸多重大和突发问题,培养了一支特别能战斗、特别能吃苦、特别能奉献的建设、运行、调试和维修队伍,提前实现了机组商运且运行业绩优异。截至2022年6月,机组寿期内累计发电量超过3300亿千瓦时,1-4号机组WANO排名进入世界第一方阵,大修工期不断刷新由自身保持的世界纪录,安全运行天数超2250天,7号机组在中俄两国元首见证下实现FCD,为核电事业的发展贡献了田湾智慧和中核力量。历数往事,我们深刻体会到,追求卓越已经成为我们的内生动力;回望过去,我们深切感受到,追求卓越已浸入中核田湾人的灵魂。



图6 田湾核电全景

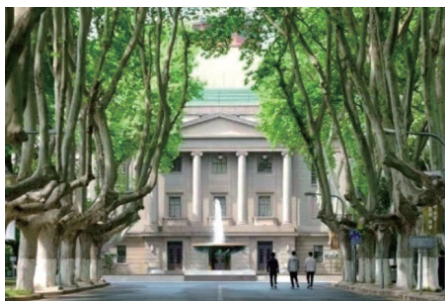
一切过往,皆为序章。中核田湾人追求卓越的脚步永不停歇,我们抢抓“碳达峰、碳中和”先机,全力推动国内首个核能工业供汽项目并取得突破进展,200万千瓦滩涂光伏示范项目、苏文顶抽水蓄能电站项目、海水淡化项目稳步推进,“低碳赋能、多元发展”的崭新格局正在逐步构建,田湾核电正在打造世界一流的核能多堆型综合利用产业群和多能互补零碳示范能源基地,在实现第四次跨越发展的崭新征程上披荆斩棘、阔步前行,以实际行动迎接党的二十大胜利召开!

前进中的东南大学核科学与技术系

周涛 张彪 张雨飞

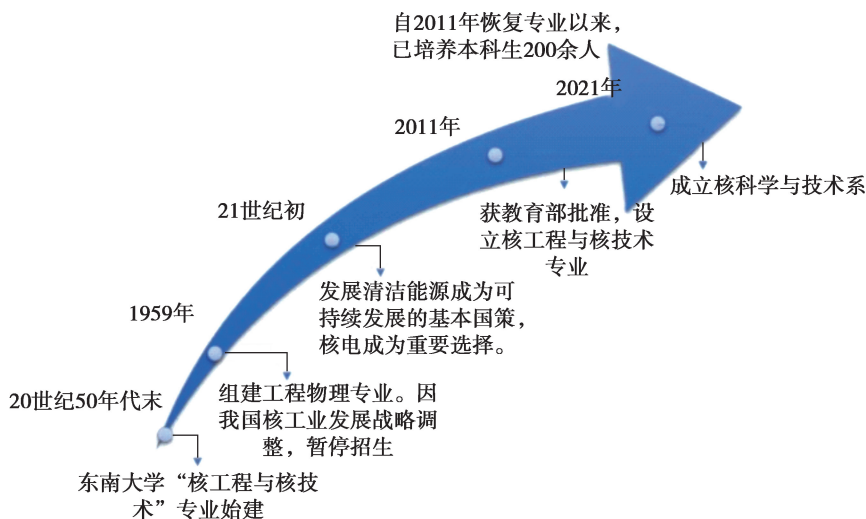
东南大学能源与环境学院核科学与技术系源自1959年原南京工学院时期所设立的“工程物理专业”。60多年来,核科学与技术系始终心怀天下、心系祖国,秉承东南大学“严谨、求实、团结、奋进”的优良校风和“以科学名世、以人才报

国”的办学理念,一起铸就了“止于至善”的校训精神,始终致力于核科技又红又专领军人才培养和国家重点科研攻关工作,铸就了光辉的历史,也谱写了新时代的东南华章。



东南大学核工程与核技术专业始建于20世纪50年代末,1959年组建工程物理专业并招生,后因我国核工业发展战略调整,暂停招生。应形势发展的需要,2011年,在国家大力发展核电事业的背景下,东南大学“核工程与核技术”本科专业正式获得了国家教育部的批准并开始招收本科生。于2021年成立核科学与技术系,目前已经培养本科生200余人。现每届招收本

科生约30人,在校共有本科生120人,相关硕士、博士研究生60余人,相关毕业生具有高升学率和高层次就业率。东南大学人才辈出,著名的校友赵忠尧院士、吴健雄院士、陈学俊院士和于俊崇院士等都为核事业发展做出了重要贡献。该专业在获批复办十周年之际,成功入选为2021年度“双万计划”国家级一流本科专业建设点。





核工程与核技术专业依托于能源与环境学院,2019年以来,引进了一批海内外的优秀青年人才,现有专任教师20人,其中高级职称占

60%。涌现出许多优秀教师及班主任,有外聘院士、核电总工程师、总设计师等国内外专家6人,形成一支强有力的科研与教学队伍。



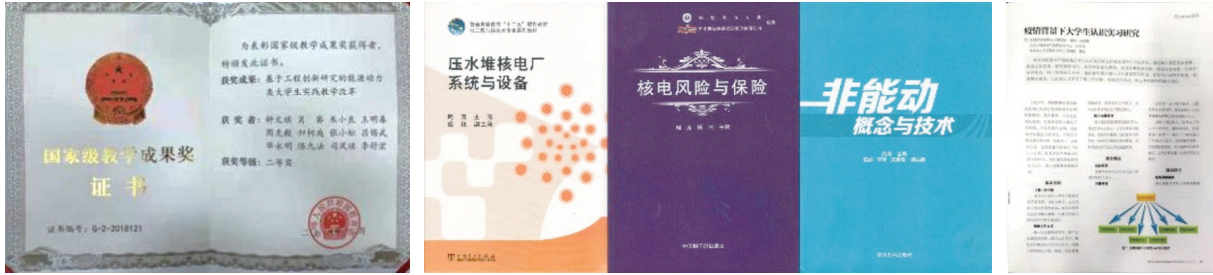
核工程与核技术专业和大型发电装备安全运行与智能测控国家工程研究中心及长三角碳中和战略发展研究院合作运行。与生态环境部安审中心、江苏核电、中国核动力院、福清核电、

霞浦核电、中核华兴等单位建立了学生联合培养基地、学生实习实践中心和友好党支部,是江苏省能源研究会核能专委会主任单位。



核科学与技术系已建成了完善的教学课程与人才培养体系,取得了一系列的教学成果。该系开设了反应堆物理、热工水力、核安全、核系统与设备等方向的基础课程,并与工程热物理、动力工程等学科交叉融合,已出版《压水堆核电站系统与

设备》《核电风险与保险》《非能动概念与技术》等多部教材。其中,《基于工程创新的能源动力类大学生教学实践改革》获批国家教学成果二等奖。在新冠疫情期间积极开展在线教学改革与在线实习,强化课程思政,弘扬核榜样红色教育。



核科学与技术系所在的东南大学拥有先进电厂运行仿真中心、核能热工水力综合实验室、材料腐蚀实验室、核电设备振动等科研平台,有科研项目 50 多项,总经费数千万元。主要包括自然科学基金委专项基金、面上基金、青年基金,科技

部重点研发计划,国防预研项目等。近 5 年发表了 300 余篇论文,出版多部专著、译著,获 60 余项国家发明专利,研究方向涵盖反应堆热工水力及安全分析、反应堆中子物理、粒子与核材料相互作用、核结构材料、核安全、放射性废物处理等。



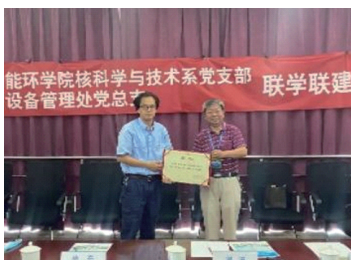
核工程与技术专业具有强化实操运行,彰显核能源高效、清洁、低碳利用和核能系统智慧运维测量与安全控制的专业特色,教学科研及学生工作获得多项国家及省部级奖励。具体表现为以下 4 个特色:

(1)“老中青”结合,拥有国内外有影响力的核专业师资队伍;

(2)交叉融合,形成智慧运维仿真、热工测量与智能控制及安全的研究特色;

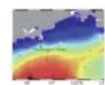
(3)面向核电厂校企“核”作,形成虚实结合、验证创新的专业特色;

(4)动力为本,材料为基,彰显运维特色,培养核电厂高级领军创新人才。



周涛核热工安全与标准化团队在核电站严重事故核素迁移...

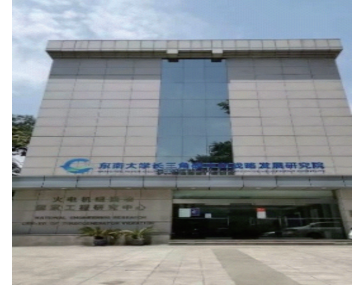
对核泄漏事故后核素在核电站近海域的迁移进行了系列研究,给出了核素...



生态环境科学

学院目前在九龙湖校区在建近4万平方米的能环科技综合大楼,预计2022年投入使用,为今后的发展提供了广阔的空间。学院建有“大型发电装备安全运行与智能测控国家工程研究中心”“清洁高效燃煤发电与污染控制”国家重

点实验室(共建)、“中国航天低温推进技术”国家重点实验室(共建)、“能源热转换及其过程测控”教育部重点实验室、三个省级重点实验室以及多个校企联合研发中心。



东南大学于2020年举办了首届“核能前沿技术论坛暨东南大学核专业发展研讨会”,三位院士还有清华大学等高校核科学相关院长、书记及教育部高等学校核工程专业教学指导委

员会委员出席。每年进行专业思政建设和核能科普,并组织了首届“核能发展暨江苏核能专委会研讨会”;积极参与全国“核+X”大赛,并获得优秀奖励。



当前,在“双碳”战略下,核能发展的重要性愈加凸显,国家也提出将在保障安全的前提下积极有序地发展核电。在新型发电系统的发展形势下,核能将与风光氢储形成综合能源,核能助力中国腾飞,“两弹一星(艇)”精神鼓励我们“可上九天揽月,可下五洋捉鳖”。在当前的大

好形势下,核科学与技术系将秉承老一辈东大人“止于至善”的精神,聚能环力,为中国核事业发展再添东南之光彩!

(东南大学核科学与技术系官方网站:
<https://power.seu.edu.cn/hkxyjsx/list.htm>)

《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, 孙雪霆, 陈林林, 等. 安全壳内气溶胶沉积试验的浓度测点设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 82-85, 94.
- [14] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 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WVER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. WVER-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物的放射性与重金属特性 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 40-46.
- [9] 吴耀, 李莉, 毛常磊, 等. 反应堆卸料燃料组件吊运跌落事故辐射安全分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 47-51.
- [10] 郑开云, 陈智. 非能动核电厂 1E 级阀门电动装置的鉴定与试验 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 52-57.
- [11] 芮晓明, 郝丽娜, 王昆鹏. 我国核电的效益及核安全保障基础概述 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 58-64.
- [12] 李小华, 杨钧翔, 李俊杰, 等. 2001 年格鲁吉亚 ~ (90) Sr 放射性同位素热源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 65-80.
- [13] 宋培峰, 王晓峰, 赵翰青, 等. 我国核科普面临的问题和建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 81-88.
- [14] 刘瑞桓, 张瀛, 戴文博, 等. 2018 年 4—5 月全国核与辐射安全舆情分析及研判 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 89-94.
- [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] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 14-35.
- [4] 彭一鹏, 奚坤, 潘登, 等. 双区氯盐快堆的增殖及嬗变性能力分析 [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. 非能动压水堆波动管内汽液逆流试验的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 31-36.
- [7] 何雅杰. 核安全设备零件制造的质保分级方法探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 37-42.
- [8] 陈荣达. 核安全技术体系框架的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 43-50.
- [9] 项建英, 王进, 杨凯. EPR 机组再生式热交换器的调试及现场监督 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 51-55.
- [10] 刘宇生, 阿不都赛米·亚库甫, 庄少欣, 等. 自然循环装置试验初始条件实现方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 56-61.
- [11] 蔡志云, 赵禹, 王保平. 模块式小型堆化学和容积控制系统的仿真分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 62-66.
- [12] 苑晨亮, 马亮, 崔家文, 等. 核电厂工控系统信息安全评估方法的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 67-73.
- [13] 赵立彬, 石红, 李海涛, 等. 浅析 ISO9606 对我国 HAF603 修订的借鉴 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 74-79.
- [14] 段军, 邹象, 于大鹏, 等. 压水堆一回路抽真空排气造成压力温度超值的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 80-83.
- [15] 赵国志. 铀浓缩厂人因失效分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 84-88.
- [16] 张敏, 曹芳芳, 张亮, 等. 核燃料组件运输容器的临界安全分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 89-94.

2019 年第四期

- [1] 齐媛, 杨岩飞, 郑洁莹, 等. 美国核安全文化监督管理及启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 1-6.
- [2] 孙亚敏, 丁逊, 方剑青, 等. 高压电离室校准周期的分析和调整 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 7-11.
- [3] 甄丽颖, 林颖慧. 阳江核电站的排放物及环境样品中氚的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 12-17.
- [4] 王杰, 周兆宇, 陈运利, 等. 飞凤山处置场各阶段活动许可取证的经验反馈 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 18-23.
- [5] 于世昆, 肖春梅. 核电厂放射性废气处理工艺设备的抗震设计要求 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 24-27.
- [6] 王聪, 朱文韬, 王高鹏, 等. 严重事故下核电厂设备可用性论证 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 28-32.
- [7] 贾梅兰, 刘敏, 李澎, 等. 日本乏燃料的安全管理及对我国的启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 33-40.
- [8] 王梦溪, 龙亮, 薛娜, 等. 华龙一号事故后食品污染水平评价? [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 41-47.
- [9] 崔军, 鲍杰, 时维立. 核电厂传热管破裂后防止蒸汽发生器满溢的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 48-55.
- [10] 马应林, 李俊刚, 张会杰, 等. 大型粒子加速器安全联锁钥匙系统的设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 56-62.
- [11] 庄少欣, 王娅琦, 孙微, 等. 基于 TRACE 的大功率非能动核电厂 SBLOCA 事故计算及敏感性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 63-69.
- [12] 王飞, 宋辉. 核动力装置混合式状态监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 70-78.
- [13] 杨旭, 邱金荣, 杨永强, 等. 反应堆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联锁系统设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 19-25.
- [5] 孙娜, 王占元, 张杰. 核电厂仪控系统纵深防御体系 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 26-32.
- [6] 梁贵渊, 邓飞, 陈万良, 等. 大亚湾核电基地周围海洋沉积物的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 33-37.
- [7] 黄甦. 基于 TXS/T2000 核电厂 DCS 信号失效下质量位设置 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 38-42.
- [8] 张适, 张博平, 初永越, 等. M310 机组维修风险评价和管理的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 43-48.
- [9] 杨智, 吴彩霞. 维修规则功能失效判断准则研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 49-53.
- [10] 王飞, 宋辉, 毛伟. 基于神经网络的核电厂环境监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 54-61.
- [11] 张祥, 薛艳芳, 刘宇生, 等. 压力容器外部冷却沸腾临界过程数值模拟研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 62-67.
- [12] 陈文涛, 陈万良, 李灵娟. 应急情景下便携式高纯锗 γ 能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

2019年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能

[J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.

- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等. γ 射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. AP1000 核电站严重事故下熔融物与混凝土相互作用的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 37-43.
- [8] 付浩, 王列辉, 甄飞强, 等. 超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 44-48, 55.
- [9] 耿璞, 凌礼恭. 核电厂核级管道与支管管座焊缝质量问题的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 49-55.
- [10] 王照, 冯丙辰. 浮动核电厂的海浪灾害设计基准探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 56-61.
- [11] 周涛, 秦雪猛, 朱亮宇, 等. 超临界水喷放泄压因素的权重计算 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 62-66.
- [12] 刘大虎, 张强升, 江国梁. 基于反应谱法的 1E 级配电盘抗震性能试验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 67-73.
- [13] 杨智博, 周国良, 杨宇, 等. 核电站地震后的处置及恢复策略 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 74-79.
- [14] 李华, 孟祥盖, 霍嘉杰, 等. 核电站关键设备事故工况下抗震性能研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 80-84.
- [15] 张盼, 潘昕烽, 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, 贾晗. 日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示[J]. 核安全, 2020, 19(06): 73-79.
- [14] 王桂敏, 张瀛, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏, 李杨. 核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议[J]. 核安全, 2020, 19(06): 80-85.

- [15] 张瀛, 王桂敏, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏. 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 86-92.
- [16] 高晨, 盛朝阳, 初起宝, 马若群, 贾盼盼. 核电机械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, 阚丽萍, 窦义芳. 微塑料污染防治的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 142-146.
- [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, 王佳赞. 基于 CFD 的氢气扩散火焰燃烧分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 92-97.
- [15] 冯梅, 韦应靖, 唐智辉, 等. 通道式辐射监测仪的能窗法应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 98-105.
- 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.

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.