

# 核安全

## NUCLEAR SAFETY

主管单位 中华人民共和国生态环境部  
主办单位 生态环境部核与辐射安全中心  
出版单位 《核安全》编辑部  
主 编 周启甫  
执行副主编 王承智  
编辑部主任 于大鹏  
地 址 北京市海淀区红联南村54号  
邮 编 100082  
信 箱 北京8088信箱  
编 辑 部 010-82205563 82205716  
010-82203444 82203547  
广 告 部 010-82205645  
发 行 部 010-82205713  
18910796298 汪瑞  
传 真 010-82203590  
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)  
邮 箱 [heanquanzazhi@263.net.cn](mailto:heanquanzazhi@263.net.cn)  
广告发布登记 京海工商广登字20180003号  
国际标准刊号 ISSN 1672-5360  
国内统一刊号 CN11-5145/TL  
海 外 发 行 中国国际图书贸易集团有限公司  
发 行 代 号 BM9557  
印 刷 北京一二零一印刷有限公司  
国 内 定 价 50.00元

版权所有 未经许可 不得转载

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

2022年第6期 总第89期

双月刊 公开发行

2022年12月31日出版

阅读·检索



中国知识基础设施工程



关于·我们



《核安全》微信公众号



生态环境部  
核与辐射安全中心



《核安全》杂志  
微信公众号



《核安全》杂志  
官方微博

# 《核安全》编委会

## 编委会主任

王大中  
清华大学·科学院院士·副主席

## 编委会副主任

于俊崇  
中国核动力研究设计院·工程院院士

陈佳洱  
北京大学·科学院院士

叶奇蓁  
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 铖  
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)

## ◆ 监督管理

- 1 浅谈运行核电厂放射性物品运输活动监管 ..... 张蔚华, 赵 坤, 郭海峰, 等

## ◆ 辐射安全

- 6 广东省 5G 通信基站电磁辐射环境影响监测与管理 ..... 苏超丽, 陈跃光, 张金帆, 等  
13 我国伴生放射性矿废物处置现状研究 ..... 滕柯延, 曾宇峰, 谢树军, 等  
19 大亚湾核电基地周围海水氡活度浓度的监测概况 ..... 张 贞

## ◆ 核电厂实践

- 25 福清核电厂放射性流出物排放管理实践 ..... 王 宝, 蔡金平

## ◆ 国际瞭望

- 30 国内外小型模块化反应堆的异同和国际合作前景分析 ..... 殷德健, 雷 蕾, 邹 象  
36 美国核管会 ITAAC 项目抽样检查方法的研究 ..... 邹 象, 马国强, 雷 蕾, 等

## ◆ 研究与探讨

- 42 对核电厂环境影响评价相关问题的探讨 ..... 蔡显岗, 张泽宇, 张路怀, 等  
47 核电厂老化管理大纲及其要素 ..... 陶 革, 高 轩, 赵传礼, 等  
55 核动力厂设计扩展工况的思考与建议 ..... 王 逊, 田 宇, 荆 放, 等  
61 高放废物地质处置社会公众可接受性及其风险决策伦理探析 ..... 钟 华, 李晓娟, 万亚平, 等  
67 HFETR 设备可靠性数据库的研究与设计 ..... 韩良文, 赵 鹏, 邓云李, 等  
75 借鉴区块链技术搭建核电厂厂址安全审评信息平台的建议 ..... 赵 雷  
80 商品级物项转化管理要求研究与建议 ..... 赵旭东, 杨 成, 王美英, 等  
88 基于区块链技术的核安全管理体系信息化研究 ..... 赵永登  
97 铅铋冷却燃料棒束堵流事故 CFD 模拟与分析 ..... 樊亦江, 余大利, 刘书勇, 等  
106 应用屏障分析与 ECF 图对 LNA 和 LNC 变压器供电回路不可用事件分析 ..... 刘时贤, 褚倩倩, 刘 锐, 等

## ◆ 一线风采

- 114 以核安全文化为核心的企业文化建设实践 ..... 中核苏阀科技实业股份有限公司 严新虹

## ◆ 参考文献

- 116 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 梁 晔)

- 1 Discussion on the Regulation of Radioactive Transport in Nuclear Power Plants  
(Zhang Weihua, Zhao Kun, Guo Haifeng, Ding Zhibo, Yue Huiguo, Wang Renke)
- 6 Monitoring and Management of Electromagnetic Radiation Environmental impact from 5G Communication Base Stations in Guangdong Province  
(Su Chaoli, Chen Yueguang, Zhang Jinfan, Lin Quanyi)
- 13 Research on the Status of Domestic NORM Waste Disposal in China  
(Teng Keyan, Zeng Yufeng, Xie Shujun, Peng Hao)
- 19 Overview of Monitoring Tritium Activity Concentration in Seawater around Daya Bay Nuclear Power Base  
(Zhang Zhen)
- 25 Radioactive Effluent Management Practice From Fuqing Nuclear Power Plant  
(Wang Bao, Cai Jinping)
- 30 Analysis of the Similarities and Differences of Domestic and International Small Modular Reactors and of the Prospect of International Cooperation  
(Yin Dejian, Lei Lei, Zou Xiang)
- 36 Study on ITAAC Sampling Method of USNRC  
(Zou Xiang, Ma Guoqiang, Lei Lei, Yu Dapeng)
- 42 Discussion on Concerns about Environmental Impact Assessment of Nuclear Power Plant  
(Cai Xiangang, Zhang Zeyu, Zhang Luhuai, Cheng Tianheng)
- 47 The Generic Elements of an Effective Aging Management Program  
(Tao Ge, Gao Xuan, Zhao Chuanli, Tao Jun, Ma Huiming)
- 55 Considerations and Suggestions on Designing Extended Conditions of Nuclear Power Plants  
(Wang Xun, Tian Yu, Jing Fang, Shi Qiang, Wang Xiaofeng, Sun Haitao)
- 61 Analysis on Social Public Acceptability and Risk Decision Ethics of Geological Disposal of HLWS  
(Zhong Hua, Li Xiaojuan, Wan Yaping, Wu Xijun)
- 67 Research and Design of HFETR Equipment Reliability Database  
(Han Liangwen, Zhao Peng, Deng YunLi, Cai Wenchao, Liu Peng, Lai Lisi, Ma Xiaochun)
- 75 The Suggestions on Building a Siting Data Workbench by Blockchain Technology for Nuclear Power Plant Review  
(Zhao Lei)
- 80 Research and Suggestions on Regulatory Requirements of Commercial Grade Dedication  
(Zhao Xudong, Yang Cheng, Wang Meiyong, Ma Ran, Miao Xueliang, Deng Dong)
- 88 Research on Blockchain-based Informatization of Nuclear Safety Management System  
(Zhao Yongdeng)
- 97 CFD Simulation and Analysis of Blockage Accident in a Lead-Bismuth Eutectic Cooled Fuel Rod Bundle  
(Fan Yijiang, Yu Dali, Liu Shuyong, Yu Jie)
- 106 Analysis of Events due to Unavailability of Transformer Power Supply Circuit of LNA and LNC by Using Barrier Analysis and ECF Chart Analysis  
(Liu Shixian, Chu Qianqian, Liu Rui, Che Shuwei, Yang Weidong)

张蔚华,赵坤,郭海峰,等. 浅谈运行核电厂放射性物品运输活动监管[J]. 核安全,2022,21(6):1-5.

Zhang Weihua, Zhao Kun, Guo Haifeng, et al. Discussion on the Regulation of Radioactive Transport in Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(6): 1-5.

## 浅谈运行核电厂放射性物品运输活动监管

张蔚华<sup>1</sup>, 赵 坤<sup>2,\*</sup>, 郭海峰<sup>1</sup>, 丁志博<sup>1</sup>, 岳会国<sup>1</sup>, 王仁科<sup>1</sup>

(1. 生态环境部东北核与辐射安全监督站, 辽宁 大连 116001; 2. 生态环境部西北核与辐射安全监督站, 甘肃 兰州 730000)

**摘要:** 放射性物品运输活动广泛存在于核能开发利用中, 对其安全性监管是维护核与辐射安全的重要措施。本文通过对运行核电厂放射性物品运输活动现状及特点进行分析, 提出了优化运输条件和推动处置场建设, 建立联合监管体系, 加强应急能力建设等建议, 为我国放射性物品运输活动的监管提供思路。

**关键词:** 放射性物品运输; 分类; 运输安全

**中图分类号:** TL941 **文章标志码:** C **文章编号:** 1672-5360(2022)06-0001-05

放射性物品运输活动与核电厂运行相伴, 是核电厂运行全周期中普遍存在且必不可少的一个重要环节。随着中国核事业进入快速发展阶段, 截至 2020 年底, 我国运行核电厂高达 49 台<sup>[1]</sup>, 核电厂放射性物品运输活动急剧增加。核电厂放射性物品场外运输活动往往路程远、地域跨度大, 作为一项移动的核与辐射实践活动, 相对于固定核设施, 其辐射风险的预防和控制具有特殊性。因此, 不断实践、总结运行核电厂放射性物品运输监督管理经验具有重要的现实意义。

运行核电厂放射性物品运输包括场内运输和场外运输, 其相同点是场内、场外运输均需根据法规标准建立运输管理规程, 并针对被运物品放射性特性选择合适的运输工具, 运输过程流程管理及记录保证完整, 制定专门的应急预案。其差异为场外运输运送品是经处理、整备

后的货包, 核电厂需按国家相关规定向审批机关提交外运申请, 经批准后方可由符合条件的承运方实施运输。核电厂场外运输流程、规则较场内运输更加复杂, 相关监督管理要求更加严格。在一定程度上, 场外运输在其发运出场前必定产生场内运输。因此, 本文主要探讨运行核电厂放射性物品场外运输活动的监管。

### 1 核电厂放射性物品场外运输活动特点

#### 1.1 三类放射性物品占比高

《放射性物品运输管理条例》(国务院令 562 号)、关于发布《放射性物品分类和名录》(试行)的公告(环保部 2010 年第 31 号), 根据放射性物品特性以及其对人体健康和环境的潜在危害程度, 将放射性物品分为一类放射性物品、二类放射性物品和三类放射性物品。运行核电厂

收稿日期: 2021-11-5 修回日期: 2022-11-3

作者简介: 张蔚华(1989—), 男, 硕士, 现主要从事核与辐射安全监督工作

\* 通讯作者: 赵坤, E-mail: zhaokun@nwro.mec.gov.cn

报废Ⅲ类及以上放射源应交回生产单位或者返回原出口方,Ⅳ类、Ⅴ类废旧放射源应送交有资质的放射性废物集中贮存单位贮存<sup>[2]</sup>,其他放射性废物、乏燃料等放射性物品需送至处置场处置,图1列出了场外运输主要放射性物品。

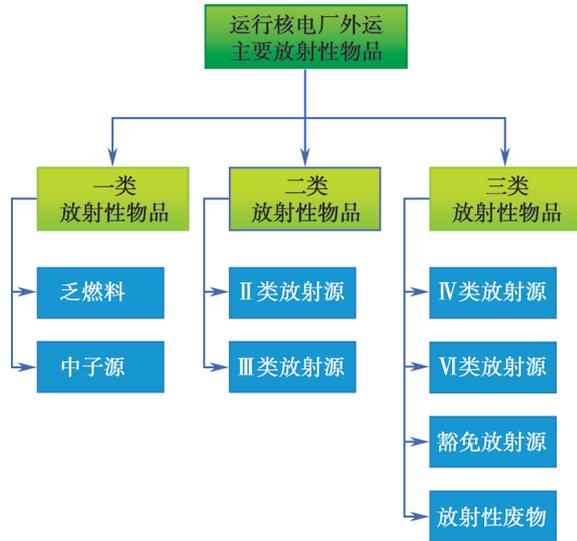


图1 运行核电厂场外运输主要放射性物品

Fig.1 The operation of off-site transport of major radioactive materials from nuclear power plants

运行核电厂一类放射性物品包括乏燃料和中子源,乏燃料一般暂存于乏燃料贮存池或干式贮存厂房,最终外运经处理后处置,目前我国

内仅大亚湾核电厂开展过乏燃料外运活动。中子源用于反应堆启动,无特殊情况机组寿期内不取出外运;Ⅱ、Ⅲ类放射源在运行核电厂使用较少,选用核素半衰期较长且使用时间长,涉及二类放射性物品外运活动不多,以东北某运行核电厂为例,其Ⅱ、Ⅲ类放射源不足总使用源的2%;三类放射性物品除放射源外,主要为放射性废物,具体包括浓缩液固化体、交换树脂、滤芯等运行过程产生的工艺废物,受污染设备、防护用品等维修过程产生的技术废物,以及受污报废大构件、溶剂、APG树脂等剩余途径产生的一般废物。三类放射性物品种类多、数量大,定期产生,其外运次数在总外运数量中占绝大多数。

### 1.2 分类监督管理

国家对放射性物品运输采取分级、分类管理,为此制定了与之相对应的法规、标准,以实现安全运输的目的。不同类型放射性物品运输的监督标准和管理要求程度不同,表1归纳了现行放射性物品运输监管的主要要求。

### 1.3 责任主体明确

放射性物品运输的责任主体及运输各方责任关系在《中华人民共和国核安全法》《放射性物品运输安全管理条例》中作出明确规定。其中托运人负责放射性物品运输中的核与辐射安

表1 现行放射性物品运输监管主要要求

Table 1 The current main requirements for radioactive goods transport supervision

监管要求(类别)	一类放射性物品	二类放射性物品	三类放射性物品
审批部门(道路运输)	国务院公安部门	起运地县级以上人民政府公安机关批准	
启运前监测	货包表面污染、辐射水平		
监测单位	委托有资质的辐射监督机构	托运人	
运输容器	一类运输容器	二类运输容器	三类运输容器
文件准备/审批	安全分析报告书(报国务院核安全监管部审批) 辐射监测报告		
人员资质	被运放射性物品有效证明、辐射防护大纲、运输说明书、应急响应指南、装卸作业方法、安全防护指南等		
应急演练	对从事放射性物品运输的工作人员进行运输安全、辐射防护和应急响应知识培训和考核,建立职业健康档案		
承运人	托运人会同承运人定期开展应急演练		
承运人	取得放射性物品运输相关资质		

全,应在运输过程中采取有效的辐射防护和安全保卫措施。承运人应具备相应的放射性物品运输资质。托运人应当提供放射性物品运输相关文件,承运人应当对托运人提交的文件进行查验、收存。承运人不得承运文件不齐全的放射性物品<sup>[3]</sup>。

#### 1.4 运输条件复杂

我国目前已建成3个处置场,分别位于甘肃、广东和四川,而现存运行核电厂由南至北分布在我国沿海地区,运输方式多以公路运输为主,因此导致除广东、福建所在核电厂外,其他核电厂存在运输地域跨度大、运输距离远、运输时间长的特点。

## 2 监督管理

确保安全是运行核电厂放射性物品运输监督管理遵循的方针,国务院核安全监管部和其他依法履行放射性物品运输安全监督管理职责的部门,以理性、协调、并进的中国核安全观为根本要求,依法履责对放射性物品运输安全开展监督检查,保障核事业健康有序可持续发展<sup>[4]</sup>。

### 2.1 监督依据

我国放射性物品运输始于20世纪50年代,为了规范放射性物品运输监督,针对放射性物品包装、监测、许可、管理等监督管理工作制定了相应的法律法规、部门规章、标准、指导文件、工作办法40余份<sup>[5]</sup>,形成了较完善的放射性物品运输监管体系,相关重要监督依据见表2。

表2 现行重要放射性物品运输监督管理文件  
Table 2 The current main basis document for the supervision and administration of the transport of radioactive substances

类型	实行时间	发布单位	文件名称
法律	2018	全国人大常委 会	中华人民共和国核安全法
条例	2009	国务院	放射性物品运输安全管理条例
	2012	国务院	放射性废物安全管理条例

续表

类型	实行时间	发布单位	文件名称
条例	2010	环境保护部	放射性物品运输安全许可管理办法
	2016	环境保护部	放射性物品运输安全监督管理办法
公告	2010	环境保护部	放射性物品分类和名录(试行)
标准	1994	中国核工业总公司	放射性物质运输安全分析报告的标准格式和内容
	2003	国家质量监督总局	放射性废物管理规定
	2019	生态环境部	低、中水平放射性固体废物包安全标准
	2019	生态环境部	放射性物质安全运输规程
导则	2010	生态环境部	放射性物品运输容器设计安全评价(分析)报告的标准格式和内容
	2014	生态环境部	放射性物品运输核与辐射安全分析报告书格式和内容

### 2.2 监督策略

放射性物品运输的安全可以采用不同方式来实现,但核心理念是对放射性物品采取可行的方式从起运地安全运送至目的地。因此,放射性物品运输的监督管理策略可以围绕其核心理念分为:固有安全性监督、被动安全性监督和主动安全性监督<sup>[5]</sup>。

#### 2.2.1 固有安全性监督

固有安全性是指放射性物品自身的固有安全特性,其监督管理的关键在于保证被运放射性物品经过适当的处理,使其物理、化学性状保持稳定,而不是处于弥散、易沾污、易裂变、特殊形式流体等非稳定状态。如核电厂放射性浓缩液、离子交换树脂、水滤芯等需经过固化后方可运输;报废大构件、被沾污工器具等需经清洁去污方可运输;维修用辅助防护物品、被污染衣物需经分拣、压缩、包装后方可运输;易裂变放射性物质需经贮存,衰变稳定后方可运输。

### 2.2.2 被动安全性监督

被动安全性监督是指对放射性物品所使用的运输容器获得的安全性进行监督管理。国务院核安全监管部門负责对放射性物品运输容器的设计、制造和使用等进行监督检查。相关设计、制造运输容器的单位应建立质保体系,按照国家法律法规取得资质,依据放射性物品运输安全标准开展相应的活动,并负责对应开展的活动。不同类别放射性物品运输容器的设计、制造单位,应根据放射性物品运输容器的类别向国务院核安全监管部門申请审查批准、申请许可证或备案<sup>[5]</sup>。所有放射性物品运输容器应满足结构、包容、屏蔽、传热、核临界等安全功能要求,并经过对应试验认证。

### 2.2.3 主动安全性监督

对放射性物品实施装运活动的安全性进行监督管理是主动安全性监督的核心,装运活动监督管理包括通用运输活动管理、辐射监测、安保措施、应急准备和质量保证等内容。

涉及放射性物品运输的各方应在各自职责范围内,实施主动安全性措施。托运人应当确保被运放射性物品合法,负责放射性物品运输的核与辐射安全及应急准备和响应,依法履行各项行政审批手续<sup>[6]</sup>。托运人应对直接从事放射性物品运输的工作人员进行运输安全和应急响应知识培训和考核,建立职业健康档案。托运人应控制被运物品外表面辐射水平和表面污染,保证运输全过程监测数据符合国家标准。

## 3 存在的困难与建议

### 3.1 存在的困难

运行核电厂放射性物品运输活动的安全是核安全工作的重要组成部分,必须坚持安全第一、预防为主、责任明确、严格管理、纵深防御、独立监管、全面保障的原则<sup>[6]</sup>,但结合运输实际情况,存在以下困难。一是运输方式单一,运输条件尚需优化。目前,运行核电厂放射性物品运输大多采用公路运输方式,存在运力低、速度慢、易受道路限制、路途突发风险较高的缺点。以东北某核电厂为例,2020年运送低水平

放射性废物至西北处置场,其运输距离近3000公里,而一次运送量不足300立方米;二是运输审批程序复杂,涉及安全主体多,易受特殊因素影响。运输放射性物品按照物品的类别,需经国务院核安全监管部門、国务院公安部门,起运地、收运地省级生态环境保护部門,起运地县级以上人民政府公安机关批准或备案。安全监督涉及主体较多,包括国务院核安全监管部門、公安部、交通运输部、卫健委、应急管理部門等。审批期间如叠加重要庆典、重大活动、疫情风险等特殊因素,审批周期被迫延长。三是运输过程应急处置要求高。事故应急具有发生地点不确定,环境差异大,易与交通事故风险叠加,可能远离应急支援单位,应急响应时间长的特点。以上实际困难,增加了监管风险,限制了监管效能,对此,本文提出如下建议。

### 3.2 对策建议

#### 3.2.1 优化运输方式,推动处置场建设

我国早在20世纪50年代便使用铁路运输放射性物品。美国、法国等国已在数十年前开始使用航空、水路大量运输放射性物品,国内目前也在开展相应研究,其中中广核已探索开展气燃料“海公铁”联运,其取得经验值得关注和借鉴。探索常规化、标准化开展由多种运输方式联运放射性物品,这将改善部分核电厂运输条件不佳的窘境,提高运输安全,降低运输成本,提升监管效率。

在运行核电厂集中区域就近统一规划低、中水平放射性废物放处置场,通过国家统筹推进、明确地方政府责任、借鉴生态补偿机制、探索盘活使用核设施营运单位放射性废物处置费用、积极有效开展核安全公众沟通等措施,加快项目落地,稳步推进处置场建设,以期达到缩短放射性物品运输距离,降低运输过程事故风险的目的。

#### 3.2.2 探索建立联合监管体系

运行核电厂放射性物品场外运输活动的监督管理是一个系统工程,建议从国家层面,牵头建立放射性物品运输联合监管体系,探索将审批、许可、监督、应急响应、医疗救治统筹管理,

多部门按职责归口管理、联防联控,促进科学化、精准化、高效能实施放射性物品运输活动的监督管理。

### 3.2.3 强化应急能力建设

应当严格按照法规要求,托运人根据拟运输放射性物品潜在辐射事故风险,编制核与辐射事故应急响应指南,会同承运人定期开展应急演练,并探索开展包含警察、消防、医疗等其他应急部门级组织参与的综合应急演练。不断完善应急预案,形成科学性、适用性和可操作性相统一的执行程序,并定期修订和更新。

## 参考文献

- [1] 国家核安全局. 中国核电站总体安全状况 [EB/OL]. <http://spi.mee.gov.cn:8080/spi/> [2020-12-31].
- [2] 放射性同位素与射线装置安全和防护条例: 国务院第 449 号令 [Z]. 北京: 2009: 9.
- [3] 放射性运输安全管理条例: 国务院第 562 号令 [Z]. 北京: 2009: 9.
- [4] 许安标, 刘华, 王毅初. 中华人民共和国核安全法释义 [M]. 北京: 中国民主法制出版社, 2017: 36-37.
- [5] 刘新华. 放射性物品安全运输概论 [M]. 北京: 科学出版社, 2015: I- IX.
- [6] 环境保护部. 放射性物品运输安全监督管理办法: 环境保护部令第 38 号 [Z]. 北京: 2016: 4.

# Discussion on the Regulation of Radioactive Transport in Nuclear Power Plants

Zhang Weihua<sup>1</sup>, Zhao Kun<sup>2\*</sup>, Guo Haifeng<sup>1</sup>, Ding Zhibo<sup>1</sup>, Yue Huiguang<sup>1</sup>, Wang Renke<sup>1</sup>

- (1. Northeast Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, MEE, Dalian 116001;
2. Northwestern Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, MEE, Gansu Lanzhou 730000)

**Abstract:** Radioactive material transportation is widely used in nuclear energy development and its safety supervision is an important measure to maintain nuclear and radiation safety. Based on the analysis of the status quo and characteristics of radioactive materials transportation activities of nuclear power plants in operation, some suggestions are put forward, such as improve transportation conditions, promote the construction of disposal sites, establish a joint supervision system, and strengthen emergency response capacity.

**Key words:** transport of radioactive materials; classification; transportation safety

(责任编辑: 梁 晔)

苏超丽,陈跃光,张金帆,等.广东省5G通信基站电磁辐射环境影响监测与管理[J].核安全,2022,21(6):6-12.

Su Chaoli, Chen Yueguang, Zhang Jinfan, et al. Monitoring and Management of Electromagnetic Radiation Environmental Impact from 5G Communication Base Stations in Guangdong Province [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (6): 6-12.

# 广东省5G通信基站电磁辐射环境影响监测与管理

苏超丽<sup>1</sup>, 陈跃光<sup>2,\*</sup>, 张金帆<sup>3</sup>, 林权益<sup>2</sup>

(1. 广东省环境辐射监测中心, 广东 广州 510300; 2. 深圳市城市公共安全技术有限公司, 广东 深圳 518046; 3. 广东省深圳生态环境监测中心站, 广东 深圳 518049)

**摘要:** 通信基站产生的电磁辐射一直备受关注, 随着5G通信基站的大规模建设及投入组网运行, 其电磁辐射水平明显高于2G、3G、4G基站的电磁辐射水平, 使得这一问题成为人们聚焦的热点。本文以广东省5G通信基站为例, 对其在运行过程中所产生电磁辐射的影响进行环境监测, 结果表明: 极少数的5G通信基站周边电磁辐射水平超过电磁辐射环境管理限值, 绝大部分5G通信基站的电磁辐射水平均小于电磁辐射环境管理限值。在此基础上, 本文提出了加强广东省5G通信基站电磁辐射环境管理的具体建议。

**关键词:** 5G通信基站; 电磁辐射; 环境监测; 环境管理

**中图分类号:** (TN929.5) **文章标志码:** (A) **文章编号:** 1672-5360(2022)06-0006-07

广东省5G通信基站建设速度快, 截至2021年底规模位居全国第一。因通信基站建设数量多, 布点设置密集, 网络覆盖范围广, 给广大用户带来了较为流畅和便利的使用体验, 同时也给终端用户、基站周围环境和居民等带来了担忧和疑虑<sup>[1]</sup>。

为了深入把控广东省通信基站周围电磁辐射水平, 了解各大通信基站运营商落实《关于印发〈通信基站环境保护工作备忘录〉的通知》(环办辐射函[2017]1990号)<sup>[2]</sup>要求的通信基站辐射环境监测情况, 确保公众健康和环境电磁辐射安全, 广东省环境辐射监测中心建设了广东省通信基站电磁环境管理与监测平台(以下简称平台)。本文以该平台为依托, 从平台中选取有代表性的通信基站电磁辐射的环

境影响进行统计分析, 进而给出辐射环境管理建议。

## 1 环境影响监测项目概况

### 1.1 平台概况

截至2021年12月31日, 广东省5G通信基站环境影响监测平台上登记备案的基站数量为135047个, 监测基站数量为71384个。其中, 中国电信股份有限公司广东分公司(以下简称广东电信)备案通信基站约为2.8万个, 中国移动通信集团广东有限公司(以下简称广东移动)备案通信基站约为8.6万个、中国联合网络通信有限公司广东省分公司(以下简称广东联通)备案通信基站约为2.7万个、中国铁塔股份有限公司广东省分公司(以下简称广东铁塔)备案通信

收稿日期: 2022-08-30 修回日期: 2022-11-01

作者简介: 苏超丽(1970—), 女, 工程师, 现主要从事电磁辐射监测、伴生放射性矿、核技术利用等电离辐射监测

\* 通讯作者: 陈跃光, E-mail: chenyg@szsti.org

基站约为 1.8 万个。同时,2021 年度共有 9 家第三方监测机构参与广东省通信基站电磁环境日常监测。详细情况见表 1。

表 1 各建设单位 5G 通信基站登记备案和环境监测情况  
Table 1 Registration and environmental monitoring of 5G communication base stations by construction units

建设单位	备案基站数量(个)	监测基站数量(个)
广东电信	28284	14582
广东移动	86300	37659
广东联通	26768	19143
广东铁塔	17695	1
合计	135047	71385

## 1.2 监测对象

### 1.2.1 抽测原则

根据 2021 年度通信基站监督性监测目标,具体抽测原则如下:

(1) 投诉基站 100% 覆盖,即对平台中涉及电磁辐射信访投诉基站 100% 进行监督性监测。

(2) 三个维度 100% 覆盖,覆盖所有的移动通信运营商,所有投入运营的 CDMA2000、GSM1800、GSM900、LTE-FDD、LTE-TDD、NR(3 GHz 以上)、NR(3 GHz 以下)7 种网络制式;覆盖 21 个地市级行政区域;覆盖 9 家第三方监测机构。

(3) 从通信基站的环境性质角度出发,重点选取位于环境关注区(居民区、中小学学校、医院疗养院、行政办公等)的通信基站;从天线架设形式角度,重点选取采用美化天线、桅杆等形式的通信基站。选择此类型天线的原因是随着人们法律意识的提升和自我保护意识的增强,原有铁塔天线和天线支架在顶楼台的建设,很容易受到社会舆论攻击和居民反对。美化天线不仅美化了城市的视觉环境,也减少了居民对无线电磁环境的恐惧和抵触,会增加公众在美化天线附近停留的时间。

进行现场监测时,监测对象都处于正常工作状态。

### 1.2.2 监测数量

根据广东省生态环境厅的相关文件和实施方案,抽取 93 个 5G 通信基站进行监督性监测。

### 1.2.3 监测对象分布

选取的 93 个监督性监测 5G 通信基站的区域分布见表 2,周围环境状况见表 3,共站情况见表 4,天线架设形式见表 5。

表 2 2021 年 12 月前第三方机构监测 5G 通信基站与监督性监测 5G 通信基站数量

Table 2 Number of 5G communications base stations monitored by third-party agencies versus supervisory monitoring of 5G communications base stations by December 2021

序号	地市	监测基站数量(个)( $\times 10^3$ 个)	千分比(‰)	2021 年监测数量(个)
1	广州	13.9	0.6	9
2	深圳	14.8	0.7	10
3	珠海	1.61	1.9	3
4	汕头	2.95	1.0	3
5	佛山	6.55	1.1	7
6	韶关	1.07	2.8	3
7	河源	1.57	2.5	4
8	梅州	1.16	2.5	3
9	惠州	2.13	1.9	4
10	汕尾	0.52	5.7	3
11	东莞	7.87	1.1	9
12	中山	2.51	2.0	5
13	江门	2.56	2.0	5
14	阳江	1.09	2.8	3
15	湛江	2.48	0.7	3
16	茂名	1.79	1.2	3
17	肇庆	2.27	1.3	3
18	清远	0.78	3.8	3
19	潮州	1.05	2.9	3
20	揭阳	1.64	2.4	4
21	云浮	1.02	2.9	3
合计		71	43.8	93

表3 监督性监测 5G 通信基站周围环境状况统计  
Table 3 Supervisory monitoring of environmental condition statistics around 5G communication base stations

周围环境性质	基站数量(个)	比例(%)
郊区	1	0.01
关注区	49	52.9
交通干线	3	3.1
商业区	11	12.4
工业区	9	10.3
其他	20	22.3
合计	93	100

表4 监督性监测 5G 通信基站共站情况统计  
Table 4 Supervisory monitoring of 5G communication base station co-location statistics

共站情况	基站数量(个)	比例(%)
共站	87	93.7
独立站	6	6.3
合计	93	100

注:共站是指该通信基站周围 50 米范围内有除本次监测对象备案频段之外的其他移动通信频段通信基站的情形。

表5 监督性监测 5G 通信基站天线架设形式统计  
Table 5 Supervisory monitoring of 5G communication base station antenna erection form statistical table

天线架设形式	数量	比例(%)
桅杆	45	43.8
通信杆	5	4.9
铁塔	2	2.1
其他	16	15.4
合计	93	100

### 1.3 监测标准

#### 1.3.1 标准依据

5G 通信基站电磁辐射环境监测依据包括:

1)《移动通信基站电磁辐射环境监测方法》(HJ 972-2018)<sup>[3]</sup>;

2)《5G 移动通信基站电磁辐射环境监测方法(试行)》(HJ 1151-2020)<sup>[4]</sup>。

5G 移动通信基站电磁辐射影响评价依据包括:

1)《辐射环境保护管理导则 电磁辐射环境影响评价方法与标准》(HJ/T 10.3-1996)<sup>[5]</sup>;

2)《电磁环境控制限值》(GB 8702-2014)<sup>[6]</sup>;

3)《关于印发〈通信基站环境保护工作备忘录〉的通知》(环办辐射函[2017]1990号)<sup>[2]</sup>。

#### 1.3.2 标准限值

(1)公众曝露控制限值。为控制通信基站产生的电场、磁场、电磁场所致的公众曝露,根据《电磁环境控制限值》(GB 8702-2014)<sup>[6]</sup>相关要求,依据所选的监督性监测通信基站使用频率范围所确定的公众曝露控制限值应满足表 6 要求。

表6 公众曝露控制限值  
Table 6 Public Exposure Control Limits

频率范围(MHz)	功率密度( $\mu\text{W}/\text{cm}^2$ )
30-3000	40
3000-15000	$f/75$

(2)项目管理目标值。为满足环境监测和公众可接受的要求,根据《辐射环境保护管理导则 电磁辐射环境影响评价方法与标准》(HJ/T 10.3-1996)<sup>[5]</sup>相关规定,监测所选移动通信基站电磁环境管理目标值取 GB 8702 中公众曝露控制限值中功率密度的,如表 7 所示。

表7 项目管理目标值  
Table 7 Project management target values

频率范围(MHz)	功率密度( $\mu\text{W}/\text{cm}^2$ )
30-3000	8
3000-15000	$f/375$

### 1.4 监测范围

根据《关于印发〈通信基站环境保护工作备忘录〉的通知》(环办辐射函[2017]1990号)<sup>[2]</sup>、《移动通信基站电磁辐射环境监测方法》(HJ 972-2018)<sup>[3]</sup>和《5G 移动通信基站电磁辐射环境监测方法(试行)》(HJ 1151-2020)<sup>[4]</sup>相关要求,考虑 5G 通信基站的智能天线增益具有波束赋形特点,首先设定圆心为通信基站发射天线地面投影点,直径为 100 m 的圆形为底面

的圆柱体空间,然后在此范围内寻求电磁辐射环境较敏感的目标处并布设 5G 通信基站监测点位,优先考虑将其布设在人员密集、公众环境需求较高(如居住、工作或学习)等距离天线最近的地方。

## 2 环境影响评价方法

### 2.1 数据处理

所有通信基站监测均采用线上全流程操作,通过监测仪器的修正系数进行修正,最后依照《数据修约规则与极限数值的表示和判定》(GB/T 8170-2008)<sup>[7-9]</sup>对结果进行修约。

### 2.2 达标标准

根据《辐射环境保护管理导则 电磁辐射环境影响评价方法与标准》(HJ 10.3-1996)<sup>[5]</sup>和《电磁环境控制限值》(GB 8702-2014)<sup>[6]</sup>相关要求,通信基站周围电磁辐射水平应满足的标准见表 8。

表 8 通信基站电磁辐射水平达标标准  
Table 8 Standards for meeting electromagnetic radiation levels from communications base stations

标准类型	功率密度( $\mu\text{W}/\text{cm}^2$ )
非 5G 通信基站和网络制式为 NR(3 GHz 以下)的通信基站项目管理目标值	8
网络制式为 NR(3 GHz 以上)的通信基站项目管理限值	$f/75$

注: $f$ 为下行频段的最小频率,单位为 MHz。

确认通信基站的电磁辐射水平超过管理目标值的,应通过选频测量弄清电磁辐射来源,再根据实际情况进行整改,直到通信基站的电磁辐射贡献不超过管理目标值为止。

### 2.3 质量评判

按照《关于推进环境监测服务社会化的指导意见》(环发[2015]20号)<sup>[10]</sup>和《关于印发〈通信基站环境保护工作备忘录〉的通知》(环办辐射函[2017]1990号)<sup>[2]</sup>等文件规定,对第三方检测机构及其检测服务行为实施监督,按照表 9 的内容进行评判。

表 9 监测质量评判方法

Table 9 Methodology for judging the quality of monitoring

评判类别	具体指标	处理建议
监测结果有误	1. 检测机构与监督性监测的监测结果 3.44 $\mu\text{W}/\text{cm}^2$ 以上的相差 50% 以上;或 2. 监测结果评价标准有误。	告知生态环境主管部门并列入广东省电磁环境管理与监测平台警告(或警示)名单
不符合监测规范	1. 监测条件、监测仪器、监测工况之一,有不满足 HJ 972-2018 或 HJ 1151-2020 的;或 2. 资料收集不全面、监测布点或数据读取或数据处理不规范、监测高度不合适。	列入监督性监测重点对象

注:表中“具体指标”均针对通信基站三个关键性监测点位。

## 3 环境影响监测结果分析

通过对 93 个 5G 通信基站的现场监测发现,6 个通信基站周围公众活动区域监测结果超过项目管理目标值。

参照《辐射环境保护管理导则 电磁辐射环境影响评价方法与标准》(HJ/T 10.3-1996)<sup>[5]</sup>,将通信基站周围公众活动区电磁辐射水平监测结果进行等级划分,以功率密度限值( $40 \mu\text{W}/\text{cm}^2$ )、功率密度管理目标值( $8 \mu\text{W}/\text{cm}^2$ )、功率密度限值 1/20( $2 \mu\text{W}/\text{cm}^2$ )、环境背景水平约值( $0.27 \mu\text{W}/\text{cm}^2$ )为界分为 5 个等级。

### 3.1 地市情况

将监督性监测的 93 个通信基站按照行政区域分布统计其监测结果,各地市监督性监测结果分布见表 10。

表 10 各地市通信基站监督性监测结果一览表  
(单位:个)

Table 10 Table of monitoring results of communication base stations in different cities (unit: PCS)

序号	地市	功率密度 P/( $\mu\text{W}/\text{cm}^2$ )					合计
		$P \leq 0.27$	$0.27 < P \leq 2$	$2 < P \leq 8$	$8 < P \leq 40$	$P > 40$	
1	广州	2	4	3	0	0	9
2	深圳	2	4	3	0	1	10

续表

序号	地市	功率密度 $P/(\mu\text{W}/\text{cm}^2)$					合计
		$P \leq 0.27$	$0.27 < P \leq 2$	$2 < P \leq 8$	$8 < P \leq 40$	$P > 40$	
3	珠海	1	1	1	0	0	3
4	汕头	1	2	0	0	0	3
5	佛山	1	1	4	1	0	7
6	韶关	0	1	2	0	0	3
7	河源	3	0	1	0	0	4
8	梅州	2	1	0	0	0	3
9	惠州	2	1	1	0	0	4
10	汕尾	2	1	0	0	0	3
11	东莞	1	4	3	1	0	9
12	中山	1	2	1	0	1	5
13	江门	2	1	0	1	1	5
14	阳江	0	2	1	0	0	3
15	湛江	2	1	0	0	0	3
16	茂名	0	3	0	0	0	3
17	肇庆	0	0	3	0	0	3
18	清远	0	0	3	0	0	3
19	潮州	1	1	1	0	0	3
20	揭阳	3	1	0	0	0	4
21	云浮	0	2	1	0	0	3
合计		26	33	28	3	3	93

注:表中数据根据每个通信基站最终监测结果的最大值(有选频测量的监测点位使用选频监测结果进行比较)进行统计。

### 3.2 运营商情况

将监督性监测的 93 个 5G 通信基站按照运营商统计其监测结果,各运营商 5G 通信基站监督性监测结果分布见表 11。

表 11 各运营商通信基站监督性监测结果分布  
(单位:个)

Table 11 Distribution of monitoring results of communication base stations of different operators (unit: PCS)

运营商	功率密度 $P/(\mu\text{W}/\text{cm}^2)$					合计
	$P \leq 0.27$	$0.27 < P \leq 2$	$2 < P \leq 8$	$8 < P \leq 40$	$P > 40$	
广东电信	9	9	10	0	0	28
广东移动	6	16	7	1	1	31

续表

运营商	功率密度 $P/(\mu\text{W}/\text{cm}^2)$					合计
	$P \leq 0.27$	$0.27 < P \leq 2$	$2 < P \leq 8$	$8 < P \leq 40$	$P > 40$	
广东联通	9	8	12	2	2	33
广东铁塔	1	0	0	0	0	1
合计	25	33	29	3	3	93

### 3.3 第三方检测机构

选择 93 个测点、范围、测量方法等相同的 5G 移动通信基站的第三方监测机构监测数据和监督性监测数据进行比对,以分析第三方监测机构监测结果的准确性,见表 12。

表 12 监测数据对比

Table 12 Comparison table of monitoring results

第三方机构监测结果 / 监督性监测结果	占比
$> \pm 6 \text{ dB}$	35%
$> 3 \text{ dB}, \leq 6 \text{ dB}$	21%
$> \pm 1.5 \text{ dB}, \leq \pm 3 \text{ dB}$	17%
$\leq \pm 1.5 \text{ dB}$	27%

部分第三方监测机构监测结果与监督性监测结果的差异较大,结果差异大于  $\pm 6 \text{ dB}$  的占 35%,差异  $> 3 \text{ dB}$  且  $\leq 6 \text{ dB}$  的占 21%,测值差异在  $\pm 1.5 \text{ dB}$  以内,即认为是一致的,只占了 27%。可见第三方监测机构监测结果的准确性有待提高。

### 3.4 全省情况

统计 93 个监督性监测 5G 通信基站的监测结果,功率密度  $P \leq 0.27$  的占 26.7%、 $0.27 < P \leq 2$  的占 34.6%、 $2 < P \leq 8$  的占 31.3%、 $8 < P \leq 40$  的占 3.2%、 $P > 40$  的占 3.2%。其中有 6 个通信基站周围公众活动区域电场强度单独贡献超过项目管理目标值。全省通信基站监督性监测结果见表 13。

表 13 全省通信基站监督性监测结果分布  
Table 13 Distribution of monitoring results of communication base stations in Guangdong province

功率密度 $P(\mu\text{W}/\text{cm}^2)$	通信基站数量(个)	百分比(%)
$P \leq 0.27$	25	26.7
$0.27 < P \leq 2$	33	34.6
$2 < P \leq 8$	29	31.3
$8 < P \leq 40$	3	3.2
$P > 40$	3	3.2
合计	93	100

统计结果显示:对于通信基站周围电场强度单独贡献,在全省监督性监测的 93 个 5G 通信基站中,有 87 个 5G 通信基站不大于规定的管理目标值,6 个通信基站大于规定的项目管理目标值,需要进一步加强对运营商的监督。

## 4 加强 5G 通信基站环境管理的建议

### 4.1 生态环境管理部门

(1) 省级、地市级生态环境管理部门持续对通信基站运营商和铁塔公司实施监督,对运营商和铁塔公司开展通信基站监测活动中的质量控制、方法掌握、报告审核等环节进行检查,发现报告质量差的问题依法依规处理。

(2) 地市级生态环境管理部门应参照省级生态环境管理部门建立监督机制,强化日常管理,同时加强地市间的沟通交流,共同促进通信基站监督工作的长效实施。

(3) 对本次监督性监测发现的 6 个超过项目管理目标值的通信基站,深圳市、佛山市、东莞市和中山市环境主管部门应及时跟进处理;佛山、韶关、东莞、清远等监测结果相符率较低的地市应加强对运营商和铁塔公司开展通信基站监测活动中的质量控制、方法掌握、报告审核等环节进行检查。

### 4.2 运营商和铁塔公司

(1) 省级、地市级通信基站运营商和铁塔公司应加强通信基站环境保护管理小组建设,配备相应的专职人员,明确环境保护责任机构和责任人,

持续保障通信基站环境保护工作的经费。各省级公司应加强对下级公司环境保护工作的考核。

(2) 省级、地市级通信基站运营商和铁塔公司应加强通信基站相关法律法规的交流学习,熟悉掌握相关要求、透彻理解技术标准,对监测结果超项目管理目标值的通信基站及时整改,对信访投诉通信基站及时处理。

(3) 地市级通信基站运营商和铁塔公司应加强通信基站建设管理,避免登记备案后长时间未建、已拆通信基站未及时做好备案消除、通信基站建设位置距离公众活动区域过近等现象发生。

### 4.3 第三方监测机构

(1) 第三方监测机构应加强对通信基站周围环境管理相关法律法规、标准规范的宣贯,完善机构质量内控机制,从而确保为相关管理部门和社会公众提供科学、公开、公正的数据支撑和服务。第三方监测机构也存在资料收集不全面、监测布点或数据读取或数据处理不规范、监测高度不合适,应加强监测技术的培训,进一步提高监测结果的准确性。

(2) 第三方监测机构的技术从业人员应持续提升监测能力,熟练掌握并在实践中运用通信基站监测相关技术,杜绝监测走过场,积极配合通信基站运营商和铁塔公司的日常环境管理,监测中发现结果超项目管理目标值的,应及时向监测业务委托方报告,并积极开展整改后的复测。

(3) 将没有如实报告监测结果的第三方监测机构列为监督性监测重点对象。

## 5 结语

(1) 对广东全省监督性监测的 93 个 5G 移动通信基站的监测说明,绝大部分基站产生的电磁辐射对公众活动区域电磁辐射环境的影响要远远小于规定的项目管理目标值。只要严格落实 5G 移动通信基站的建设及运营中对其所需遵循的电磁辐射标准,绝大多数情况下,基站所产生的电磁辐射并不会对人体的健康产生影响,因此基站周边的群众不需要过于担心。

(2) 运营商也应该对 5G 移动通信基站在公众活动区域所产生的电磁辐射予以关注,应对

其进行全周期的电磁辐射影响评价,尤其在前期通信基站选址规划时,要进行综合全面的利弊权衡。同时,还应积极配合当地环境保护部门开展电磁辐射相关的宣传教育培训工作,使基站周边群众充分认识到电磁辐射可能对环境产生的影响,科学、正确地看待基站电磁辐射影响,消除不必要的恐慌。

### 参考文献

- [1] 张保增. 移动通信基站电磁辐射环境影响分析 [J]. 世界核地质科学, 2019, 36 (3): 179-186.
- [2] 生态环境部. 关于印发《通信基站环境保护工作备忘录》的通知: 环办辐射函〔2017〕1990号 [Z]. 2017.
- [3] 生态环境部. 移动通信基站电磁辐射环境监测方法: HJ 972-2018 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2018.
- [4] 生态环境部. 5G移动通信基站电磁辐射环境监测方法(试行): HJ 1151-2020 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2020.
- [5] 国家环境保护局. 辐射环境保护管理导则 电磁辐射环境影响评价方法与标准: HJ/T 10.3-1996 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 1996.
- [6] 国家环境保护局. 电磁环境控制限值: GB 8072-2014 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2014.
- [7] 中国标准化研究院. 数据修约规则与极限数值的表示和判定: GB/T 8170-2008 [S]. 北京: 中国质检出版社, 2008.
- [8] 周红华, 黄辰, 肖伟剑, 等. 移动通信基站电磁辐射环境影响仿真预测与评价 [J]. 环境影响评价, 2020, 42 (3): 57-62.
- [9] 李晨. 移动通信基站电磁辐射环境监测及质控措施 [J]. 资源节约与环保, 2019 (2): 42-43.
- [10] 生态环境部. 关于推进环境监测服务社会化的指导意见: 环发〔2015〕20号 [Z]. 2015.

## Monitoring and Management of Electromagnetic Radiation Environmental impact from 5G Communication Base Stations in Guangdong Province

Su Chaoli<sup>1</sup>, Chen Yueguang<sup>2,\*</sup>, Zhang Jinfan<sup>3</sup>, Lin Quanyi<sup>2</sup>

(1. Guangdong Environmental Radiation Monitoring Center Guangzhou, Guangdong Guangzhou 510300, China; 2. Shenzhen Urban Public Safety and Technology Institute Co., Ltd., Guangdong Shenzhen 518046, China; 3. Shenzhen Ecological and Environmental Monitoring Center of Guangdong Province, Guangdong Shenzhen 518049, China)

**Abstract:** The electromagnetic radiation generated by communication base stations has always been paid attention by people. With the large-scale construction and network operation of 5G communication base stations, its electromagnetic radiation level is higher than that of 2G, 3G, and 4G base stations. This problem has become a hot spot for people to focus on. This paper takes the 5G communication base station in Guangdong Province as an example to monitor the environmental impact of electromagnetic radiation generated during operation. The results show that: except for a very small number of 5G communication base stations around the electromagnetic radiation level exceeds the electromagnetic radiation environmental management limit, the contribution of the electromagnetic radiation level of most 5G communication base stations is less than the electromagnetic radiation environmental management limit. On this basis, specific suggestions for strengthening the electromagnetic radiation environment management of 5G communication base stations in Guangdong Province are put forward.

**Key words:** 5G communication base station; electromagnetic radiation; environmental monitoring; environmental management

(责任编辑: 梁 晔)

滕柯延,曾宇峰,谢树军,等.我国伴生放射性矿废物处置现状研究[J].核安全,2022,21(6):13-18.

Teng Keyan,Zeng Yufeng,Xie Shujun,et al. Research on the Status of Domestic NORM Waste Disposal in China [J]. Nuclear Safety,2022,21(6):13-18.

## 我国伴生放射性矿废物处置现状研究

滕柯延<sup>1</sup>, 曾宇峰<sup>2</sup>, 谢树军<sup>1</sup>, 彭浩<sup>1,\*</sup>

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

**摘要:** 伴生放射性矿废物的安全处置是保护环境和公众、消除辐射风险的重要路径。本文通过分析伴生放射性矿废物的特点, 梳理我国伴生放射性矿辐射环境监管的行政和技术要求, 论述我国部分省份已开展的伴生放射性矿废物处置工作的进展情况, 总结出我国伴生放射性矿废物处置行业存在的问题, 并对伴生放射性矿废物处置工作提出建议。

**关键词:** 伴生放射性矿; 废物; 处置

**中图分类号:** X34 **文章标志码:** D **文章编号:** 1672-5360 (2022) 06-0013-06

2003年发布的《放射性污染防治法》明确了我国对伴生放射性矿进行监管的要求,两次污染源普查也基本摸清了我国伴生放射性矿的“家底”。近年来,监管部门出台了一系列的伴生放射性矿的辐射管理办法和技术标准,有效地保障了伴生放射性矿周边生态环境的辐射安全。但是,伴生放射性废物的处置问题一直困扰着企业和政府部门:废物送处原动力不足,处置工程落地困难,处置市场前景不明。

本文通过对现有监管的行政要求和技术指标开展分析,梳理重点省份开展伴生放射性矿废物处置工作的进展情况,提出目前处置工作中存在的主要问题,并对伴生放射性矿废物处置工作提出建议。

### 1 伴生放射性矿废物的特点

#### 1.1 定义

天然放射性核素在环境中无处不在,在涉及加工矿物的设施和活动中,天然放射性核素大量集中,在一些湿法冶金行业中尤其明显。这些含有较高水平天然放射性核素浓度的非铀矿称为伴生放射性矿。伴生放射性废物(Naturally Occurring Radioactive Material),也叫“NORM废物”,是指非铀(钍)矿产资源开发利用活动中产生的铀(钍)系单个核素活度浓度超过1 Bq/g的固体废物,主要为在冶炼及采选过程中产生的尾矿、尾渣和其他残留物等。这些由于人类活动而产生的NORM废物会对工人、公众和环境造成辐射影响。

收稿日期: 2022-05-09 修回日期: 2022-05-24

基金项目: 国家重点研发计划项目, 项目编号: 2020YFC1806600

作者简介: 滕柯延(1983—), 男, 高级工程师, 硕士, 现主要从事核设施环评的相关研究工作

\* 通讯作者: 彭浩, E-mail: penghao@chinansc.cn

## 1.2 伴生放射性矿废物特点

《第二次全国污染源普查公报》显示,截至2017年底,我国伴生放射性固体废物贮存量约为20.30亿吨,其中放射性活度浓度超过10 Bq/g的固体废物主要为稀土、铈/钽、锆石和氧化锆、铅/锌、锆/钛及铁等矿产,总量为224.95万吨<sup>[1]</sup>。通过分析,NORM废物主要有以下几个特点:

(1) 涉及的行业多:伴生矿废物不仅产生于伴生放射性矿的开采过程中,在应用和冶炼过程中也会产生伴生矿废物。我国的伴生矿废物则主要分布在有色金属、稀土、黑色金属、化学工业和进出口贸易等行业<sup>[2]</sup>。

(2) 废物量大:由于涉及的行业繁多,所以NORM废物的产生量巨大。据不完全统计,我国伴生放射性废物的年产生量超过1吉吨;

(3) 比活度范围广:NORM废物中放射性核素的活度浓度最低时不足1 Bq/g,而有些伴生放射性废物中这一数字可以达到 $10^4$  Bq/g的量级<sup>[3]</sup>。

## 2 NORM废物处置的监管

NORM废物的辐射影响如同其他要素对环境的影响一样,已纳入生态环境主管部门的监管范围。与核工业的放射性废物不同,县级以上地方人民政府生态环境行政主管部门是NORM废物的监督检查责任主体,生态环境部负责出台NORM废物管理的办法和相关技术要求。

### 2.1 法规标准基本建立

中国的核与辐射安全法规标准共分为5个层级:法律、行政法规、部门规章、指导性和参考性文件,如图1所示。

《放射性污染防治法》的第三十四条和第三十七条中明确了伴生放射性矿的监管要求和程序,规定了伴生放射性矿处置的要求<sup>[4]</sup>。近些年,围绕着降低NORM废物的辐射风险,避免公众受到不必要的照射,结合我国NORM行业的发展现状,监管部门初步建立了NORM废物监管的法规标准体系,见表1。

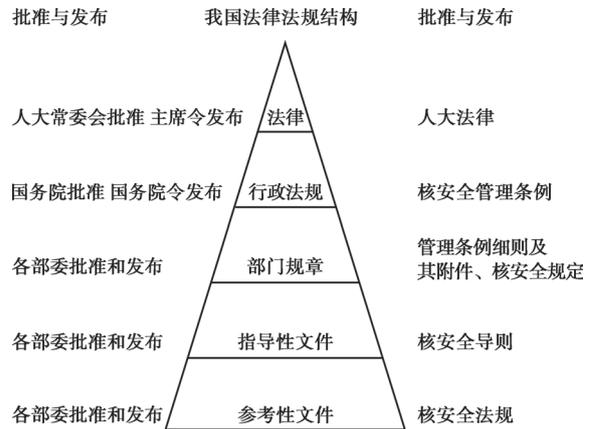


图1 辐射环境安全法规体系图

Fig.1 Radiation environment safety regulations system diagram

表1 现行NORM废物管理法规标准体系

Table 1 Table of current norm waste management regulations and standards system

法规层级	法规名称	发布时间
法律	《中华人民共和国放射性污染防治法》	2003年
	《中华人民共和国环境保护法》	2020年
	《中华人民共和国环境影响评价法》	2018年
行政法规	《放射性废物安全管理条例》	2011年
部门规章	《矿产资源开发利用辐射环境监督管理名录(第一批)》	2013年
	《矿产资源开发利用辐射环境影响评价专篇格式与内容(试行)》	2015年
	《伴生放射性矿开发利用企业环境辐射监测及信息公开办法(试行)》	2018年
指导性文件	《矿产资源开发利用辐射环境监督管理名录》	2020年
	《伴生放射性矿辐射环境保护管理办法(试行)》	待发布
	《稀土工业污染物排放标准》GB 26451—2011	2011年
参考性文件	《伴生放射性矿开发利用企业环境辐射监测及信息公开办法(试行)》	2018年
	《伴生放射性矿开发利用环境辐射限值》GB × × × ×	待发布

续表

法规层级	法规名称	发布时间
参考性文件	《伴生放射性物料贮存及固体废物填埋辐射环境保护技术规范(试行)》HJ 1114	2020年
	《辐射环境监测技术规范》HJ 61	2020年
	《伴生放射性矿开发利用项目竣工辐射环境保护验收监测报告的格式与内容》HJ 1148	2020年

这些不断完善的法规标准,控制了潜在环境风险,预防了相关活动和实践对环境的辐射影响,对我国辐射环境安全发挥了重大作用。

## 2.2 NORM 废物处置技术要求基本完善

NORM 废物的处置和其他工业固体废物处置一样,需要经过对填埋设施进行充分的选址、科学的设计以及一定时间的监护,最终将废物放入地表或近地表的场所进行安全封存。2020

年生态环境部发布的《伴生放射性物料贮存及固体废物填埋辐射环境保护技术规范(试行)》要求:对 NORM 废物填埋设施的选址、设计、建设、运行、关闭和监护等过程应采取措施,以保障设施的长期安全稳定,并对 NORM 废物处置的全过程提出了技术规范<sup>[5]</sup>。

由于 NORM 废物含天然放射性核素,其处置的概念与核工业的放射性固体废物的处置是一样的,但是伴生矿废渣的处置设施选址、设计、监护工作以及监管要求都有别于核工业废物。下面将 NORM 废物的处置与危废处置、核工业低中高放废物处置的安全监管技术要求进行简要对比,见表 2。

通过上述对比可以看出,现行技术标准提出了 NORM 废物处置的安全基本原则和一般要求,对处置设施从选址、设计与建设、运行、关闭到监护等全寿期的辐射环境保护技术要求进行了规范,并给出了各阶段主要的技术体系和关键指标,为 NORM 废物处置工程提供技术保障。

表 2 各类废物处置安全技术要求

Table 2 List of safety technical requirements for various waste disposal

废物来源	NORM 废物	工业危险废物	铀尾矿库	极低放废物	低中放废物	高放废物
监管部门	地方生态环境部门	地方生态环境部门	生态环境部	生态环境部	生态环境部	生态环境部
处置方式	地表(尾矿坝)、废旧矿道	地表人工工程	尾矿坝	地表填埋	地表或地下 10 m	地下约 500 m
剂量约束值	0.2 mSv·a <sup>-1</sup>	无	0.5 mSv·a <sup>-1</sup>	0.1 mSv·a <sup>-1</sup>	0.3 mSv·a <sup>-1</sup>	未定
监护时间	30 年	30 年	永久监护	30 年	300 年	1 万年
防渗设计要求	双人工防渗衬层 1 × 10 <sup>-12</sup> cm·s <sup>-1</sup> , 2 mm <sup>[5]</sup>	双人工复合层 1 × 10 <sup>-7</sup> cm·s <sup>-1</sup> , 0.8 m	天然基础层 1 × 10 <sup>-6</sup> cm·s <sup>-1</sup> , 1.5 m	土工布 HDPE 膜 1.0 × 10 <sup>-12</sup> cm·s <sup>-1</sup> 土工布膨润土防水层黏土 1.0 × 10 <sup>-7</sup> cm·s <sup>-1</sup>	2 m 厚水泥底板,导水盲沟等	对天然屏障和人工屏障采用最高要求
废物包装	中和、稳定化等预处理,未有包装要求	对废物的浸出液、浸出率以及反应性、易燃性有要求,未有包装要求	/	编织袋包装	钢桶或钢箱	玻璃固化体
运输要求	封闭运输	许可证管理	封闭运输	编制运输方案	编制运输方案	专业公司运输

### 3 伴生放射性矿废物处置的现状

正如《第二次污染源普查公告》显示,我国现有 464 家涉及伴生放射性矿的企业,主要分布在华南和华东地区。虽然 NORM 废物处置在我国刚起步,但近年来,部分省份不同程度地开展了 NORM 废物工程选址建造的尝试性工作,取得了一些成绩。

#### 3.1 内蒙古关于 NORM 废物处置的实践

内蒙古包头市有包括“包钢稀土”在内的多家稀土生产企业,是我国稀土的主产区。以“包钢稀土”为主的企业,从白云鄂博矿山提炼出稀土后,产生的废水和废渣中含有钍等放射性核素,这些废物都集中排向尾矿坝。经过几十年的开采冶炼,包头地区形成了一个区域面积已达 20 km<sup>2</sup>, 储存尾矿 1.5 多亿吨,积水 1700 多万 m<sup>3</sup> 的尾矿坝。根据 2004 年的监测结果,包头尾矿坝中的  $\gamma$  辐射剂量率约为  $100.7 \times 10^{-8} \text{ Gy} \cdot \text{h}^{-1}$ , 约为天然本底值的 10 倍。

可以认为,包头尾矿坝是一个 NORM 废物的处置场,该处置场主要接收以“包钢稀土”为主的稀土企业生产活动产生的 NORM 废物,废物来源单一。但由于尾矿坝建成年代较早,设计要求低,运行时间长,已经影响了周边的辐射环境。近年来,通过开展尾矿库防渗工程、尾矿库及周边地区保护工程以及附近农牧民搬迁安置工程等,降低了包头尾矿坝周边的辐射风险。

#### 3.2 四川省关于 NORM 废物处置的实践

四川省是我国稀土生产的主要省份,其稀土氧化物的探明储量为 350 万吨。四川的稀土矿主要产自凉山州冕宁县牦牛坪和德昌县大陆槽。四川稀土精矿采用湿法冶炼分离工艺。根据监测结果得出,废渣主要来自稀土的冶炼分离过程,其放射性主要来自天然核素 <sup>226</sup>Ra 和 <sup>232</sup>Th, 活度浓度范围分别为 <sup>226</sup>Ra:  $1.20 \times 10^3 \sim 5.42 \times 10^3 \text{ Bq/kg}$ ; <sup>232</sup>Th:  $1.50 \times 10^3 \sim 8.69 \times 10^3 \text{ Bq/kg}$ , 均大于  $10^3 \text{ Bq/kg}$  的豁免水平<sup>[6]</sup>。

《凉山彝族自治州第二次全国污染源普查公报》显示,全州伴生放射性固体废物累计贮存

量为 87.26 万吨,其中比活度超过 10 Bq/g 的固体废物主要来自稀土矿冶炼行业,总量为 43 吨。NORM 废物产生的单位有四川江铜稀土有限责任公司、冕宁县方兴稀土有限公司、冕宁县茂源稀土科技有限公司、德昌县多金属矿试验采选厂和德昌志能稀土有限责任公司等 7 家稀土企业。

自 2010 年起,四川省生态环境部门多次关注 NORM 废渣的处置问题,曾计划在四川选址建造废物处置设施,以统一解决四川省 NORM 废物的出路问题,但地方人大提出 NORM 废物处置的责任主体是企业,处置设施的选址建造工作应该由企业负责。因此,在地方各级政府的关注和支持下,凉山州的稀土企业已经联合成立了一家处置公司,这家处置公司专门负责当地 NORM 废物处置的相关工作。目前,四川省的 NORM 废物处置选址工作正在开展,但未取得实质进展。

#### 3.3 广东省关于 NORM 废物处置的实践

广东省伴生放射性矿资源丰富,主要矿种有稀土矿、钽铌矿和铅锌矿等。天然放射性核素含量最高的是稀土矿中的独居石<sup>[7]</sup>。

在广东省内开展的 NORM 废物处置选址工作比较早,近几年,相关单位在韶关地区开展了选址的技术工作,但由于政策原因,工作目前处于停滞状态。2017 年,广晟稀有金属光电新材料有限公司从广东清远实施异地搬迁升级改造,落户清远英德高新技术开发区,同时在清远英德市建造伴生放射性固体废物填埋场(目前还在建设中)。从《广东省生态环境厅关于广东富远稀土新材料股份有限公司年处理 5000 吨中钷富铈稀土矿分离生产线异地搬迁升级改造项目环境影响报告书的批复》中可以看出,该填埋场可以接收其他企业产生的 NORM 放射性废物,是一个拟开展市场化运营的填埋场。

#### 3.4 浙江省关于 NORM 废物处置的实践

从 2020 年开始,浙江省为推动解决历史遗留的 NORM 废物问题,联合各级政府,筹集治理资金,启动了 NORM 废物处置工程的建设工作。处置的 NORM 废物主要包括:独居石、

绿柱石、污染土以及治理活动产生的二次废物,其放射性水平在 $1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^5$  Bq/g。该处置场在满足《伴生放射性物料贮存及固体废物填埋辐射环境保护技术规范(试行)》(HJ 1114—2020)中设计要求的基础上,建造三个钢筋混凝土填埋单元(处置容量为 $1.67$ 万 $\text{m}^3$ ),设置防渗系统和渗水导排系统,废物装满后进行水泥灌浆填充。

目前,该处置场已接收完送处的 NORM 废物,并设置了 $3$  m 厚的覆盖层进行关闭,开始了 $30$ 年的监护工作。这是我国第一座建成、运行并关闭的 NORM 废物填埋场,处置的废物类别明确,设计标准较高,可为国内的其他 NORM 废物处置设施提供现实的工程经验。但该处置设施的目的在于解决历史遗留的 NORM 废物处置问题,不具有市场性和可复制性。

## 4 面临的问题及建议

NORM 废物对环境潜在的辐射危害越来越多地受到公众、企业和政府的关注,虽然 NORM 废物处置行业在国内的实践积累了大量经验,但也面临着诸多挑战,同时也暴露出较多的问题。

### 4.1 主要问题

#### 4.1.1 完善法规标准

我国现行的核与辐射安全法规标准主要服务于核设施,但由于伴生放射性矿开发利用设施和核设施所选取的工艺、原料以及污染物差异较大,所以,这些法规标准在伴生放射性矿开发利用行业的适用性不强。相关部门制定了伴生矿开发利用行业的环境保护标准。对于这些标准中缺少的伴生矿的放射性监管内容,一般参考铀矿冶相关的标准方法,但在使用中经常出现要求过严的情况。另外,部分法规标准制定时间较早,缺乏良好的监管实践反馈,随着社会经济不断发展和生态环境保护要求的不断提高,这些标准中的内容已经不再适用于伴生矿辐射环境安全的管理。

#### 4.1.2 废物产生单位缺乏处置积极性

按照《核动力厂环境辐射防护规定》(GB 6249—2011)的要求,核电厂的放射性固体废物

在暂存库内的暂存期限不应超过 $5$ 年。但对于 NORM 废物,没有法规标准对其暂存年限进行规定。对江苏省部分稀土企业进行的调研结果显示,涉及伴生放射性矿的相关企业由于经费限制、去向不明确和监管压力小等原因,对 NORM 废物的处置工作积极性不足。在再利用技术受限并已经成为 NORM 废物的前提下,企业仍然以若干年后废物还有可开发价值为由,拒绝对 NORM 废物开展处置活动。

#### 4.1.3 处置市场效益不明朗

我国对核工业的放射性废物很早就明确了区域处置的路线。同样道理,NORM 废物的处置也不应该“遍地开花”,应该在一个省建造 $1 \sim 2$ 个处置场。第二次污染源普查结果显示,全国 NORM 废物的分布不均匀,市场化的处置场能否顺利接收 NORM 废物,服务性收费能否满足处置场的运行和后期监管,能否开发出附属产品的销售等问题尚未得到实践检验;政府在早期的行业引导及市场培育等工作方面应该做到何等深度,也处于未知状态。以上的不确定性内容,为有效处置 NORM 废物,消除辐射安全隐患,带来了现实困难。

#### 4.1.4 选址的邻避效应突出

和垃圾场、核电厂和殡仪馆等设施选址面临的问题一样,NORM 废物处置选址同样面临着邻避效应。NORM 废物处置给周边公众的身体健康、环境质量和资产价值等带来一定的负面影响。人们从而滋生厌恶情绪,产生“不要建在我家后院”的心理,随即采取强烈和坚决的集体反对行为。邻避效应是社会发展到一定阶段的必然产物,是理性经济人与非理性社会人相互作用的结果,不可能在短时间内解决。如何认识和引导邻避效应,也是全世界各行业的共同挑战。

## 4.2 建议

### 4.2.1 进一步完善法规标准体系

全面完善的辐射环境安全标准体系是保证我国辐射环境安全的重要保障。建立针对伴生放射性矿行业的完善标准体系,对于新时期辐射环境安全具有非常重要的指导意义。监管部

门应尽快对现有的伴生放射性矿处置的法规标准进行梳理,根据近年来伴生放射性矿辐射环境安全监管实践,推动《伴生矿辐射环境保护管理办法》《伴生矿开发利用环境辐射限值》等相关法规标准出台,明确 NORM 废物处置的责任主体和监管责任。

#### 4.2.2 培育 NORM 废物处置产业

NORM 废物的安全处置关系到公众的辐射环境安全,是生态环境工作不可缺少的部分。相关政府部门应该协调合作,以落实环保政策为重点,引导、推动,推动各项政策措施落地生效;在财税、用地和人才等方面提供政策支持;与金融机构合作,为产业融合发展提供优惠信贷支持,从而建立 NORM 废物处置工程“从无到有”“有中择优”的产业良性体系。

#### 4.2.3 建立 NORM 废物处置示范工程

相关政府应适时推广示范工程,打造建设质量优良、运行管理科学和市场运作规范的精品工程,确立行业高标准,以发挥引领作用,促进处置行业的健康发展。同时,可以在示范工程中尝试其他收费性服务,包括焚烧、物化和资源再利用等,来补贴早期 NORM 废物处置场的

建设和运行成本。另外,示范工程可以对现行相关法规标准的完整性和适用性开展全过程验证工作,也可进一步优化监管标准体系,提高对 NORM 废物处置的监管。

### 参考文献

- [1] 生态环境部. 第二次全国污染源普查公报 [R/OL]. (2020-06-08)[2020-06-16]. [https://www.mee.gov.cn/home/ztbd/rddl/wrypc/zlxz/202006/t20200616\\_784745.html](https://www.mee.gov.cn/home/ztbd/rddl/wrypc/zlxz/202006/t20200616_784745.html).
- [2] 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.
- [3] 陈柏迪, 陈志东, 邓飞, 等. 伴生放射性矿固体废物的放射性与重金属特性 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 40-46.
- [4] 廉冰, 苏自强, 康晶等. 浅析矿产资源开发利用辐射环境安全监管法规的修(制)[J]. 辐射防护, 2020, 40 (5): 443-448.
- [5] 生态环境部. 伴生放射性物料贮存及固体废物填埋辐射环境保护技术规范(试行): HJ1114-2020 [S]. 北京: 中国环境出版集团有限公司, 2020.
- [6] 杨寿南. 四川省稀土生产中产生的含放射性废渣环境问题及安全处置建议 [J]. 北方环境, 2018, 030 (007): 69-72.
- [7] 陈志东, 林清, 邓飞, 等. 广东省伴生放射性矿资源利用过程辐射水平调查 [J]. 辐射防护通讯, 2002, 22 (5): 29-32.

## Research on the Status of Domestic NORM Waste Disposal in China

Teng Keyan<sup>1</sup>, Zeng Yufeng<sup>2</sup>, Xie Shujun<sup>1</sup>, Peng Hao<sup>1\*</sup>

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

**Abstract:** The safe disposal of NORM waste is very important for protecting the environment and the public and eliminating radiation risks. Through analyzing the characteristics of NORM waste, sorting out the administrative and technical requirements of domestic NORM industrial radiation environmental supervision, and discussing the development of NORM waste disposal in some provinces in China, this article summarizes the problems existing in domestic NORM waste disposal and makes relevant suggestions.

**Key words:** radioactive material; waste; disposal

(责任编辑:徐晓娟)

张贞. 大亚湾核电基地周围海水氚活度浓度的监测概况[J]. 核安全, 2022, 21(6): 19-24.

Zhang Zhen. Overview of Monitoring Tritium Activity Concentration in Seawater around Daya Bay Nuclear Power Base [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(6): 19-24.

## 大亚湾核电基地周围海水氚活度浓度的监测概况

张 贞

(广东省环境辐射监测中心, 广州 510000)

**摘要:** 本工作是基于广东省环境辐射监测中心(以下简称 GERC)多年来对广东大亚湾/岭澳核电站周边环境中海水氚活度浓度水平的监测总结。通过对比国家标准, 2021 年大亚湾/岭澳核电基地周围海水氚的监测结果均在标准范围内。同时, 海水中氚活度浓度与天然辐射本底水平相比也可以监测核电站运行对周围环境的实时影响和长期累积趋势影响。海水氚作为 GERC 对核电站放射性流出物的监测项目之一, 其监测结果为核与辐射安全监督提供了科学依据和技术支持。

**关键词:** 核电基地; 海水监测; 氚活度浓度

**中图分类号:** TL75+1 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)06-0019-06

2021 年政府工作报告重点工作中提出, 扎实推进碳达峰、碳中和各项工作, 特别强调在确保安全的前提下积极有序发展核电。核能作为低碳能源, 在全球能源转型中发挥着越发重要的作用。目前作为核能机组数量最多的反应堆型, 压水堆的燃料芯块通过链式反应产生裂变, 裂变过程中产生的中子使一回路冷却剂(水)中产生放射性核素  $^3\text{H}$ <sup>[1]</sup>。氚主要通过燃料棒中的三元裂变, 可燃毒物棒中硼的活化以及主冷却剂中硼、锂和氚流经堆芯时的活化产生, 主要以液态氚水形式排放<sup>[2]</sup>, 含  $^3\text{H}$  的放射性流出物由核电站废液排放系统(TER)排出, 与核电站冷却水混合后排入西大亚湾海域。所有废液排放的放射性水平必须满足国家标准《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871-2002)、《核动力厂环境辐射防护规定》(GB 6249-2011)

中的相关规定, 即国家核安全局 2017 年 7 月批准的广东大亚湾核电基地六台机组液体氚流出物年排放限值  $2.25 \times 10^{14}$  Bq/a。

本文简要总结了 GERC 多年来对大亚湾核电基地周边海水氚活度浓度水平的监测积累数据和辐射水平变化趋势, 通过多年与本底环境辐射水平对比, 评价该基地核设施的运行对周围海水环境所产生的即时影响和长期累积趋势影响, 为核与辐射监督管理提供科学依据, 也为公众提供环境质量信息。

### 1 2021 年度核设施运行状况

大亚湾核电运营管理有限责任公司负责对广东大亚湾核电基地的六台机组实行统一管理, 内有大亚湾核电厂和岭澳核电厂一期、岭澳核电厂二期, 详见表 1。大亚湾核电基地的环境

收稿日期: 2022-11-1 修回日期: 2022-11-21

作者简介: 张贞(1981—), 女, 硕士, 现从事环境辐射监测工作

表1 大亚湾核电基地机组概况

Table 1 Overview of units in Daya Bay nuclear power base

核电厂名称	反应堆类型	额定功率/MW	商业运行日期	营运单位
大亚湾	1号机组	压水堆(M310)	2×984	1994/02/01
	2号机组			1994/05/06
岭澳一期	1号机组	压水堆(CPR1000)	2×990	2002/05/28
	2号机组			2003/01/08
岭澳二期	3号机组	压水堆(CPR1000)	2×1080	2010/09/20
	4号机组			2011/08/07

监测体系拥有放射性气体、液体、固体废物处理系统。废液分为可复用废水和不复用废水；所有放射性废液经处理和检测合格后进行槽式排放，经排放构筑物排入排放渠导入大海，且废液排放的放射性水平满足国标 GB 6249-2011 的规定<sup>[3]</sup>。

## 2 核电厂周围海水氡活度浓度的测量

### 2.1 测量仪器

由于氡衰变放出的  $\beta$  射线能量低(18.6 keV)

且经常受到电子噪声的干扰，冷却水对  $\beta$  射线会有自吸收效应。目前对于水中氡的有效测量方法是通过液体闪烁体探测器进行测量分析<sup>[4]</sup>。GERC 所用的仪器是美国 Perkin Elmer 公司生产的 Quantulus1220 型超低本底液体闪烁能谱仪。2021 年用于本项目的两台谱仪定期测量了本底和泊松分布以检验测量装置的性能长期稳定性，结果均正常。仪器质控情况详见表 2 及图 1、图 2。

表2 2021年放射性测量装置泊松分布检验结果<sup>[5]</sup>

Table 2 Poisson distribution inspection results of radioactive measuring device in 2021

仪器名称	检验时间 (月/日)	检验条件				检验结果				是否满足泊松分布
		测量对象	测量次数	测量时间/min	平均计数	标准差	X2	X20.975, df	X20.025, df	
1220 液闪谱仪 (DG12118690)	04/02	氡标液	30	1	2266	54	37.9	16.05	45.70	满足
1220 液闪谱仪 (2200506)	04/07	氡标液	30	1	2286	45	25.6	16.05	45.70	满足

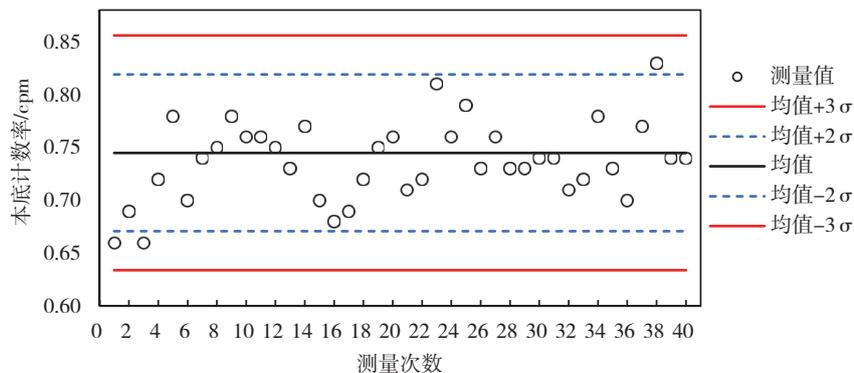
图1 2021年1220 Quantulus 低本底液闪谱仪 (DG12118690) 本底质控图<sup>[5]</sup>

Fig.1 Background quality control of 1220 Quantulus low background liquid scintillation spectrometer (DG12118690) in 2021

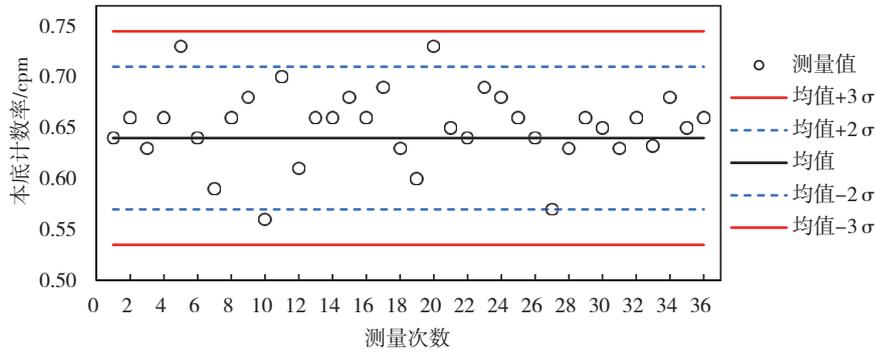


图 2 2021 年 1220 Quantulus 低本底液闪谱仪 (2200506) 本底质控图 [5]

Fig.2 Background quality control of 1220 Quantulus low background liquid scintillation spectrometer (2200506) in 2021

2.2 测量方法

GERC 依据《水中氚的分析方法》(HJ 1126-2020) 定期对核电厂放射性流出物进行监督性监测。其中流出物样品由核电站工作人员采集,GERC 分析人员通过留样复测的形式进行监测。

(1) 监测范围及布点原则

根据核电厂周围近岸海域海流、潮汐状况,在液态流出物排放口周围设置海洋监测点。具体布点位置如图 3 所示。

(2) 采样及预处理

海水的采集及前处理是依据《辐射环境监测技术规范》(HJ 61-2021) 和《海洋监测规范第 3 部分:样品采集、贮存与运输》(GB 17378.3-2007) 来执行作业指导书《海水采集技术规范》(GERC-ZY-DL-07-03)。

2.3 液体闪烁体测量仪探测下限

依据《水中氚的分析方法》(HJ 1126-2020) 对核电厂周围环境海水中氚活度浓度进行监测。1220 Quantulus 低本底液闪谱仪对水中氚

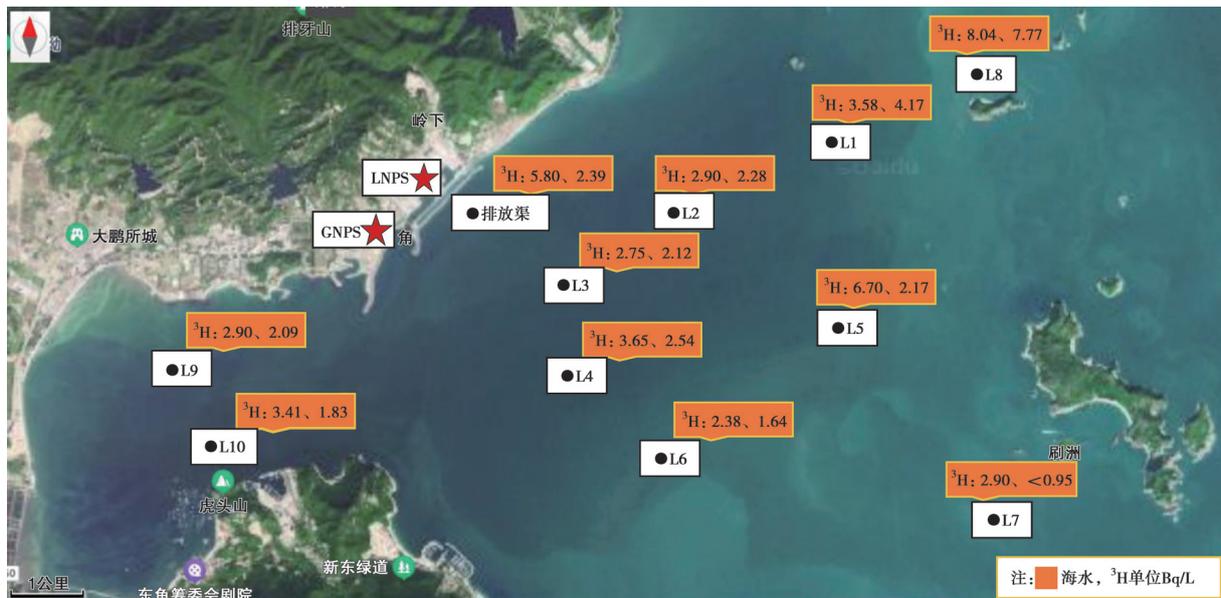


图 3 大亚湾核电基地周围海水监测点分布示意图 (含 2021 年氚活度浓度监测结果)

Fig.3 Distribution diagram of seawater monitoring points around Daya Bay nuclear power base (including monitoring results of tritium activity concentration in 2021)

的探测下限可按式计算得到:

$$L_D = \frac{4.65}{0.06 \times m \times E} \sqrt{\frac{N_b}{t_b}}$$

式中:  $L_D$ ——水中氚探测下限,  $\text{Bq} \cdot \text{L}^{-1}$ ;

$N_b$ ——本底试样计数率,  $\text{min}^{-1}$ ;

$m$ ——试样质量,  $\text{g}$ ;

$E$ ——液闪对氚的计数效率, %;

$t_b$ ——本底试样测量时间,  $\text{min}$ ;

0.06——换算系数 ( $0.001 \text{ L/g} \times 60 \text{ min}^{-1}/\text{Bq}$ )。

使用上述公式计算探测下限的前提为:待测试样和本底试样的测量时间相同,采用泊松分布标准差,统计置信水平取 95%。

例:通过对 8 ml 样品进行 1000 min 测量,本底计数率为  $0.8 \text{ min}^{-1}$ ,探测效率为 30%,得到仪器探测下限为  $0.90 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$ 。

### 3 监测结果与分析

海水中  $^3\text{H}$  是大亚湾核电基地辐射环境的重点监测项目之一。氚在海洋中的扩散主要与排水渠海水流量、海流、风向等条件相关,故取样时若遇到含氚废液排放,距离排放口较近的点有可能会取到浓度较高的氚样品<sup>[6]</sup>。2021 年采样点

包括排放渠和核电站附近西大亚湾海域 10 个采样点 (L1-L10), 茂名莲头港为对照点, 采样频次为每半年一次, 海水  $^3\text{H}$  的监测结果见表 3。

从监测数据可以看出:

(1) 2021 年在西大亚湾海域采集的除排放渠外的 20 个海水样品中,  $^3\text{H}$  活度浓度测量范围为  $0.95\text{--}8.04 \text{ Bq/L}$ , 平均值为  $3.3 \text{ Bq/L}$ , 监测结果在历年监测值范围内波动。(2) 排放渠海水的  $^3\text{H}$  活度浓度范围为  $2.4\text{--}5.8 \text{ Bq/L}$ , 平均值为  $4.1 \text{ Bq/L}$ 。(3) 对照点茂名莲头港的 2 个海水样品中  $^3\text{H}$  检测结果均低于探测限值。

图 4、图 5 汇总了历年来海水中  $^3\text{H}$  的监测结果以及排放口附近 L2 点位、离排放口较远的 L8 点位和湾内 L10 点位多年的监测结果。从统计的数据可以看出: 2021 年大亚湾海水样品中  $^3\text{H}$  的活度浓度在多年的监测值涨落范围内, 2021 年 L2、L8、L10 点位的海水  $^3\text{H}$  监测结果无明显差异, 且均在往年监测值范围内波动。

图 6 为历年来核电厂液态流出物  $^3\text{H}$  年排放量与海水中  $^3\text{H}$  浓度的关系图, 可见核电厂运行多年以来, 液态流出物  $^3\text{H}$  的排放未引起海水中氚的累积趋势。

表 3 2021 年海水  $^3\text{H}$  监测结果<sup>[5]</sup>(单位:  $\text{Bq/L}$ )

Table 3 Monitoring results of seawater  $^3\text{H}$  in 2021

点位	采样日期		n/m	往期测值	
	03 月 12 日	09 月 09 日		2011~2020 年范围	均值
西大亚湾					
L1	3.58	4.17	22/27	1.2~15.3	3.17
L2	2.90	2.28	9/12	0.93~17.0	4.29
L3	2.75	2.12	10/12	0.89~8.75	3.08
L4	3.65	2.54	22/28	1.2~27.4	3.97
L5	6.70	2.17	9/13	0.89~15.9	3.17
L6	2.38	1.64	8/13	0.94~8.23	2.50
L7	2.90	<0.95	7/13	0.94~5.93	1.62
L8	8.04	7.77	8/12	0.90~18.0	3.03
L9	2.90	2.09	21/28	1.2~5.42	2.28
L10	3.41	1.83	22/28	1.2~5.09	2.15
排放渠	5.80	2.39	16/20	0.92~16.2	4.02
对照点	03 月 09 日	09 月 18 日	n/m	2016~2020 年范围	均值
茂名莲头港	<1.1	<1.1	0/10	<1.1	0.50

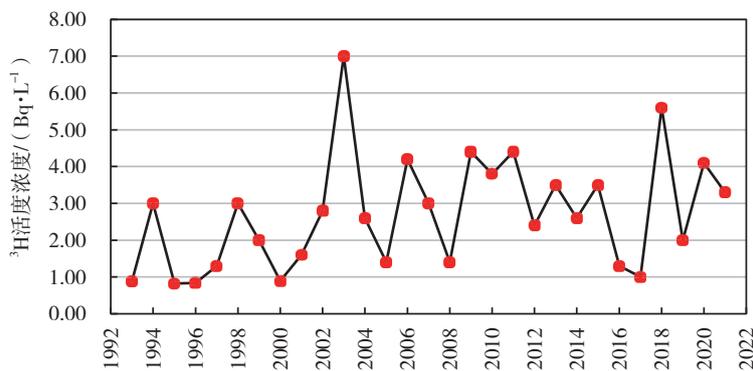


图4 1993~2021年西大亚湾海水<sup>3</sup>H监测结果比较<sup>[5]</sup>

Fig.4 Comparison of seawater <sup>3</sup>H monitoring results in Daya Bay West from 1993 to 2021

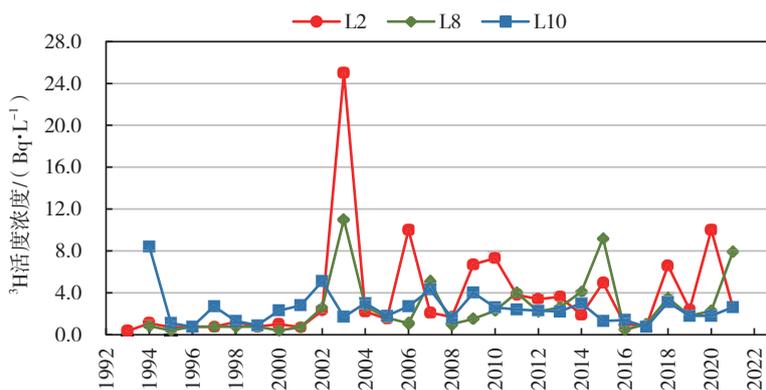


图5 1993~2021年L2、L8、L10海水<sup>3</sup>H监测结果比较<sup>[5]</sup>

Fig.5 Comparison of tritium activity concentration in seawater at L2, L8 and L10 monitoring points from 1993 to 2021

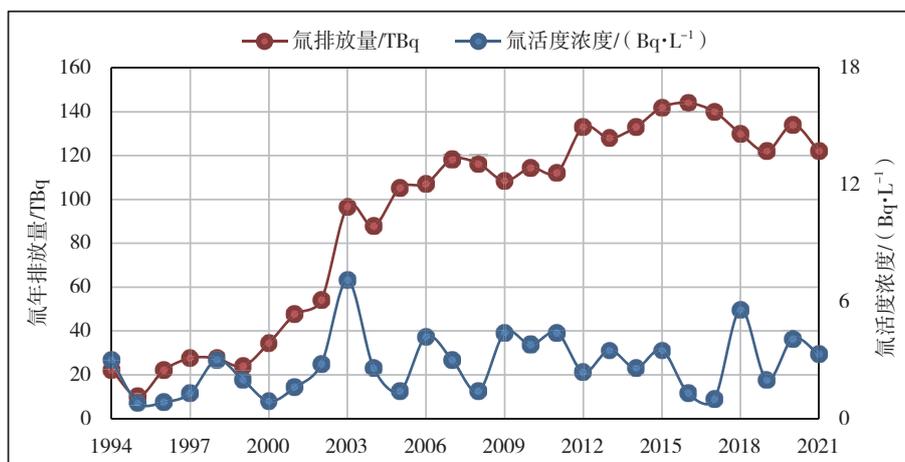


图6 1994~2021年氚年排放量与西大亚湾海水中氚浓度关系<sup>[3]</sup>

Fig.6 Relationship between annual tritium discharge amount and tritium activity concentration in seawater of Daya Bay West from 1994~2021

## 4 总结

多年来 GERC 使用 1220 Quantulus 低本底液闪谱仪对广东大亚湾核电基地外围环境中海水氚活度浓度的监测结果对比国家标准规定的氚流出物年排放限值  $2.25 \times 10^{14}$  Bq/a, 得到该核电基地周围海水中氚活度浓度仍在标准内的较低水平范围内波动, 周围辐射环境质量总体良好。同时与天然辐射本底水平对比, 核电基地六台机组的运行通过液态途径释放的氚浓度保持在很低水平, 未对周围海水环境造成实时影响和长期累积趋势的辐射影响。

## 参考文献

- [1] 顾叶剑. 压水堆核电厂含氚废水的产生与排放分析 [J]. 科技视界, 2020 (19): 51-55.
- [2] 黎辉, 梅其良, 付亚茹. 核电厂氚的产生和排放分析 [J]. 原子能科学技术, 2015, 49 (4): 739-743.
- [3] 周克波. 大亚湾核电基地 2021 年度环境监测报告 [R]. 深圳: 大亚湾核电运营管理有限责任公司, 2022.
- [4] 生态环境部核与辐射安全中心. 核安全专业实务 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2018.
- [5] 周帅. 广东大亚湾核电基地辐射环境监督性监测报告 (2021 年度) [R]. 广州: 广东省环境辐射监测中心, 2022.
- [6] 周克波. 大亚湾核电基地 2021 年度放射性流出物排放与监测报告 [R]. 深圳: 大亚湾核电运营管理有限责任公司, 2022.

# Overview of Monitoring Tritium Activity Concentration in Seawater around Daya Bay Nuclear Power Base

Zhang Zhen

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

**Abstract:** This work is based on the summary of tritium activity concentration in seawater around Guangdong Daya Bay/Ling'ao nuclear power plants monitored by Guangdong Environmental Radiation Monitoring Center (hereinafter referred to as GERC) for many years. By comparing the national standards, the monitoring results of tritium in seawater around Daya Bay/Ling'ao nuclear power base in 2021 are within the standard range. Meanwhile, compared with the natural radiation background level, it can also monitor the real-time impact and long-term cumulative trend impact of nuclear power plant operation on the surrounding environment. As one of the monitoring items of GERC for radioactive effluents from nuclear power plants, the monitoring results of tritium activity concentration in seawater also provide scientific basis and technical support for nuclear and radiation safety supervision.

**Key words:** nuclear power base; seawater monitoring; tritium activity concentration

(责任编辑: 许龙飞)

王宝,蔡金平.福清核电站放射性流出物排放管理实践[J].核安全,2022,21(6):25-29.

Wang Bao,Cai Jinping. Radioactive Effluent Management Practice From Fuqing Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety,2022,21(6):25-29.

## 福清核电站放射性流出物排放管理实践

王 宝, 蔡金平

(福建福清核电有限公司, 福清 350318)

**摘要:** 自《中华人民共和国核安全法》发布以来,我国核安全监管部门对核电站放射性流出物排放管理监管要求日益加强,对各核电站放射性流出物排放管理工作越发重视。本文介绍了福清核电站在流出物排放管理领域的实践经验,在放射性流出物排放管理知识普及、流出物监测实验室管理体系建立、取样风险控制、取样效率提升及排放管理软件开发等方面采取一系列优化改进措施,在福清核电站取得了良好效果。采取这些措施后,福清核电放射性流出物分析数据准确性达 100%、放射性流出物异常排放次数为 0,统计的惰性气体排放量降低 20% 以上,人力成本也大为下降。相关流出物排放管理实践经验对国内同行核电站具有良好的借鉴意义。

**关键词:** 核电站;放射性流出物;管理实践

**中图分类号:** X24 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2022)06-0025-05

《中华人民共和国核安全法》《放射性污染防治法》《水污染防治法》《海洋环境保护法》《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871-2002)、《核动力厂环境辐射防护》(GB 6249-2011)、《核电站流出物放射性监测技术规范(试行)》(国核安发[2020]44号)等法规标准对核电站流出物排放管理和流出物监测进行了相应规定。

核电站运行时不可避免地要向环境排放放射性流出物。核电站营运单位需要采取一系列切实可行的管理措施,以提高流出物分析的准确性,可控地进行放射性流出物排放,确保排放过程和结果都能满足国家法律法规的要求。

福建福清核电站建有 4 台 M310 堆型核电机组和 2 台华龙一号堆型核电机组,截至 2021

年已实现 5 台机组商业运行。自 1 号机组带核运行以来,福清核电高度重视放射性流出物排放管理工作,在放射性流出物取样、分析等工作上不断优化,采取一系列措施确保放射性流出物排放 100% 合规。

本文介绍了福清核电站放射性流出物管理实践,可为国内同行核电站放射性流出物管理提供参考借鉴。

### 1 福清核电放射性流出物管理实践

#### 1.1 普及放射性流出物管理知识

提升核安全最根本、最有效的措施是提升工作人员的安全意识,避免人因失误。核电站所有工作人员都要进行入场安全培训,长期工作人员还要每 2 年复训一次,培训考核通过后

收稿日期:2021-12-03 修回日期:2022-01-05

作者简介:王宝(1985—),男,高级工程师,理学/工学学士,现主要从事核电站化学分析管理工作

才能从事相关工作。福清核电在人员入场基本授权必修课程《应急响应一级》中增加了放射性流出物相关概念和相关法律法规规定内容,职工必须掌握这些内容才能上岗。此举可让核电站工作人员了解放射性流出物相关知识,确保相关知识融入工作人员的“工作常识”中。针对放射性流出物管理,福清核电现场已完成从“放射性流出物管理部门向生产一线部门提要求”到“生产一线部门向放射性流出物管理部门提需求”的观念转变。

放射性流出物排放相关的法规标准条款较多。福清核电将放射性流出物相关的法规标准条款编制成《放射性流出物宣传手册》<sup>[1]</sup>并向生产一线员工分发。该手册不但在福清核电公司生产领域内广为流传,还得到华东核与辐射安全监管站的肯定,并在国内同行核电站推广使用。

此外,福清核电在内部《换料大修手册》<sup>[2]</sup>中增加了“放射性流出物排放审批流程”,并在大修开始前对各专业大修接口人员进行宣贯,使“确保大修期间放射性流出物排放 100% 合规”的要求深入人心。

## 1.2 建立标准化流出物实验室管理体系

实验室认可(CNAS)被世界上大部分国家视为分析技术能力的体现,有助于实验室的标准化管理和产出准确的分析数据<sup>[3,4]</sup>。

福清核电流出物实验室在 2017 年引入 CNAS 管理体系,于 2019 年 3 月取得认可证书(证书号:CNAS L12041)。引入标准化的实验室管理体系后,流出物实验室建立更加规范的人员培训和管理流程,制订年度仪器维护计划、分析质量控制年度计划、分析方法确认等措施,使实验室人、机、料、法、环都处于可控状态,最终得到准确的分析数据。

## 1.3 提高流出物取样分析准确性

福清核电流出物实验室建立了一套从流出物取样到排放量统计报告全程可计量溯源的体系。

对于放化仪器标定用的放射源,采用最终可溯源到中国计量院的双放射源进行交叉比对,确保放射源证书数据可信。对液态流出物

中  $\gamma$  核素所用的马林杯源和气态流出物中惰性气体分析所用的标准源,由福清核电提供器具给放射源制作单位,确保放射源盛装容器与现场样品使用容器保持一致。

对于流出物实验室仪器,除了定期检定外,还根据《电离辐射监测质量保证通用要求》(GB 8999-2021)以及 CNAS 体系要求制定仪器年度质控计划,通过质量控制手段确保仪器分析过程稳定。

对于液态流出物,取样前核实排放槽中流出物在排放前充分混合,以确保取到有足够代表性的样品;取样后用经计量检定的器具量取与放射源相同体积的样品用于分析,以确保样品体积读取准确。对于气载流出物中的惰性气体,在用密封气体罐取样后,用经检定的压力表测量罐子内部真实压力,进而换算成标况气体体积,最终算出惰性气体放射性活度浓度。

对于所有流出物排放相关的流量计等,均制定清单跟踪检定,以确保不遗漏;对于无法检定的设备,制定厂内校准或者定期交叉比较的措施,以确保放射性流出物排放体积计算准确。

对于《核电厂流出物放射性监测技术规范(试行)》中与取样分析相关的要求,福清核电联合国内部分核电站逐条制定整改清单及行动项,以确保监管部门的要求得到落实。暂时无法落实的要求,如  $^{55}\text{Fe}$ 、 $^{89}\text{Sr}$  等分析项目,福清核电已在行业内部率先与国内科研院所合作开发对应分析方法,计划于 2022 年投入使用;对于烟囱、取样管线中的温度湿度测量要求,福清核电在行业内部率先开展相应技改工作,目前已进入变更方案编写环节;对于气载流出物取样管线沉积率论证要求,福清核电也在行业内部率先与国内科研院所开展合作,目前已完成现场试验,计划在 2022 年完成评估报告。

## 1.4 提升流出物取样工作效率,保障取样人员职业安全

核电厂在正常运行期间,RX 厂房(反应堆厂房)内一些大型转动设备内加注的油脂会分解产生一氧化碳,高温管道保温棉等材料在高温下会分解产生甲醛等有毒有害气体。为确保

大修期间进入 RX 厂房的检修人员的工作环境满足相关法规要求,核电厂在大修前需要对 RX 厂房进行一氧化碳、甲醛等有毒有害气体测量,以判断 RX 厂房内这些有毒有害气体含量是否满足工作人员进入检修的要求。2019 年以前执行此项工作时,核电厂工作人员通过随身携带便携有毒有害气体测量仪表到 RX 厂房内进行测量,此时反应堆还处于运行阶段,人员工作环境温度高、噪音大、有放射性照射风险。为确保取样人员安全,需要采取许多额外防护工作,此项工作效率较低。

为解决这一问题,福清核电厂流出物取样人员研发了一套 RX 厂房(反应堆厂房)有毒有害气体测量装置。该装置可以充分利用核电厂安全壳内大气监测系统在 RX 厂房外的放射性流出物取样管线,在取样管线上串联一个可拆卸的可窥视容器(容器内固定便携式有毒有害气体监测仪)来实现有毒有害气体实时在线测量。目前该装置已获得国家实用新型发明专利授权<sup>[5]</sup>。

## 1.5 降低放射性流出物取样带来的核安全风险

### 1.5.1 烟囱惰性气体定期取样

按 M310 堆型系统设计,在进行烟囱惰性气体定期取样的过程中,偶尔会触发烟囱在线监测气载流出物放射性仪表流量低信号,并同时在共用烟囱的两台机组上产生一个报警,该报警记录为双机组 IO2 [核电厂所有与各个运行模式相关安全要求不一致的情况(要求的安全功能不可用或超出正常运行限值)均被称为“事件”,通常也简称“不可用”,英文缩写为 IO。这些事件,根据其涉及的安全功能的重要程度,被分为两组,即 IO1 和 IO2]。一旦每台 M310 堆型核电机组在不同系统上同一时间存在 5 个 IO2 事件,该机组需降功率处理,若不解决报警问题将可能影响核电机组安全稳定运行。为控制核电机组核安全稳定运行,每次执行烟囱定期取样时都需排计划、按占用双机组 IO2 进行控制。该取样工作常常与其他占用 IO 的核安全相关工作安排产生冲突,影响其他重要工作的开展。为解决这一问题,福清核电设计了一套避免烟囱惰性气体取样产生双机组 IO2 的装

置,该装置使用后,烟囱惰性气体取样会产生双机组 IO2 报警的问题彻底成为历史。目前,该装置已通过国防科学技术成果鉴定。

### 1.5.2 反应堆厂房泄压前空气取样

核电厂反应堆厂房内空气的压力在日常运行过程中会缓慢上升,上升到一定程度后需要进行泄压排放。执行气体泄压排放前的放射性碘取样时需要使用专用碘取样器,该碘取样器因设计原因,易出现密封圈密封不严导致反应堆厂房泄漏率异常,从而严重威胁核电厂第三道核安全屏障的完整性。福清核电现场出现过多次因碘取样器密封不严导致反应堆厂房泄漏率异常的情况,为彻底杜绝此问题,福清核电设计了碘取样器打压装置。在布样前对碘取样器进行打压试验,确保无泄漏后再拿到系统中进行布样。使用该装置后,福清核电彻底避免了因碘取样器缺陷导致的安全壳泄漏率异常问题,保障了核电厂第三道安全屏障的完整性。

## 1.6 开发放射性流出物排放管理软件,提升管理效率

随着核电厂群堆运行方式的普及,如何确保核电厂放射性流出物合规排放是各核电厂营运单位需要重点考虑解决的问题。

### 1.6.1 确保排放流程合法合规

随着监管部门对核电厂营运单位放射性流出物管理要求的不断提高,仅靠制定公司内部管理要求和提高人员技能已无法适应新的形势。液态流出物取样前打循环时间、液态流出物排放时海水潮位、与同一基地内其他系统排放是否有冲突、排放指标是否满足限值要求,这些都是核电厂环境影响评价报告和最终安全分析报告中明确规定的条款,国内大部分电厂对此只能通过人员手动控制,极易造成放射性流出物排放违规事件<sup>[6,7]</sup>。

针对上述问题,福清核电开发了放射性流出物排放管控软件,使涉及流出物排放的相关法规以及电厂内部管理程序相关约束性条款全部内嵌到软件中,只要排放条件不符合要求,放射性流出物排放流程就无法继续流转,从根本上确保了放射性流出物排放过程合规。

### 1.6.2 确保排放总量满足排放限值要求

GB 6249-2011 规定:核动力厂的年排放总量应按季度和月控制,每个季度的排放总量不应超过所批准的年排放总量的 1/2,每个月的排放总量不应超过所批准的年排放总量的 1/5。

核电厂放射性流出物排放大部分是需求排放,机组生产有需要时才进行排放。执行排放前,应对待排放的放射性流出物排放总量进行预测,提前判断本月及本季度的排放总量是否符合 GB 6249-2011 的规定。为此,福清核电内部设定了更为严格的排放量管理目标值并设计了放射性流出物排放量预测表,每次按最大排放体积预测排放量,与历史累计排放量相加,要求月度排放量不超过排放管理目标值的 20%,季度排放量不超过管理目标值的 50%,年度排放量不超过排放管理目标值。如有数据超出以上范围,在管理目标值余量和排放比例表中会自动变红,以提醒放射性流出物排放审批人员。

## 2 核电厂放射性流出物管理体系建设实施效果

### 2.1 核安全文化意识得到显著提升

福清核电现场已完成了从“放射性流出物管理部门向生产一线部门提要求”到“生产一线部门向放射性流出物管理部门提需求”的观念转变。福清核电对放射性流出物管理采取的宣传措施被华东核与辐射安全监督站肯定,在行业内部广受好评并在同行电厂推广使用。

### 2.2 流出物实验室管理水平得到显著提升

流出物实验室将国家法律法规相关规定分解为易于岗位分析人员使用的工作细则,并与 CANS 认可体系相关要求相结合,在不断实践中探索出了一套行之有效的实验室管理体系。该体系自实施以来,实验室质量控制活动多样化开展、促进实验室管理体系持续改进、实验室人员质量意识显著提高<sup>[3,4]</sup>。该体系在 2019—2021 年间通过三批次国内外专家的肯定并一次性通过 CANS 首次评审、监督评审和复评审。

采取一系列提高取样分析准确性措施后,放射性流出物实验室在历年参加同行实验室间

比对以及国家组织的放射性流出物分析技能考核中均取得满意结果。

### 2.3 人员工作效率得到显著提升

使用“反应堆厂房放射性气体中有毒有害气体连续测量装置”后,RX 厂房有毒有害气体测量工作由原来的多人多部门 6 个小时才能完成降到 1 人半个小时就能完成,工作效率提高近 72 倍。

使用“碘取样器打压装置”后,在相同条件下,反应堆厂房查漏工作由原来需要 3-4 个部门至少 10 人配合 2-3 天才能完成,变成只需一个人 30 分钟就能搞定,工作效率至少提高 320 倍。

使用“避免烟囱惰性气体取样产生双机组 IO 装置”后,烟囱惰性取样的工作量由原来的 3 人 1 天时间变成 2 人 1 个小时,工作效率提高 12 倍。

### 2.4 核安全风险水平显著降低

使用“避免烟囱惰性气体取样产生双机组 IO 装置”后,烟囱取样不再产生双机组 IO,提升了放射性流出物排放监测核安全设备可用率。

使用“放射性碘取样器打压检漏装置”后,反应堆厂房泄压前空气取样导致反应堆厂房泄漏率异常的次数由 2019 年的 3 次降为 2020—2021 年期间的 0 次,提升了核电厂第三道安全屏障的可靠性。

### 2.5 具有明显的经济效益和社会效益

使用“避免烟囱惰性气体取样产生双机组 IO 装置”后,每年可为公司节约人力成本约 20 万元;使用“放射性碘取样器打压检漏装置”后,每年可为公司节约人力成本约 15 万元;使用“反应堆厂房放射性气体中有毒有害气体连续测量装置”后,每年可为公司节约人力成本约 19 万元。

使用“避免烟囱惰性气体取样产生双机组 IO 装置”后,烟囱惰性气体取样时不再产生报警,惰性气体取样体积随即可以从原来的 5 L 增加到约 7 L,烟囱惰性气体取样体积增加 20%。根据放射性活度浓度计算公式可知,在惰性气体体积增加 20% 时,惰性气体检测限降低约 20%。因烟囱惰性气体排放总量 = 惰性气体放射性活度浓度 × 排放总体积,在排放总体积

不变的条件下,降低惰性气体放射性活度浓度 20% 可实现降低惰性气体排放统计量的 20%。

核电厂放射性流出物排放数据向社会公开后,降低惰性气体排放量可以直接体现在减排数据上。此举可提升社会公众对核电厂放射性废气排放工作的认可,加强核电厂在环境保护领域有作为的形象,具有一定的社会效益。

### 3 结论

自福清核电实施针对放射性流出物的各项管理措施以来,国内有多家核电厂前来调研取经。同时,福清核电的这些管理措施也得到了同行的充分肯定。这些管理实践有助于各核电厂参考并形成一套完善的放射性流出物管理制度,在一定程度上落实了国家环境保护战略,有助于核电厂营运单位落实国家核安全监管要求,有助于提高社会公众对国家核安全的认可

度,同时产生一定的经济效益和社会效益。

### 参考文献

- [1] 福建福清核电有限公司. 放射性流出物宣传手册 [Z]. 福清: 福建福清核电有限公司, 2017.
- [2] 福建福清核电有限公司. 换料大修手册 [Z]. 福清: 福建福清核电有限公司, 2021.
- [3] 蔡金平. 核电厂化学实验室全面质量管理体系的建立 [J]. 产业与科技论坛, 2020, 19 (22): 232-235.
- [4] 王成. 核电厂实验室标准管理体系的建立及运行 [J]. 现代测量与实验室管理, 2012, 20 (1): 36-39.
- [5] 王宝, 陈伟, 张君伟, 等. 一种核电厂反应堆有毒有害气体测量装置: 中国专利, ZL 2019 2 1640956.2 [P]. 2020-07-28.
- [6] 李锦. 核电厂放射性流出物监测工作探讨 [J]. 环境监测管理与技术, 2013, 25 (1): 59-63.
- [7] 姜建其, 沈吉, 徐宏明. 秦山核电厂放射性流出物排放管理改进 [C]. 中国核学会. 2011 年学术年会论文集: 第 5 册 (辐射防护分卷、核化工分卷), 2011.

## Radioactive Effluent Management Practice From Fuqing Nuclear Power Plant

Wang Bao, Cai Jinping

(Fujian Fuqing Nuclear power Co., Ltd., Fuqing of Fujian Prov. 350318, China)

**Abstract:** Since the promulgation of the Nuclear Safety Law of the People's Republic of China, domestic nuclear safety regulatory authorities have increasingly strengthened the regulatory requirements for the management of radioactive effluent discharge from nuclear power plants, and the operators of nuclear power plants have also paid more and more attention to the management of radioactive effluent. In this paper, a series of innovative measures in the aspects of radioactive effluent management from Fuqing Nuclear power plant were presented, including the effluent discharge knowledge popularization, laboratory management system establishment, sampling risk control, sampling efficiency improvement and emission management software development, etc. A success achievement have been obtained and have been recognized by the regulatory authorities for Fuqing Nuclear Power. Currently, the accuracy rate of 100% for the radioactive effluent analysis and statistics is on hold, and the number of abnormal radioactive effluent discharges has been zero, the annual labor cost could be saved by more than 500,000 yuan, and the inert gas emissions in the gaseous effluent could be reduced by more than 20%. It has a good reference significance for the construction of radioactive effluent management system of domestic counterpart power plants.

**Key words:** nuclear power plants; radioactive effluent; management practice

(责任编辑: 徐晓娟)

殷德健,雷蕾,邹象. 国内外小型模块化反应堆的异同和国际合作前景分析[J]. 核安全,2022,21(6):30-35.

Yin Dejian,Lei Lei,Zou Xiang. Analysis of the Similarities and Differences of Domestic and International Small Modular Reactors and of the Prospect of International Cooperation [J]. Nuclear Safety,2022,21(6):30-35.

## 国内外小型模块化反应堆的异同和国际合作前景分析

殷德健,雷蕾,邹象\*

(生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082)

**摘要:** 小型模块化反应堆的发展受到国际高度关注,近期国际原子能机构提出了核能发展协同和标准化倡议(NHSI),旨在为小型模块化反应堆探寻协调一致的监管方案和工业方案。本文调研了国内外小型模块化反应堆的技术特点和国际发展趋势,总结了我国小型模块化反应堆发展状况与监管面临的政策和技术挑战,介绍了核能协同与标准化倡议的基本情况,分析了小型模块化反应堆相关的国际合作前景及对我国的潜在影响。与国际相比,我国小型模块化反应堆在技术特点、市场应用和面临的主要挑战等方面存在差异,未来小型模块化反应堆相关的国际合作将持续活跃。

**关键词:** 小型模块化反应堆; SMR; 核能协同与标准化倡议; NHSI

**中图分类号:** TL45 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)06-0030-06

近年来,小型模块化反应堆(Small Modular Reactor,SMR)因其技术特点受到了国际核能界以及相关政府部门及投资商的高度关注,成为核能应用的热点领域。我国也相继开展了高温气冷堆示范工程和玲珑一号等小型堆的建设。为充分发挥核能的低碳优势,加快推进SMR研发及部署,最大限度地发挥其对实现全球2050年净零碳排放目标的作用,国际原子能机构(IAEA)发起了“核能发展协同和标准化倡议”(Nuclear Harmonization and Standardization Initiative,NHSI)并于2022年6月召开了启动会,希望通过加强决策者、监管者、设计者、供应商、营运商、非传统最终用户以及其他国际组织和协会之间的合作,为SMR探寻协调一致的监管方案和工业方案<sup>[1]</sup>。在此背

景下,有必要深入了解SMR的技术特点以及国内外SMR的异同,紧密结合国情研究应对之策。

### 1 SMR的技术特点和国际发展态势

国际社会对气候变化的强烈关注以及国际地缘政治的激烈变化,使得不少国家把能源安全保障和低碳转型置于更高的优先度,核能成为其能源政策的选择之一。而SMR因革新设计、布置灵活、多场景应用和高安全水平等优点受到一些国家和组织的关注。

#### 1.1 SMR的技术特点

IAEA定义的SMR为单堆电功率低于300 MW。小型化使得SMR具有模块化程度高、固有安全性好及应用场景多样等特点。<sup>[2]</sup>

收稿日期:2022-08-17 修回日期:2022-09-05

作者简介:殷德健(1976—),男,硕士研究生,现主要从事核安全监管工作

\*通讯作者:邹象,E-mail:zouxiang@chinansc.cn

模块化设计是 SMR 的核心竞争力。SMR 较低的功率水平影响了其单堆经济性,而模块化设计是其提高整体经济性的重要手段,对于 SMR 的市场竞争力至关重要。SMR 模块化设计的目标是实现核蒸汽供应等系统部件在工厂进行预制、适宜长距离运输并能在现场根据功率需求进行灵活组装。其优势主要体现在以下五个方面:一是工厂预制和现场组装将大大缩短 SMR 的建造周期;二是模块灵活配置与安装能够满足不同电力市场和利用方式的需求;三是预制模块的规模化生产将带来规模经济效益;四是工厂模块化生产更加有利于质量的可靠性和稳定性;五是标准化模块化设计将显著降低监管的不确定性,设计者和供应商可以先行获得监管部门颁发的设计认证和制造许可,从而大大提高投资者信心。

SMR 具有较好的固有安全性。SMR 大多具备一体化、非能动以及更大的比功率堆芯水装量等设计特征,其显著优点便是故障模式少、设备可靠性高和热工裕量大。因此,SMR 普遍具有更好的固有安全性和更小的放射性后果,这也为 SMR 取消场外应急提供了可能。

SMR 为核能多场景应用提供了基础。SMR 可以根据应用需求进行灵活组合,不仅能够满足不同规模的用电需求,还可应用于区域供热、工业供汽、海水淡化、制氢、石油开采以及海岛供能等。

## 1.2 国际 SMR 发展态势

目前,中、美、俄、法、阿、韩等国推出了 70 多种 SMR 设计方案。这些 SMR 约一半为轻水堆,由第二代或第三代核电技术演变而来,主要商业化用途为电力生产<sup>[3]</sup>。非轻水堆涵盖了高温气冷堆、熔盐堆和液态金属堆等多种技术路线,为高效益非电力应用(如制氢等)提供了更大可能。

相对而言,轻水堆 SMR 技术成熟性和模块化程度更高,有望率先实现大规模商业化应用。尤其是在电力应用领域,这类 SMR 可与现有发电方式形成竞争,欧美国家因能源结构优化需要、均衡化经济社会发展状态和去中心化

的电力生产等特点对其寄予较高期望,希望能替代燃煤燃气机组乃至退役核电机组。经合组织(OECD)认为,SMR 有望成为类似“商用大飞机”的标准化工业品<sup>[4]</sup>,赢得订单多的设计将具有更大的规模经济效益,并进一步提高市场竞争力,最终国际范围内可能只存在几个具有市场支配地位的 SMR 设计,因而 SMR 的国际竞争预计将比较激烈。

非轻水堆 SMR 则仍面临一些复杂的技术问题:普遍欠缺运行经验;具体设计与模块化要求存在差距;目前尚不具备大规模商业化应用条件;预计很长一段时间仍处于深入研发过程中,并保持一定程度的多样性。

## 2 我国 SMR 发展与监管情况

目前,我国 SMR 研发比较活跃且设计路线多样,但缺乏统筹规划,模块化与经济性相对不足,同时 SMR 核安全监管在政策和技术方面面临一些新挑战。

### 2.1 我国 SMR 发展较快但模块化相对不足

我国 SMR 在工程进展方面领先于国际,清华大学研发的球床模块化高温气冷堆示范工程(华能石岛湾)已成功并网发电,中核集团“玲龙一号”(ACP100)多用途模块化小型堆科技示范工程(海南昌江)已开始建设。一些用于区域供热或海岛供能的反应堆已完成了初步设计或进入审查环节。此外,熔盐堆及铅铋堆等先进技术也在研发或原型实验堆建设过程中。

我国 SMR 发展现状呈现以下特点:一是“双碳”目标激发了行业研发热情,各企业集团研发冲动强,但存在总体统筹不足、重复性工作多和基础工作相对较少等问题;二是侧重验证技术可行性,对经济性考虑不足,如国内 SMR 在电力市场的竞争力相对薄弱;三是模块化程度相对不足,一些堆型很难达到工厂预制、便利运输和现场组装的工艺要求,与国际上 SMR 的热点技术方向存在偏差;四是市场需求尚不明确,我国大型压水堆技术成熟、建设成本相比国际较低且发电规模符合我国用电需求,预计短

期内 SMR 在电力应用上难以与大型压水堆竞争,使其缺乏明确的市场需求,因此,部分 SMR 侧重于供热供汽等非电力应用场景,这与国际上 SMR 重点应用领域有所区别。

## 2.2 我国 SMR 监管面临政策和技术挑战

由于 SMR 在堆芯设计、系统集成、特殊系统设备和应用场景等方面的独特性,我国对已有 SMR 的核安全审查遇到了一些政策和技术难题,核安全监管面临新的挑战。

(1) 由于 SMR 模块化建造与多场景应用等特点,需要对许可制度和监督管理方式进行新的探索或调整,规划限制区和应急计划区的确定等政策性问题的有待进行适应性优化。

(2) SMR 具有功率水平低、一体化和固有安全性高等特点,而很多针对大型压水堆制定的监管要求又太过保守,需要研究制定针对性监管要求。国际上也在是否设置安全壳和优化选址源项等方面进行探索研讨。

(3) 对于 SMR 设计中采用的未经验证的新设备和新技术,需要建立新的分析或验证方法。例如,直流式蒸汽发生器的在役检查、自然循环设计的试验验证、海洋浮动条件的设计基准以及新的安全分析程序等诸多问题均无先例可循。

这些新问题缺乏可直接参考的经验,其妥善解决需要一套逻辑自洽的正向科研方法和充分的基础数据支撑。随着我国核能自主化工作的大力推进,行业对于底层逻辑理解和基础数据积累正在逐步完善,但仍存在薄弱环节。SMR 的核安全监管也正从过去参考国际实践为主转向独立自主研究,在构建适合 SMR 的系统化监管理念的同时,也需要锻炼一批新的人才队伍。

## 3 NHSI 现状及 SMR 国际合作前景分析

### 3.1 NHSI 及其启动会情况

IAEA 认为,SMR 成本优势依赖于其模块化生产和组装,其顺利发展需要全球通用的工业标准规范和协调一致的核安全监管策略。来

自 33 个国家监管机构和 16 个国家的核能行业代表参加了 NSHI 启动会,与会人员普遍对 IAEA 的倡议表示欢迎,并确定开展双轨并行的工作,一是监管机构合作,突出协调(H: harmonization);二是工业界合作,突出标准化(S: standardization)。

监管合作下设三个工作组,分别研究建立信息共享框架、国际许可前监管设计审查和充分利用其他监管机构审查的方法等。其目标是在不损害核安全 and 国家主权的情况下大大加强监管合作,以避免重复监管工作,提高效率并促进达成共同监管立场。IAEA 考虑设立一个新的同行评议任务,即根据 IAEA 安全标准评估各国 SMR 监管审查程序,帮助建立对相关国家监管审查的信心以便其他国家能够更为便利地应用其审查成果。IAEA 认为,对 SMR 设计进行许可前的国际监管审查是有意义的,它应该遵循国际商定的流程和标准。这种许可前审查侧重于通用设计,而不考虑传统上属于许可审查一部分的特定厂址等方面。<sup>[5]</sup>

工业界合作下设四个工作组,分别负责协调高级用户需求、共享国家标准和规范相关信息、实验和验证 SMR 模拟计算软件和加快实施中小型反应堆所需的基础设施等。其目标是为 SMR 制造、建设和运行开发更加标准化的方法,以减少许可时间和成本,并最终缩短部署 SMR 的时间。

SMR 商业模式通常基于批量生产,这意味着在部署首个反应堆后,可以在标准化方法下节省成本和时间。工业界合作将专注于四个方面:在用户需求方面,IAEA 认为掌握用户需求有利于实现 SMR 标准化;在标准规范方面,针对不同国家标准规范,NHSI 计划识别其现有差异,并增强各国标准规范对 SMR 的适用性和等效性,同时建立收集和共享信息的平台;在计算软件方面,NHSI 提议在实验机构、技术持有者和技术支持组织(TSO)之间共享资源,以验证适用于 SMR 的模拟计算机程序;在基础设施方面,SMR 发展有赖于核安全、核安保、人力资源和融资等方面的基础条件。IAEA 有意帮助那

些采用 SMR 的新核能利用国家简化并加快基础能力建设。<sup>[5]</sup>

IAEA 期望上述并行工作能够在 2024 年实现有效联合,最终形成具有具体行动计划的路线图,并将于 2023 年召开一次会议评估进展状况。

总体来说,NHSI 启动会得到了与会人员的欢迎和认可。但是也出现了一些其他声音:一是强调各国监管机构独立审查的重要性,其他机构审查意见仅能作为参考,不能强行统一;二是要充分利用已有国际合作框架的成果,避免重复工作和浪费资源;三是 IAEA 的计划非常进取但难度很大,故而显得有些过于雄心勃勃。

### 3.2 NHSI 及其他相关国际合作机制面临的挑战

SMR 是多年来核能国际合作热点领域。IAEA 开展了安全标准对 SMR 的适用性审查,并于 2015 年设立了 SMR 监管者论坛,我国是该论坛成员。经合组织核能署(OECD-NEA)和世界核协会(WNA)也分别通过设立特别工作组等方式加强其成员国就 SMR 进行技术交流<sup>[6]</sup>,并发布了相关专题报告,如 WNA 的反应堆设计评估与许可证合作组(CORDEL)下设了小型模块化反应堆特设组(SMRAG),OECD-NEA 于 2021 年发布了《小型模块化反应堆:机遇与挑战》报告。尽管主要国际核能机构就 SMR 开展了长期合作,但总体来说均处于信息交流和观点交换的层面,尚未见到实质性成果。

NHSI 预计也会面临相似的难题:一是各国现有核安全监管体系(尤其是许可制度)存在差异,且大多需要根据 SMR 发展需求有所调整、优化;二是各国工业标准与技术能力和制造水平直接相关,难以直接采取其他国家标准;三是核安全监管属于各国主权事项,且安全要求和监管方式等均有差异,无论如何紧密深入合作,都难以保证高水平持续性的协调一致;四是与大型压水堆相比,SMR 设计更加多样,技术更加敏感,知识产权保护意识更强,有可能对深入技术交流构成障碍;五是多边合作机制往往意味着议事规则和决策流程更加复杂,形成成果的

难度大或作用低。此外,当前复杂的国际政治关系可能也给核安全国际合作带来更多的不确定性。

因此,有必要对 NHSI 成效保持合理预期。近期较为现实的成果可能是向有意愿发展 SMR 的国家就许可制度和程序、监管合作方式和适用的工业标准规范等提出意见建议,并选择广泛关注的 SMR 共性问题进行研究和提出技术意见。乐观的远期前景是通过监管机构有效合作,增强监管协同,乃至在各国自愿的基础上通过联合审查或在一定程度上认可国际评估结论,通过标准化构建强有力的全球供应链体系,减少 SMR 全球大规模推广使用的国别壁垒。

### 3.3 SMR 国际合作机制对我国的潜在影响

我国在 SMR 市场前景与发展特点方面与国际均存在差异,因此需要深入分析我国参与 NHSI 可能面临的风险与挑战。

(1) NHSI 可能对我国核电走出去产生影响。如果 NHSI 顺利推进,SMR 全球大规模推广的障碍将得以有力消除,技术成熟度和模块化程度高的 SMR 可能在全球电力市场竞争中具有显著优势。鉴于我国的 SMR 现状,该成果对我国现有技术输出很难有直接裨益,甚至可能影响到我国核电走出去的战略目标。目前,美国 NuScale 公司已经与罗马尼亚开始合作开展 SMR 选址相关的工程研究、技术分析和许可证申请等工作。有关国家也在鼓励阿根廷发展自己的 SMR 技术。

(2) NHSI 的工作重点领域与我国需求存在差异。NHSI 的核心任务是为 SMR 的全球部署铺平道路,除了一些具体技术问题外,还可能特别关注许可制度、模块化制造、标准化工业要求、跨境运输和认可以及核安保和防不扩散等政策性领域。我国则以具体技术交流为主要诉求,辅以进一步优化监管体系,对其他政策性问题关注不多且研究不足,可能难以提出建设性意见。

(3) 在国际关注下我国 SMR 技术与监管薄弱环节亟须解决。国际上对我国高温气冷堆、ACP100 等 SMR 的发展情况较为关注,在相关

国际会议上多次表达期望我国能够更多地分享 SMR 监管经验。而我国一些 SMR 在标准规范使用、基础数据积累和软件验证等方面仍有待完善,设计方一方面期望能更多地了解国际实践,另一方面对分享相关技术和经验有些顾虑。

## 4 结论

通过对国内外 SMR 技术特点、应用领域、面临挑战以及国际合作潜力和需求进行分析,可以得出以下结论。

(1) 从 SMR 技术特点及其应用领域来看,国际上 SMR 主要强调模块化,通过模块化实现安全提升、技术简化、成本降低和布置灵活,主要用途仍为电力应用,以替代现有的化石能源乃至老旧核电机组,从而最大限度地为全球能源低碳化做出贡献。我国 SMR 则主要强调小型化,利用其固有安全水平高和布置相对灵活等特点,服务于特殊场景的应用,如供热、供汽和海岛供电等。

(2) 从 SMR 发展面临的主要挑战来看,国际 SMR 发展重点要解决监管一致性、供应链协调性和模块化集成等问题。因此迫切需要各国监管部门以及工业界进行有效合作,降低国别壁垒,通过首个(批) SMR 工程项目证明其技术可行性,并通过全球化部署产生的规模效应大大降低成本,增强其市场竞争力。国内 SMR 研发主要面临基础条件和核心技术能力有所欠缺等问题,如安全理念、法规制度、标准规范、实验/试验数据、软件开发和验证等方面。因此,SMR 研发能够为我国工业界和监管机构提升基础能力和培养专业人才提供一次有益的机会,需要鼓励“刨根问底”,努力实现“知其然知其所以然”,以科学的监管要求推动全行业加强对底层逻辑的探索和基础数据的积累,逐步完善从基础数据到理论研究、分析方法、试验验证和实验反馈的完整核安全逻辑链。

(3) 从 SMR 核安全国际合作需求来看,国际 SMR 推动者主要是具有国家竞争优势的决策者、具有技术优势的设计者和制造商及具有现实需求的运营商,因此突出强调监管协调性

和一致性,这与属于各国主权的独立监管存有一定矛盾,核安全的敏感性更加剧了该问题的复杂度。虽然在全球范围内有效推进 SMR 监管一致性存有难度,但在一些国别之间以及一些地区或组织之间,形成更加集成化的监管合作是有可能的。国内 SMR 发展的核安全国际合作需求主要体现在具体技术问题上,这种情况下,双边合作机制往往比多边机制更有针对性且更有效率;同时要梳理总结好现有监管经验,在国际舞台上逻辑清晰地讲好中国核安全监管故事。

(4) 从 NHSI 的前景和参与来看,作为全球最重要的核能领域国际组织,IAEA 既有推进全球核能合作和利用的意愿,也有足够的影响力。但是相对于 NHSI 要实现的广阔目标,其困难也是显而易见的。这可以从其他类似国际合作机制的进展状况中一窥端倪。作为核能大国,参与 NHSI 相关工作是必要的,也会有所裨益,同时需要抱有合理期望。就中国国情而言,大型压水堆仍将是中國核电市场的主力堆型;就技术特点而言,中国 SMR 通过竞争进军国际市场的难度也很大。因此,需要从监管机构和工业界两个角度梳理出值得关注的合作议题及其优先度,避开不利因素,尽可能地利用好 NSHI 机制和资源,持续推进我国 SMR 乃至整个核能领域工业水平及核安全监管体系和监管能力现代化。

## 参考文献

- [1] Jeffrey Donovan, Paula Calle Vives. Accelerating SMR Deployment: New IAEA Initiative on Regulatory and Industrial Harmonization [J/OL]. IAEA (2022.4.1), <https://www.iaea.org/>.
- [2] Advances in Small Modular Reactor Technology Developments [M]. Vienna: IAEA, 2020.
- [3] Technology Roadmap of Small Modular Reactor [M]. Vienna: IAEA, 2021.
- [4] Small Modular Reactors: Challenges and Opportunities [M]. Paris: OECD-NEA, 2021.
- [5] IAEA Initiative Sets Ambitious Goals to Support the Safe and Secure Deployment of SMRs [J/OL]. IAEA (2022.7.4), <https://www.iaea.org/>.
- [6] Facilitating International Licensing of Small Modular Reactors [M]. London: World Nuclear Association, 2015.

# Analysis of the Similarities and Differences of Domestic and International Small Modular Reactors and of the Prospect of International Cooperation

Yin Dejian, Lei Lei, Zou Xiang\*

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

**Abstract:** The development of small modular reactors has attracted international attention. Recently, the International Atomic Energy Agency has launched the Nuclear Harmonization and Standardization Initiative (NHSI), which aims to explore coordinated regulatory and industrial solutions for small modular reactors. In this context, this paper investigates the technical characteristics and international development trends of domestic and international small modular reactors, summarizes the development status of small modular reactors in China and the regulation challenges in policy and technology, introduces the basic situation of NHSI, and analyzes the prospects and potential impact of international cooperation related to small modular reactors. Compared with other countries, small modular reactors in China are different in terms of technical characteristics, applications, and major challenges. International cooperation on small modular reactors will continue to be active in the future.

**Key words:** small modular reactor; SMR; nuclear harmonization and standardization initiative; NHSI

(责任编辑：徐晓娟)

邹象,马国强,雷蕾,等.美国核管会 ITAAC 项目抽样检查方法的研究[J].核安全,2022,21(6):36-41.

Zou Xiang, Ma Guoqiang, Lei Lei, et al. Study on ITAAC Sampling Method of USNRC [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(6): 36-41.

## 美国核管会 ITAAC 项目抽样检查方法的研究

邹象, 马国强, 雷蕾, 于大鹏\*

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 监督、试验、分析和验收准则 (ITAAC) 的监督检查是美国核管会 (NRC) 对新建核动力厂的一项关键监管内容。NRC 建立了一套结构化的评价方法以确定所有 ITAAC 项目的监督价值, 并根据监督价值抽样选取部分 ITAAC 项目进行监督检查。这种抽样方式实现了监管资源的有效分配, 在合理可行的资源消耗下对 ITAAC 项目进行充分的监督检查。本文将对 ITAAC 项目抽样检查方法进行全面的研究和阐述, 希望能够为我国核动力厂建造监管检查项目的选取提供参考。

**关键词:** 核动力厂建造; ITAAC; 监督; 美国核管会

**中图分类号:** TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 06-0036-06

监督、试验、分析和验收准则 (Inspections, Tests, Analyses and Acceptance Criteria, ITAAC)<sup>[1-6]</sup> 是美国核管会在其“一步法”许可证制度中提出的关键要求。

对 ITAAC 项目进行监督检查是美国核管会 (NRC) 建造核动力厂监管体系 (cROP)<sup>[7,8]</sup> 的重要组成部分。冯建平<sup>[9]</sup>、郑开源<sup>[10]</sup> 等人针对 ITAAC 项目内容以及我国和 NRC 对 ITAAC 管理要求进行了研究和介绍。在监管实践中, NRC 并不会对所有的 ITAAC 项目都进行监督检查, 而是贯彻风险指引型的监管理念, 建立了一套评价方法对所有 ITAAC 项目的重要性进行评分, 并根据评分抽样选取部分 ITAAC 项目进行监督检查。这种抽样检查的方式既可以保证监管力量的有效分配, 又能够最大程度地确保所有的 ITAAC 项目满足要求。

我国核能事业目前处于安全有序发展阶段, 新建核动力厂规模较大。如何利用有限的监管资源, 对核动力厂建造活动进行充分有效的监管成了一项挑战。希望可以借鉴 NRC 的 ITAAC 项目抽样监督检查方法, 为我国建造核动力厂监管检查项目的选取提供参考, 实现监管资源的高效分配, 确保核动力厂的建造质量。

### 1 ITAAC 简介

ITAAC 是美国核管会建立的一系列行动项和标准要求, 用以验证核动力厂的建造满足联合执照、原子能法以及 NRC 的相关管理规定。

ITAAC 项目由设计承诺、相关的检验试验和分析、验收准则三部分组成, 根据具体工作内容可分为役前试验、建造试验、监督检查、分析、非系统相关条目、实物保护系统相关条目六大

收稿日期: 2022-03-16 修回日期: 2022-03-24

基金项目: 国家科技重点研发计划项目——“核电站 RISMIC 设计、分析与运行管理的理论方法研究”, 项目编号: 2018YFB1900305

作者简介: 邹象 (1990—), 男, 工程师, 硕士, 现主要从事核安全监管工作

\* 通讯作者: 于大鹏, E-mail: yudapeng@chinansc.cn

类。每完成一项 ITAAC, 申请者都将向 NRC 提交 ITAAC 关闭通告 (ICN), NRC 会对其进行审查以确保满足验收准则。原则上, 申请者应当在装料前完成所有的 ITAAC 项目, 并且各项目都满足验收准则, 当所有 ITAAC 项目完成并获得 NRC 审查认可后, 核动力厂可正式进入运行阶段。

我国的法规对 ITAAC 项目虽然没有进行明确要求, 但是在对国内 AP1000 机组的许可证审查中, 国家核安全局要求相关业主单位应参照美国 10 CFR 52 的要求, 开展有关 ITAAC 工作, 并定期向国家核安全局提供完成情况和工作计划<sup>[9]</sup>。

## 2 ITAAC 抽样监督检查方法

通常, 核动力厂有数百项 ITAAC 项目, 其中许多项目又涉及多个子项, 这些项目可能由多个供应商或制造商执行。许可证申请者必须执行所有的 ITAAC 项目, 当发现缺陷时必须进行纠正, 以确保所有的 ITAAC 都满足要求, NRC 会对所有的关闭 ITAAC 进行文件审查。

但是 NRC 并不会对所有 ITAAC 项目在其进行过程中进行监督检查, 而是建立了一套评价方法对所有 ITAAC 项目的重要性进行评分, 并根据评分抽样选取部分 ITAAC 项目进行监督检查, ITAAC 抽样方法流程如图 1 所示。下面将对 ITAAC 抽样监督检查方法进行介绍。

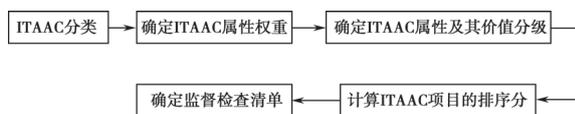


图 1 ITAAC 抽样方法流程

Fig.1 Process of ITAAC sampling method

### 2.1 ITAAC 分类

首先对 ITAAC 项目进行分类, 将相似的 ITAAC 项目划分为同一类。分类遵循以下原则。

(1) 所有的 ITAAC 项目都属于且只属于某一个 ITAAC 类;

(2) 一个分类中的所有 ITAAC 项目都采用了相同或相似的规程进行建造、测试或者鉴定。

分类的目的是, 当对某一类中的部分 ITAAC 项目进行检查时, 检查结果能够表征整个类中的所有 ITAAC 项目。NRC 建立了 ITAAC 矩阵 (见表 1), 矩阵有 6 列 19 行共 114 个族, 横向代表是不同的监管活动, 纵向代表不同的建造活动, NRC 制定了 25 个监督检查程序 (IP) 以对每一行和列的 ITAAC 进行监督检查。

### 2.2 确定 ITAAC 属性及价值分级

#### 2.2.1 确定 ITAAC 属性

属性即监管单位所关注的 ITAAC 特征, 通过这些属性能够确定 ITAAC 项目是否具有检查价值, 以确保重要缺陷不被忽略。

NRC 给出了以下五项 ITAAC 属性。

(1) A1- 安全重要度: ITAAC 项目所涉及构筑物、系统和部件的安全重要度, 可以采用概率安全分析 (PSA) 模型中的风险主要度进行表征;

(2) A2- 易错性: 在建造、安装和试验期间出现错误的倾向性或者难易程度, 取决于活动的复杂性和难度;

(3) A3- 建造和试验经验: 是否为首次执行的试验或活动 (FOAK) 或者项目由缺少相关活动经验的团队执行;

(4) A4- 可代替性: 活动可以通过其他检查、功能试验、预运行试验或者性能试验进行验证的程度;

(5) A5- 申请者的监督能力: 申请者监督和质保体系的有效性和充分性 (包括对供应商和承包商), 表征了营运单位发生错误和发现错误的可能性。

#### 2.2.2 属性的价值分级

确定属性后, 还需给出各属性的价值分级, 以对 ITAAC 的各属性进行量化。

(1) 安全重要度: 由 A、B 两种组成。

A: 所涉及系统的安全重要度。共分为 5 个等级 (1 级最低, 5 级最高), 可以采用 PSA 风险重要度 (如堆芯损伤概率增量  $\Delta$  CDF) 进行评价;

B: ITAAC 对于确保系统性能满足要求的重要度。共分为 3 个等级 (1 级最低, 3 级最高), 通常涉及非能动系统时具有高重要度, 原因在于非能动系统的缺陷难以在运行阶段发现。

表 1 ITAAC 矩阵  
Table 1 ITAAC Matrix

	A. 竣工验收	B. 焊接	C. 建造试验	D. 运行试验	E. 质量验收准则	F. 设计或建造要求
1. 地基及构筑物	A01	B01	C01	D01	E01	F01
2. 结构混凝土	A02	B02	C02	D02	E02	F02
3. 管道	A03	B03	C03	D03	E03	F03
4. 管道支撑和 限位	A04	B04	C04	D04	E04	F04
5. 压力容器和堆 内构件	A05	B05	C05	D05	E05	F05
6. 机械部件	A06	B06	C06	D06	E06	F06
7. 阀门	A07	B07	C07	D07	E07	F07
8. 电气部件和 系统	A08	B08	C08	D08	E08	F08
9. 电缆	A09	B09	C09	D09	E09	F09
10. 仪控部件和 系统	A10	B10	C10	D10	E10	F10
11. 安全壳完整 性和贯穿件	A11	B11	C11	D11	E11	F11
12. 暖通系统 (HVAC)	A12	B12	C12	D12	E12	F12
13. 输运设备和 燃料格架	A13	B13	C13	D13	E13	F13
14. 多部件复杂 系统	A14	B14	C14	D14	E14	F14
15. 消防	A15	B15	C15	D15	E15	F15
16. 工程	A16	B16	C16	D16	E16	F16
17. 安保	A17	B17	C17	D17	E17	F17
18. 应急计划	A18	B18	C18	D18	E18	F18
19. 辐射防护	A19	B19	C19	D19	E19	F19

确定子重要度后,可根据表 2 计算 ITAAC 项目安全重要度的最终价值(FV)。

表 2 安全重要度最终价值表  
Table 2 Final value of safety significance

子重要度之和	最终价值(FV)
8	5
7	4
6	3
5	2
≤4	1

(2)易错性:易错性的最终价值(FV)与其基准价值(B)、监管价值(V)和映射价值(MV)有关,价值共分为 5 级(1 级最低,5 级最高)。

a. 基准价值(B):ITAAC 相关工程、建造、试验和监督等活动的复杂性会在多大程度上造成活动中出现错误;

b. 监管价值(V):如果营运单位不对该项目进行监督检查,可以信任在活动过程中不出现错误的程度;

c. 映射价值(MV):根据基准价值和监管价值,查表 3 得到映射价值。

属性的最终价值等于基准价值减去映射价值,也即

$$FV=V-MV \quad (1)$$

表 3 属性的映射价值矩阵  
Table 3 Mapped value of attribute

映射价值 ( <i>MV</i> )	监管价值( <i>V</i> )				
	1	2	3	4	5
1	1	1	1	1	1
基准 价值 ( <i>B</i> )	2	1	1	2	2
	3	1	1	2	3
4	1	1	2	3	4
5	1	2	3	4	5

(3) 建造和试验经验:与易错性属性类似,建造和试验经验的最终价值(*FV*)与其基准价值(*B*)、监管价值(*V*)和映射价值(*MV*)有关,共分为5级(1级最低,5级最高)。

a. 基准价值(*B*):ITAAC 活动中缺少相关设计或者建造经验(包括培训的欠缺)的程度;

b. 监管价值(*V*):如果营运单位不对该项目进行监督检查,电厂人员能够一如既往地完成任务而不发生错误的程度;

c. 映射价值(*MV*):根据基准价值和监管价值,查表 3 得到映射价值。

(4) 可代替性:与易错性类似,可代替性的最终价值(*FV*)与其基准价值(*B*)、监管价值(*V*)和映射价值(*MV*)有关,共分为5级(1级最低,5级最高)。

a. 基准价值(*B*):在其他的建造、安装和测试过程中,无法发现 ITAAC 不满足验收准则的可能性;

b. 监管价值(*V*):如果营运单位不对该项目进行监督检查,活动过程中不会产生隐藏重要缺陷的可信度;

c. 映射价值(*MV*):根据基准价值和监管价值,查表 4 得到映射价值。

(5) 申请者的监督能力:该属性也共分为5级(1级最低,5级最高)。与其他属性不同的是,在核动力厂建造之初,监管单位无法准确判断申请者的监督能力,因此在 ITAAC 评分时,所

有 ITAAC 项目在该项属性的最终价值(*FV*)均为3级,这实质上并不影响 ITAAC 排序。

随着建造活动和监管的进行,监管单位可根据营运单位的质保体系运转情况或者其他信息调整该属性的评级。

### 2.2.3 确定属性价值得分

对属性进行价值分级后,需通过专家判断给出每一等级对应的得分(0到1),见表4。

通过以上流程可以看出,ITAAC 项目某一属性的价值得分,并不仅仅取决于项目本身的重要性,还取决于监督检查是否有利于确保 ITAAC 活动的质量。

表 4 属性价值等级赋分表

Table 4 Attribute utility scale

价值等级	A1	A2	A3	A4	A5
5	1	1	1	1	—
4	0.606	0.656	0.663	0.594	—
3	0.213	0.313	0.325	0.188	0.263
2	0.106	0.156	0.163	0.094	—
1	0	0	0	0	—

## 2.3 确定 ITAAC 属性的权重

2.2 中给出了 ITAAC 的属性及价值分级方法。监管实践中,五个属性的重要性是存在差异的,NRC 采用层次分析法给出了各个属性的归一化权重,下面对该方法进行介绍。

### 2.3.1 属性的相对重要性

NRC 的专家团队通过对属性两两比较,得到属性的相对重要性,这个相对重要性可以表征哪个属性更具有监督检查的价值。

A 对 B 的相对重要性分为:

1: A 和 B 同样重要;

3: A 相较于 B 略微重要;

5: A 相较于 B 更重要;

7: A 相较于 B 十分重要;

9: A 相较于 B 极其重要。

当 B 比 A 更重要时,则为以上数值的倒数。

由此可以得到属性的相对重要性矩阵 R,见表 5。

表 5 属性相对重要性矩阵

Table 5 Relative significance matrix of attributes

	A1	A2	A3	A4	A5
A1	1	5	7	3	1
A2	1/5	1	4	1/4	1/6
A3	1/7	4	1	1/6	1/7
A4	1/3	4	6	1	1/4
A5	1	6	7	4	1

### 2.3.2 求解属性的归一化权重

获得相对重要性矩阵后,求解矩阵的最大特征根对应的特征向量,归一化后即各属性的归一化权重  $W$ ,见表 6。

表 6 属性归一化权重

Table 6 Normalized weight of attributes

属性	A1	A2	A3	A4	A5
权重 $W$	0.34	0.07	0.03	0.16	0.39

## 2.4 计算所有 ITAAC 项目的排序分 (RANK)

根据核动力厂的具体设计信息,采用式(2)计算所有 ITAAC 项目的排序分。

$$RANK = \sum_{i=1,2,3,4,5} T(FV_{Ai}) \cdot w_{Ai} \quad (2)$$

其中  $A_i$  为第  $i$  个属性,  $FV$  为属性的最终价值,  $T$  为通过查表 4 得到的价值得分,  $w$  为归一化权重。

## 2.5 确定监督检查清单

由于监管资源的有限性,难以对所有的 ITAAC 项目进行完整的监督检查。因此, NRC 根据 ITAAC 项目的排序分选择部分项目进行监督检查,以在合理可行的资源配置下尽可能地进行充分的检查。

这里介绍两种选择方法,一种是参考文献 [3] 中给出的推荐方法,步骤如下:

(1) 计算各个 ITAAC 族的 RANK 分:

$$RANK_i = \sum_{groupj} RANK_{i,j}$$

其中,  $RANK_i$  为第  $i$  族的排序分,  $RANK_{i,j}$  为第  $i$  族中第  $j$  个 ITAAC 项目的排序分。

(2) 计算所有 ITAAC 的 RANK 总分:

$$RANK_{total} = \sum_i RANK_i$$

(3) 计算各个 ITAAC 族 RANK 分占比:

$$ratio_i = \frac{RANK_i}{RANK_{total}}$$

(4) 计算各个 ITAAC 族的可利用资源:

$$x_i = ratio_i \cdot x_{total}$$

其中,  $x_{total}$  为总的可利用资源,可以用监督检查的时长表征,  $x_i$  为第  $i$  个 ITAAC 族的可利用资源。

(5) 在各 ITAAC 族分别选择监督检查清单,使得在资源消耗不超过  $x_i$  的前提下,清单中 ITAAC 项目排序分之和最高。

另一种为 NRC 的核反应堆管理处 (Office of Nuclear Reactor Regulation) 采用的方法<sup>[5]</sup>,即根据具体反应堆设计特征和可利用监管资源确定排序分限值,对于所有排序分超过限值的 ITAAC 项目都将进行监督检查,例如对于 AP1000 和 ABWR 排序分限值为 0.4。

另外,无论采取何种方法,都要确保对每个 ITAAC 族中的至少一项 ITAAC 进行监督检查。

可以看出,两种方法各有其优点,但目的均是在一定的资源配置下尽可能地对更重要的 ITAAC 项目进行监督检查。

## 3 总结

本文介绍了美国核管会所采用的 ITAAC 项目抽样检查方法,该方法以专家判断为基础,结合层次分析法等手段,确定了 ITAAC 项目的分类、属性及其价值分级和属性权重,继而对所有 ITAAC 项目进行评分,根据评分抽样选取最重要的 ITAAC 项目进行监督检查。

由此可以看出,这种抽样方法并不局限于某一特定堆型,其过程充分体现了 NRC 对 ITAAC 的关注重点以及如何平衡风险和资源的监管理念,抽样选取 ITAAC 项目的监督检查结果能够最大程度地代表申请者所有 ITAAC 的完成情况,从而确保对核动力厂的建造活动进行充分监管。希望可以借鉴这种方法以及方法背后的监管理念,为我国建造核动力厂监督检

查项目的选取提供参考,实现监管资源的高效分配,确保核动力厂的建造质量。

### 参考文献

- [ 1 ] NRC. 10 CFR 52.99 Inspection during Construction [ S ]. Washington: NRC, 2007.
- [ 2 ] NRC. 10 CFR 52.123 Operation under a Combined License [ S ]. Washington: NRC, 2007.
- [ 3 ] Corwin Atwood, Lauren Fleishman, et al. Technical Report on the Prioritization of Inspection Resources for Inspections, Tests, Analyses and Acceptance Criteria ( ITAAC ) [ R ]. US: Information Systems Laboratories, 2005.
- [ 4 ] NRC. IMC 2503, Construction Inspection Program: Inspections of Inspections, Tests, Analyses and Criteria ( ITAAC ) Related Work [ R ]. Washington: NRC, 2020.
- [ 5 ] NRC. LIC-210, Prioritization of Inspections, Tests, Analysis, and Acceptance Criteria ( ITAAC ) for Inspection [ R ]. Washington: NRC, 2020.
- [ 6 ] NRC. IP65001-01, Inspection of ITAAC-Related Foundation and Building [ R ]. Washington: NRC, 2014.
- [ 7 ] NRC. IMC 2506, Construction Reactor Oversight Process General Guidance and Basis Document [ R ]. Washington: NRC, 2017.
- [ 8 ] 邹象. 美国在建核电厂监管程序的研究及应用: 环境保护部核与辐射安全中心第七届学术交流会论文集 [ C ]. 北京: 环境保护部核与辐射安全中心, 2017.
- [ 9 ] 冯建平, 李学法, 包宸夕, 等. 对美国核管会监督 ITAAC 项目的初步研究 [ J ]. 核安全, 2013, 12 ( S1 ): 67-71+77.
- [ 10 ] 郑开源, 封有才. 核电厂 ITAAC 简介和探讨 [ J ]. 中国高新技术企业, 2015 ( 20 ): 133-135.

## Study on ITAAC Sampling Method of USNRC

Zou Xiang, Ma Guoqiang, Lei Lei, Yu Dapeng\*

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

**Abstract:** The inspection of ITAAC is a key regulation of United State Nuclear Regulatory Commission (NRC) on construction nuclear power plants. NRC established a structured evaluation method to determine the value of ITAAC items, and selected a sample of all ITAAC for inspection based on the value. The method of sampling can ensure the effective distribution of regulatory resource, and ensure adequate inspection on ITAAC with reasonable and achievable resource cost. The paper study on the sampling methods of ITAAC projects, hoping to provide a reference for the selection of the construction supervision and inspection projects of nuclear power plants in China.

**Key words:** nuclear power plant construction; ITAAC; supervision; USNRC

( 责任编辑: 徐晓娟 )

蔡显岗,张泽宇,张路怀,等.对核电厂环境影响评价相关问题的探讨[J].核安全,2022,21(6):42-46.

Cai Xiangang, Zhang Zeyu, Zhang Luhuai, et al. Discussion on Concerns about Environmental Impact Assessment of Nuclear Power Plant [J].

Nuclear Safety, 2022, 21 (6): 42-46.

## 对核电厂环境影响评价相关问题的探讨

蔡显岗<sup>1</sup>, 张泽宇<sup>2</sup>, 张路怀<sup>2,\*</sup>, 程天珩<sup>3</sup>

(1. 中电投广西核电有限公司, 防城港 538001; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082;  
3. 国核湛江核电有限公司, 湛江 524033)

**摘要:** 环境影响报告书的批复是获得核电厂建造许可的关键路径, 直接制约着核电项目前期工作的开展。在环评报告审评过程中, 核安全监管部对规划的符合性、生态保护的协调性、温排水的影响控制、中低放固体废物处置尤为关切, 本文对此类关切问题进行深入探讨, 分析实践中可能与审评要求发生的冲突, 并提出相关对策建议。

**关键词:** 核电厂; 前期准备阶段; 环境影响评价; 关切问题

**中图分类号:** X82 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 06-0042-05

环境影响报告书的批复是获得核电厂建造许可的关键路径, 直接制约着核电项目前期工作的开展。目前我国运行核电机组已达五十余台, 除了秦山、大亚湾等初期核电项目外, 均经历了完整的环境影响报告书审评流程。自国家环境标准《核电厂环境影响报告书的格式和内容》实施以来, 核电厂环评报告的格式逐渐规范, 内容逐渐全面, 但是对具体项目而言, 仍存在部分内容不满足审评要求的情况, 成为核安全监管部门的关切问题。

自 2020 年以来, 核安全监管部共批复了十余份核电厂选址和建造阶段环境影响报告书, 笔者对其中的关切问题进行了统计, 主要集中在规划的符合性、生态保护的协调性、温排水的影响控制和中低放固体废物处置等方面。本文旨在通过对常见问题进行探讨, 为后续核电项目环境影响评价提供有益借鉴。

### 1 规划的符合性

在核电厂选址阶段, 主要通过对项目与规划的符合性进行审查, 判断所选厂址的适宜性<sup>[1]</sup>。具体而言, 主要涉及区域发展规划、水功能区划、环境功能区划、生态功能区划、环境保护规划等, 其中前三项更为重要。

区域发展规划一般为地区能源发展规划、地区国民经济和社会发展规划等, 相关项目应明确列入重大工程项目列表。“多规合一”改革后, 水功能区划已融入统一的国土空间规划。在五级国土空间规划中, 由于市级规划侧重于在国土开发、保护、利用方面提出可操作的实施方案, 实现全域全要素规划管控, 对核电项目的开发尤为重要。我国规划建设的核电项目多为滨海厂址, 根据《国土空间调查、规划、用途管制用地用海分类指南(试行)》, 水功

收稿日期: 2022-06-17 修回日期: 2022-11-3

作者简介: 蔡显岗(1990—), 男, 注册核安全工程师, 现主要从事核电项目前期准备工作

\* 通讯作者: 张路怀, E-mail: zhangluhuai@chinansc.cn

能区划或国土空间规划中拟用海区域应明确为“工矿通信用海”,规划面积应满足项目取排水用海需求。在水功能区划确定后,生态环境部门制定的近岸海域环境功能区划应与之相符,拟用海区域应明确为“工业用海”,水质目标为三类。

生态功能区划方面,以西部地区为例,2002年原国家环境保护总局和国务院西部地区开发领导小组办公室联合印发了《关于开展生态功能区划工作的通知》,要求在西部各省级地区启动生态功能区划工作。就实际编制情况来看,此类区划没有详细的区块划分及明确的生态保护要求,2010年以后也没有更新,区划效力逐渐减弱。

省级环境保护规划中,一般明确省级统筹的环境保护总目标,涉及核与辐射安全环境监测和应急响应体系建设,与核电开发相关性较弱。近年来,应对气候变化作为生态环境部门的重要职能,部分省级环境保护规划开始涉及核能利用计划,但并非此类规划的重点。少数地市环境保护规划涉及具体单位或片区污染物排放指标的确定,应引起拟建项目的充分关注,协调排放配额与开发需求相一致。

## 2 生态保护的协调性

2021年底,全国所有省份、地市级“三线一单”(生态保护红线、环境质量底线、资源利用上线和生态环境准入清单)成果均完成发布,基本建立了覆盖全国的生态环境分区管控体系。由于低碳低耗低污染的工业属性,环境质量底线、资源利用上线和生态环境准入清单对核电项目接受度高,管控限制少,只有少数生态保护红线与核电项目拟建区域发生交叠。

陆域生态保护方面,核电项目选址应在陆域生态保护红线之外,避开饮用水水源保护区、自然保护区、风景名胜区等环境敏感区。海域生态保护方面,取排水工程用海应避免生态保护红线,并应控制海底施工对水质的影响。虽然海底施工不会引入新的污染物,但是参照一类、二类海水水质标准,一般要求施工期间造

成的悬沙增量不高于10 mg/L。确实不能避免的,可考虑通过盾构隧道替代传统沉管施工,或者对保护对象(如珊瑚礁等)实施迁移,最大程度地降低对海洋生态的影响。最后考虑行政办法调整,根据中办国办共同印发的《关于划定并严守生态保护红线的若干意见》,因国家重大基础设施、重大民生保障项目建设等需要对生态红线进行调整的,由省级政府组织论证,提出调整方案,经生态环境部、国家发展改革委会同有关部门提出审核意见后,报国务院批准,但这种方法流程久、耗时长、不可抗力多,是解决生态保护矛盾的次优选择。以南方某省核电项目为例,申请调整生态保护红线的具体流程为:

- (1)向县级规划委员会提出调整申请;
- (2)县级规划委员会论证审核;
- (3)省级规划委员会确认及复核;
- (4)自然资源部会同生态环境部审核;
- (5)国务院批准。

除此以外,当取得海域使用权后,拟建项目应密切跟踪政府部门对海域生态红线的调整变化,防止出现项目确权海域被划入生态保护区的乌龙事件。

## 3 温排水的影响控制

目前,我国所有在建和运行的核电厂都是采用以海水为最终热阱的直接循环冷却方式,不同于常见的污染水排放,核电温排水具有显著的特点:一是包含核岛废液处理后的放射性物质,污染物特殊;二是温排水蕴含热量巨大,单台百万千瓦机组的温排水蕴含热量约2000 MW,对混合区海洋生态影响明显。为限制对生态环境造成的负面影响,应对以上两方面进行严格控制。

### 3.1 放射性排放的控制

液态流出物的放射性排放包括总量控制和浓度控制两个方面。首先,要对年排放量进行控制,《核动力厂环境辐射防护规定》(GB 6249-2011)对于单台机组有明确的总量限制标准。以两种型号百万千瓦核电机组为例<sup>[2,3]</sup>,设

计排放量都能满足规定的要求(如图1所示),但放射性氙的设计排放量距离限值更近,应引起拟建项目的充分关注。

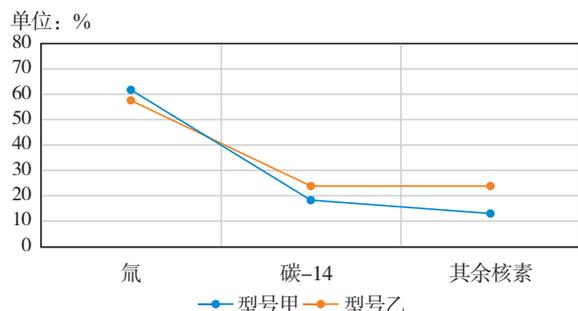


图1 液态流出物设计年排放量占控制值的百分比  
Fig.1 The Ratio of Liquid Effluent Design Annual Discharge Amount to Limit Value

其次,液态流出物的放射性排放还要满足两类放射性浓度的要求。一方面《核动力厂环境辐射防护规定》(GB 6249-2011)要求,核动力厂液态放射性流出物必须采用槽式排放方式,滨海厂址槽式排放出口处的放射性流出物中除氙和碳-14外其他放射性核素浓度不应超过1000 Bq/L,确保了核电机组具备适当的放射性废液处理能力。另一方面《海水水质标准》(GB 3097-1997)对温排水管道中的五种放射性核素浓度进行了限制,确保用海区域放射性指标满足标准。以两种型号百万千瓦核电机组为例<sup>[2-4]</sup>,保守工况下,槽式排放口处总的放射性浓度设计值为407.1 Bq/L和730.5 Bq/L,均低于标准限值,相应的温排水放射性浓度(见表1)也远低于标准限值。

表1 温排水管道内放射性水平  
Table 1 The Radiation Level in Warm Drainage Pipe

核素种类	型号甲 / (Bq/L)	型号乙 / (Bq/L)	型号乙 * / (Bq/L)	标准限值 / (Bq/L)
$^{60}\text{Co}$	$7.18 \times 10^{-3}$	$1.67 \times 10^{-3}$	$1.68 \times 10^{-2}$	0.03
$^{90}\text{Sr}$	$3.39 \times 10^{-6}$	$3.85 \times 10^{-6}$	$3.87 \times 10^{-5}$	4
$^{106}\text{Ru}$	$1.93 \times 10^{-6}$	0.00	0.00	0.2
$^{134}\text{Cs}$	$5.27 \times 10^{-3}$	$5.47 \times 10^{-2}$	$5.50 \times 10^{-1}$	0.6
$^{137}\text{Cs}$	$7.25 \times 10^{-3}$	$4.50 \times 10^{-2}$	$4.52 \times 10^{-1}$	0.7

注:不带\*为直接循环冷却,带\*为二次循环冷却。

当采用二次循环冷却系统时,所需循环水流量很少,导致其温排水放射性水平高达直接循环冷却系统的10倍,接近标准限值,部分设计指标(如 $^{134}\text{Cs}$ )甚至达到了限值的91.7%。出于保守安全的考虑,拟建项目应进一步研究降低液态流出物的放射性核素含量,并采取可靠的工程措施防止温排水管线的泄漏。

### 3.2 海水温升的控制

核电机组冷却用海水循环流量大,排水温升高,对海洋生态、海水养殖均会产生直接影响。以某型号百万千瓦核电机组为例,夏季取排水流量为 $76.3 \text{ m}^3/\text{s}$ ,排水温升为 $7.5^\circ\text{C}$ ;冬季取排水流量为 $61.5 \text{ m}^3/\text{s}$ ,排水温升为 $10.0^\circ\text{C}$ 。在近岸海域环境功能区划中,考虑到核电机组热排放的实际情况,将 $4^\circ\text{C}$ 以上温升区明确为“混合区”(见图2),水温不执行GB 3097标准,并纳入核电厂征海范围。按照4台到6台核电机组设置的群堆厂址,考虑到取排水工程设计和温排水扩散条件的不同,征海面积通常在数平方公里不等<sup>[5]</sup>。在混合区外设置“工业冷却水稀释功能区”,恢复执行GB 3097中的三类海水标准,人为造成的温升不得超过 $4^\circ\text{C}$ 。

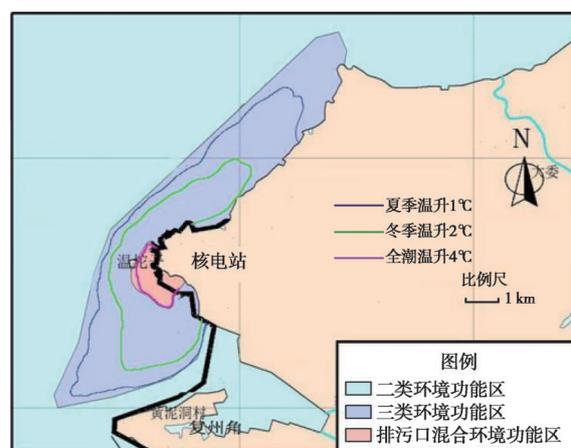


图2 近岸海域环境功能区中的海水温升情况  
Fig.2 Temperature Rise of the Sea in Coastal Marine Environmental Function Zone

除此以外,为减少对海上自然保护区、水产养殖、海水浴场及风景游览区等温度敏感水域的影响,拟建项目应确保人为造成的一类和二

类海水温升夏季不超过当时当地 1℃,其他季节不超过 2℃。

在论证散热系统环境影响的过程中,当采用直流冷却系统对受纳水体中的关键物种和经济物种的生长及繁育影响较大时,推荐选用二次循环冷却方式。据测算,型号乙核机组采用空气冷却塔进行冷却时,温排水夏季温升约 0.7℃,冬季温升约 2.1℃,没有超过 4℃温升的海域<sup>[4]</sup>,明显降低了热排放对海洋生态的影响。但是二次循环冷却系统出塔水温高,机组热效率低,发电功率损失可达 1.4%左右<sup>[6]</sup>,经济效益下降明显,在冷却选择方式时应进行综合考量。

#### 4 中低放固体废物处置

根据我国放射性污染防治法和《关于我国中低水平放射性废物处置的环境政策》,应对中低水平放射性固体废物实行近地表处置,核电项目产生的中低水平放射性废液固化体和中低水平放射性固体废物的暂存年限为 5 年。工程实践中,核电项目通常按照机组运行 5 年的产生量,配套建设中低放固体废物暂存库,并在环评报告中对最终处置作出安排。

但是当前国内仅有 3 座中低放固体废物处置场投入运行,建成容量小且基本不接收外来废物,并非真正意义上的区域处置场<sup>[7]</sup>,现阶段拟建核电项目难以达成有效的最终处置。

虽然国家中低放废物的处置场建设规划尚未出台,但是拟建核电项目仍应积极开展就地处置准备工作,组织环保配套项目厂址普选,提出放射性废物处置场的选址建议,待国家规划明确后,再落实相关规划,保障核电厂放射性固体废物的处置安全。同时拟建项目应积极采取有效减容措施,如先进的去污技术、外运焚烧等,减少中低放固体废物产生量。按照目前国内实践,近年来百万千瓦级压水堆核机组中低放固体废物的预期年产生量不超过 50 m<sup>3</sup>,已经成为核电厂环境影响报告书审评的重要参考。

#### 5 结论与建议

随着碳达峰碳中和战略的实施,作为低碳能源,核电迎来新的发展机遇,每年核准机组数量将达到 6 台至 8 台,核电厂环境影响评价和审评工作将迎来高峰期。为更好地满足环保法规标准的要求,获得核安全监管部门的批复,拟建核电项目在准备环境影响报告书时应重视开展以下几方面的工作:

(1) 提前申请规划调整,保证规划与项目开发需求相一致。在环境影响报告书提交前,拟建项目应纳入区域发展规划。需要调整国土空间规划、近岸海域环境功能区划的,应获得省级人民政府的调整批复,或者由负责部门出具承诺调整的函件,后续付诸实施。

(2) 多方面落实生态保护措施,避免项目开发与生态保护区域交叠。优先考虑技术手段减少对海洋生态的影响,如采用二次循环冷却减少向海洋的热排放、设置防污帘降低施工期间海水的悬沙浓度、通过深海排放减少温排水 4℃温升范围等。对于施工交叠或温升超限的红线内区域进行环境影响评估,必要时申请调整生态保护红线。

(3) 切实推动中低放固体废物处置项目落地,确保长期存放安全。虽然减容技术的应用减少了废物产生量,但是废物产生仍然不可避免。如果废物储存时间过长,贮存桶内可燃废物可能由于霉变引发放射性物质的泄漏<sup>[8]</sup>,因此废物暂存库设计容量的裕度不能作为增加废物暂存时间的理由。拟建项目应提前制定配套处置场建造计划,并推动纳入国家规划。

#### 参考文献

- [1] 中华人民共和国环境保护部. HJ 808-2016 环境影响评价技术导则 核电厂环境影响报告书的格式和内容[S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2016.
- [2] 海南核电有限公司. 海南昌江核电厂 3/4 号机组环境影响报告书(建造阶段)[R]. 2020.
- [3] 中电投广西核电有限公司. 广西白龙核电项目一期工程环境影响报告书(选址阶段)[R]. 2020.

- [4] 国核湛江核电有限公司. 广东廉江核电项目一期工程环境影响报告书(选址阶段)[R]. 2021.
- [5] 张晓峰. 核电厂温排水环境影响评价及减缓措施[J]. 海洋技术, 2010, 29(4): 38-43.
- [6] 中广核惠州核电有限公司. 中广核广东太平岭核电二期工程环境影响报告书(选址阶段)[R]. 2021.
- [7] 赵成昆, 等. 关于在我国西北地区建造集中共享低放废物处置场的建议[R]. 2020.
- [8] 朱月龙. 对秦山核电基地低、中水平放射性固体废物减容处理的考虑[J]. 辐射防护通讯, 2007, 27(1): 18-22.

## Discussion on Concerns about Environmental Impact Assessment of Nuclear Power Plant

Cai Xiangang<sup>1</sup>, Zhang Zeyu<sup>2</sup>, Zhang Luhui<sup>2\*</sup>, Cheng Tianheng<sup>3</sup>

(1. CPI Guangxi Nuclear Power Co. Ltd., Fangchenggang 538001, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China; 3. State Nuclear Zhanjiang Nuclear Power Co. Ltd, Zhanjiang 524033, China)

**Abstract:** The approval of environmental impact report is the key path to obtain the construction permit of nuclear power plants, which directly restricts the development of nuclear power projects. In the process of the EIR review, the nuclear safety regulatory authorities are particularly concerned about the compliance of planning, coordination of ecological protection, warm drainage control, and the disposal of medium and low level radioactive waste. This paper discusses these concerns in depth and analyzes possible conflicts with the requirements of the review in practice and then puts forward relevant countermeasures and suggestions.

**Key words:** nuclear power plant; preparatory stage; environmental impact assessment; concerns

(责任编辑: 梁 晔)

陶革,高轩,赵传礼,等. 核电厂老化管理大纲及其要素[J]. 核安全,2022,21(6):47-54.

Tao Ge, Gao Xuan, Zhao Chuanli, et al. The Generic Elements of an Effective Aging Management Program [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(6): 47-54.

## 核电厂老化管理大纲及其要素

陶 革, 高 轩, 赵传礼, 陶 钧, 马回明

(中核核电运行管理有限公司, 浙江海盐 314300)

**摘要:** 建立并实施有效的老化管理大纲, 是核电厂对安全重要的系统、构筑物和部件进行老化管理并确保电厂在整个服役期间(包括延寿运行期间)都能保有足够安全裕度的重要方法之一。本文对老化管理大纲要素进行了论述, 并重点对国际上广泛认可的两类标准老化管理大纲体系进行了详细分析和要素对比, 梳理出了有效的老化管理大纲应包含的要素内容, 可为国内核电厂老化管理大纲的编制和审查提供参考和支持。

**关键词:** 老化管理; 老化管理大纲要素; GALL 报告; 运行执照更新

**中图分类号:** X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)06-0047-08

截至 2020 年 12 月, 全世界在运的各种类型的商用核电厂数量已达 443 座, 总装机容量达 393.335 GW, 另有在建核电厂 52 座。随着核电运营机组数量的日益增加, 核电在带来高效经济的绿色能源的同时, 其安全稳定运行也越来越受关注。随着运行年限的增加, 核电厂的系统、构筑物和部件也不可避免地出现老化, 其设计规定的可靠性和安全裕度可能会因老化而逐渐降低; 核电厂必须对安全重要的系统构筑物和部件的老化进行有效管理, 以确保核电厂在整个服役期间(包括延寿运行期间)都能保有足够的安全裕度。开发并实施有效的老化管理大纲是进行核电厂老化管理工作的重要方法之一。如何编制一份有效的老化管理大纲, 或者说一份有效的老化管理大纲应该具有哪些核心要素是核电领域高度关注并广泛研究的问题。本文对目前国际上认可的, 并得到广泛应用的两种老化管理大纲体系进行了详细的分析和介

绍, 并对两个老化管理大纲体系的要素内容进行了比较和说明, 可为国内核电厂老化管理大纲的编制和审查提供参考和支持。

### 1 老化管理大纲

#### 1.1 目的及范围

随着运行年限的增加, 核电厂的系统、构筑物和部件(Systems, Structures, and Components)也不可避免地会出现老化现象; 若不对安全重要 SSCs 的老化进行有效管理, 则电厂的可靠性和安全裕度就可能会因老化而受到影响。

电厂的老化管理, 是为把系统、构筑物或部件的老化劣化控制在可接受的限值内而采取的工程、运行和维护行动。通过实施有效的老化管理, 核电厂可确保在整个服役期间(包括延寿运行期间)都能保有足够的安全裕度, 同时还可以有效地保证和提高电厂的出力水平。核行业多年来的实践证明, 对识别出的显著影响电厂

收稿日期: 2022-03-01 修回日期: 2022-11-07

作者简介: 陶革(1967—), 男, 高级工程师, 现主要从事电仪设备的老化管理

安全和 / 或经济性的老化效应进行管理的最有效的方法之一,就是通过老化管理大纲(Aging Management Program)的方式来进行规范化的老化管理。老化管理的范围通常包括安全相关的 SSCs、部分非安全相关的 SSCs(它们失效时会影响安全相关 SSCs 实现其预期功能)、针对某些特定事件的 SSCs,还可以包括电厂要求的、影响发电的 SSCs。

## 1.2 分类

老化管理大纲是核电厂进行老化管理的主要程序文件之一,通常可分为四种类型:预防性大纲、缓解性大纲、状态监测大纲和性能监测大纲。预防性大纲主要是用于阻止老化效应的发生(如用于防止容器类设备外部腐蚀的涂层大纲),缓解性大纲则用于尽可能地降低老化降质速率(如缓解管道内部腐蚀的化学管理大纲),状态监测大纲则主要用于对已出现的老化降质及劣化程度进行检查和监测(如用于对侵蚀 / 腐蚀导致的管道壁厚减薄进行检查和监测的超声检查大纲),性能监测大纲用于监测构筑物和设备执行预期功能的能力(如对热交换器进行热平衡计算、验证热交换器热交换性能的大纲)。构筑物或设备的老化管理,可能是通过单个的管理大纲进行管理,也可能是通过多个老化管理大纲协同进行管理。

## 1.3 要素

不论采用哪种管理方式,为确保老化管理的有效性,某些要素是老化管理大纲中必须包含的、必不可少的要素,这些必须包含的、必不可少的要素通常被称为老化管理大纲的基本要素。经过多年的研究、实践、反馈改进和验证,老化管理大纲的大纲要素也趋于标准化,常见的大纲要素包括:老化管理大纲的范围、缓解 / 阻止老化效应的预防性措施、老化效应的探测、需进行监测 / 检查的与 SSCs 预期功能劣化有关的参数、老化效应的监测和趋势跟踪 / 分析、验收准则、纠正措施、验证过程、审查和批准流程、运行和研发的经验反馈等。

## 2 国际认可的老化管理大纲体系

目前,国际上普遍认可的老化管理大纲体

系有两类:国际原子能机构(International Atomic Energy Agency)的老化管理大纲 9 要素体系和美国核管会(Nuclear Regulatory commission)认可的老化管理大纲 10 要素体系。这两种老化管理大纲体系在核行业都得到了广泛的应用,但因其大纲要素数量和要素条目不同,在实际应用中往往给电厂老化管理大纲的开发者造成疑惑和不解。以下内容将对两个不同的老化管理大纲体系进行详细的分析和介绍,并对这两个老化管理大纲体系中的要素内容进行比较。

### 2.1 IAEA 老化管理大纲 9 要素体系

#### 2.1.1 IAEA 老化管理的范围

早在 19 世纪 80 年代,IAEA 已开始组织成员国开展对老化认知和老化管理方法的研究,并出版了一系列的有关核电厂老化相关的技术指南、专项研究报告,以帮助成员国的监管当局以及核电厂了解安全重要的 SSCs 的老化并建立起一套有效的老化管理方法。IAEA 要求老化管理应考虑包括组织机构、数据收集和保存、老化管理范围界定、老化管理审查、老化管理大纲开发和实施、时限老化分析、老化管理活动的记录等多方面的内容,并采用德氏 PDCA 循环(Plan-Do-Check-Act,即计划-实施-检查-行动)的方法来进行系统化的老化管理(见图 1)。

根据 IAEA 安全导则 SSG-48《核电厂老化管理和支持长周期运行大纲的开发》<sup>[1]</sup>,老化管理的范围应包括:

(1)履行以下基本安全功能所必需的安全重要的 SSCs:反应性控制;从反应堆和燃料存储池中导出热量;限制放射性物质、屏蔽辐射、有计划的放射性排放控制、限制意外的放射性释放。

(2)其他 SSCs,若发生故障可能会阻止安全重要的 SSCs 实现其预期功能。例如,来自旋转机械的飞射物冲击;起重设备故障;水淹;高能管线破裂;液体泄漏(如来自管道或其他压力边界部件)。

(3)在安全分析(包括确定性和概率性)中被引用的、具有应对特定事件功能的其他 SSCs,或国家监管要求的其他 SSCs。例如,应对内部

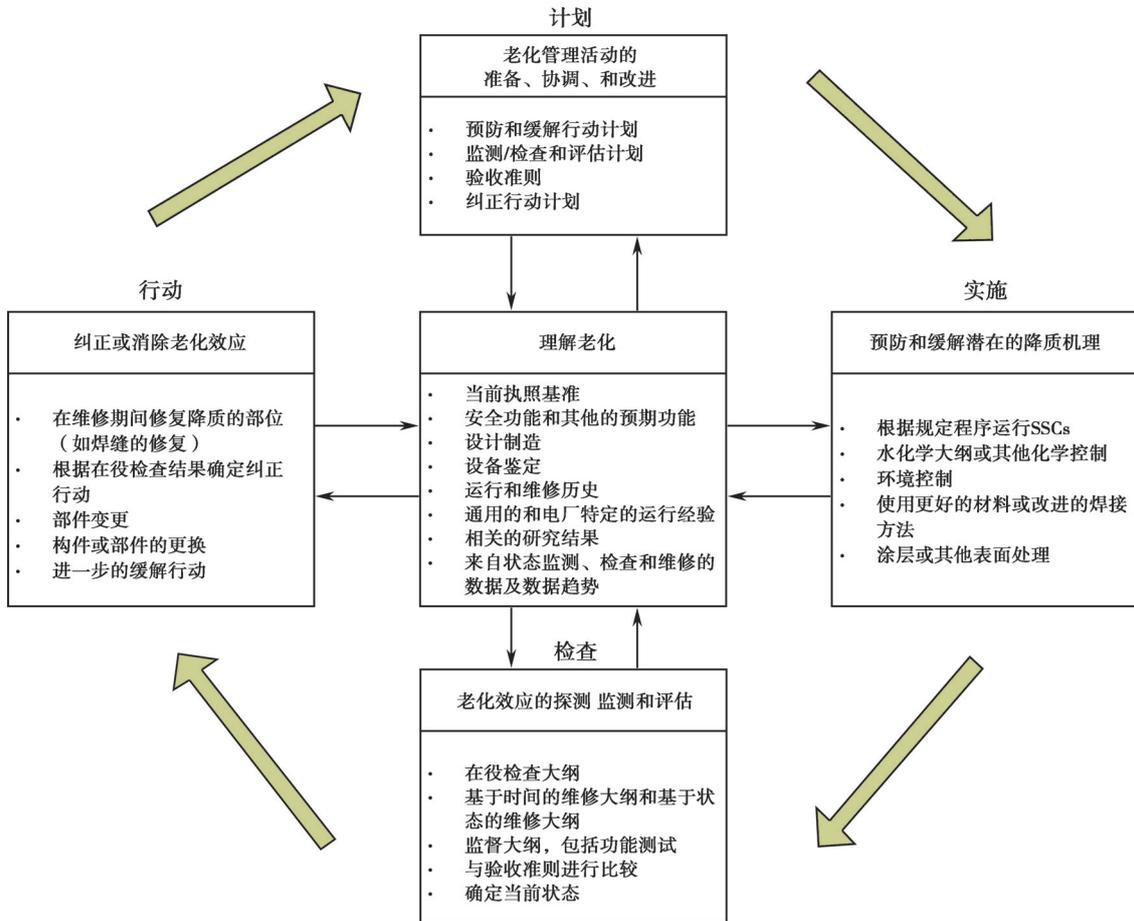


图1 系统化的老化管理

Fig.1 Systematic approach to aging management

事件(如内部火灾和内部水淹)所需的 SSCs;应对外部危险(如极端天气、地震、海啸、外部水淹、龙卷风和外部火灾)所需的 SSCs;应对特定的事件(如承压热冲击、未紧急停堆的预期瞬态和全厂断电)所需的 SSCs;处理设计扩展工况或缓解严重事故后果的 SSCs。

### 2.1.2 IAEA 老化管理大纲的 9 要素

为了对影响构筑物/部件预期功能的老化效应进行有效管理,电厂应建立有效的老化管理大纲,确保构筑物/部件的预期功能能够满足当前执照基准的要求。按照 IAEA 安全导则 SSG-48,一份有效管理老化效应的老化管理大纲应当包含以下 9 个要素:基于老化认知的老化管理大纲范围、缓解和控制老化效应的预防性措施、老化效应的探测、老化效应的监测和趋势跟踪、老化效应的缓解、验收准则、纠正措施、

运行经验及研发结果的反馈、质量管理。

#### (1) 基于老化认知的老化管理大纲范围

老化管理的范围包括对构筑物/构件和部件的管理。老化管理应基于对老化的认知(包括主要降质机理、敏感部位);全面理解构筑物和部件的老化效应、降质机理以及它们如何影响 SSCs 的预期功能,是实施系统化老化管理的先决条件。老化认知应基于以下几个方面:①设计,包括 SSCs 的预期功能和适用的法规要求、规范和标准、设计基准和设计文件(含安全分析);② SSCs 的制造,包括材料特性、可能会对老化产生影响的制造状况及服役状况;③ SSCs 运行和维护历史,包括调试、运行瞬态和事件、功率提升、变更和更换;④作用在构筑物或部件上的应力(包括构筑物或部件的荷载以及构筑物或部件内/外部的环境状况);⑤在役检查和监督

检查的结果;⑥运行经验、研发结果以及服役后的检查结果;⑦巡检结果、检查和状态评估的结果(如有);⑧时限老化分析的评估结果。

#### (2) 缓解及控制老化效应的预防性措施

应明确需要采取的预防性措施,确定需要保持的服役状况(即环境状况和运行状况)以及减缓构筑物和部件潜在降质的运行操作。

#### (3) 老化效应的探测

应包括需监测和检查的参数,以及能在构筑物或部件失效前及时探测出老化效应的有效技术(检查、测试和监测方法)。

#### (4) 老化效应的监测和趋势跟踪

包括明确需要监测的构筑物或部件的状态指标和参数、收集用于构筑物和部件老化评估的数据、确定所需采用的评估方法(包括数据分析 and 趋势跟踪和预测)。

#### (5) 老化效应的缓解

确定用于缓解老化效应和/或降质的运行、维修和更换活动等。

#### (6) 验收准则

对于涉及是否需要采取纠正行动的判定准则,应予以评估。

#### (7) 纠正措施

明确构筑物或部件不满足验收准则时所需采取的纠正措施。

#### (8) 运行经验及研发结果的反馈

建立对运行经验和研发结果进行及时反馈的机制,并提供所反馈内容(如果适用)已在老化管理大纲中予以考虑的客观证据。

#### (9) 质量管理

质量管理的内容包括:老化管理大纲的实施和所采取行动的记录管理控制、用于老化管理大纲评估和改进的指标、验证预防性措施的充分性和适当性、确认所有的纠正措施都已得到落实且有效、应遵循的记录保存要求等。

## 2.2 美国老化管理大纲 10 要素体系

### 2.2.1 美国老化管理大纲的范围

美国对老化管理大纲要素的要求,来自 NRC 颁布的技术文件 NRGEG-1801《核电厂通用老化管理经验报告》[Generic Aging Lessons

Learned (GALL) Report, GALL 报告]<sup>[2]</sup>,这是一份用于指导核电厂执照更新申请审查的技术文件。NRC 人员会依据 GALL 报告中所要求的 10 个老化管理大纲要素来审查申请执照更新的电厂的老化管理大纲的充分性<sup>[3,4]</sup>。

GALL 报告中的老化管理大纲,主要是针对电厂执照更新范围内的系统、构筑物和设备(SSCs),其范围包括:

(1) 在设计基准事件过程中或之后需保持下述功能的安全相关 SSCs:保持反应堆冷却剂压力边界的完整性;完成停堆并维持反应堆处于安全停堆状态;防止或缓解可能造成厂外照射的事故后果。

(2) 非安全相关的系统、构筑物和部件,若其发生故障会影响上述(1)中所要求的功能顺利执行。

(3) 与满足特定法规所要求的功能有关的 SSCs。这些法规要求的功能包括消防、环境鉴定、承压热冲击、未能紧急停堆的预期瞬态。

### 2.2.2 美国老化管理大纲的 10 要素

美国老化管理大纲中的大纲要素共计有 10 项:大纲范围、预防性措施、监测/检查参数、老化效应探测、监测及趋势、验收准则、纠正措施、验证确认、管理控制、运行经验。

#### (1) 大纲范围

老化管理大纲的管理范围参见 3.1 节内容。需要关注的是,老化管理大纲的管理对象是执照更新范围内的非能动、长寿命的构筑物和部件,不包括能动的、短寿命的构筑物和部件(非能动是指在执行预期功能时没有活动的部件,或结构、特性不发生变化的 SSCs;长寿命是指不基于鉴定寿命或规定的时间周期进行更换的 SSCs)。

#### (2) 预防措施

老化管理大纲应对所采取的措施进行说明,这些措施应能够缓解或预防老化引起的降质。

#### (3) 监测/检查参数

所选取的监测或检查参数应与构筑物或部件的预期功能降质相关联。例如,通过状态监测大纲中的监/检测参数,电厂应可探测老化效应的现状及程度;通过对预防或缓解大纲中特定参

数的监测来预防或缓解老化效应(如水化学大纲通过控制冷却剂中的氧含量来缓解管道破裂)。

#### (4) 老化效应的探测

老化效应的探测必须在构筑物和部件的预期功能受损前进行,以确保大纲范围内构筑物和部件的预期功能仍能实现。老化效应的探测包括探测方法和探测技术(如目视、体积测量、表面检查)、检查频率、样品范围大小、数据收集以及为探测老化效应而实施检查的时机。此外,大纲中还需明确数据的收集要求(何时、何地、如何收集大纲所要求的数据)。

#### (5) 监测及趋势

应能提供可预测的降质程度,并及时给出所需的纠正或缓解措施。本要素还包括如何评估收集到的数据,以及如何对收集到的数据进行前瞻性的趋势预测。

#### (6) 验收准则

对涉及是否需要采取纠正行动的判定准则应予以评估,确保在延寿运行期间的各种当前执照基准设计工况下,构筑物和部件的预期功能都能得到保持。

#### (7) 纠正措施

应及时采取纠正措施(包括确定根本原因和防止不利情况的再次发生)。

#### (8) 验证确认

确保预防性措施是充分的,相关的纠正措施都已得到实施且有效。

#### (9) 管理控制

应设定正式的审查和批准流程。任何用于管理执照更新期间老化效应的大纲都应当采取管理控制。

#### (10) 运行经验

老化管理活动相关的运行经验(包括过去的纠正行动所导致的大纲升版或所产生的新大纲或活动),应能提供客观证据以证明老化效应得到了充分的管理,在电厂运行许可证延续期间构筑物和部件的预期功能将会得以保持。

应依据经验反馈结果确认当前老化管理大纲的有效性,对发现的大纲弱项进行加强或编制新的老化管理大纲。

## 2.3 两种大纲体系的比较

### 2.3.1 大纲要素比较

图 2 是 IAEA 和美国老化管理大纲的要素关联图。结合前文对 IAEA 和美国老化管理大纲的要素解析可以看出:从技术层面上,IAEA 老化管理大纲 9 要素和美国老化管理大纲 10 要素的要素内容与要求是基本一致的,只是所用的要素术语以及要素的归类方法略有不同(如 IAEA 老化管理大纲的要素“9. 质量管理”的要求,就包含了美国老化管理大纲的要素“8. 验证”和要素“9. 管理控制”的要求)。

### 2.3.2 管理对象比较

两类大纲的管理对象存在一定的差异。IAEA 老化管理大纲的管理对象包括了能动和非能动的设备和部件,而美国老化管理大纲的管理对象仅为非能动、长寿命的设备和部件。这是因为:

(1) 美国是世界上开发核电比较早的国家之一,形成了一套自己的较为健全的核电标准和法规体系。美国核电厂的首次运行执照期限一般为 40 年,在首次运行执照到期前电厂可向 NRC 提交运行执照期满后的继续运行许可申请,经 NRC 审查批准后会更新电厂的运行执照(该过程在美国被称为运行执照更新<sup>[5]</sup>,更新的运行执照期间限为 20 年,更新次数没有限制)。在美国,对能动、短寿命的 SSCs 的老化管理,是依据美国维修法规 10 CF 50.65 (Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants,简称 MR 或维修法规)<sup>[6]</sup>通过实施有效的预防性维修活动来实现的。电厂首次执照运行期间,维修法规就已开始实施并持续进行,NRC 也会对电厂维修法规的实施情况进行持续的监督和检查。可见,由于那些能动、短寿命的 SSCs 的老化在电厂运行期间已经得到了有效管理和监督,故电厂在进行运行执照更新申请时,就无须再对能动、短寿命的构筑物和部件进行重复性的审查。因此在与执照更新相关的 GALL 报告中,老化管理大纲管理对象的范围也就仅限于关注执照更新审查范围内的非能动、长寿命的构筑物和部件。

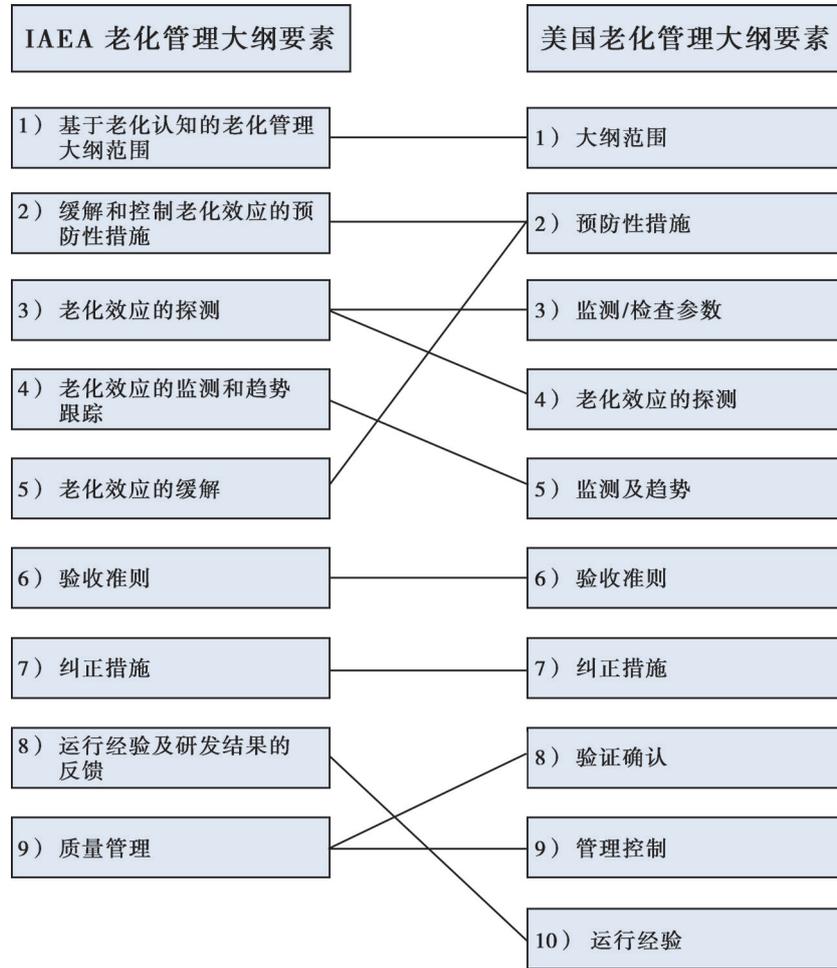


图2 IAEA 与美国老化管理大纲的要素关联

Fig.2 Relationship between the elements of IAEA and US Aging Management Program

(2) 鉴于各成员国法规体系和国情的不同,作为国际组织的 IAEA 要尽可能多地考虑其法规文件在各成员国的普适性,故此 IAEA 在确定老化管理大纲的管理范围时,包括能动和非能动、长寿命和短寿命的构筑物 and 部件。另外,IAEA 在参考美国 GALL 报告的基础上,于 2014 年发布了 IGALL 报告,即《国际通用老化经验反馈报告》(International Generic Ageing Lessons Learned GALL-Guideline, 简称 IGALL 导则)<sup>[7]</sup>。对于 IAEA 颁布的标准和导则文件,各成员国可以根据自己的国情和法规要求进行参考或引用。

可见,两类大纲管理对象的差异是由于二者的体系不同和受国情因素影响导致的,但就这些差异并不影响老化管理大纲的整体要素要求。

### 3 我国核电厂的老化管理大纲

我国核电起步较晚,但是发展较快。截至 2021 年底,我国大陆已经投入商业运行的核电机组有 53 台,在建机组有 16 台;与此同时,以秦山一期为代表的我国首批核电机组也已安全运行了超过 30 年,如何有效实施电厂设备的老化管理也成为国内核电厂安全运行和运行许可证延续重点关注的问题。

#### 3.1 国内监管体系及要求

我国的核安全监管法规体系是参照 IAEA 体系制定的,不少已颁布的核安全法规/导则文件都参考了相应的 IAEA 文件。2012 年颁布的我国核电厂老化管理导则文件 HAD 103/12《核动力厂老化管理》也参考了相应的 IAEA 导则,

该导则要求核电厂开展主动的(有预见性和有针对性的)老化管理,老化管理应贯穿于核动力厂的整个寿期。对于电厂运行期间的老化管理,该导则还明确要求所有老化管理大纲都应具有以下基本要素内容:基于老化认知的老化管理大纲的范围、缓解和控制老化劣化的预防性措施、老化效应的探测、老化效应的监测和劣化趋势预测、老化效应的缓解、验收准则、纠正行动、运行经验和研发结果反馈、质量管理。可见,HAD 103/12《核动力厂老化管理》对老化管理大纲的要素要求就是 IAEA 大纲体系中的 9 要素要求。

### 3.2 国内电厂的老化管理大纲现状

虽然 HAD 103/12《核动力厂老化管理》明确给出了老化管理大纲应包含的 9 个基本要素,但因认知原因以及缺少监管当局认可的老化管理大纲范本(包括缺少来自 IAEA 的老化管理大纲范本),如何编制一份符合 HAD 103/12《核动力厂老化管理》要求的老化管理大纲仍然一直困扰着国内核电厂。各电厂都有自己的管理老化的大纲/程序文件,但却少有能真正满足 HAD 103/12《核动力厂老化管理》要求的老化管理大纲。

### 3.3 国内开发和实施老化管理大纲的良好实践

秦山核电厂 1# 机组是我国自主设计、建造和运行管理的第一台核电机组,在安全稳定运行 30 年后,于 2021 年又获得了运行许可证延续许可,成为中国大陆首台成功实施运行许可证有效期限延续的核电机组。目前我国与运行许可证延续有关的法规、导则和标准尚处于制定和完善的过程中,因而秦山核电厂 1# 机组运行许可证延续所采用的技术路线是:依据我国核安全局颁发的《〈核电厂运行许可证〉有效期限延续的技术政策(试行)》并参考美国执照更新法规体系和实践经验。

在美国执照更新体系中,GALL 报告属于“核电厂执照更新申请的标准审查大纲”[NUREG-1800, Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants”(SRP-LR)]的基准文件,可为美国 NRC

人员对电厂运行执照更新申请的审查提供指导;同时,GALL 报告还提供了 55 份被 NRC 认可的、用于管理执照更新范围内 SSCs 老化效应的老化管理大纲。对于电厂管理特定老化效应的 AMP 的审查,可以通过审查其与 GALL 报告中对应的 AMP 的一致性(需要对大纲 10 要素逐一进行审查)来进行,从而证明电厂管理特定老化效应的老化管理大纲是充分的,足以对电厂执照更新期间的老化效应进行有效管理。

在秦山核电厂 1# 机组的执照更新安全评估活动中也参考并借鉴了该方法。为便于充分利用美国 GALL 报告完成电厂老化管理大纲的审查,秦山核电厂首先对已有的老化管理大纲进行了收集整理并按照 10 要素的要求进行了格式转换,然后对比 GALL 报告中的 AMP 进行一致性审查,最终根据审查结果对电厂的老化管理大纲进行相应的修订(必要时开发新的老化管理大纲)。此时电厂得到的最新版老化管理大纲已属于满足 10 要素体系的老化管理大纲。考虑到我国现行法规体系对老化管理大纲的具体要求以及便于今后国家监管部门对老化管理大纲的审查,秦山核电厂又按照美国老化管理大纲体系和 IAEA 老化管理大纲体系的要素对应及关联关系,成功地把经过有效性评估的 10 要素体系老化管理大纲转换成了符合 HAD 103/12《核动力厂老化管理》要求的 9 要素体系老化管理大纲,并在电厂正式发布实施。

## 4 结论

开发并实施有效的老化管理大纲是核电厂进行老化管理的重要方式,一份有效的老化管理大纲必须包含的要素有:老化管理大纲的范围、缓解/阻止老化效应的预防性措施、老化效应的探测、需进行监测/检查的与构筑物 and 部件预期功能劣化有关的参数、老化效应的监测和趋势跟踪/分析、验收准则、纠正措施、验证过程、审查和批准流程、运行和研发的经验反馈等。另外,在对老化管理大纲进行审查和评估时,也需要对大纲要素进行逐一评估,以判断老化管理大纲对老化效应的管理是否充分、有效;

如果发现大纲存在弱项,则必须对弱项进行纠正和补强,必要时可以开发新的老化管理大纲。

虽然 IAEA 与美国的老化管理大纲在要素名称和归类方法上略有不同,但本质上二者对大纲要素的要求是一致的(管理对象除外);按照 IAEA 要求的 9 要素开发老化管理大纲或按照美国的 10 要素开发老化管理大纲,都能达到同样的效果。各国核电厂可根据自己国家核电法规的具体要求和电厂情况,选择是采用 9 要素还是 10 要素来编制和管理电厂的老化管理大纲。鉴于我国核安全导则 HAD 103/12《核动力厂老化管理》是按照大纲 9 要素来要求的<sup>[8]</sup>,国内核电厂可按照 9 要素的原则来编制、实施、审查和评估老化管理大纲。

#### 参考文献

- [1] IAEA. SSG-48, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants [R]. Vienna: IAEA, 2018.
- [2] U.S. NRC. NUREG-1801, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report [R]. Washington, DC: U.S. NRC.
- [3] U.S. NRC. NUREG-1800, Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants [R]. Washington, DC: U.S. NRC.
- [4] Nuclear Energy Institute. NEI 95-10, Industry Guidelines for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54- The License Renewal Rule [R]. Washington, DC: U.S. Nuclear Energy Institute, 2005.
- [5] U.S. NRC. NRC Regulations 10 CFR Part54: Requirements for Renewal of Operating Licenses for Nuclear Power Plants [S]. Washington, DC: U.S. NRC, 2007.
- [6] U.S. NRC. NRC Regulations 10 CFR Part65: Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants. [S]. Washington, DC: U.S. NRC, 2007.
- [7] IAEA. Safety Reports Series No. 82, Ageing Management for Nuclear Power Plants; International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL) [R]. Vienna: IAEA, 2015.
- [8] 国家核安全局. HAD 103/12-2012, 核动力厂老化管理 [S]. 北京: 国家核安全局, 2012.

## The Generic Elements of an Effective Aging Management Program

Tao Ge, Gao Xuan, Zhao Chuanli, Tao Jun, Ma Hui ming

(CNNC Nuclear Power Operations Management Co., Ltd., Haiyan Zhejiang. 314300, China)

**Abstract:** Aging of systems, structures and components important to safety must be effectively management to ensure that required safety margins are maintained throughout plant service life (include long term operation),establishing and implementing Aging Management Program is proved to be an effective way for nuclear power plant to manage the aging as required. This paper discusses the elements of aging management program, focuses on the detailed analysis and elements comparison between the two standard aging management program structures in the world. The paper combs out the elements that must be included in an effective aging management program, and can provide reference and support for the development and review of the aging management program for domestic nuclear power plants.

**Key words:** aging management; elements of aging management program; GALL report; license renewal

(责任编辑: 梁 晔)

王逊,田宇,荆放,等.核动力厂设计扩展工况的思考与建议[J].核安全,2022,21(6):55-60.

Wang Xun, Tian Yu, Jing Fang, et al. Considerations and Suggestions on Designing Extended Conditions of Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (6): 55-60.

## 核动力厂设计扩展工况的思考与建议

王 逊<sup>1</sup>, 田 宇<sup>2</sup>, 荆 放<sup>1</sup>, 史 强<sup>1,\*</sup>, 王晓峰<sup>1</sup>, 孙海涛<sup>1</sup>

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 北京宇航系统工程研究所, 北京 100076)

**摘要:** 福岛核事故后, 国际社会对核能发展提出了更高的安全要求, 国际原子能机构 (IAEA) 基于福岛核事故的经验教训与研究成果, 在其安全标准中引入设计扩展工况的概念, 以进一步提高核动力厂的安全水平。本文根据国内外核能发展实际情况, 结合我国核安全法规标准最新要求与制修订规划思路, 对设计扩展工况的定义与内容进行思考并提出相关建议。

**关键词:** 核动力厂; 设计扩展工况; 核安全

**中图分类号:** X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 06-0055-06

积极安全有序发展核电是我国早日实现碳达峰、碳中和的重要途径,也是落实“十四五”期间优化能源产业结构的关键内容,核安全是保障核能健康可持续发展的基础,核动力厂设计安全是核安全监管工作的重要内容<sup>[1-3]</sup>。福岛核事故后,国际原子能机构(IAEA)在其安全标准中提出设计扩展工况(DEC)的概念与要求,以进一步提高核动力厂应对事故的能力<sup>[4]</sup>。然而,我国现行核安全法规标准尚缺乏有关设计扩展工况的具体规定,对有效开展核动力厂安全分析造成一定困难<sup>[5]</sup>。根据国内外核能发展实际情况,结合我国核安全法规标准最新要求与制修订规划思路,对设计扩展工况的定义与内容进行思考并提出相关建议。

### 1 概述

#### 1.1 设计扩展工况的概念形成

随着国际社会对于核能发展安全性的要

求不断提升,国际组织与世界主要核能发展国家的相关技术文件对核动力厂应对超过设计基准事故的预防与缓解能力提出更高目标。2003年,欧洲压水堆(EPR)在设计过程中首次提出设计扩展工况的概念<sup>[6]</sup>,2012年,IAEA发布安全标准《Safety of Nuclear Power Plants: Design》(SSR-2/1),明确规定需要将设计扩展工况纳入核动力厂安全分析的考虑范围。

IAEA安全标准提出,设计扩展工况不在设计基准事故考虑范围但在设计过程中根据最佳估计方法需要加以考虑,设计扩展工况发生时,放射性物质的释放应被保持在可接受限值以内,且保证堆芯不受损伤以及避免堆芯熔化<sup>[7]</sup>,世界主要核能发展国家的相关技术文件也引入了设计扩展工况的概念和内容<sup>[8]</sup>,设计扩展工况在核动力厂运行范围的具体位置如图1所示。

收稿日期: 2022-03-11 修回日期: 2022-11-07

作者简介: 王逊(1990—),男,工程师,现主要从事核与辐射安全研究工作

\*通讯作者: 史强, E-mail: shiqiang@chinansc.com

工况	运行工况		事故工况		
	核动力厂状态	正常运行	预计运行事件	设计基准事故	超设计基准事故
设计规范要求		设计基准		设计扩展	实际消除工况
堆芯状况	未发生堆芯损伤		没有造成堆芯明显损伤	不考虑为设计扩展 (堆芯熔化) 严重事故	

图 1 设计扩展工况在核动力厂运行范围的具体位置

Fig.1 The specific location of the design extension condition in the operating range of the nuclear power plant

## 1.2 设计扩展工况的应用进展

设计扩展工况概念的提出与应用,凸显了国际社会对核能发展安全性的高度关注。我国核安全法规《核动力厂设计安全规定》在修订过程中借鉴了 IAEA 安全标准的相关内容,接受并引入设计扩展工况的概念,明确规定需要考虑该工况下核动力厂的安全性。因此,结合华龙一号、EPR 等核电堆型审评工作中积累的实践成果,参考国际相关经验,形成科学完善的技术要求,用于指导核动力厂安全分析,对于进一步提升核动力厂的安全性具有重要意义。

目前,国内外设计扩展工况清单存在一定差异,但在概念定义、工况分类与选取原则等方面基本保持一致。结合相关技术文件要求与工程实践经验,设计扩展工况清单主要来源于三个方面:一是西欧核监管者协会(WENRA)发布的欧洲压水堆(EPR)设计中遵循的技术导则,二是 IAEA 安全标准的相关要求,三是我国“华龙一号”核电项目(HPR1000)设计、建造阶段采用的技术文件。现阶段西欧核监管者协会<sup>[9]</sup>、国际原子能机构<sup>[10]</sup>与我国“华龙一号”工程实践<sup>[11]</sup>对设计扩展工况清单对比见表 1。

表 1 西欧核监管者协会、国际原子能机构与“华龙一号”工程实践关于设计扩展工况的清单对比  
Table 1 Checklist comparison for design expansion condition of WENRA, IAEA and HPR1000

西欧核监管者协会	国际原子能机构	“华龙一号”工程实践
小破口失水事故 + 中低压安注失效	冷却剂丧失事故 + 安注系统失效	一回路破口 + 应急冷却系统失效
正常运行中丧失主冷却链	丧失全部热阱	给水全部丧失
全厂断电	丧失全部场内外电源	全厂断电
正常运行中主热阱丧失	停堆工况下丧失余热排出功能	最终热阱完全丧失
未能紧急停堆的预期瞬态	多根蒸汽发生器传热管破裂	未能紧急停堆的预期瞬态
假设多重失效事件	一回路破口 + 应急冷却系统失效	多根蒸汽发生器传热管破裂
主给水失效 + 辅助给水失效	氢气爆燃	余热排出系统 + 丧失堆芯冷却
乏燃料池冷却系统共因失效	大量蒸汽爆炸	乏燃料水池冷却和装量大量丧失
主回路高压高衰变热	高压熔融物喷射 + 安全壳直接加热	重要厂用水系统丧失

## 2 思考与研究

### 2.1 设计扩展工况的清单确定

设计扩展工况概念提出前,核动力厂设计安全主要考虑典型设计基准事故,同时将全厂断电与未能停堆的预期瞬态等超过设计基准事故的情况增加到考虑范围。设计扩展工况概念提出后,由于缺乏完备的工况序列,无法系统引入设计扩展工况的清单以指导相关工作的开展。目前,国内外设计扩展工况清单确定的原则主要包括以下来源:

#### (1) 国际原子能机构(IAEA)

IAEA 将设计扩展工况主要分为以下两类:一是没有造成堆芯明显损伤的工况(DEC-A),包括超出安全系统应对设计基准事故能力的始发事件以及设计基准事故或多重故障叠加导致安全系统无法完全执行预定安全功能的始发事件等;二是造成堆芯熔化(严重事故)工况(DEC-B),该类工况清单主要依据国际核动力厂严重事故研究成果进行考虑,IAEA 安全标准提出的该类工况包括蒸汽爆炸、堆芯熔融与丧失最终热阱等<sup>[10]</sup>。

#### (2) 欧洲压水堆(EPR)技术导则

欧洲压水堆(EPR)技术导则对设计扩展工况清单确定主要采用发生频率准则,针对仅考虑专设安全设施的核动力厂概率安全分析(PSA)模型,认为 DEC-A 工况包括发生频率高于  $10^{-7}$ /堆年以及高于  $10^{-8}$ /堆年并对核动力厂安全具有重要影响的事故序列;DEC-B 工况主要包括现阶段严重事故相关研究成果<sup>[11]</sup>。

#### (3) “华龙一号”工程实践

“华龙一号”核电项目遵循《核动力厂设计安全规定》有关设计扩展工况的具体要求,借鉴欧洲压水堆(EPR)技术导则提出的设计扩展工况范围,依据工程实践经验,采用发生频率与实际影响相结合的方式确定工况清单<sup>[12]</sup>,具体准则见表 2。

表 2 “华龙一号”工程实践关于设计扩展工况清单确定准则

Table 2 Criteria for determining the list of design expansion condition of HPR1000

清单确定准则	DEC—A	DEC—B
发生频率	高于 $10^{-8}$ /堆年	总堆芯损坏频率占 >1% 支配性序列
放射性影响	符合 GB 6249-2011 极限事故放射性验收准则	超出欧洲用户文件(EUR)设计准则
安全准则	参考设计基准事故中极限事故安全准则	无

### 2.2 设计扩展工况的分析方法

《核动力厂设计安全规定》提出,需要对设计扩展工况的分析采用最佳估算方法,且必须保证在核动力厂设计中适当考虑不确定性,具有适当的裕量以避免出现陡变效应以及早期或大量放射性释放。对比 IAEA 安全标准有关设计扩展工况描述<sup>[13]</sup>,分析方法选取的原则主要包括:

- (1) 与设计基准事故分析方法的适用性;
- (2) 原则上可采用设计基准事故最佳估算分析叠加不确定性分析;
- (3) 使用最佳估算分析时应说明不会导致陡边效应;
- (4) 不考虑单一故障准则与维修导致的系统不可用。

目前,世界主要核能发展国家针对设计扩展工况分析方法的选取存在一定差异,我国“华龙一号”核电项目与欧洲压水堆(EPR)项目主要参考 IAEA 安全标准提出的分析方法选取原则,并结合工程实践经验,对于指导核动力厂安全取得良好效果。

### 2.3 设计扩展工况的设计准则

现阶段我国核电领域对于设计扩展工况的设计准则尚未达成一致意见,在“华龙一号”核电项目与欧洲压水堆(EPR)项目的核安全审评过程中,依据《核动力厂设计安全规定》相关规定,

明确设计扩展工况的安全分析目标是“在严重事故下仅需要在区域和时间上采取有限的防护行动,且避免场外放射性污染或将其减至最小”,并提出应对设计扩展工况的几项原则,包括:

- (1) 安全设施的独立性与开展工况分析的必要性;
- (2) 设计规格书包括相关分析结果;
- (3) 极端事故(包括堆芯熔融)纳入分析考虑范围;
- (4) 导致早期放射性释放或大量放射性释放工况实际消除的可能性;
- (5) 必须有足够的时间来采取保护公众的防护行动且持续时间和范围有限。

另外,在安全重要物项分类中,需要对设计扩展工况相关安全设施进行单独分类,对于设计扩展工况相关安全设施,属于安全重要物项的重要组成部分,应当纳入安全分级的范畴<sup>[14]</sup>,其在核动力厂设备分类中所处位置如图2所示。

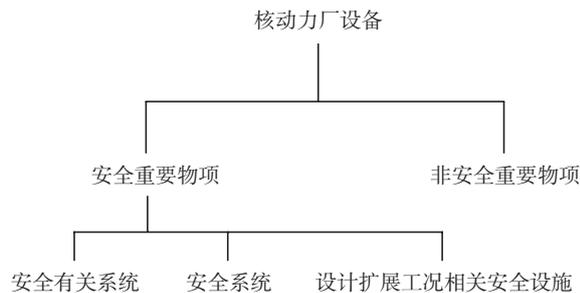


图2 核动力厂设备分类示意图

Fig.2 Schematic diagram of nuclear power plant equipment classification

设计扩展工况相关安全设施应保证严重事故时的设备可用性,如热工水力环境条件要求、辐照剂量要求、抗震要求等。设备可用性的验证可以采用试验和分析相结合的手段,确保设计扩展工况发生时能够按照安全要求执行其预期功能,适当考虑多重事故叠加时对设备冗余性与多样性的要求。

### 3 建议

#### 3.1 工况清单确定原则

针对设计基准事故的安全分析一般只考虑

单一故障情况,通过提高安全相关系统的可靠性缓解事故影响。设计扩展工况的安全分析需要考虑在设计基准事故安全相关系统的基础上依靠附加设施对超设计基准事故或多重失效故障发生后的核动力厂状态进行缓解。

关于设计扩展工况的清单确定,建议遵循以下原则:

(1) 未造成明显堆芯损伤的设计扩展工况(DEC-A)

① 借鉴国际上推荐并使用的 DEC-A 工况清单(IAEA、EUR 等);

② 调研综合国内外新建核电项目工程实践经验,完善 DEC-A 清单,重点考虑超出应对单一始发事件的安全系统能力或多重失效导致安全系统无法应对的事故工况;

③ 在安全分析中,选取重要序列形成工况清单进行分析,选取超出设计基准事故并需要附加设施以降低发生频率或缓解事故影响的始发事件确定为 DEC-A 清单。

(2) 造成堆芯熔化(严重事故)的设计扩展工况(DEC-B)

① 导致核动力厂堆芯冷却能力丧失;

② 导致核动力厂冷却剂系统完整性破坏。

#### 3.2 分析方法选取原则

关于设计扩展工况的分析方法,选取过程中建议遵循以下原则:

(1) 未造成明显堆芯损伤的设计扩展工况(DEC-A)

① 可采用设计基准事故安全分析计算程序,最佳估算方法叠加不确定性分析;

② 避免“陡边效应”造成不可接受的后果并加以证明;

③ 不考虑单一故障准则与维修导致的系统不可用;

④ 分析过程应进行至最终安全状态(反应堆堆芯次临界、衰变热持续导出和放射性释放包容至要求的水平)。

(2) 造成堆芯熔化(严重事故)的设计扩展工况(DEC-B)

① 充分考虑可能导致堆芯损坏的严重事故

状态(如高压熔堆及安全壳直接加热、蒸汽爆炸、氢气燃烧爆炸与安全壳旁通等<sup>[15]</sup>);

②可采用现行有效的事故进程模拟程序(如MAAP、MELCOR等)。

### 3.3 设计准则确定原则

关于设计扩展工况的设计准则,确定过程中建议遵循以下原则:

对于未造成明显堆芯损伤的设计扩展工况(DEC-A),采用放射性影响评价方法,提出相对设计基准事故更严格的辐射照射剂量接受值,参考国内外相关技术文件要求,考虑设计扩展工况始发事件导致的非居住区边界上任何个人在事故的整个持续期内(可取30天)通过烟云浸没外照射和吸入内照射途径所接受的有效剂量不超过10 mSv;

对于造成堆芯熔化(严重事故)的设计扩展工况(DEC-B),应保证事故工况下核动力厂安全屏障的完整性,并有效降低放射性污染水平。

另外,建议明确用于设计扩展工况的附加安全设施范围,包括应对多重失效事故序列、严重事故工况以及极端外部事件的安全设施,并对附加安全设施提出设计要求,以提高核动力厂应对全厂断电、蒸汽爆炸与大型商用飞机撞击<sup>[16]</sup>等设计扩展工况的预防与缓解能力。针对附加安全设施的相关技术要求应保障其在设计扩展工况条件下能够发挥预期功能的性能可靠性,如良好的抗震能力、极端环境条件下的可用性以及维修和维护的有效性等。

## 4 结论

目前,有关设计扩展工况的定义和内容已在IAEA安全标准以及美国、欧洲等世界主要核能发展国家发布的技术文件中予以体现,我国核安全法规《核动力厂设计安全规定》经修订后,针对设计扩展工况提出相关要求。因此,依托国际社会核安全领域设计扩展工况研究成果,形成更为完善的核与辐射安全法规标准体系,提出具体的技术要求以指导核动力厂安全分析,有助于进一步提高核动力厂的安

全水平,提高我国未来核动力厂应对超设计基准事故的能力,保障核能利用事业健康可持续发展。

### 参考文献

- [1] 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(6): 86-94.
- [2] 白云生. 核电“十四五”及中长期发展建议[J]. 电力设备管理, 2020(8): 20-22.
- [3] 刘华. 贯彻中国核安全观 落实“十三五”规划 全面推进新时期核安全与放射性污染防治工作[J]. 环境保护, 2017, 45(18): 14-17.
- [4] 国家核安全局. 国家核安全局发布《核动力厂设计安全规定》[J]. 中国核工业, 2016(11): 5.
- [5] 堵树宏, 杨庆明. 核电厂设计扩展工况供电要求分析[J]. 核科学与工程, 2020, 40(4): 652-658.
- [6] Electricity de France. European Utility Requirements (EUR) Document.Rev.C [S]. France: EDF, 2003.
- [7] IAEA. No.SSR-2/1.Safety of Nuclear Power Plants: Design [S]. IAEA, 2012/2016.
- [8] 李永华, 白晋华. 结合福岛核事故探讨IAEA核电厂设计安全要求[J]. 南方能源建设, 2015, 2(4): 155-158.
- [9] WENRA RHWG.Report Safety of new NPP designs [R]. WENRA, 2013.
- [10] IAEA.IAEA-TECDOC-1791.Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants [S]. IAEA, 2016.
- [11] 郑华, 魏淑虹. 新建核电厂设计扩展工况中复杂事故序列的确定方法研究[J]. 核科学与工程, 2018, 38(4): 673-678.
- [12] 胡凌生, 卢放, 陶俊, 等. 华龙一号设计扩展工况(DEC)选取原则和确定方法[J]. 核科学与工程, 2019, 39(2): 303-308.
- [13] IAEA.SSG-2/1.Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants [S]. IAEA, 2019.
- [14] 孙造占, 沈伟, 黄炳臣, 等. 核动力厂物项安全分级与设计扩展工况物项质量要求[J]. 核动力工程, 2014, 35(5): 178-181.
- [15] 杨志义, 种毅敏, 张佳佳, 等. 关于核电厂设计扩展工况的初步探讨[J]. 核安全, 2015, 14(4): 64-69.
- [16] 李亮, 潘蓉, 刘宇, 等. 新版HAF 102-2016《核动力厂设计安全规定》对核电厂混凝土结构设计影响的初步探讨[J]. 工业建筑, 2017, 47(9): 7-9+23.

# Considerations and Suggestions on Designing Extended Conditions of Nuclear Power Plants

Wang Xun<sup>1</sup>, Tian Yu<sup>2</sup>, Jing Fang<sup>1</sup>, Shi Qiang<sup>1</sup>, Wang Xiaofeng<sup>1</sup>, Sun Haitao<sup>1</sup>

(1. Nuclear and Radiation Safety Center of Ministry of Ecology and Environment, Beijing 100082, China;

2. Beijing Institute of Aerospace Systems Engineering, Beijing 100076, China)

**Abstract:** After the Fukushima nuclear accident, the international community put forward higher safety requirements for the development of nuclear energy. The International Atomic Energy Agency (IAEA), based on the experience and research results of the Fukushima nuclear accident, introduced the concept of design extension condition in its safety standards. To further improve the safety level of nuclear power plants. Based on the actual situation of nuclear energy development at home and abroad, combined with the latest requirements of China's nuclear safety regulations and standards and the planning ideas for formulation and revision, this paper considers the definition and content of design expansion conditions and puts forward relevant suggestions.

**Key words:** nuclear power plant; design expansion condition; nuclear safety

(责任编辑: 梁 晔)

钟华,李晓娟,万亚平,等. 高放废物地质处置社会公众可接受性及其风险决策伦理探析[J]. 核安全,2022,21(6):61-66.

Zhong Hua, Li Xiaojuan, Wan Yaping, et al. Analysis on Social Public Acceptability and Risk Decision Ethics of Geological Disposal of HLWS [J].

Nuclear Safety, 2022, 21 (6): 61-66.

## 高放废物地质处置社会公众可接受性及其 风险决策伦理探析

钟 华<sup>1</sup>, 李晓娟<sup>2,\*</sup>, 万亚平<sup>1</sup>, 吴喜军<sup>1</sup>

(1. 南华大学, 湖南 衡阳 421001; 2. 南华大学附属第二医院, 湖南 衡阳 421001)

**摘要:** 本文通过文献获取了中国、法国、瑞典高放废物地质处置现状, 了解了国内外高放废物地质处置公众参与机制及接受程度, 从知识认知、风险认知、利益认知上建立了高放废物处置公众接受度影响因素模型, 提出了高放废物地质处置的伦理原则及风险决策伦理启示, 通过选取合适的沟通策略打消公众对高放废物处置的疑虑, 获取公众的支持和理解, 为我国北山地下废物处置实验室项目的顺利开展提供参考依据。

**关键词:** 高放废物; 地质处置; 公众接受性; 决策伦理

**中图分类号:** F426 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 06-0061-06

积极推进核电建设和推动核电出口, 是国家重要的能源战略, 在碳达峰碳中和的目标下, 核能作为典型低碳能源品种, 可积极助力能源清洁低碳转型。随着核电事业的发展, 随之产生的放射性废物也越来越多。本文分析了国内外高放废物处置的相关法律、行政机构及处置现状, 从知识认知、风险认知、利益认知上建立了高放废物处置公众接受度影响因素模型, 提出了高放废物地质处置的伦理原则, 建议通过建立社会稳定风险评估机构、提高政府的公信力、加强公众参与程度、重视“邻避效应”中的环境正义等风险决策伦理机制, 加强公众对高放废物处置的理解和支持, 确保实验室项目的顺利进行。

### 1 国内外废物地质处置相关法律及机构

放射性废物的处理是指对放射性废物的运输、贮存、处置的一系列科技和经济活动。政府是核能风险管控的行政机构和决策主体, 明确政府对放射性废物的管理和处置非常重要。放射性废物的管理涉及放射性废物排放、处理、运输、处置以及处置安全评价等环节, 政府责任的范围与其职能对应。在国外地下室实验的建设过程中, 公众的决定占据了主导地位<sup>[1]</sup>。

#### 1.1 法国

法国关于核的法律主要有《放射性废物法》《核透明与安全法》《放射性废物规划法》《废

收稿日期: 2022-04-26 修回日期: 2022-08-03

基金项目: 湖南省教育厅青年项目, 项目编号: 21B0443

作者简介: 钟华 (1981—), 男, 高级经济师, 硕士, 现主要从事安全评价与核能经济的研究工作

\* 通讯作者: 李晓娟, E-mail: 19795889@qq.com

物处置和材料回收法》等。法国政府层面主要有法国核安全局(ASN)、核安全与辐射防护研究院(IRSIN)、国家放射性废物管理局(ANDRA)等机构。主要负责监管、指导、检查、评估、公开相关法律法规,并负责处置场所和设施的建设及运营。法国 ANDRA 作为负责军民放射性废物管理的实施机构,下设 CIGEO 用于高放废物处置的工业地质处置中心。对高放废物的处置,ANDRA 负责所有放射性废物处置设施建设和运营<sup>[2]</sup>。

### 1.2 瑞典

瑞典 1977 年通过立法以确保妥善管理核废料,同时也为瑞典在乏燃料管理方面的世界领导地位奠定了基础。1984 年颁布的《核活动法》规定,反应堆运营商必须协作完成乏燃料处置和安全项目。1988 年颁布了《放射性保护法》和《放射性保护条例》。

### 1.3 美国

美国主要涉核的法律有《原子能法》(1946 年)、《核废物政策法修订案》(1985 年)、《能源政策法》(1992 年)等。

### 1.4 芬兰

1987 年芬兰议会通过了《核能法》,该法案详细地阐述了选址项目和核废料处置问题,规定芬兰核电站有义务对核废物管理负责。2021 年 12 月 8 日,芬兰就业和经济部(MEE)宣布正在启动立法准备工作,旨在全面修改该国的《核能法》,该法计划于 2028 年生效。

### 1.5 中国

目前我国关于放射性废物处置的法律主要有《中华人民共和国放射性污染防治法》(2003 年)、《核安全法》(2017 年)。《核安全法》对我国现有的核安全管理机构的设置及职责分工进行了概括规定,主要包括国家核安全局、国防科技工业局、国家能源局、核事故应急协调委员会等机构。国家核安全局是国务院核安全监督管理部门,负责放射性废物处理、处置的安全和辐射环境保护工作的监督管理等。国家国防科技工业局主要负责除核电之外的核工业管理和对核设施实施核安全监管以及和平利用核能项目

监督管理,牵头制定国家核事故应急方案。

## 2 国内外废物地质处置现状

国外已开展了大量的废物地质处置相关研究,其中可查阅的主要资料来自瑞典核燃料和废物管理公司(SKB)、芬兰 POSIVA 公司(POSIVA)、瑞士国家放射性废物处置机构(NAGRA)、日本核废料管理基金会与研究中心(RWMC)等研究机构。

法国处置库选址工作始于 20 世纪 80 年代,已筛选出 3 个预选场地。目前布尔地下实验室正在建设中,预计 2025 年竣工。法国法律明确了放射性废物处置的费用筹措及管理责任,针对高放废物管理与退役资金保障,法国《环境法》规定了关于长期费用融资的制度。核设施持证单位需要评估长期处置的费用,设立受保护的专用资金为未来废物处置做准备。

瑞典高放废物处置库场地研究始于 1977 年,瑞典曾建有 12 个反应堆,目前只有 6 个在运行。瑞典核燃料和废物管理公司(SKB)作为放射性废物管理工作的实施单位和工程建设总承包单位,主要负责核场址评价、处置库建设、运行和关闭以及安全评价工作。2021 年 5 月 24 日,瑞典 WSP 集团表示,将为瑞典核燃料与废物管理公司(SKB)短寿期放射性废物最终处置库的扩建工程开展设计,为处置瑞典核电站拆除后产生的放射性废物,扩大短寿期放射性废物处置库,已经选定了离斯德哥尔摩一百多公里的 FORSMARK 核电站附近作为最终处置库库址。处置库建于在 500 米深且稳定的花岗岩工程洞穴中,用膨润土作为缓冲回填材料,处置容器由 20 吨的铸铁内构件和 5 厘米厚纯铜防腐外层组成,可包容 2 吨左右乏燃料。瑞典核燃料和废物管理公司,使用核电收益中提取的废物处置基金,对核废物处置的全过程负责。经过 40 多年的努力,2022 年 1 月,瑞典政府终于批准了 SKB 核电乏燃料处置库的项目,成为全球第二个批准建造核废物处置库的国家。

美国是世界最大的核废料产生国,位于内华达州拉斯维加斯西北 150 千米的尤卡山核废

料处置场工程于 1983 年启动,2002 年国会通过,2011 年 9 月尤卡山许可证发放进程被暂停。2018 年美国众议院议员以 340 票赞成、72 票反对的表决结果通过了《核废物政策修正案》,该法案要求重启内华达州尤卡山处置库的许可证审批程序。

芬兰核电发电量约占全国总发电量的 1/3,2001 年,芬兰政府批准将 Eurajoki 的 Olkiluoto 岛作为乏燃料处置库场址。2004 年 Posiva 开始建设 ONKALO 地下实验室并在其中开展了场址验证研究,计划在 2022 年申请运行许可证。

1985 年原中国核工业总公司提出“中国高放废物深地质处置研究发展计划”,开始了中国的高放废物的地质处置研发工作。我国从 1989 年开始在北山地区进行地段筛选,当前,我国高放废物处置进入了新发展阶段,多次召开高放废物地下处置学术研讨会,探讨高放废物地质处置库场址的安全稳定、评价指标体系等原则和关键性问题。2021 年,国家原子能机构批准的北山高放废物地质处置地下实验室正式开工,建成后将成为世界上规模最大、功能最全的地下实验室。2021 年,北京地质研究院被国际原子能机构设定为“国际原子能机构高放废物地质处置协作中心”。

### 3 公众接受性程度影响因素模型框架

核安全是人类永恒的问题,核能技术具有尖端性、复杂性和公众参与性。核电的公众接受程度表现为公众对核电的风险认知,核技术风险受核技术风险认知的影响<sup>[3]</sup>。风险认知是一种感知和避免有害环境条件的认识,风险的评价离不开概率风险评价技术,本研究将影响高放废物处置公众接受度的多个因素从单维度扩展到多维度分析,通过专家调查法得出具体的二级指标、二级指标及主要因素,得出各因素具体的权重。将高放废物知识认知、风险认知(恐慌风险、未知风险)、利益认知(环境利益、经济利益)设为高放废物处置公众接受程度的影响指标,文章所提出的高放废物处置公众接受度影响因素模型框架见表 1。

表 1 高放废物处置公众接受度影响因素模型框架  
Table 1 Model framework of influencing factors of public acceptance of hlws

一级指标	二级指标	主要因素	编号	
基本情况 (0.2)	人员因素 (0.2)	性别	Z11(0.2)	
		年龄	Z12(0.2)	
		受教育程度	Z13(0.2)	
		职业	Z14(0.2)	
		收入情况	Z15(0.2)	
知识认知 (0.3)	知识认知 (0.3)	是否了解核电	Z21(0.2)	
		是否了解核泄漏	Z22(0.2)	
		高放废物了解渠道	Z23(0.3)	
		是否了解核废物	Z24(0.3)	
风险认知 (0.3)	恐慌风险 认知(0.15)	对核废物处置方式恐慌风险	Z31(0.2)	
		高放废物处置场所的位置恐慌风险	Z32(0.3)	
		对本地区环境的破坏恐慌	Z33(0.3)	
		对本地区经济的影响恐慌	Z34(0.2)	
		未知风险 认知(0.15)	对当地政府的信任风险	Z41(0.3)
		对企业及科学家的信任风险	Z42(0.2)	
		对事故防范及处理的未知风险	Z43(0.3)	
		对信息泄漏及诚信者的惩罚恐慌	Z44(0.2)	
	利益认知 (0.2)	环境利益 认知(0.1)	节约能源	Z51(0.3)
			改善环境	Z52(0.4)
环境破坏			Z53(0.3)	
经济利益 认知(0.1)		补偿收入得到提高	Z61(0.5)	
		促进本地经济发展	Z62(0.5)	

### 4 高放废物地质处置的决策伦理研究

《关于加强科技伦理治理的意见》中指出:科技伦理是开展科学研究、技术开发等科技活动需要遵循的价值理念和行为规范。高放废物地质处置因其相对于其他类型工业设施、工程

项目的特殊性,其安全可靠要求更高,存在许多不确定因素,更应注重其决策伦理研究。高放废物地质处置关键科学问题主要包括选址、规划、地下实验室建设、评价和科学试验等。在工程领域也有广泛的研究,但在社会学、管理学、科技伦理学、环境伦理学的公众参与研究方面尚在起步阶段,决策时应从政府、公众、利益补偿等方面予以考虑。

#### 4.1 坚持政府主体责任

通过对我国现有相关法律法规的梳理,政府在放射性废物的管理中主要承担宏观指导责任、政府管理责任和安全监管责任。宏观指导责任是指政府应当针对核行业的废物处置制定宏观管控政策。政府管理责任是指政府积极引导核行业中的放射性废物产生者通过最小的代价实现废物的最少化,减少核污染,促进核能经济的良性发展。安全监管责任是指政府保证放射性废物处置过程中确保安全可控。在核安全问题上,国家利益和人类共同体利益是融合交汇的<sup>[4]</sup>。

#### 4.2 坚持安全无害集中处置

对放射性废物的安全管理,应当坚持无害化和永久安全的妥善处理原则。放射性废物处置应最大限度地将危害废物与生物圈相隔离,减少放射性物质释放进入环境的体量,通过地质天然和工程屏障如主岩和外围土层、高放废物固化体、包装容器、缓冲/回填材料、处置库工程构筑物将废物进行隔绝,达到安全处置的目的。

#### 4.3 社会公众参与及知情

《关于加强科技伦理治理的意见》中指出:科技活动应建立涉及重大、敏感伦理问题的科技活动披露机制。《核安全法》第六十三条、第六十四条规定,相关政府部门应依法公开行政许可、安全监督检查报告、辐射环境质量和核事故等相关信息。核设施企业应公开核安全制度和核安全评估报告,定期评估核设施安全状况。建立健全公众参与机制,树立政府形象和增强公信力,建立公众信心,从而获得公众对高放废物地质处置场所工程建设及相关科学研究的理

解和支持。

#### 4.4 利益与风险补偿机制

政府及企业投资成本应该包括核设施的退役费用及处置费用。长期以来高放废物处置忽视了接受地承担的环境、经济与社会负外部效应<sup>[5]</sup>。核污染持续时间长,对生于其间的生命体影响巨大,核污染引起的环境问题日益凸显。我国高放废物处置预选区则主要位于甘肃北山,当地经济基础薄弱,建议废物排放单位设立废物处置风险补偿基金,建立以利益驱动补偿相应风险。主要包含经济效益相关的费用补偿和生态环境效益相关的生态补偿两个方面,并且依据处置性质和来源,制定不同标准的补偿措施。综合运用资金补偿、政策补偿、区域补偿等方法,促成经济发展与生态保护和谐发展。

### 5 高放废物处置风险的决策伦理启示

科技活动应客观评估不确定性风险,最大程度地防范可能引发的风险。高放废物处置应遵循责任和问题不应遗留给后人、不能超出当前社会所能承受的经济能力以及不应造成国际争端的原则。结合国内外高放废物地质处置实验室建设中前期公众沟通、社会评估、环境正义等存在的相关问题,在以后决策时应建立健全社会评估机制、提高政府公信力、加强公众参与及重视环境伦理。

#### 5.1 建立健全社会评估机制

社会稳定风险评估机制是社会稳定评价活动的重要组成部分,起主导作用。社会稳定评估机制需要坚持独立、多元化及利益相关性原则。必须建立一个多元化的评估主体,必须从认知主体对风险态度、科技伦理、环保伦理等视角审视核技术和决策伦理风险,需要从伦理视角对核安全观进行挖掘和总结<sup>[6]</sup>。社会公众和核技术专家对废物处置风险具有不同的风险认知和社会接受程度,他们具有不同的知识结构,基于不同的基本假设、概念体系、观察视角,必须建立政府领导下的第三方社会稳定风险评估机构,建立健全风险评估机制和评价体系,加强

事前论证、事中控制、事后处置和风险评估。

## 5.2 提高政府的公信力

公众有对废物处置的知情权、参与权和监督权,公众意见已成为高放废物处置项目能否顺利实施的关键因素之一。政府和企业应多渠道拓宽核安全信息公开,保障公众的参与权及知情权。政府应积极通过各种新媒体媒介渠道,加深公众对核安全的认识程度,提高政府公信力。核安全文化和科普是提高社会公众对核电的认识以及营造良好人文素养的关键。只有当公众对政府相当信任时,核能公众接受性才能良好。

## 5.3 加强公众参与程度

公众对核电产业的参与有助于提高核电生产责任意识。应积极消除“邻避效应”对公众的影响,因此要为公众参与决策提供更多机制上、制度上、资金上的支持,避免因突然公布而造成居民极端化、情绪性反应。核设施营运单位、核设施所在地政府应通过听证会、论证会、座谈会或采取其他形式征求利益相关方意见,并进行反馈。参与社会公益,制作公众沟通指南,逐步形成公众参与、信息公开、畅通渠道沟通的机制。公众与地方政府参与相关决策是非常关键的,应贯穿于整个高放废物处置过程,芬兰在预选址过程中贯彻民主决策原则,最终使得地下实验室处置项目顺利推进。

## 5.4 重视高放废物处置中环境伦理

环境伦理学是一门新兴的伦理科学,是研究人类个体与自然环境系统之间伦理道德关系的科学,主要包括环境意识、环境道德观念、环境道德情感、环境道德信念及环境道德原则等一系列环境伦理学理论性内容。应重视处置场

所建设和施工过程中的“工程伦理”问题,随着工程科技对社会、自然的影响力日益加深,工程实践中的伦理问题越来越突出。应重视“邻避争议”及冲突的“环境正义”问题,承认“邻避效应”在废物处置场所选址、建设、处置、环评、实验中的客观性,尽量避免“邻避效应”产生冲突。

未来将对高放废物处置公众接受度影响因素模型的一级指标及二级指标采取模糊综合评价法进行综合评价,得出社会公众对高放废物处置的接受程度。从科技伦理及环境伦理的角度出发,建立健全风险决策伦理机制,通过落实主体责任、采取沟通技巧、公众全过程参与及听取各方的观点和主张,为高放废物地质处置项目的顺利开展提供良好的舆论基础。

## 参考文献

- [1] 张冰焱, 赵帅维, 李洪辉, 等. 网络公众对高放废物深地质处置接受性研究[J]. 世界核地质科学, 2021, 38(2): 262-269.
- [2] 张秀志. 做好公众沟通, 破解“邻避效应”法国核电放射性废物处置设施公众沟通情况及经验启示[J]. 环境经济, 2021(14): 50-53.
- [3] 闫坤如. 核电风险的社会可接受性及其决策伦理探析[J]. 伦理学研究, 2017(2): 74-78.
- [4] 罗会钧, 戴薇薇, 刘红霞. 构建核安全命运共同体的几点思考[J]. 湖南大学学报(社会科学版), 2017, 31(5): 109-114.
- [5] 赵坤, 焦少俊, 鞠昌华, 等. 长三角危险废物跨区域利用处置生态补偿机制研究[J]. 环境污染与防治, 2021, 43(6): 779-783+806.
- [6] 刘镇江. 习近平核安全观的伦理探究[J]. 中国社会科学院研究生院学报, 2021(2): 15-23.

# Analysis on Social Public Acceptability and Risk Decision Ethics of Geological Disposal of HLWS

Zhong Hua<sup>1</sup>, Li Xiaojuan<sup>2\*</sup>, Wan Yaping<sup>1</sup>, Wu Xijun<sup>1</sup>

(1. University of South China, Hengyang 421001, China; 2. The Second Affiliated Hospital of University of South China, Hengyang 421001, China)

**Abstract:** This paper obtains the current situation of geological disposal of high level radioactive wastes (hlws) in France, Sweden and China, understands the public participation mechanism and acceptance degree of geological disposal of high-level radioactive waste at home and abroad, establishes the influencing factor model of public acceptance of high-level radioactive waste disposal from the aspects of knowledge cognition, risk cognition and interest cognition, and puts forward the ethical principles of geological disposal of high-level radioactive waste and the Ethical Enlightenment of risk decision-making. By adopting certain communication strategies and public participation mechanism, we can dispel the public's doubts about the disposal of high-level radioactive waste and obtain public support and understanding, so as to provide reference basis for the smooth development of Beishan underground waste disposal laboratory project in China.

**Key words:** high level radioactive wastes (hlws); disposal repository; Social public acceptability; decision ethics

(责任编辑: 梁 晔)

韩良文,赵鹏,邓云李,等.HFETR 设备可靠性数据库的研究与设计[J].核安全,2022,21(6):67-74.

Han Liangwen,Zhao Peng,Deng YunLi, et al. Research and Design of HFETR Equipment Reliability Database [J]. Nuclear Safety,2022,21(6): 67-74.

## HFETR设备可靠性数据库的研究与设计

韩良文, 赵 鹏, 邓云李, 蔡文超, 刘 鹏, 赖立斯, 马小春

(中国核动力研究设计院, 成都 610000)

**摘要:** 本文分析了 HFETR 概率安全分析所需的设备基本信息, 针对部分设备采集或记录数据较少、难以通过经典估计方法得到准确的可靠性参数的情况, 本文采用通用数据源和贝叶斯估计方法应用信息化管理技术, 设计和开发了 HFETR 设备可靠性数据库管理系统, 并借鉴核电厂的数据, 验证了该系统估算的设备可靠性参数的准确性, 为 HFETR 一级 PSA、在线风险评价及以可靠性为中心的维修奠定了基础。

**关键词:** 设备可靠性; HFETR; 概率安全分析

**中图分类号:** TM623 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 06-0067-08

概率安全分析 PSA 是以概率论为基础的风险量化评价技术, 作为核电安全性分析的系统方法得到广泛应用。我国核安全法规(HAF)建议将 PSA 技术应用于核电的安全分析。可靠性数据是 PSA 的基础, 可靠性数据的质量和数量直接决定了 PSA 分析结果的质量和可信度。国际上的核电发达国家十分重视核电可靠性数据的收集管理工作<sup>[1-4]</sup>, 已建立了比较成熟的可靠性数据库, 美国的 EPIX/NPRDS 可靠性数据库、法国的 EDF 可靠性数据库、瑞典的 T-Book 数据手册就是其中的典型代表<sup>[5]</sup>。为推动 PSA 技术在我国核安全领域中的应用, 核安全局于 2015 年发布了《中国核电厂设备可靠性数据报告》(2015 版), 该报告涵盖 13 台机组、123 个堆年、36 个常用设备类的可靠性数据; 国内部分核电厂和研究堆已逐步建立自己的可靠性数据库<sup>[6,7]</sup>,

如大亚湾核电厂的可靠性数据库(GN-PRDS/PERD), 秦山一期的可靠性数据库(QERDS)。

由于未建立相应的可靠性数据库, 大部分核电厂只能采用国际上比较成熟的通用数据库进行 PSA 分析工作, 但通用数据只能反映工业平均水平, 无法反映不同工作环境、运行参数等因素的影响, 这就导致通用数据库 PSA 分析结果的质量和可信度较差。目前, 中国核动力研究设计院运营的高通量工程试验堆(High Flux Engineering Test Reactor, HFETR)也急需建立自己的可靠性数据库, 用于提高 PSA 分析结果的质量和可信度, 以便风险指引型管理的引入, 优化设备维修和设备老化的管理, 从而减少设备故障, 保障 HFETR 安全稳定运行。

因此, 基于信息化管理技术, 本文设计了 HFETR 设备可靠性数据库管理系统(HFETR-

收稿日期: 2021-11-19 修回日期: 2022-06-08

作者简介: 韩良文(1992—), 男, 助理工程师, 硕士, 现主要从事反应堆运行工作

RDMS),以提高 HFETR 可靠性数据的管理及应用水平,为 HFETR 的 PSA 工作、可靠性维修(RCM)、在线风险分析与评价、设备老化管理等方面提供可靠的基础数据。

## 1 HFETR 设备可靠性数据库管理系统

HFETR-RDMS 具有可靠性数据的收集、甄别、分析、储存等功能,系统结构如图 1 所示。HFETR-RDMS 系统数据输入模块主要采集 HFETR 设备的历史记录数据。数据甄

别模块主要是对收集的数据进行有效性甄别,筛选出有效数据,并对异常、重复及缺失的数据进行处理。数据分析模块,主要是对有效数据进行可靠性分析计算,获得设备的可靠性参数。采用的基本方法为经典估计方法和贝叶斯估计方法,该部分还涉及调用通用数据库,因此 HFETR-RDMS 系统中存储了通用数据源。数据储存模块主要对原始数据和经分析后的数据进行储存,设计通用的数据保存格式,以便于数据输出应用和分析。

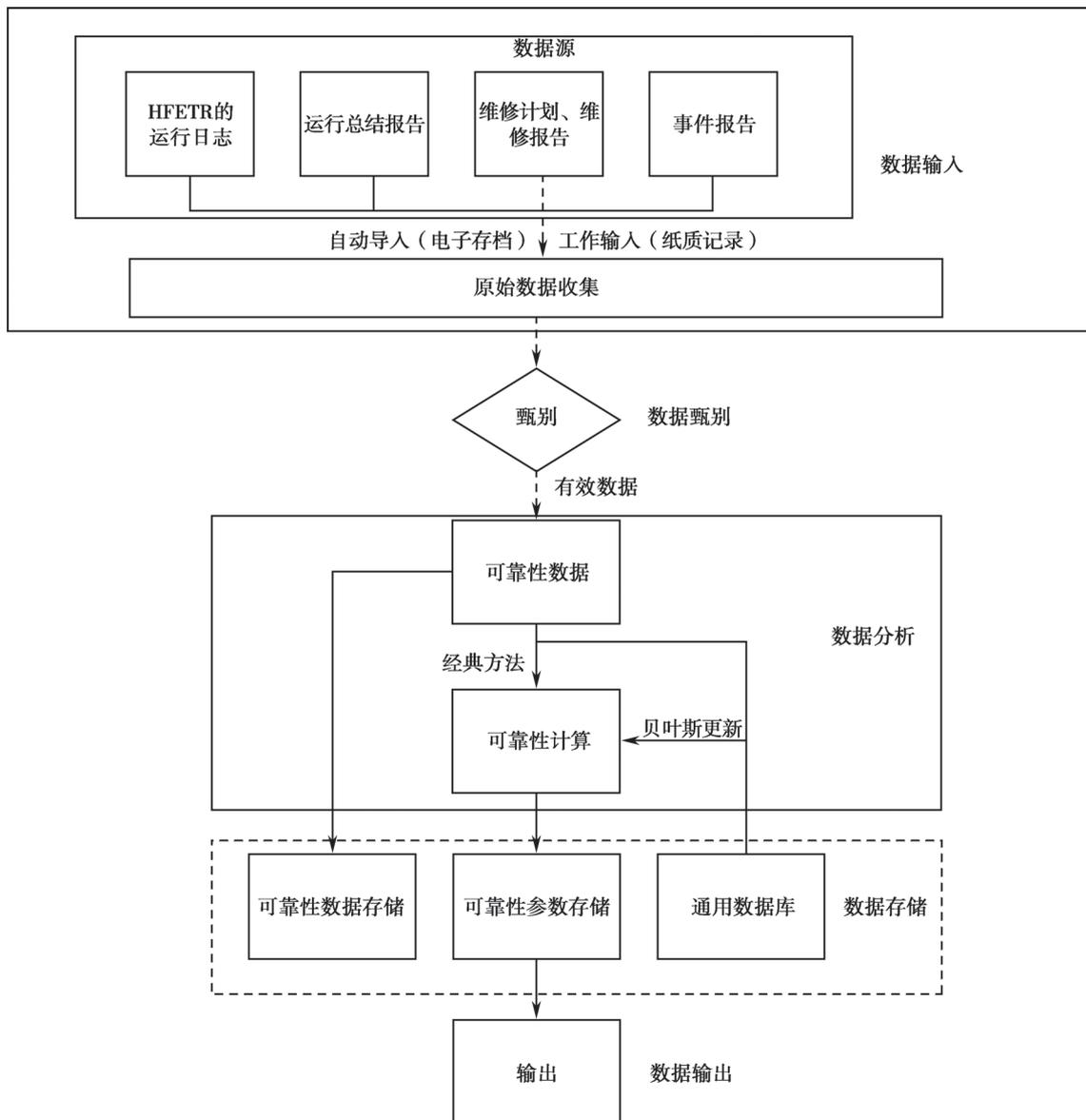


图 1 HFETR-RDMS 系统结构

Fig.1 HFETR-RDMS system architecture diagram

## 2 HFETR 设备可靠性数据的采集与分析

### 2.1 HFETR 设备可靠性数据的采集

设备可靠性数据的采集主要对 HFETR 的运行、维修、维护、试验过程中产生的数据记录进行统一分类整理,为 HFETR 开展 PSA 和 RCM 工作提供基础数据,同时也将可靠性数据的分析结果用以指导 HFETR 的安全运行和设备管理。

通过划分设备边界和确定设备的正常运行及故障模式,即可对设备的运行时间、维修维护或不可用时间、故障次数、启动、停止及无响应次数进行统计分析。获取可靠性数据的途径有两种:一是从 HFETR 的历史记录数据中收集的数据,该数据为 HFETR 的特定数据,主要来源于 HFETR 的运行日志、定期试验报告、运行总结报告、维修计划、维修报告、事件报告、停复役记录本等;二是获取国内外核电、研究堆的可靠性数据,称为通用数据。HFETR 已运行 40 年,积累了较多的设备失效数据,同时通用数据以核电设备为主,而研究堆的运行参数,设备所处环境及设备型号或设备标准与核电有很大不同,因此 HFETR-RDMS 系统数据以 HFETR 特定数据为主,对于部分更新改造设备或运行数据采集不充分的设备可采用经典估计方法。HFETR-RDMS 系统在可靠性参数算法选择上遵循的原则包括:(1)通用数据库中如果没有同类型设备或 HFETR 设备的设计完全变更过,则采用经典估计方法;(2)如果 HFETR 设备故障数量大于 5,则采用经典估计方法;(3)如果 HFETR 设备故障数在 1~5,则根据专家意见进行选择计算方法;(4)如果 HFETR 设备故障数为零,且通用数据库中有同类型设备,则采用贝叶斯估计方法。

### 2.2 设备可靠性参数估计

为满足 HFETR 一级 PSA 的需求, HFETR 主要对设备的运行和需求失效概率、平均故障维修时间、总不可用度 4 类可靠性参数进行研究。运行失效率  $\lambda$  和需求失效概率  $\gamma$  具有一定

的不确定性,可根据设备故障次数采用经典估计或贝叶斯估计方法确定。平均故障维修时间  $\tau$  和设备总不可用度  $P$  则采用确定论的方法计算,其中设备的平均故障维修时间可由公式(1)表示:

$$\tau = T_y / N_y \quad (1)$$

式中,  $N_y$  为所观察到的修复次数,  $T_y$  为所观察到的累计修复时间。

设备总不可用度可由公式(2)表示:

$$P = T_w / T_r \quad (2)$$

式中,  $T_w$  为每个运行工况下的维修试验时间,  $T_r$  为每个运行工况的持续时间。

#### 2.2.1 可靠性参数的经典估计方法

设备在单位时间内发生的运行失效次数,称为该设备的运行失效率  $\lambda$ ,可由公式(3)计算:

$$\lambda = N/T \quad (3)$$

式中,  $N$  为运行故障次数;  $T$  为设备的累计运行时间。

当故障记录的次数为 0 时,  $\lambda$  可由公式(4)进行估算:

$$\lambda = \chi_{50\%}^2(2 \times N + 2) / 2 \times T \approx 1.39 / (2 \times T) \approx 0.7/T \quad (4)$$

设备的需求失效概率  $\gamma$  是指设备在进行启动、停止等状态改变时,设备拒绝动作的概率,  $\gamma$  可由公式(5)计算:

$$\gamma = N_G / N_T \quad (5)$$

式中,  $N_G$  指设备拒绝动作次数;  $N_T$  指设备累计需求状态改变次数。

当记录的设备拒绝动作次数为 0 时,  $\gamma$  由公式(6)进行估算:

$$\gamma = 1 - \frac{1}{2^{1/N_T}} \approx \frac{\ln(2)}{N_T} \approx 0.7/N_T \quad (6)$$

#### 2.2.2 可靠性参数的贝叶斯估计方法

根据贝叶斯估计方法,可靠性参数服从某一先验分布,通过先验分布并结合自身数据可估算出可靠性参数的后验分布及后验分布参数。考虑到 HFETR 部分设备进行过更新改造,设备历史数据较少,此时,可结合国内外核电、研究堆的可靠性数据和 HFETR 的特有数据进行贝叶斯估计。HFETR 的设备运行失效率  $\lambda$ ,

设备需求失效概率  $\gamma$  采用共轭型先验分布、无信息先验分布及对数正态分布(LN)进行贝叶斯估计。

运行失效率  $\lambda$  的似然函数为泊松分布, Gamma 分布为其共轭型先验分布时, 密度函数可由式(5)进行计算; 需求失效概率  $\gamma$  的似然函数为二项分布, Beta 分布为其共轭型先验分布时, 密度函数可由式(6)进行计算:

$$g(\lambda; \alpha, \beta) = \frac{\beta^\alpha}{\Gamma(\alpha)} \lambda^{\alpha-1} e^{-\beta\lambda} \quad (5)$$

$$g(\gamma; \alpha, \beta) = \frac{\Gamma(\alpha-\beta)}{\Gamma(\alpha)\Gamma(\beta)} \gamma^{\alpha-1} (1-\gamma)^{\beta-1} \quad (6)$$

其中  $\alpha, \beta$  为分布参数。

Gamma( $\alpha, \beta$ ) 分布的均值为  $\alpha/\beta$ , 运行失效率  $\lambda$  的后验分布是 Gamma( $\alpha+N, \beta+T$ ), 其后验分布参数为  $\alpha_{post} = \alpha_{prior} + N, \beta_{post} = \beta_{prior} + T$ , 后验均值为  $\alpha_{post}/\beta_{post}$ 。

Beta( $\alpha, \beta$ ) 分布的均值为  $\alpha/(\alpha+\beta)$ , 需求失效概率  $\gamma$  的后验分布是 Beta( $\alpha+N, \beta+T$ ), 其后验分布参数为  $\alpha_{post} = \alpha_{prior} + N_G, \beta_{post} = \beta_{prior} + (N_T - N_G)$ , 后验均值为  $\alpha_{post}/(\alpha_{post} + \beta_{post})$ 。

若无合适的通用数据作为先验数据时, 可以选择无信息先验分布, 借鉴核电站的研究经验, 对于运行失效率  $\lambda$  和需求失效概率  $\gamma$ , HFETR 选择基于 Jeffreys 的无信息先验分布 Gamma(1/2, 0) 分布和 Beta(1/2, 1/2) 分布<sup>[8]</sup>。

对于运行失效率  $\lambda$  和需求失效概率  $\gamma$  的先验分布为对数正态分布的, 可将对数正态分布分别转换为 Gamma 分布和 Beta 分布, 并采用数值计算方法计算分布参数  $\alpha, \beta$ , 然后采用式(5)、式(6)的方法得到后验分布及后验分布参数。

### 3 HFETR-RDMS 系统设计

#### 3.1 HFETR-RDMS 信息系统

HFETR-RDMS 系统采用 C++ 编程语言与 Qt 图形界面库开发, 利用开源轻量级数据库管理系统 SQLite3 实现可靠性数据的编辑、存储及查询, 系统主界面如图 2 所示。

HFETR-RDMS 由 3 个主要模块组成, 包括: 设备管理模块、设备可靠性管理模块、可靠性参数模块。设备管理模块主要实现 HFETR 设备特有数据的维护及录入, 包括设备基础信



图 2 HFETR-RDMS 系统主界面

Fig.2 The system main window of HFETR-RDMS

息、设备运行数据、数据查询等7个子模块;设备可靠性管理模块包括通用数据和可靠性参数估计2个子模块,以实现国内外核电、研究堆通用数据的存储和维护及 HFETR 设备可靠性参数的经典估计和贝叶斯估计;可靠性参数模块主要用来查询及输出提供给 PSA 和 RCM 应用

的各种设备可靠性数据。

### 3.2 HFETR 设备特有数据的维护及甄别

HFETR 设备原始数据的维护及录入界面如图3所示,通过菜单栏的编辑或工具栏的增加、插入、删除、保存功能实现设备原始数据的维护和录入。

设备	设备缺陷描述	缺陷原因描述	维修内容	不可用开始时间
1 2#主热	预防性维修		清洗封头, 疏通换热管、更换密封垫。	2016年5月4日
2 4#主热	预防性维修		清洗封头, 疏通换热管、更换密封垫。	2016年5月4日
3 1#主泵	预防性维修		更换轴承、机械密封、润滑油。	2016年7月27日
4 3#主泵	预防性维修		更换轴承、机械密封、润滑油。	2016年7月27日
5 5#主泵	预防性维修		更换轴承、机械密封、润滑油。	2016年7月27日
6 1#冲洗给水泵	预防性维修		更换轴承、密封件、泵轴。	2016年7月27日
7 1#事故泵	预防性维修		抽芯检查、更换轴承、润滑油、除尘	2016年12月29日
8 2#事故泵	预防性维修		抽芯检查、更换轴承、润滑油、除尘	2016年12月29日

数据库: C:/Users/lwhan/Documents/build-HFETR-HDMS1-Desktop\_Qt\_5\_9\_9\_MinGW\_32bit-Debug/debug/er.db

图3 设备维修数据界面

Fig.3 The equipment maintenance data interface

设备基础信息主要用于设备失效及失效模式的判定,主要包括 HFETR 的设备分类及设备类所包含的设备样本、设备所属专业、设备边界及设备失效模式,其中设备边界信息是判断设备是否失效的重要条件,因此设备边界需准确描述。

设备运行数据主要用于计算设备运行失效率  $\lambda$  及设备总不可用度  $P$ ,主要包括设备运行状态改变时间、设备运行状态描述及运行状态改变原因的描述。

设备维修数据主要用于设备总维修次数及设备平均维修时间的统计,主要包括设备缺陷描述、设备缺陷的原因描述、维修内容、设备不可用开始时间和结束时间。

设备试验数据主要用于计算设备由试验造成的设备总不可用度,主要包括设备试验

名称、设备不可用开始时间、设备不可用结束时间。

设备的更新/改造后设备可靠性参数变化较大,设备更新/改造前的历史数据不能反应设备当前的可靠性水平,因此设备原始数据的统计应剔除设备更新/改造前的历史数据,设备更新/改造数据包括更新/改造原因、更新/改造内容、更新/改造内容开始时间和结束时间。

如图4所示,针对特定设备,通过数据查询功能可以得到该设备在某一时间段内数据的统计结果,具体参数包括不可用小时、纠正维修小时、需求次数、需求故障次数、不可用次数、纠正维修次数、运行次数、故障总次数、运行故障次数、平均故障维修时间、总不可用度。

设备数据查询

设备: 1#主泵 统计时间: 2020/5/29 0:00 至 2020/6/4 0:00

设备数据:

不可用小时: 0 纠正维修小时: 0 需求次数: 1

需求故障次数: 0 不可用次数: 0 纠正维修次数: 0

运行次数: 1 故障总次数: 0 运行故障次数: 0

平均故障维修时间: 0 总不可用度: 0

图4 设备数据查询界面

Fig.4 The device data query interface

HFETR 设备原始记录数据存在记录错误、漏记录的可能性,为此, HFETR-RDMS 系统具有对数据记录进行有效性判断的功能,并将异常、无效数据排除。

### 3.3 HFETR-RDMS 系统的通用数据源及可靠性参数计算

HFETR 作为研究堆,其设备与核电厂设备在型号、运行参数、运行环境、设备使用频度存在区别,难以寻找适合 HFETR 设备的通用数据。因此, HFETR 设备可靠性参数的估计应大

量采集 HFETR 设备的特有数据,并以经典估计为主。HFETR 部分设备进行过更新改造,可收集数据较少,其可靠性参数通过经典方法进行估计误差较大,为此, HFETR-RDMS 系统存储多个通用数据源以满足 HFETR 设备可靠性参数的贝叶斯估计。

图 5 为通用数据的编辑维护界面,当前, HFETR-RDMS 系统中已存储《中国核电厂设备可靠性数据报告(2015 版)》中的通用数据源以及美国 NUREG/CR-6928(2007 年出版)通用数据源。存储的设备通用数据包括设备名称、设备失效模式、可靠性参数均值、5% 置信下限、95% 置信上限、误差因子、分布类型、分布参数  $\alpha$ 、 $\beta$  及数据来源。

图 6 为 HFETR 设备可靠性参数计算模块,该计算模块可独立运行,也可通过 HFETR-RDMS 系统调用,可靠性参数计算模块是 HFETR-RDMS 系统的核心,计算结果的准确性直接关系到可靠性参数的可信度及可用性。

设备	失效模式	5%置信下限	均值	95%置信上限	误差因子	分布类型
1 电动泵	FS: 启动失效	1.29e-04	2.02e-04	2.96e-04	1.51	LN
2 电动泵	FR: 运转失效	2.52e-06	3.48e-06	4.66e-06	1.36	LN
3 汽动泵	FS: 启动失效	9.01e-06	6.88e-03	2.82e-02	55.95	BETA
4 汽动泵	FR: 运转失效	9.44e-05	3.19e-04	6.53e-04	2.63	GAMMA
5 柴油机泵	FS: 启动失效	4.17e-07	3.88e-03	1.77e-02	206.02	BETA
6 柴油机泵	FR: 运转失效	1.29e-06	1.57e-04	5.64e-04	20.91	GAMMA
7 电动阀	FO: 拒开	3.61e-04	5.03e-04	6.75e-04	1.37	LN
8 电动阀	FC: 拒关	1.41e-4	2.36e-04	3.63e-04	1.60	LN
9 电动阀	FA: 运行中卡死	3.21e-10	3.00e-06	1.37e-05	206.59	GAMMA
10 电动阀	SA: 误动作	1.75e-10	4.45e-08	1.71e-07	31.26	GAMMA
11 气动阀	FO: 拒开	9.61e-04	1.47e-03	2.11e-03	1.48	LN
12 气动阀	FC: 拒关	2.14e-04	4.89e-04	9.18e-04	2.07	LN
13 气动阀	FA: 运行中卡死	6.08e-08	1.69e-07	3.22e-07	2.30	GAMMA
14 气动阀	SA: 误动作	1.48e-07	3.17e-07	5.71e-07	1.96	LN

数据库: C:/Users/lwhan/Documents/build-HFETR-HDMS1-Desktop\_Qt\_5\_9\_9\_MinGW\_32bit-Debug/debug/er.db

图5 通用数据的编辑维护界面

Fig.5 The general-purpose data editing interface

设备可靠性参数估计

故障类型  运行故障模式  需求故障模式

先验数据的分布类  对数正态分布  GAMMA分布  无信息先验分布  BETA分布

先验均值 4.2e-05

误差因子 10

需求故障次数 0

累计需求次数 321

经典估计结果

点估计  95%置信上限  5%置信下限  误差因子

贝叶斯估计结果

转换后的先验参数 5.33e-01  1.27e+4

后验分布类型 BETA

后验参数 5.33e-01  1.30e+4

后验均值 4.10e-05  95%贝叶斯上限 1.43e-04  5%贝叶斯下限 4.04e-07

图 6 设备可靠性参数计算模块  
Fig.6 Device reliability parameter calculation module

当前 HFETR-RDMS 系统处于初步验证使用阶段,收集的设备数据较少,尚没有足够的数据进行统计和计算。因此,借鉴《中国核电厂设备可靠性数据报告》和大亚湾核电厂的设备

初始数据(见表 1),进行可靠性参数估计以验证 HFETR-RDMS 系统算法的可靠性,其计算结果与可靠性数据报告和大亚湾核电厂给出的结果一致,误差在 1% 范围内,见表 2。

表 1 设备可靠性数据统计  
Table 1 The device reliability data statistics

设备类别	失效模式	失效次数 / 次	运行时间 / 需求次数	数据来源
逆变器	运行失效	4	5210177 小时	可靠性数据报告
控制棒	功能丧失	2	7379 次	可靠性数据报告
电动泵	运转失效	33	9473777 小时	可靠性数据报告
电动泵	启动失效	19	94276 次	可靠性数据报告

表 2 设备可靠性参数计算结果  
Table 2 Calculation results of equipment reliability parameters

设备类别	参数类型	5% 置信下限	均值	95% 置信上限	误差因子	分布类型	$\alpha$	$\beta$
逆变器	计算值	$3.86 \times 10^{-7}$	$9.57 \times 10^{-7}$	$1.73 \times 10^{-6}$	2.12	GAMMA	5.20	$5.44 \times 10^6$
	参考值	$3.86 \times 10^{-7}$	$9.57 \times 10^{-7}$	$1.73 \times 10^{-6}$	2.12	GAMMA	5.20	$5.44 \times 10^6$
控制棒	计算值	$1.26 \times 10^{-5}$	$5.52 \times 10^{-5}$	$1.22 \times 10^{-4}$	3.11	BETA	2.50	$4.53 \times 10^4$
	参考值	$1.26 \times 10^{-5}$	$5.52 \times 10^{-5}$	$1.22 \times 10^{-4}$	3.11	BETA	2.50	$4.53 \times 10^4$
电动泵	计算值	$2.52 \times 10^{-6}$	$3.48 \times 10^{-6}$	$4.66 \times 10^{-6}$	1.36	LN	/	/
	参考值	$2.52 \times 10^{-6}$	$3.48 \times 10^{-6}$	$4.66 \times 10^{-6}$	1.36	LN	/	/
电动泵	计算值	$1.29 \times 10^{-4}$	$2.02 \times 10^{-4}$	$2.96 \times 10^{-4}$	1.51	LN	/	/
	参考值	$1.29 \times 10^{-4}$	$2.02 \times 10^{-4}$	$2.96 \times 10^{-4}$	1.51	LN	/	/

## 4 结论

通过 HFETR 一级 PSA 对设备可靠性参数需求展开的研究,设计了 HFETR 设备可靠数据库信息化管理系统,建立起一个涵盖 HFETR 设备历史数据收集和查询、国内外核电、研究堆通用数据存储管理、HFETR 设备可靠性参数估计等方面的可靠性数据分析计算及管理平台。该系统的研究和设计,为 HFETR 设备管理提供了新的思路和方案,可以为 HFETR 及其他研究堆的 PSA 分析和 RCM 提供基本的设备可靠性数据,为 HFETR 的系统 and 部件可靠性评价、定期安全评价、技术改造和更新、预防性维修、纠正性维修、备品备件优化管理以及为 HFETR 的老化与寿期管理等提供数据支持。

## 参考文献

- [1] D. M. Rasmuson, et al, An Overview of the Reliability and Availability Data System ( RADs ), International Topical Meeting on the Probabilistic Safety Assessment PSA'05, 2005.
- [2] IEEE Std 500-1984 P&V, Reliability Data for Pumps and Drivers, Valve Actuators, and Valves, 1986.
- [3] IAEA-TECDOC-636, Manual on reliability data collection for research reactor PSAs 1992.
- [4] IAEA-TECDOC-930, Generic component reliability data for research reactor PSA, 1997.
- [5] Per Hellstrom, RalphNyman. Investigation of T-book Reliability Data Used in Probabilistic Safety Assessments: Comparison Between Sites, Reactor and Types.
- [6] 沈志远, 杨剑, 陈伟, 等. 研究堆可靠性数据的收集与处理方法研究 [J]. 核科学与工程, 2015, 35 ( 3 ), 407-412.
- [7] 王李娟, 代洪伟, 陈彦竹. 核电厂 PSA 设备可靠性数据采集和处理方法综述 [C]. 第四届核能行业概率安全分析 ( PSA ) 研讨会论文集, 北京: 中国核能行业协会, 2014: 25-28.
- [8] 郑伟, 李禾. 核电厂设备可靠性数据库的建立与应用 [J]. 中国核科技报告, 2005 ( 2 ): 165-174.

# Research and Design of HFETR Equipment Reliability Database

Han Liangwen, Zhao Peng, Deng YunLi, Cai Wenchao, Liu Peng, Lai Lisi, Ma Xiaochun  
(Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610000, China)

**Abstract:** This paper analyzes the basic information of equipment required for HFETR probabilistic safety analysis. For some of the equipment, it is difficult to get accurate reliability parameters through the classical estimation method due to the small amount of data collected or recorded. General data source and Bays estimation method are adopted. By applying information management technology, the reliability database management systems of HFETR equipment is designed and developed, and the accurate of the reliability parameter estimation results of the system is verified by referring to the data of nuclear power plant, which lays a foundation for providing basic reliability data for HFETR level 1 PSA, online risk assessment and reliability-centered maintenance.

**Key words:** equipment reliability; HFETR; probabilistic safety analysis

(责任编辑: 徐晓娟)

赵雷. 借鉴区块链技术搭建核电厂厂址安全审评信息平台的建议[J]. 核安全, 2022, 21(6): 75-79.

Zhao Lei. The Suggestions on Building a Siting Data Workbench by Blockchain Technology for Nuclear Power Plant Review [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(6): 75-79.

## 借鉴区块链技术搭建核电厂厂址安全审评 信息平台的建议

赵雷

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 核电厂厂址安全审评涉及的厂址基础信息内容多, 数量庞大, 并且核电厂建设周期长, 厂址评价时间跨度大, 对于多堆厂址的审评存在厂址条件和共有构筑物衔接配套的问题。区块链是一种将数据以时间顺序相连构建而成的链式数据结构, 能确保数据的完整、真实和不可篡改。其内涵就是使用分布式记账、非对称加密、点对点传输等技术组合, 确保数据真实性、全程可追溯性。利用区块链技术可构建核电厂厂址基本信息平台, 利用分布式记账方式完成信息录入和评审, 采取非对称加密技术保障信息的真实。

**关键词:** 核电厂厂址; 多堆厂址; 区块链; 链式数据结构; 安全分析报告

**中图分类号:** P315 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 06-0075-05

核电厂厂址安全审评的整个过程涉及的厂址基本内容众多, 包含的信息量庞大, 厂址的初选涉及的信息资料更是如此。在我国的核电厂建设中, 一旦厂址被评定为适宜的核电厂址, 在这个厂址上通常要建造两期以上的核电机组, 而每期机组建设的时间间隔不定, 需根据国家或建设集团的发展战略制定。这样会给核安全审评带来一些问题, 如审评人员发生变化, 有些内容需要重复审评, 各期建造关注的重点内容前后衔接性差等。要保证厂址基础数据资料的真实、完整, 审评过程的严谨、连贯以及对关键内容、重点问题的可追溯性, 就需要通过搭建核电厂厂址审评信息平台, 建立厂址信息数据库, 使厂址的基本数据、法规依据和重要关注问题得以封存。在各期建造过程中的事件、法规依

据变更在各期建造的独立数据库中进行录入封存。数据的录入和后者使用是各自独立的。鉴于以上信息平台的需求, 可借鉴区块链技术来建设此信息平台。区块链是分布式数据库系统, 特点是不易篡改, 难伪造、可追溯。区块链技术使用分布式记账、非对称加密等技术组合, 确保数据不可篡改, 全程可追溯<sup>[1]</sup>。

### 1 核电厂厂址安全审评内容

核电厂厂址安全审评涉及的厂址基础信息内容多, 数量庞大。其涉及的内容包括备选厂址的地震地质、工程地质、工程水文、极端气象、大气弥散、人口分布、外部环境等, 需要通过全面和详细的厂址踏勘、地质勘探、岩土动静力试验获得第一手基础数据, 并需要广泛收集厂址区域范

收稿日期: 2021-12-22 修回日期: 2022-06-27

作者简介: 赵雷 (1969—), 男, 研究员, 博士, 现主要从事核安全审评和科研工作

围内的区域、近区域、厂址周围及厂区内的地质、地震、气象、水文、外部环境及周边发展规划等信息和资料,通过理论分析、解析计算、专家评估等手段,评估备选厂址是否适宜建设核电厂<sup>[2]</sup>。

### 1.1 核电厂建设周期长、厂址评价时间跨度大

截至 2021 年 10 月底,中国大陆在建在运核电机组 71 台,其中在运核电机组 52 台,其装机容量全球第三;在建核电机组 19 台,其规模世界第一。核电厂址主要分布在我国东部沿海地带,厂址地基均为岩石地基。中核集团建成了田湾、秦山、三门、福清、昌江五个核电厂。中广核集团建有大亚湾、红沿河、宁德、防城港等核电厂。以上每个厂址均分期建成多堆机组,且有些厂址正在建设新机组或有再建新机组的计划。例如,福清核电 5 号机组“华龙一号全球首堆”自 2015 年开工建设,已于 2020 年实现并网发电。红沿河 5 号、6 号机组时间分别于 2021 年下半年和 2022 年上半年投入运行。海阳、三门核电 3 号、4 号机组前期工程进展顺利,具备开工条件,等待核准;其中海阳计划有三期工程。防城港核电厂 3 号、4 号机组也在建。田湾核电厂一期核电机组于 1999 年 10 月开工;田湾二期工程 3 号、4 号机组,开工时间为 2009 年 10 月;三期开工时间为 2015 年 11 月;四期工程项目即 7 号、8 号机组开工时间为 2021 年 5 月,单台机组建设工期 65 个月。通常两台机组为一个工程建设期,两个工期开建的时间间隔不等,随国家层面的能源发展规划而变,且对国际国内的政治经济形势较为敏感,具有一定的不确定因素。

### 1.2 核电厂厂址基本信息的构成复杂、信息量大

在厂址安全审评阶段,审评内容包括:地震地质、工程地质、工程水文、气象和外部环境等问题。新厂址地质勘察材料要求尤为全面、详细。

以地震问题为例,依据核安全导则 HAD 101/01《核电厂厂址选择中的地震问题》的要求,审评需要如下资料:(1) 区域调查范围要求大到足以包括所有对厂址地震危险性有潜在影响的地区,地区大小取决于地质和地震背景,区域调

查的半径一般为 150 km 或更大;(2) 近区域调查范围一般为半径 25 km 以内的地区,调查目的是收集比区域研究更详细的资料数据,以鉴定近区域的地震构造特征;(3) 厂址附近的研究,应调查半径为 5 km 的地区,目的是了解这个直接环绕厂址的地区包括地表断裂在内的潜在永久地面变形;(4) 厂址地区调查是针对所在地区 1 km<sup>2</sup> 或更大范围进行有代表性的调查,其目的是增加对潜在永久性地面变形的详细了解,并提供地基材料的土工特性<sup>[3]</sup>。

各部分包含的地震基本数据有:区域内所有记载和记录的地震资料、历史地震资料。地质基本数据包括:区域调查获得地质和构造格架及总的地球动力学背景资料,以及鉴定那些可能影响厂址地震危险性或与其有关的地质特征。完成近区域地质填图,以鉴定近区域的地层、构造地质和构造历史,同时确定断层的最新运动。厂址附近调查能够详细地鉴定断层的新构造史和潜在不定源<sup>[4]</sup>。

对以上全区域的综合基本数据进行分析推演,建立区域地震构造模型,并据此推导地震危险性水平的计算模型;完成发震构造的鉴定;确定最大潜在地震;确定弥散地震;确定设计基准地面运动 SL-1 和 SL-2,以及海啸、湖涌、液化、边坡失稳、沉降的鉴定等。

可以看出,核电厂厂址的选取需要收集大量基础性数据。在基础型数据上进行推演获得认知性数据(包括推演过程和结论)。这些数据构成判定厂址地震适宜性的依据。

## 2 存在问题

### 2.1 多堆厂址审评存在前后衔接性差的可能

我国核电厂厂址基本是多堆厂址,一个厂址往往分期建设,每期工程通常建两个机组,每个厂址所建机组均应在四个机组以上。例如,中核田湾核电站每期两个机组,目前正在申请 7 号、8 号机组的厂址安全审评,即第四期工程,其一期工程 1 号机组于 1999 年 10 月开工;二期工程 3 号机组于 2009 年 10 月开工;三期工程 5 号机组于 2015 年 11 月开工;四期工程 7

号机组于2021年5月开工。从以上可以看出,针对一个厂址,其一期工程与二期工程时间间隔10年,二期和三期间隔6年。这种情况下,厂址条件的基本地质信息可能未变,但十年间或十六年间厂址区域或近区域可能发生新的地震活动,对区域内某些地质构造有了新的认识和研判;而对于审评人员来说,时间跨度较长,审评不同期工程的人员配备存在变化,审评的视角存在差异,会导致对厂址共性的问题重复审核,对一些形成结论的内容产生歧义;当在同一厂址建造不同堆型时,既有的分析报告或专项研究报告是否适用于新堆型,更是值得关注的问题。

可见,厂址审评工作时需要有效传承。只有基于历史审评经验,才能保证同一厂址在不同期工程之间更好地衔接,以保证监管工作的延续性。

## 2.2 多堆厂址审评存在评审标准变化的可能

目前,世界上发达国家的规范标准通常是10年一更新。虽然并未明文规定,但我国的国标和行业标准也在逐步与国际接轨,如我国的地震区划图,基本是10年一更新,目前的版本是第五代地震区划图——《中国地震动参数区划图》GB 18306-2015,其中关键地震参数是地震峰值加速度和卓越周期两个值<sup>[5]</sup>。在该区划图的编制过程中,收录了近年来的地震活动数据,对地震区、带的划分进行了调整,对地震断层的界定有了新的认识,这些变化必然反映在核电厂厂址地震安评工作中。我国地基基础设计规范同样是10年一更新,目前的版本是《建筑地基基础设计规范》GB 5007-2011,其中对场地地基的级别由原来的四类改为五类<sup>[6]</sup>。另外,我国目前核电行业推出大批核电建造设计的行业标准,有相当一部分引自美国规范,在转化过程中直接引用了原公式,仅对英制单位进行了国际单位转换,公式建立的基础尚未完全了解。这些变化需要加以关注,其涉及建造新机组的适宜性,同时也关系到已建机组的裕度评估<sup>[7]</sup>。在审评过程中对标准的掌控至关重要。

因此,建立厂址审评数据库,记录不同时期

的审评依据,对于后续各阶段的审评工作,具有指导意义。

## 2.3 多堆厂址审评存在重要问题遗漏的可能

不同的工程建造期,针对厂址附近的研究和厂址地区的调查往往会出现专题问题,也会出现针对各个机组均存在共性问题(当共用进水口、排水口、防波堤、特殊地质体时)。由于时间跨度长,存在人员流动等变化,在一期工程建造时出现的问题得到暂时解决,但解决的时限、范围及适用程度可能未必完全明确,在以后的各期建造中仍可能存在同类问题。对于这些问题,仅看当时的审评结论是不够的,有可能误导后续审评人员,从而忽略此类问题的存在,造成疏漏。

因此,有必要建立厂址审评数据库,为后继者留下完整的审评资料,这是保证后续审评质量的良好助手。

## 3 建议

### 3.1 区块链技术可以作为建立厂址安全审评信息平台的有效工具

区块链技术起源于化名“中本聪”(Satoshi Nakamoto)的学者在2008年发表的奠基性论文《比特币:一种点对点电子现金系统》。狭义解释:区块链是一种将数据按时间顺序相连构建的一种链式数据结构,并以密码学方式保证其不可篡改和不可伪造,可视为分布式账本<sup>[1]</sup>。广义而言,区块链技术是利用链式数据结构来存储和共享数据,利用分布式节点算法来生成和更新数据,利用密码学技术方式保证数据传输和访问安全,利用由自动化脚本代码组成的智能程序来编程和操作数据的处理模式<sup>[8]</sup>。

使用“区块链”技术的关键是区分区块链技术的内涵与外延,并把内涵的刚性要求和外延的灵活性相结合<sup>[9]</sup>。目前,区块链技术最显著的内涵就是使用分布式记账、非对称加密、点对点传输等技术组合,确保数据的真实性、全程可追溯性<sup>[10]</sup>。基于此内涵,区块链技术可应用于各种实际的现实情景,并使其外延不断拓展。其中,分布式记账技术采用分布式存储,每个节

点均存在备份,尤为重要是能保障数据和结构的完整性。对称加密算法的特点是在加密和解密时使用同一密钥;而非对称加密算法则需要两个密钥来进行加密和解密,这两个密钥通常被认定为公开密钥和私有密钥。区块链记录发生的全部信息,一旦数据进入区块链将为所有使用者共知。

### 3.2 搭建信息平台的思考

#### 3.2.1 建立基本信息库

此项内容主要以厂址区域、近区域资料为主。区域指厂址周围 150 km 或更大半径的范围,以地质地震为例,区域调查的重点内容是:调查构造活动性鉴定、规模等资料,地球物理场和地壳结构与破坏性地震活动的关系,地壳形变资料,反映速度变化和形变特征与强震活动关系,现代构造应力场作用下破坏性地震的构造。近区域指厂址周围 25 km 半径的范围,近区域调查的重点内容是:收集与破坏性地震有关的地震活动断层和深浅部地质构造环境资料,包含:(1)长度大于 15 km 的区域性断裂;(2)延伸到厂址或靠近厂址的断裂。地震地质方面,以厂址一期工程以上资料作为基本信息。工程水文、气象等其他专业领域也分别有类似的区域基本信息。

#### 3.2.2 以分布式记账方式建立各期工程具体信息

以厂址附近和厂址地区的资料为基础信息。以地震为例,厂址附近指厂址周围 5 km 半径范围内的地区,厂址附近调查内容包含这个区域内地表断裂在内的潜在的永久地面变形。厂址地区调查是针对所在地区 1 km<sup>2</sup> 或更大范围进行的有代表性调查,调查内容包含有关潜在永久性地面变形的详细数据以及地基材料的土工特性。以各期建设的机组为节点,此部分

信息需使用分布式记账技术,在二期工程及以后工程进行录入,内容包括标准规范的变化、厂址附近和厂址地区的资料变化、专项研究报告、审评中重点问题和回复等。

#### 3.2.3 数据库的安全可使用非对称加密技术进行保障

信息平台数据库的建立是通过各期工程的审评人员总结审评内容后建立的数据信息库,信息录入后与安全审评意见一起形成完整数据块,信息录入与审评人员以统一密码进行输入。其他使用者应使用平台密码进行登录、查询,而后台内容不可更改,从而以非对称形式完成输入和输出。

### 参考文献

- [1] 任仲文. 区块链 [M]. 北京: 人民日报出版社, 2018.
- [2] 国家核安全局. 核安全导则汇编(上册) [S]. 北京: 中国法制出版社, 1998.
- [3] 国家核安全局. 核电厂厂址选择中的地震问题: HAD 101/01 [S]. 北京: 国家核安全局, 2001.
- [4] 胡聿贤. 地震安全性评价技术教程 [M]. 北京: 地震出版社, 1999.
- [5] 中国地震局. 中国地震动参数区划图: GB18306-2015 [S]. 北京: 地震出版社, 2015.
- [6] 中华人民共和国住房和城乡建设部. 建筑地基基础设计规范: GB 5007-2011 [S]. 北京: 中国建筑工业出版社, 2011.
- [7] 赵雷. 工程防震减灾新技术、新进展和新应用: 美国核燃料循环设施抗震设计要求研究 [C]. 合肥: 合肥工业大学出版社, 2016: 727-733.
- [8] 吴勇军, 刘伟, 李洪兵, 等. 基于区块链理念的点完安全运行穿透式管控 [J]. 电力大数据, 2019 (12): 28-34.
- [9] 周佳. 区块链技术在能源电力领域的应用 [J]. 张江科技评论, 2019 (6): 39-41.
- [10] 须峰. 区块链如何帮助建筑产业实现高质量发展 [N]. 建筑时报, 2019-12-19 (6).

# The Suggestions on Building a Siting Data Workbench by Blockchain Technology for Nuclear Power Plant Review

Zhao Lei

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

**Abstract:** The sites safety review of the nuclear power plant involves a large amount of basic data and information of siting, and for the construction cycle of the nuclear power plant is long, which causing the span of the review time being lasted for a long time, and there existing some problems of site conditions and matching between structures for those multi-reactor sites. Blockchain is a chained data structure that keeps data blocks in chronological order, which could ensure the content of the data to be integrity, authenticity and impossibility being tampered. The technology is a combination of distributed accounting, asymmetric encryption, point-to-point transmission and so on, and which could ensure data authenticity and full traceability. The basic data workbench of can be constructed by using blockchain technology, information input and review can be completed by using distributed accounting method, and information authenticity can be guaranteed by asymmetric encryption technology.

**Key words:** sites of nuclear power plants; multi-reactor site; blockchain; chained data structure; safety analysis report

(责任编辑：徐晓娟)

赵旭东,杨成,王美英,等.商品级物项转化管理要求研究与建议[J].核安全,2022,21(6):80-87.

Zhao Xudong, Yang Cheng, Wang Meiyang, et al. Research and Suggestions on Regulatory Requirements of Commercial Grade Dedication [J].

Nuclear Safety, 2022, 21 (6): 80-87.

## 商品级物项转化管理要求研究与建议

赵旭东<sup>1,\*</sup>, 杨 成<sup>2</sup>, 王美英<sup>1</sup>, 马 然<sup>1</sup>, 苗学良<sup>2</sup>, 邓 冬<sup>3</sup>

(1. 中机生产力促进中心有限公司, 北京 100044; 2. 核电运行研究(上海)有限公司, 上海 310000; 3. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 随着国内运行核电机组的增加, 商品级物项转化能否作为确保执行核安全功能零部件质量的有效手段, 逐渐成为行业关注的热点。本文对美国商品级物项转化的管理体系、技术路线、监管要求和实践经验进行了研究, 结合国内核安全设备监管要求, 通过分析认为, 美国实践表明商品级物项转化的基本流程是可行的; 美国商品级物项转化实践是我国开展研究和相关工作的有益参考; NRC 在 RG1.164 和 IP43004 中表明的监管立场对建立我国的商品级物项转化监管要求是有借鉴意义的。通过研究, 本文提出商品级物项转化的适用范围是执行核安全功能的零部件; 转化单位除具备法人资格、场地、人员等条件, 以及技术分析、实施验证等能力外, 还应建立符合 HAF 003 要求的质量保证体系; 开展风险指引型物项分级、零部件质量数据库和商品级物项转化质量保证体系等方面的研究将助力商品级物项转化的开展。

**关键词:** 商品级物项转化; 管理要求; 核安全功能; 关键特性; 验收

**中图分类号:** TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 06-0080-08

由于三哩岛事件和逐渐停止规模建造核电厂, 美国核电设备、零部件供应商逐步放弃维持符合联邦法规 10 CFR50 附录 B 的质量保证体系<sup>[1,2]</sup>, 这为运行核电厂的零部件更换和设备维修、检修带来了潜在的风险。1970—1990 年间, 美国核管理委员会 (Nuclear Regulatory Commission, NRC) 在多次的监督检查中发现核电厂的零部件替换存在使用劣质产品、性能不合格商品的情况<sup>[3,4]</sup>。为了保持核安全设备及其零部件供应的有效性和连续性, 确保核电厂所用执行核安全功能的设备及其零部件能够

具备所预期的质量, 美国核电业主、研究机构和相关行业服务机构, 以及监管机构开始探索商品级物项转化 (Commercial Grade Dedication, CGD) 制度。通过 30 多年的实践和完善<sup>[5]</sup>, 美国目前已形成一套相对完整的法律法规、标准、监督管理要求体系。

截至 2022 年 6 月, 我国有运行核电机组 54 台, 在建核电机组 23 台, 预计到 2025 年, 我国核电运行装机容量将达 7000 万千瓦左右, 到 2035 年, 核电在总发电量中的占比将达到 10%<sup>[6]</sup>。“华龙一号”等新一代具有自主知识

收稿日期: 2022-08-25 修回日期: 2022-09-19

作者简介: 赵旭东 (1983—), 男, 高级工程师, 博士, 现主要从事民用核安全设备政策研究工作

\* 通讯作者: 赵旭东, E-mail: zhaoxudong@pemi.com.cn

产权的新堆型开始批量化建造,我国核电发展将由“跟跑者”变为“超越者”。同时,我国运行电厂中还有秦山一期、秦山三期、大亚湾等老旧堆型或孤岛堆型<sup>[7]</sup>。这些堆型运行时间久、国产化率相对较低、运维压力较大,部分重要核安全设备的关键零部件依赖进口。近年来的国际环境恶化,严重影响了进口核安全物项的采购周期和成本。AP1000 依托项目在建造阶段使用了一定数量经转化的商品级物项,在后续运行阶段这些物项如何进行替换、检/维修,也是即将面临的研究课题<sup>[8]</sup>。此外,我国在田湾 3、4 号核电厂全厂数字化仪控系统中首次尝试使用了经转化的商品级物项<sup>[9]</sup>。

综合我国目前运行电厂的需求和未来核电运行机组的规模,确保核安全设备用零部件供应链的稳定和零部件质量,日渐成为行业关注的焦点。其中商品级物项转化能否作为核电供应链中确保零部件质量的手段,其管理要求的主要思路 and 核心内容也是行业关注的焦点之一。本文对美国 CGD 相关的法规标准、技术报告、监督管理要求、实践总结等进行了调研和研究,针对管理要求部分进行了重点分析和研究,并结合我国核安全设备监督管理情况,提出了有关建议。

## 1 美国商品级物项转化制度概述

### 1.1 总体情况

美国核法规标准体系分为五个层次,如图 1 所示。涉及商品级物项转化的法规标准文件主要包含在第二层、第三层、第四层和第五层次中。联邦法规第 10 部分“能源”中与商品级物项转化相关的主要是 10 CFR 21《缺陷和不符合项报告》。与商品级物项转化有关的主要名词定义,如商品级物项、转化、基本部件等,均包含在 10 CFR 21 中。

### 1.2 美国 NRC

作为美国核监管机构,NRC 自 20 世纪 80 年代开始关注商品级物项转化的开展情况。1980—1990 年间,NRC 开展了 10 余次针对核电业主、商品级物项转化单位(如西屋公司、

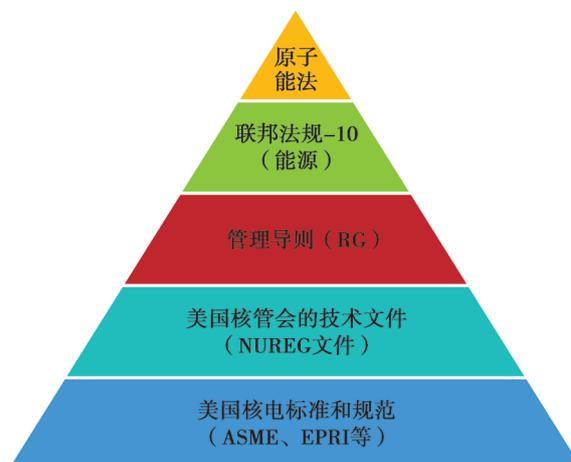


图 1 美国核法规标准体系

Fig.1 Nuclear regulations and standards system of USA

Curtiss-Wright Nuclear、NuSource 等)的监督检查。针对商品级物项的质量、转化过程,NRC 发现在核安全功能确定、关键特性识别、物项验收、质量保证等方面存在一定的问题,并以一般函告、信息通知的形式向行业发布。通过 20 余年的实践,NRC 在发布的管理导则(Regulatory Guide, RG)RG1.164 中明确了开展商品级物项转化的流程、分析方法、验收方法和相关的管理要求,并针对商品级物项转化活动制定了专门的检查程序(Inspection Procedure, IP)IP43004。NRC 发布的与商品级物项转化相关的主要文件清单见表 1。

表 1 NRC 发布的与商品级物项转化有关的文件清单  
Table 1 List of documents related to CGD issued by NRC

文件编号	报告或指南名称
RG1.164	核电厂商品级物项转化
IP43004	商品级物项转化检查大纲
一般函告 89-02	加强对假冒伪劣市售产品的检查行动
一般函告 91-05	执照持有者商品级采购和转化大纲
信息通知 2011-01	NRC 检查期间发现的商品级物项转化问题
信息通知 2016-09	在安全相关部件采购时使用逆向工程技术时发现的最新问题
NUREG-0800	标准审查大纲

### 1.3 美国电力科学研究院

针对商品级物项转化的流程、具体实施方式和相关问题,在 1988 年和 1994 年,美国电力科学研究院(Electric Power Research Institute, EPRI)分别发布了 NP-5652 和 TR-102260,向行业提出了商品级物项转化的实施流程,并部分得到了 NRC 的认可,随后 20 年内,EPRI 陆续发表了一系列与商品级物项转化相关的报告或指南。2014 年,EPRI 在总结行业工作经验的基础上,发布了新的导则文件(编号 3002002982),以代替之前发布的两项导则文件(NP-5652 和 TR-102260),该新版文件中的主要内容在 NRC 发布的 RG1.164 中获得了背书,是美国核电行业目前开展商品级物项转化的重要依据。EPRI 发布的与商品级物项转化有关的主要报告或指南清单见表 2。

表 2 EPRI 发布的主要商品级物项转化报告或指南清单  
Table 2 List of documents related to CGD issued by EPRI

编号	报告或指南名称
3002002982	核安全相关应用中商品级物项的验收导则(EPRI NP-5652 和 TR-102260 版本 1)
TR-017218-R1	商品级物项验收流程的抽样导则
TR-112579	地震敏感物项的验收关键特性
1008256	核电厂替代物项的技术评价导则
NP-6629	核电厂物项的采购和收货导则
NP-6630	基于业绩的供应商审查指南
NP-6200	基于业绩的选择性审查流程

## 2 商品级物项转化流程分析

### 2.1 基本路线

商品级物项转化总体上包括技术评价和验收活动两部分<sup>[10]</sup>。

技术评价的目的是确保对物项进行了正确的分类和规定。通常进行技术评价是为了确定所采购物项的质量和技术要求。技术评价通常包含以下内容:

- (1)安全分级;
- (2)等效性评价(包括设计和制造);
- (3)制定适当的技术和质量要求;
- (4)识别关键特性、确定验收准则和验收方法,并制订验收计划。

验收活动可以合理地保证所采购物项符合规定的要求,因此能够执行其预期的安全相关功能。使用以下一种或多种验收方法来验证每个关键特性的验收情况。

(1)方法一:专项试验和检查。该方法是采用检查和试验的方法验证关键特性是否满足技术要求。该方法重点关注是否按照批次进行验收,若采用抽样的方式执行验收,需按照确定的抽样方案或公认的抽样标准进行,应确保每一批次都经过验证。

(2)方法二:商业级调查。该方法的重点是确定供应商对与所转化物项关键特性有关的环节都进行了充分的控制。

(3)方法三:源地验证。该方法是通过现场检查的方式来验证关键特性。

(4)方法四:物项性能和供应商绩效记录。该方法重点考察物项和供应商的绩效历史记录。

技术评价和验收活动共同组成了商品级物项转化,根据 10 CFR 21 中的定义,商品级物项转化应能合理地保证,即将用作基本部件的商品级物项能履行其预期安全功能,且从这一方面来看,认为此类商品级物项等同于根据 10 CFR 50 附录 B 质保大纲设计和制造的物项。

商品级物项转化的通用流程如图 2 所示,其关键环节包括:确定核安全功能、识别关键特性,以及确定验收方法和验收准则。

### 2.2 监管观点

NRC 在 RG1.164<sup>[11]</sup>中有条件地批准了 EPRI 3002002982《核安全相关应用中商品级物项验收导则》,确认了 CGD 的基本流程的基本要求,具体的条件是:认可 TR-106439、TR-107330;不予认可 NP-7484 和 TR-105849,并提出 NRC 关于鉴定的导则是 RG1.100《核电

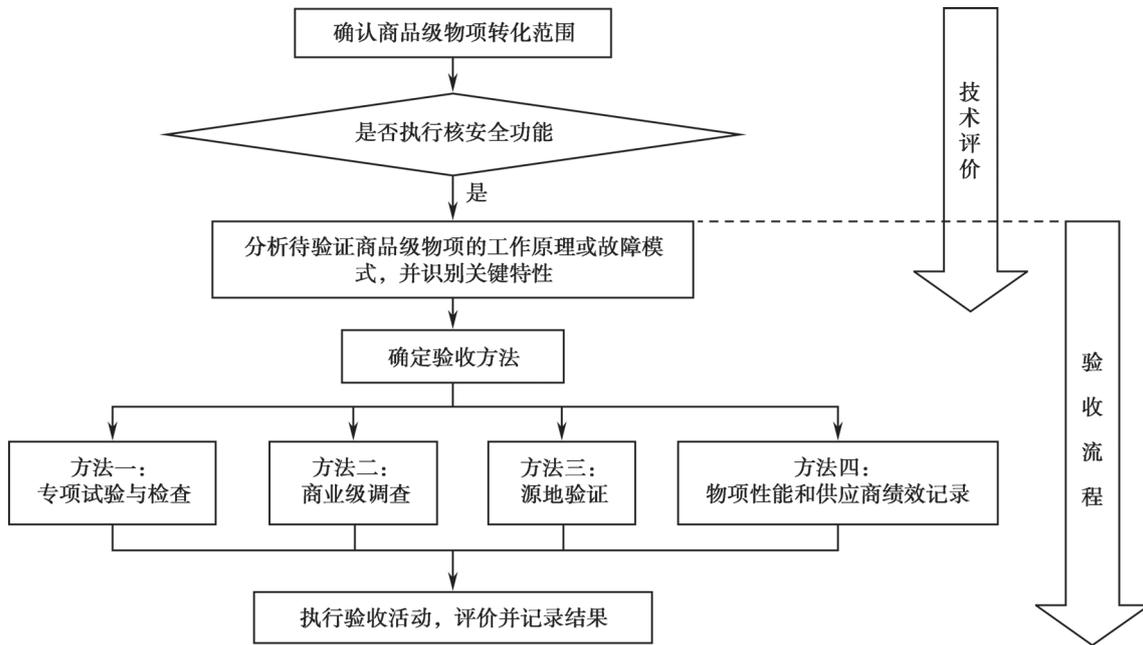


图2 商品级物项转化通用流程  
Fig.2 General process of CGD

厂电气和能动机械设备的抗震鉴定和能动机械设备的功能鉴定》。EPR1 1025283、TR-10733、1011710、TR-103291 导则尚未被 NRC 认可。

IP43004<sup>[12]</sup>是 NRC 相关人员用于评估商品级物项转化实施单位是否对转化活动建立了足够控制措施的检查手册,该文件给出了这种检查应包含的内容,如对材料、零部件、设备和程序的适用性审查,确认转化实施单位是否建立了足够的对技术评估的控制措施;确认转化实施单位是否已采取足够的控制措施来验收商品级物项;确认转化实施单位是否已编制并实施了转化计划;以及对商品级物项转化评估失败的认定。大纲对技术评估、同类商品级物项替换和验收应如何开展进行了阐述。

关键特性是指商品级物项重要的设计、材料和性能特性,一旦这些特性得到验证,则可以保证该物项将执行其预期的安全功能。关键特性不等于标识属性。关键特性必须与该物项执行其安全功能的能力直接相关。NRC 在监督检查中发现关键特性识别是非常重要的环节,表 3 中所列内容不能作为关键特性。

表 3 不能作为关键特性的举例

Table 3 Unsuitable samples for critical characteristics

名称	
形式、匹配和功能	到货检验
抗震要求	货包一致性
环境评价	商业调查
合格证明	保养手册
水压试验	环境测试报告
供应商手册	

对于验收方法,NRC 持如下观点:

(1)对于商业级调查,当供应商没有商品级物项质量控制程序或程序不能有效实施时,该方法不应作为接受物项的依据。对于经销商销售的物品,除非调查包括零部件制造商,并且该调查确认了经销商和零部件制造商都有足够的质量保证控制,否则该方法也不适用于作为接受经销商物项的依据;

(2)对于物项性能和供应商绩效记录,该方法不能单独使用,应与其他方法组合使用。使用时还应注意,该验收方法需要如下应用基础:

- a. 建立的历史记录是基于全行业性能数

据,这些数据直接适用于物项的关键特性和预期的安全相关应用;

b. 物项的制造商对设计、过程和材料变更的控制措施通过审查已得到充分实施。

### 2.3 实践应用

美国 30 余年来的实践证明,其所转化的物项主要集中在表 4 所列的物项中。除表 4 中物项外,美国还有一些核安全 3 级的阀门转化案例。

表 4 主要美国 CGD 物项清单  
Table 4 Main list of CGD items

物项名称	
轴承	O 型圈
螺栓	接线盒
压接端子连接器(接线片)	继电器
电阻器	保险丝
传动皮带	缠绕式垫片
压力开关	温度开关
润滑油脂/油	叶轮
轴(泵)	钢结构

表 5 中列出了美国已经开展实施的典型商品级物项,以及这些物项的潜在关键特性。

表 5 美国 CGD 典型物项潜在的关键特性  
Table 5 Typical critical characteristics of CGD items

物项	关键特性
弹簧	尺寸、弹簧刚度、表面光洁度
轴承	尺寸、额定荷载、材料
螺栓	尺寸、螺距、材料、抗拉强度、硬度、镀层
接线盒	额定电压、额定电流、材料、介电强度
继电器	吸合电压/释放电压、额定电压、额定电流、颤动、响应时间

综上所述,目前所转化的商品级物项应用于 2、3 级泵、阀门,以及部分 1E 级电气设备中。一回路和二回路压力边界所涉及的零部件,尚未见使用。对于这些部件,还应从执行核质保体系的制造商那里采购。

## 3 对我国商品级物项转化的启示

### 3.1 必要性

目前,我国民用核安全设备实行许可制度<sup>[13]</sup>,许可目录内设备以整机为主,运行核电厂维修期间更换的部分以零部件为主,核级零件、部件或组件不在目录范围内,其监管要求尚不明确。整机性能验收的方式在制造阶段确保了设备的整体质量,同样,在运行阶段,替换的核级零部件也应采用有效的方式确保零部件的质量,以确保其能执行预期的核安全功能。目前,核电厂在运行阶段更换较多的动设备零部件和电气部件中存在大量的市售批量化零部件,如紧固件、密封油、密封件、断路器、继电器、开关等。这些产品的生产厂家无法按照 HAF 003 建立且运行有效的核质保体系,采购单位在采购过程中也无法对上述零部件的制造过程按照核质保要求进行控制。更重要的是,我国装备制造业中对质量保证要求的落实和理解、企业的管理水平和诚信机制等问题都制约着我国核电设备领域的发展。因此,商品级物项转化作为目前核安全设备许可制度的补充,针对执行核安全功能的商品级物项实施有效的质量管理和监督是十分有必要的。

### 3.2 适用范围

美国的实践显示商品级物项转化应用物项的种类有限,并不是全部执行核安全功能的零部件都使用经转化的商品级物项。综合美国的实践和我国核安全设备的管理制度,笔者建议下列范围内的物项适用于商品级物项转化:

(1) 民用核安全设备目录内的设备,具备核安全功能的零件、部件或组件;

(2) 民用核安全设备目录外执行核安全功能的设备、零件、部件或组件。

### 3.3 转化流程

美国实践证明,图 1 所示的商品级物项转化流程是可行的,其技术分析和验证流程的总体设计能够保证与核安全功能有关的关键特性能够得到充分的、可靠的验证,需要注意以下几点。

(1)安全功能分析是开展商品级物项质量验证的基础。

(2)识别关键特性时,始终以合理地保证物项的最终用途、应用或核安全功能为目的,根据实际的设计准则和制造要求来识别关键特性,关键特性应与核安全功能有关,而且可以验证。

(3)根据所识别关键特性的具体情况选择合理的验收方法进行验证。在适当的情况下,专项试验与检查应作为基本的验收方法。

(4)关注每种验收方法的适用条件和范围,建议在充分验证关键特性的前提下,多种验收方法组合使用。

### 3.4 监管体系

商品级物项转化涉及制造单位、设计单位、营运单位、转化单位等,涵盖目前核电设备所需要的几乎全部专业和领域。综合前文介绍,参考NRC在RG1.164和IP43004中表明监管立场,在建立商品级物项转化监管体系中重点关注以下几个方面:

(1)与商品级物项转化有关的名词定义,明确指代含义;

(2)明确监管部门及其派出机构、技术支持单位、商品级物项转化单位、民用核设施营运单位在商品级物项转化中的责任和义务;

(3)质量管理与控制基本要求,包括转化实施单位基本要求;

(4)报告与法律责任。

### 3.5 转化单位条件

在我国核安全设备许可制度中,取得有关资质的单位包括设计、制造、安装和无损检验单位。根据所获得的许可范围不同,各个持证单位的综合技术水平差异较大,且各有所长。分析研究认为商品级物项转化单位应具备以下基本条件:

(1)具有法人资格;

(2)有与拟从事工作相适应的人员、工作场所、设施和装备;

(3)建立满足《核电厂质量保证安全规定》的质量保证体系,并有效运行;

(4)具有转化工作所需的设计或分析能力,

能够编制适用于商品级物项转化的需要的技术分析报告、转化策划文件、检验和试验程序等;能够实施/组织实施针对关键特性的验证活动;

(5)相对于商品级物项供应单位具备一定的独立性。

笔者在研究中注意到,目前国内的实践和研究关注点集中在CGD的技术分析、流程和验证方面,对转化过程中的质量保证要求的研究尚不充分。综合美国已开展的CGD情况、NRC监督情况和国内的实践反馈,笔者认为,CGD的质量保证要求是确保转化成功的基础,其需要考虑核质保体系和ISO 9001等体系在主要内容、关注重点、实施方式方面的差异,更重要的是对不同体系下,明确各要素实施的控制要求和方式。

### 3.6 配套资源

为了更好地开展商品级物项转化,提高确定核安全功能、识别关键特性的能力,确保与核安全有关的关键特性均被准确识别,参考美国的实践经验,笔者建议适时开展下列专题研究。

(1)风险指引型物项分级。物项分级是开展商品级物项转化的基础。以风险指引为理论基础的物项分级将更贴合运行设备的实际情况,有助于识别与安全功能切实相关的物项。

(2)零部件质量数据库。目前核电厂收集了运行设备的运行质量数据,对于设备中零部件的运行数据尚未开展收集工作。掌握零部件的运行质量数据,将有助于确定商品级物项转化的实施范围,有助于充分了解零部件质量对设备核安全功能的影响。

(3)零部件质量保证细则。商品级物项的制造单位普遍采用ISO 9000体系或等同体系,准确识别ISO 9000体系和HAF 003核质保体系的差异、控制要求特点、质量控制实施方式等将有助于转化单位开展技术分析,控制转化过程。

## 4 结论

随着我国民用核电厂运行规模的增大,确保执行核安全功能零部件的质量将为核电厂安全运行和经济运行提供基本保障。通过研究美

国的商品级物项转化制度的特点、管理要求、实践情况,有助于认清这项制度的优缺点,为制定适合我国情况的类似制度提供有益的参考和帮助。通过分析,笔者认为:

(1)美国实践表明商品级物项转化的基本流程是可行的。

(2)商品级物项转化总体上包含技术分析和验证过程,其核心是确定核安全功能、识别关键特性,以及确定验收方法和验收准则。

(3)美国商品级物项转化实践是我国开展研究和相关工作的有益参考。

(4)NRC在RG1.164和IP43004中表明的监管立场对建立我国的商品级物项转化监管要求是有借鉴意义的。

通过研究,笔者对我国开展商品级物项转化建议如下:

(1)商品级物项转化的适用范围为目前许可目录内设备,具备核安全功能的零件、部件或组件,以及目录外执行核安全功能的设备、零件、部件或组件;

(2)转化单位除具备法人资格、场地、人员等条件,以及技术分析、实施验证等能力外,还应建立符合HAF 003要求的质量保证体系;

(3)开展风险指引型物项分级、零部件质量数据库和商品级物项转化质量保证体系等方面的研究将助力商品级物项转化的开展。

### 参考文献

- [1] Actions to Improve the Detection of Counterfeit and Fraudulently Marketed Products, Generic Letter 89-02 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 1989.
- [2] Licensee Commercial-Grade Procurement and Dedication Programs, Generic Letter 91-05 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 1991.
- [3] Commercial-Grade Dedication Issues Identified During NRC Inspections, Information Notice 2011-01 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 2011.
- [4] Recent issues identified when using reverse engineering techniques in the procurement of safety-related components Notice 2016-09 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 2016.
- [5] Guidance for commercial grade dedication [R]. Washington, DC: U.S. Department of energy, 2011.
- [6] 王寿君. 2035年核电发电量占比将增至10% [N]. 中国科学报, 2022-8-11.
- [7] 彭俊, 俞军. 世界核电现状和发展趋势简介 [J]. 核安全, 2007 (4): 56-58.
- [8] 张营, 蒋中明. 商品级物项转化在AP1000环吊中的运用 [J]. 发电设备, 2016 (5): 160-167.
- [9] 林磊, 朱剑, 吕秀红. 应用于核电站安全级仪控系统的硬件商品级物项检验技术研究 [J]. 自动化博览, 2018 (11): 96-99.
- [10] Guideline for the Acceptance of Commercial-Grade Items in Nuclear Safety-Related Applications Revision 1 to EPRI NP-5652 and TR-102260 [R]. California: EPRI, 2017.
- [11] Dedication of Commercial-Grade Items for Use In Nuclear Power Plants, RG 1.164 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 2017.
- [12] Inspection of Commercial-Grade Dedication Programs, IP 43004 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 2017.
- [13] 国务院. 民用核安全设备监督管理条例 [J]. 中华人民共和国国务院公报, 2019 (S1): 263-270.

[1] Actions to Improve the Detection of Counterfeit and Fraudulently

# Research and Suggestions on Regulatory Requirements of Commercial Grade Dedication

Zhao Xudong<sup>1,\*</sup>, Yang Cheng<sup>2</sup>, Wang Meiyang<sup>1</sup>, Ma Ran<sup>1</sup>, Miao Xueliang<sup>2</sup>, Deng Dong<sup>3</sup>

(1. China Machinery Productivity Promotion Center Co., Ltd, Beijing 100044, China; 2. Nuclear Power Operations Research Institute Co., Ltd., Shanghai 310000, China; 3. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

**Abstract:** With the interesting of operating nuclear power unit in China, whether the commercial grade dedication can be used as an effective means to ensure the quality of components and parts with nuclear safety function has gradually become the focus of the industrial. This paper investigates the management system, technical route, regulatory requirements and practical experiences of the commercial grade dedication items in the United States. In combination with the domestic regulatory requirements of nuclear safety equipment, through analysis, it is believed that the practice in the United States shows that the basic process of commercial grade dedication is feasible; The practice of CGD in the United States is a useful reference for China to carry out research and related work; The regulatory positions expressed by NRC in RG1.164 and IP43004 are valuable for reference in establishing regulatory requirements for CGD in China. Through research, this paper suggests that the applicable scope of CGD is the parts and components that perform nuclear safety functions; In addition to the qualification of legal person, site, personnel and other conditions, as well as the ability of technical analysis and implementation verification, the CGD survey shall also establish a quality assurance system that meets the requirements of HAF003 ; Research on Risk-Informed categorization, parts quality database and quality assurance system for CGD will help the development of CGD.

**Key words:** commercial grade dedication; regulatory requirements; nuclear safety function; critical characteristics; acceptance

(责任编辑：徐晓娟)

赵永登. 基于区块链技术的核安全管理体系信息化研究[J]. 核安全, 2022, 21(6): 88-96.

Zhao Yongdeng. Research on Blockchain-based Informatization of Nuclear Safety Management System [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(6): 88-96.

# 基于区块链技术的核安全管理体系信息化研究

赵永登\*

(华能山东石岛湾核电有限公司, 威海 264312)

**摘要:** 核安全是核能与核技术利用事业发展的重要前提, 是国家安全的重要组成部分。《中华人民共和国核安全法》规定“核安全工作必须坚持安全第一、预防为主、责任明确、严格管理、纵深防御、独立监管、全面保障的原则”, 鼓励和支持“核安全相关科学技术的研究、开发和利用”, 为新兴技术在核安全保障领域的应用提供了法律依据与政策指引。本文探索区块链技术在核安全管理方面的潜在价值, 并提出一套基于联盟链和智能合约的多方共识核安全管理体系架构, 并初步定义了账本层、共识层、合约层及其基本的逻辑关系, 同时提出开发实施该系统须遵循的基本原则。本文为数字化时代优化核安全管理提供了一种新的思路 and 方向, 旨在从理论上、技术上进行有益的探索和研究。

**关键词:** 核安全; 区块链; 智能合约

**中图分类号:** X946 **文章标志码:** J **文章编号:** 1672-5360 (2022) 06-0088-09

## 1 用区块链技术促进核安全管理体系信息化的必要性简析

中共中央政治局第十八次集体学习专题研究了区块链技术在新的技术革新和产业变革中的应用。习近平总书记在主持学习时强调, 要把区块链作为核心技术自主创新的重要突破口, 明确主攻方向, 加大投入力度, 着力攻克一批关键核心技术, 加快推动区块链技术和产业创新发展。当前, 区块链技术应用已延伸到数字金融、物联网、智能制造、供应链管理、数字资产交易等多个领域。习近平总书记特别指出, 要推动区块链底层技术服务和新型智慧城市建设相结合, 探索在信息基础设施、智慧交通、能源电力等领域的推广应用。要求相

关部门及其负责领导要注意区块链技术发展现状和趋势, 提高运用和管理区块链技术的能力。在此之后, 工信部等有关部门相继出台了引导、鼓励、规范区块链技术发展的相关制度和规范, 至此, 全社会掀起了应用区块链技术的热潮。

国家生态环境部新颁布的《核动力厂管理体系安全规定》<sup>[1]</sup>明确要求, 核动力厂要“开展信息化建设, 利用先进信息技术为知识和信息管理提供安全可靠的平台和工具, 采取有效措施保证网络和信息安全”。近期, 国家发展改革委、国家能源局、生态环境部、国资委、国防科工局联合发文(发改能源[2021]1536号文件), 针对某核电厂燃料组件破损事件的教训, 要求各核电控股集团进一步加强核电运行管理, 明确

收稿日期: 2021-12-7 修回日期: 2022-06-10

作者简介: 赵永登(1972—), 男, 硕士学位, 现主要从事核电管理与政策研究相关工作

\* 通讯作者: 赵永登, E-mail: 439099077@qq.com

提出“积极利用信息化技术加强对人员行为的提醒和监督”。在一系列政策的鼓励和引导下,国内部分核电厂已经开始不断升级迭代信息化系统,智慧工厂、智能电站等信息化建设方兴未艾。在可预见的未来,区块链、人工智能等现代先进IT技术必将广泛应用到核电安全管理的各个领域。

## 2 从切尔诺贝利核事故中分析核电安全的管理痛点

虽然切尔诺贝利核事故已经过去36年了,但它仍然是我国核能与核技术利用事业安全发展的前车之鉴。随着政策和技术等外部条件和环境的发展和变化,我们可以站在一个全新的角度分析这场事故,并总结新的经验教训和痛点。

切尔诺贝利核事故<sup>[2,3]</sup>是一起由于管理严重缺位导致的核事故。切尔诺贝利核电站机组成员在无任何应急处理预案的条件下,开展一个没有经过严格论证的反应堆实验,反应堆设计的先天缺陷以及操作员一系列违规操作导致核电站功率瞬间大幅度拉升,并最终导致核电站的爆炸与堆芯石墨外泄。综观整个核事故的过程,从反应堆设计环节引入的设计缺陷,到核电站的不规范调试活动,再到应急准备与应急响应预案的缺失,最后到一系列不遵守安全规定与安全预设的违规操作,都体现出了核安全管理的严重缺位。

通过切尔诺贝利核事故的惨痛教训,我们可以总结出,在没有新技术,特别是没有计算机技术的支持下,核安全管理的两大痛点:一是核安全管理对理性的高度需求与人的感性之间的矛盾;二是核安全应急响应效率和即时性的高度需求与复杂管理流程之间的矛盾。这两大痛点是当前核安全管理和运行面临的重大挑战,是必须彻底解决的重大管理战略问题。面向核安全管理信息化、智能化的未来,区块链等新兴计算机技术的集成应用在解决上述两大痛点中的地位和作用将更加突出。

## 3 区块链和智能合约技术在核安全管理中的应用价值与潜力

### 3.1 区块链技术能够有效保证核安全责任落实

区块链技术<sup>[4,5]</sup>本质上是一种由事务、区块以及链三部分组成的分布式账本技术。这里的“事务”,理论上可以是任何根据实际业务逻辑需求而抽象的数据,而且这些数据的格式和内容可根据实际业务需求自行定义。应用到核安全管理领域时,“事务”理论上可以抽象为诸如控制棒、阀门等某一核电设备的某一组动作的控制逻辑,也可以是核安全监管指令的下达、执行、反馈过程的数据化抽象,甚至可以是一个普通的核电管理程序(制度)文本的编制、审核、批准及其内容的执行、反馈等环节的过程记录。这里的“区块”,便可以看作承载上述“事务”的“容器”,或者是记载实际业务逻辑的“账页”。这里的“链”,便是这些“区块”以密码学的某种算法按照某种规则(如时间序列)组织起来的分布式存储方式,且数据不可篡改。在一个分布式系统中,各个节点在本地维护一个由密码学技术打包串联的区块链账本副本,并通过特定的共识协议来保证各个节点的副本的最终一致性。分布式系统中的任何一方想要在账本上添加一条事务记录,必须将该条记录使用数字签名技术签名后广播至系统中的所有节点,并经过半节点确认后分别添加至各自区块链链尾,并使用哈希算法打包上链。区块链的去中心化、高冗余、高备份以及共识协议保证最终一致性,决定了区块链系统中区块链的链式结构、时序记录特性以及数字签名的不可篡改、不可抵赖等技术特性,则决定了任何第三方都可以快速地回溯查找特定的上链记录以及对应的记录源头,记录源头则对自己提交的记录负责,不可抵赖。

综上所述,区块链技术可不依赖额外的第三方管理机构或硬件设施,在一定条件下,可不设中心管制,通过分布式计算和存储,各个节点实现了信息自我验证、传递和管理,所有节点能

够在系统内自动安全地验证、交换数据,不需要任何人为的干预。此外,整个系统信息对授权的成员或节点高度透明,且数据不可篡改,便于回溯。区块链技术的这些固有特征,与核安全管理体系的本质要求高度吻合。比如,“如何保证核安全的高效科学监管,将核安全法规和导则明确的核电厂各项设计、建设、运营规定落到实处”,是核安全管理体系的关键;而区块链技术以其数据的开放、独立、可信等特征,可保证将核安全法定职责有效落实到监管者、运营主体、电厂部门甚至具体岗位;再如,核安全管理的一个重要原则就是要充分考虑人的能力和其局限性,因此,每个核电厂都高度重视人因管理,目的就是要最大限度地减少人的非理性对核电安全的威胁;而区块链作为先进的计算机技术,如果将人的一系列操作或者行动转换成计算机逻辑并“上链”,从而辅助人进行操作或者决策,便可最大限度地克服人的非理性。另外,区块链技术的开放、可信性,可非常方便地进行“链上”知识共享,便于形成理性、快速反应的经验反馈或操作辅助决策系统。特别是针对不同核电厂的相同型号的核电机组,如果由各核电厂共同维护一条相同型号机组的开放、可信的经验反馈“知识链”,则可有效规避相同的错误在其他时刻再次发生。总之,一个用于管理和记录核电运行与操作事务的区块链系统能够极大地加强核安全管理的责任落实。

### 3.2 智能合约能够即时处理具体核安全管理业务流

智能合约<sup>[6,7]</sup>是一种以区块链作为底层架构和逻辑的分布式程序,由特定的程序语言编写,并在特定的区块链虚拟机环境内编译部署。智能合约以新加入区块链的区块作为输入,并根据输入区块上的事务以及自身程序逻辑来触发特定的事务或操作。在软件工程实践中,智能合约可被理解为根据实际业务情景,以代码形式组织而成的“if-then”结构的规则和逻辑。这类规则和逻辑应用在金融或交易领域,可按照交易双方事先协商确定的协议,在满足特定

条件的情况下,由代码自动完成相关交易。当这类规则和逻辑应用到核安全管理领域时,可以是工作票中的一系列实际业务的自动执行或确认;也可以是某一既定工作流程在一系列代码控制下的自动执行;甚至可以是以经验反馈为主要内容的核安全知识共享及价值传播(或交易)系统。因此,智能合约具备实现大量的既定安全程序的能力,能够有效辅助核电安全管理。

一份智能合约的完整生命周期如下:(1)初始化:由程序设计人员将业务逻辑和需求转化为智能合约脚本代码,并在区块链系统上发布,区块链中各个节点接收并在本地编译部署,智能合约副本开始监听事务;(2)执行:当已经上链的事务共同组成某个特定的区块链上状态时,智能合约被触发,执行相应的操作,并产生新的相关事务记录,广播至区块链系统;(3)销毁:在智能合约自身逻辑或特定事务的控制下,智能合约程序在全区块链系统终止,合约撤销。

智能合约极大地丰富了区块链的业务逻辑和适用范围,使更细粒度的核安全管理业务需求在区块链上的实现成为可能。理论上,所有核电运行与操作事务记录均可上链,而核电机组的操作记录或控制接口获取的相关参数,可以触发实现各种核电安全既定规则或应急预案的智能合约,实现对核电机组操作的辅助决策。传统“CS”或“BS”的软件架构将数据存储在中心节点,因此拥有管理权限的恶意用户可对数据进行随意的增、删、改、查;而在共识协议的约束下,部署在区块链上的智能合约只可对区块链进行回溯查找,或者在区块链链尾进行合法的“增”操作,少数恶意节点或用户无法有效更改或删除区块链上的其他数据。因此,智能合约既可像传统程序那样处理丰富的实际业务,又继承了区块链去中心化、可信溯源等特征。这种特征符合核安全管理对理性的最大需求。

近年来,随着计算机技术的进步,部署在区块链上的智能合约,广义上已超越了早期金融

领域的自动化执行“数字化合同”的概念,在软件工程项目中常常作为一种处理实际业务逻辑的特定用例出现,也为机器学习等人工智能技术在区块链上的应用提供了一种可用的软件架构,这将是研究和探索智慧核电厂的重要方向之一。

### 3.3 联盟链能够有效组织多层级的核电安全管理体系

联盟链<sup>[8,9]</sup>由最基本的区块链系统发展而来,解决了传统区块链系统中权限管理不清晰的弊端。具体而言,传统的区块链系统中缺乏节点的权限管理机制,任何节点均可以自由地加入或退出区块链系统,从而导致一些没有权限的节点接触到一些不可以对外公开或部分范围可公开的业务流程。因此,传统区块链系统也被称为公有链。相比之下,联盟链则是一种在公有链的基础上,通过引入节点作用范围与准入机制来明确节点的权限和责任划分的新兴区块链架构,其中的节点加入联盟链时必须获取全网共识许可。在核电机组的安全管理中,我们可以将一个发电单位作为一个联盟链系统,以部门、业务流程或机组实体装置和组成部分等基本运行单位作为联盟链中的各个节点。以此类推,我们也可以将若干核电厂和各个上级主管单位,乃至国家层面的监管机构作为联盟链中的各个节点,组成一个联盟链系统。如此设计,便可实现“国家监管机构—核电厂主管企业集团—核电厂—部门或机组单元—具体岗位或独立业务流程”核安全管理联盟链体系,各个层级节点的职能划分及职责边界有效清晰,理论上可构建一套基于区块链系统的、高效科学的核安全管理信息化体系。

### 3.4 小结

综上所述,区块链以联盟链的形式应用在核安全管理中技术可行、意义重大,具备实现有效约束违规操作、即时响应突发状况、精准回溯事件责任等方面的潜力,能够有效规避人的感性与管理理性之间的矛盾,能够有效解决复杂

流程与快速响应之间的矛盾。

## 4 基于联盟链和智能合约的核安全管理共识机制框架设计

### 4.1 总体架构设计

本文提出一种基于联盟链和智能合约的核电机组共识管理机制,旨在将各种核电操作指令与机组状态落实至区块链,将各种安全规则与应急预案以智能合约的形式予以实现,从而解决违规操作不生效、突发状况响应快、责任回溯准而快等核电安全管理与责任落实方面的迫切需求。

如图1所示,本文提出的框架分为三个技术层:账本层、共识层、合约层,其中:

账本层:定义了区块链的基本数据结构和逻辑单元;

共识层:控制区块链系统的全局最终一致性并实现对违规事务的拒绝;

合约层:实现各种核电管理业务逻辑和规则,并直接与核电机组设备集群、核电管理部门集群或核电单位集群对接。

这三者的基本逻辑关系为:账本层处理区块链状态变化,并向上提交至共识层,共识层根据合约层的业务逻辑进行全局共识,并将共识结果向下反馈给账本层进行处理。

### 4.2 账本层设计

账本层的本质是一个分布式区块链账本数据库,其中每个节点持有一个区块链副本。这些区块链副本在共识层的控制下保持最终一致性。账本层中的每个节点均有权提交带有提交节点数字签名和时间戳的事务记录,并广播至全网。任何节点收到事务之后进行签名和时间戳的验证,并且在收集一定数量的事务之后,将当前时间戳、上一区块的封装签名等信息打包为区块并签名,生成区块。区块被广播至全网,全网在共识层的控制下验证区块,验证通过后将该区块添加至链尾,区块内的事务成功上链。区块链账本副本的数据结构如图2所示。

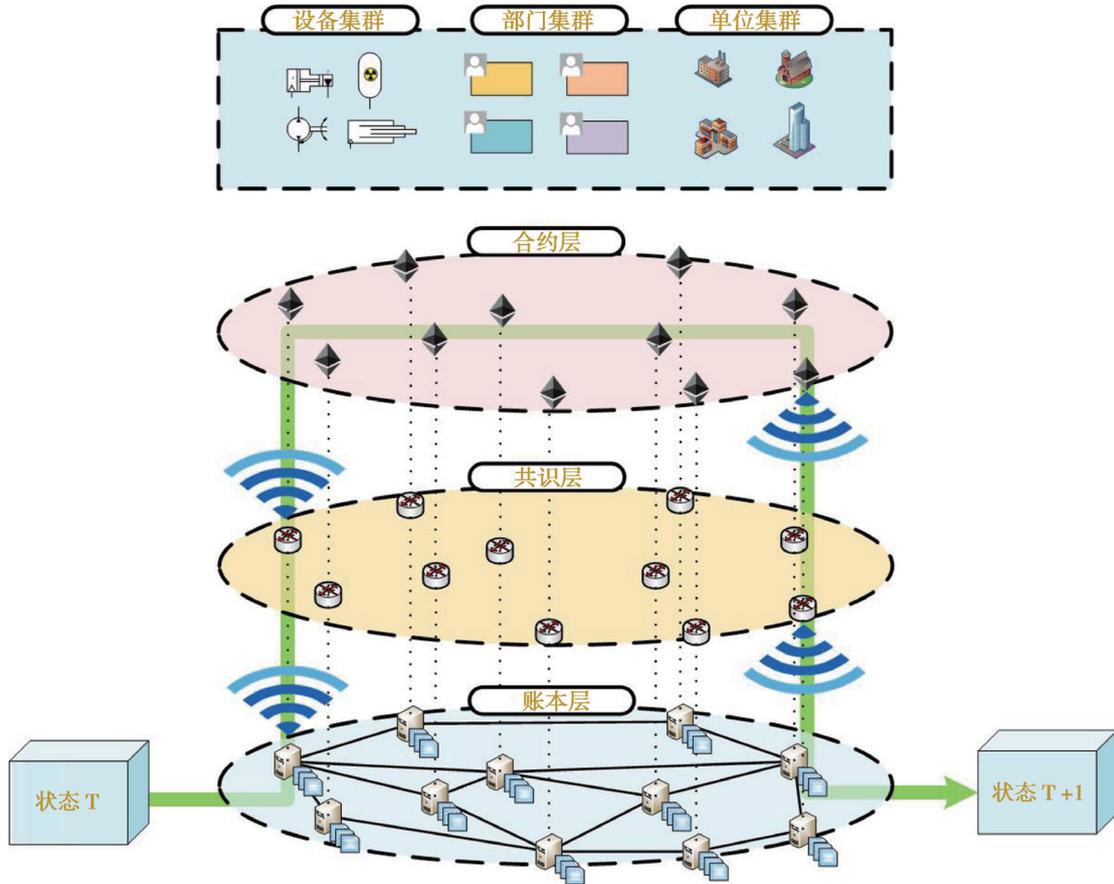


图 1 基于联盟链和智能合约的核安全共识管理框架技术层次示意图

Fig.1 Illustration of consortium blockchain and smart contract based nuclear safety consensus management framework

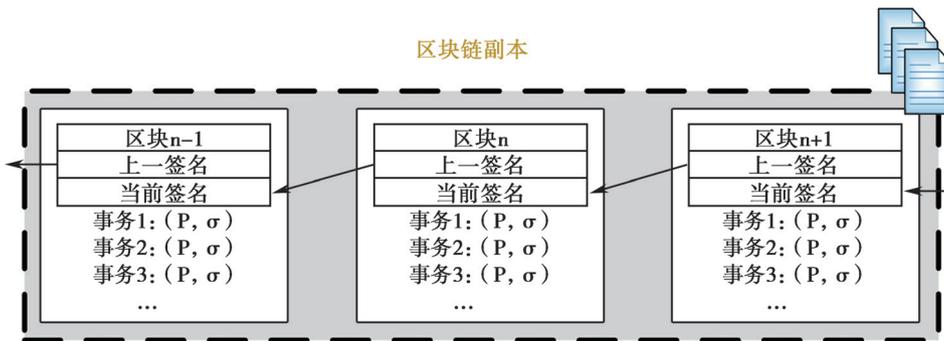


图 2 区块链副本数据结构

Fig.2 The data structure of blockchain copy

### 4.3 共识层设计

本框架拟采取实用拜占庭容错(Practical Byzantine Fault Tolerance, PBFT)协议实现全局共识和最终一致性。PBFT协议在保证高效的同时,还可以使分布式系统具备  $f$ -异常节点容忍度( $f < n/3$ ,  $n$  为分布式系统总节点数)。拜占庭容错协议规避了传统“挖矿”机制的弊端,不会消耗大量的计算资源。

具体而言,PBFT协议分为“预备—广播—确认接收—确认内容—确认”五步:

**预备:**在全区块链系统收到若干条验证通过的事务记录之后,全系统通过全局随机共识选出主节点  $N_m$ ,其余节点作为从节点  $N_R^{1,2,\dots,n}$ ;

**广播:** $N_m$ 将事务打包为区块  $C$ ,并广播至  $N_R^{1,2,\dots,n}$ ;

**确认接收:** $N_s^i$ 收到  $C$  之后,将  $C$  转发至  $N_R^{1,2,\dots,i-1,i+1,i+2,\dots,n}$ 。待  $N_s^i$ 收到包括自己在内的  $2f+1$  个相同的  $C$  之后,则确认  $C$  被大部分节点接收,转入区块内容确认程序;

**确认内容:** $N_s^i$ 对  $C$  的内容合法性进行验证确认,如果验证通过则向  $N_R^{1,2,\dots,i-1,i+1,i+2,\dots,n}$  发送确认信息。待  $N_s^i$ 收到包括自己在内的  $2f+1$  个确认信息后,则确认  $C$  被大部分节点验证通过,转入区块上链程序;

**确认:** $N_s^i$ 将  $C$  添加至本地区块链副本链尾,完成确认流程, $C$  中事务成功上链。

综上所述,该协议能够拒绝任何没有得到超过  $2/3$  节点确认的事务和区块。换言之,任何事务的成功上链都需要通过  $2/3$  节点的验证和确认。

### 4.4 合约层设计

智能合约是运行在区块链上层的“条件—响应”分布式程序,以新区块中的事务序列为输入,判断链上状态,并触发相应的脚本,提交新的事务,更改链上状态。为了方便说明智能合约对处理实际业务流程的基本逻辑,以《核动力厂营运单位核安全报告规定》《核动力厂营

运单位核安全报告指南》<sup>[10]</sup>(以下简称《报告指南》)中规定的运行阶段事件为假设案例事件,将其写入智能合约,并在链上状态符合事件特征时触发相应的报告与处理脚本,执行相关操作。

假设案例事件:结合核安全导则《核动力厂确定论安全分析》<sup>[11]</sup>中的相关描述,以《报告指南》中运行阶段事件报告准则(一)和(三)为例,说明一个完整的基于智能合约的运行阶段事件应急处理与报告流程。假设一个本文框架实例系统中已经发布智能合约 A、B、C,具体见表 1、表 2 和表 3。

表 1 智能合约 A  
Table 1 Smart contract A

```

输入:新区块 C
输出:事务:“指令:紧急停堆”;事务:“记录:生成运行阶段事件【设备不可用或者系统退出运行的持续时间超出核动力厂运行限值和条件所许可的时间】报告,报核安全局;”

flag = 0 // 初始化链上状态位
transaction_list = C.transactions // 加载区块中的事务队列
for t in transaction_list: // 遍历事务队列
    if t.type == “记录” and t.content == “{ 一回路 or 二回路 } 系统 { 卸压阀 } 状态 { 离线 or 意外开启 or 无法关闭 }”:
        flag += 1
    if t.type == “记录” and t.content == “{ 一回路 or 二回路 } 冷却剂装量低于最低安全阈值”:
        flag += 1
if flag == 2 :
    PushTransaction (“指令”, “紧急停堆”) // 发布新事务
    parameters = ReverseChain () // 回溯区块链,统计报告涉及的参数
    ReleaseReport (TIME_OUT, parameters) // 生成停堆报告,报核安全局
    PushTransaction (“记录”, “生成运行阶段事件【设备不可用或者系统退出运行的持续时间超出核动力厂运行限值和条件所许可的时间】报告,报核安全局”) // 发布新事务
return

```

表 2 智能合约 B  
Table 2 Smart contract B

---

输入:新区块 C  
输出:None

---

```

transaction_list = C.transactions // 加载区块中的
事务队列
for t in transaction_list: // 遍历事务队列
if t.type == "指令" and t.content == "紧急停堆":
    StickInsert(EMERGENCY) // 插入所有控制棒,
    紧急停堆
return

```

---

表 3 智能合约 C  
Table 3 Smart contract C

---

输入:新区块 C  
输出:事务:“记录:生成运行阶段事件【核动力厂营运单位执行核动力厂运行限值和条件所要求的停堆】报告,报核安全局;”

---

```

flag = 0 // 初始化链上状态位
transaction_list = C.transactions // 加载区块中的
事务队列
for t in transaction_list: // 遍历事务队列
    if t.type == "记录" and t.content == "堆芯控制棒
    已完全插入":
        flag += 1
    if t.type == "记录" and t.content == "反应堆输出
    功率已降为 0":
        flag += 1
    if t.type == "记录" and t.content == "堆芯控制棒
    已经完全插入超过 7 天":
        parameters = ReverseChain() // 回溯区块
        链,统计报告涉及的参数
        ReleaseReport(ALL_STOP, parameters) // 生
        成设备响应超时报告,报核安全局
        PushTransaction("记录", "生成运行阶段
        事件【核动力厂营运单位执行核动力厂运行限值和
        条件所要求的停堆】报告,报核安全局") // 发布新
        事务
return
    if t.type == "记录" and t.content == "堆芯控制棒
    已拔出":
        flag -= 1
    if t.type == "记录" and t.content == "反应堆输出
    功率大于 0":
        flag -= 1
return

```

---

对于假想中的一次反应堆冷却剂系统一回路卸压阀故障事件,上述代码逻辑表达的事件处理流程如下:

(1) 来自冷却剂系统传感设备监测的事务得到确认并上链:“记录:一回路系统卸压阀状态离线”;

(2) 来自一回路传感设备的事务得到确认并上链:“记录:一回路冷却剂装量低于最低安全阈值”;

(3) 智能合约 A 被触发;

(4) 来自智能合约 A 的事务得到确认并上链:“指令:紧急停堆”;来自智能合约 A 的事务得到确认并上链:“记录:生成运行阶段事件【设备不可用或者系统退出运行的持续时间超出核动力厂运行限值和条件所许可的时间】报告,报核安全局”;

(5) 智能合约 B 被触发;

(6) 来自堆芯传感设备的事务得到确认并上链:“记录:堆芯控制棒已完全插入”;“记录:反应堆输出功率已降为 0”;

(7) 来自堆芯传感设备的事务得到确认并上链:“记录:堆芯控制棒已经完全插入超过 7 天”;

(8) 智能合约 C 被触发;来自智能合约 C 的事务得到确认并上链:“记录:生成运行阶段事件【核动力厂营运单位执行核动力厂运行限值和条件所要求的停堆】报告,报核安全局”。

以上假设中的业务流程构成了一个简单的智能合约处理核电安全管理业务的示例。示例表明,智能合约的可编程性能够满足丰富的核电安全管理业务需求,包括运行期间异常事件的即时判别、即时处理与即时报送。

## 5 系统开发须遵循的基本原则

如果把基于区块链技术的核安全管理体系信息化看作一个软件项目,则这一项目的建设须遵循以下原则:

一是要遵循统一规划,分步实施的原则。由国家核安全局或行业协会在充分研究核电厂

业信息化建设基本情况的基础上,充分考虑各核电机组在设计、建造、运行、退役全生命周期内的核安全管理要求,统一规划,制定统一的体系架构和技术标准、开发规范,指导各核动力厂具体实施开发部署工作。各核动力厂要优先开发共性子系统,在此基础上,再开发个性化子系统。根据区块链的去中心化特性,共性子系统的开发,可由某个核动力厂牵头,开发完成后向整个行业开放,共同使用。

二是要遵循保守决策,先易后难的原则。由于核安全的极端重要性,在系统开发的过程中,要充分评估拟开发系统对现有体系的影响。要始终坚持先易后难的原则,如果要开发接入核电机组运行参数的系统,则要严格按照核安全法规及导则对于核安全在设计、建造和运行的各项要求进行,以确保不会对现有核电机组的控制产生负面扰动。

三是要遵循基于现状,逐步迭代的原则。多年来,随着计算机技术的普及,各核动力厂的信息化建设已取得不同程度的进展。在利用最先进的计算机技术开展信息化建设的过程中,要充分考虑现有信息化建设成果,最大限度地利用现有的系统或数据,使各个信息化孤岛形成网络优势,突出集群效应,在升级迭代过程中,逐步利用区块链等先进技术。

## 参考文献

- [1] 中华人民共和国生态环境部. 核动力厂管理体系安全规定 [J/OL]. 中华人民共和国生态环境部(2020-11-20)[2021-10-15]. [http://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk02/202011/t20201120\\_809039.html](http://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk02/202011/t20201120_809039.html).
- [2] 胡遵素. 切尔诺贝利事故及其影响与教训 [J]. 辐射防护, 1994(05): 321-335.
- [3] 王恒德. 切尔诺贝利核事故及其后果 [J]. 辐射防护通讯, 2000(Z1): 38-41.
- [4] 袁勇, 王飞跃. 区块链技术发展现状与展望 [J]. 自动化学报, 2016, 42(04): 481-494.
- [5] 沈鑫, 裴庆祺, 刘雪峰. 区块链技术综述 [J]. 网络与信息安全学报, 2016, 2(11): 11-20.
- [6] 欧阳丽炜, 王帅, 袁勇, 等. 智能合约: 架构及进展 [J]. 自动化学报, 2019, 45(03): 445-457.
- [7] 孙仁超. 基于区块链的微电网智能合约应用研究 [D]. 昆明理工大学, 2019.
- [8] 崔金栋, 王胜文, 辛业春. 区块链联盟链视角下智能电网数据管理技术框架研究 [J]. 中国电机工程学报, 2020, 40(03): 836-848.
- [9] 吴振铨, 梁宇辉, 康嘉文, 等. 基于联盟区块链的智能电网数据安全存储与共享系统 [J]. 计算机应用, 2017, 37(10): 2742-2747.
- [10] 中华人民共和国生态环境部. 关于发布《核动力厂营运单位核安全报告指南》的公告 [J/OL]. 中华人民共和国生态环境部(2020-12-03)[2021-10-15]. [http://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk01/202012/t20201207\\_811715.html](http://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk01/202012/t20201207_811715.html).
- [11] 国家核安全局. 关于发布核安全导则《核动力厂确定论安全分析》的通知 [J/OL]. 中华人民共和国生态环境部(2020-12-03)[2021-10-15]. [http://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk09/202105/t20210521\\_833847.html](http://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk09/202105/t20210521_833847.html).

# Research on Blockchain-based Informatization of Nuclear Safety Management System

Zhao Yongdeng\*

(Huaneng Shandong Shidaowan Nuclear Power Co., Ltd. Weihai 264312, China)

**Abstract:** Nuclear safety is a critical precondition for the development of nuclear energy and nuclear technology, and is an important component of national security. “Nuclear Safety Law of the People’s Republic of China” regulates that “nuclear safety work must adhere to safety first, prevention first, clear responsibility, strict management, defense in depth, independent oversight, the principle of comprehensive security”, encouraging and supporting the “research, development and utilization of nuclear safety related science and technology”, providing a legal basis and policy guidance for the application of emerging technologies in the field of nuclear security. This paper explores the potential value of blockchain technology in nuclear security management, and proposes a multi-party consensus nuclear security management scheme based on consortium blockchain and smart contract, and preliminarily defines the ledger layer, consensus layer, contract layer and their basic logical relations, and proposes the basic principles to be followed in the development and implementation of this system. This paper provides a new way of thinking and direction for optimizing nuclear safety management in the digital age, and aims at beneficial exploration and research theoretically and technically.

**Key words:** nuclear safety; blockchain; smart contracts

(责任编辑: 徐晓娟)

樊亦江,余大利,刘书勇,等. 铅铋冷却燃料棒束堵流事故 CFD 模拟与分析[J]. 核安全,2022,21(6):97-105.

Fan Yijiang, Yu Dali, Liu Shuyong, et al. CFD Simulation and Analysis of Blockage Accident in a Lead-Bismuth Eutectic Cooled Fuel Rod Bundle [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (6): 97-105.

## 铅铋冷却燃料棒束堵流事故CFD模拟与分析

樊亦江<sup>1,2</sup>, 余大利<sup>1,3,\*</sup>, 刘书勇<sup>1,2</sup>, 郁杰<sup>1,2</sup>

(1. 中国科学院合肥物质科学研究院核能安全技术研究所 合肥 230031; 2. 中国科学技术大学 合肥 230027; 3. 先进反应堆工程与安全教育部重点实验室, 清华大学 北京 100084)

**摘要:**【目的】铅铋冷却快堆(LFR)具备固有安全性、较高的能量密度和较长的燃料循环寿期等特点,是第四代核反应堆研究的重点堆型。LFR在运行过程中产生的腐蚀产物可能会引起堵流事故,对反应堆安全造成威胁。【方法】通过计算流体力学软件Fluent,对含绕丝19棒束燃料组件建模,模拟分析了正常工况和多组堵流工况下的铅铋工质流动传热特性,并和Pacio实验进行了对比。【结果】获得了不同工况下包壳表面最高温度分布、堵块周围速度分布和瞬时涡场结构,分析了堵块参数对流场分布和传热的影响规律。【意义】结果可为分析LFR堵流事故的发展和影响提供参考。

**关键词:** 铅铋冷却快堆; 堵流事故; 计算流体力学

**中图分类号:** TL333 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)06-0097-09

铅铋冷却快堆(Lead-bismuth cooled Fast Reactor, LFR)具备固有安全性、较高的能量密度和较长的燃料循环寿期等特点,是第四代核反应堆研究的重点堆型,这得益于液态铅铋合金(Lead-Bismuth Eutectic, LBE)优异的中子学特性、物理特性、传热特性和高热容量<sup>[1]</sup>。由于铅与铅铋合金在高温和高速流动下会对结构材料产生较强的腐蚀作用<sup>[2]</sup>,堆芯沉积的腐蚀产物容易引起堵流事故,另外绕丝断裂脱落、燃料元件的热膨胀和辐射肿胀也会导致堵流事故的发生<sup>[3]</sup>。发生堵流事故时,堵块附近冷却剂的流通面积减少,堵块后方出现回流区,导致流动传热恶化,局部温度显著升高,威胁包壳完整性。

由于液态金属的分子普朗特数很低,相对于一般流体具有更厚的温度边界层<sup>[4]</sup>,不能通过相似原理采用常规介质进行模拟实验,而液态铅铋具有的高温、不透明、腐蚀性强等特点也对开展实验造成了困难<sup>[5]</sup>。国内外针对液态铅铋在棒束通道内流动进行的实验较少,德国的Pacio等人<sup>[6,7]</sup>通过实验研究了19棒束含绕丝燃料组件的压降和传热特性,并在不同子通道设置实心堵块探究了组件局部堵塞产生的热工水力效应。意大利的Martelli等人<sup>[8]</sup>开展了基于格架固定的37棒束燃料组件的热工水力实验。许多学者也开展了相关的模拟研究,陈宝文等人<sup>[9]</sup>使用Fluent对不同堵块参数下的

收稿日期: 2022-3-3 修回日期: 2022-4-5

基金项目: 先进反应堆工程与安全教育部重点实验室基金, 项目编号: No. ARES-2020-04

作者简介: 樊亦江(1996—), 男, 硕士研究生, 研究领域为反应堆热工水力

\* 通讯作者: 余大利, E-mail: dlyu@inest.cas.cn

轴向包壳温度分布进行了分析。Chai 等人<sup>[10]</sup>使用 STAR-CCM+ 针对 19 棒束燃料组件中的不同堵流工况进行了模拟,分析了堵塞面积对包壳最大温升和子通道间横流速度的影响。孙畅<sup>[11]</sup>使用 STAR-CCM+ 对 19 棒束燃料组件多组堵流工况进行了模拟,分析了堵块参数对回流区特性的影响。Wu 等人<sup>[12]</sup>开发了适用于含绕丝燃料棒束组件的子通道代码 SACOS-PB,结果与 19 棒束和 61 棒束燃料组件实验符合良好。赵鹏程等人<sup>[13]</sup>针对 100 MW 小型模块化自然循环铅冷快堆 SNCLFR-100,基于 ATHLETMOD3.0 A 系统程序开展了堆芯功率最大组件局部堵流事故瞬态分析。

本文基于 Pacio 等开展的含绕丝 19 棒束组件实验,使用 Fluent 对其一组正常工况进行模拟,通过与实验值对比作为模型验证,进而在子通道内设置不同参数的堵块,基于堵塞位置的速度场、涡结构以及包壳表面温度的发展,分析堵块的厚度和面积对组件堵塞位置流动传热的影响。

## 1 正常工况模拟及验证

### 1.1 几何模型

本文模拟基于 Pacio 等人设计的 19 棒束实验组件,组件由正六边形的外套管和 19 根绕丝缠绕的加热棒组成,棒束和子通道布置及编号如图 1 所示,组件几何参数列于表 1。由于绕

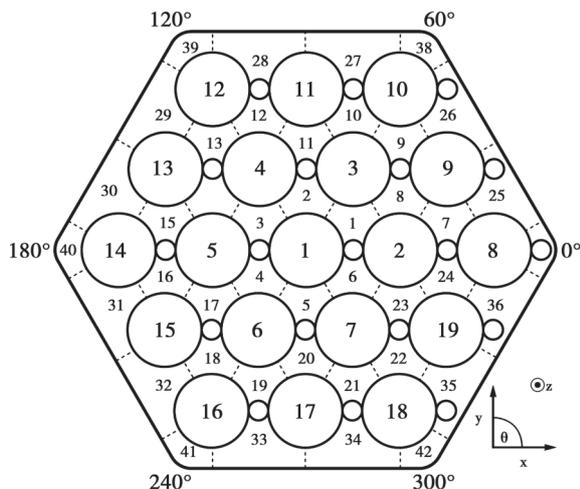


图 1 棒束和子通道编号示意图

Fig.1 Diagram of number of rod and sub-channel

丝与加热棒的接触方式为线接触,不利于划分高质量的网格,建立几何模型时通常将绕丝嵌入包壳内 0.1 mm 使二者由线接触转变为面接触<sup>[14-16]</sup>。此种做法提升了接触位置的网格质量,同时由于绕丝嵌入深度很小,对工质流动传热的影响可以忽略。

表 1 燃料组件几何参数 false

Table 1 Main geometrical parameters of fuel assembly

参数	参数值
棒束排列方式	三角形排列
燃料棒数量	19
燃料棒外径 /mm	8.2
燃料元件栅距 /mm	10.49
栅距比 (P/D)	1.279
加热段长度 /mm	870
绕丝直径 r/mm	2.2
绕丝螺距 /mm	328
组件盒内边心距 /mm	24.65

### 1.2 材料物性

模拟采用的工质是液态铅铋合金,其物性随温度变化的经验式参考 Jaeger 等人<sup>[17]</sup>的报告,公式列于表 2。

表 2 液态铅铋合金物性参数 false

Table 2 Liquid lead-bismuth eutectic material properties

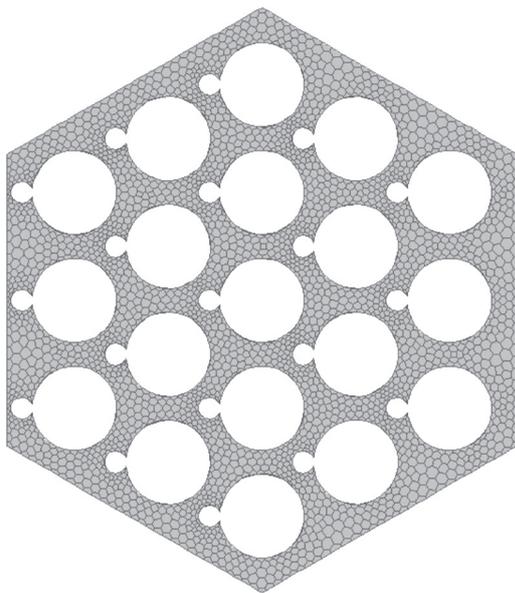
参数	参数值
密度 / (kg·cm <sup>-3</sup> )	11105-1.3312·T
定压比热容 / (kJ·kg <sup>-1</sup> ·°C <sup>-1</sup> )	145+7.622·10 <sup>-3</sup> ·T-9.97·10 <sup>-6</sup> ·T <sup>2</sup>
热导率 / (W·m <sup>-1</sup> ·K <sup>-1</sup> )	5.3557+1.181·10 <sup>-2</sup> ·T
动力黏度 / (N·m <sup>-2</sup> ·s)	5.293·10 <sup>-4</sup> ·exp(732.3/T)

注: T 为温度,单位为 K。

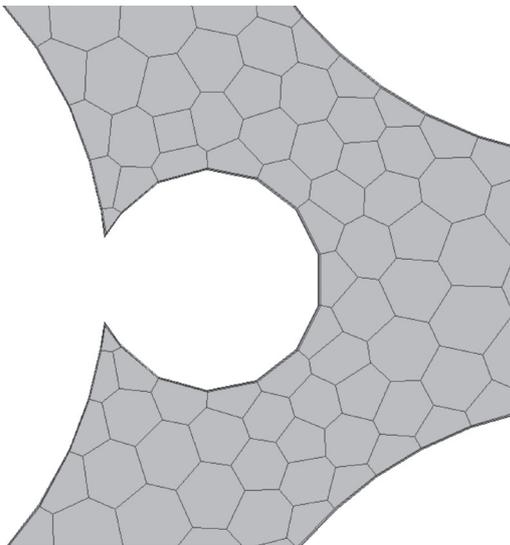
### 1.3 网格划分及网格无关性检验

网格采用 Fluent Meshing 软件对流体域进行多面体网格划分,该软件对复杂几何区域的包容性较好,流体域全长 1200 mm,其中设置了 300 mm 的入口段区域,网格如图 2 所示。基于最小单元尺寸为 0.45 m、0.5 m、0.55 mm 的标准

划分出 Mesh1、Mesh2、Mesh3 三种不同尺寸网格, 网格数量分别为 1537 w、1364 w、1255 w。由于 1 号加热棒受到的加热功率最高, 其表面包壳温升普遍高于其他位置棒束, 故提取不同网格数量下 1 号加热棒表面温度在轴向上的发展进行网格敏感性分析, 如图 3 所示。三种网格模拟出的参考位置温度值随高度变化比较接近, 综合考虑计算精度和计算资源的消耗, 最终选择 Mesh2 的网格划分标准, 并使边界层网格  $Y^+ \sim 1$ 。



(a) 整体网格



(b) 局部网格

图 2 流体区域网格

Fig.2 Mesh around fluid region

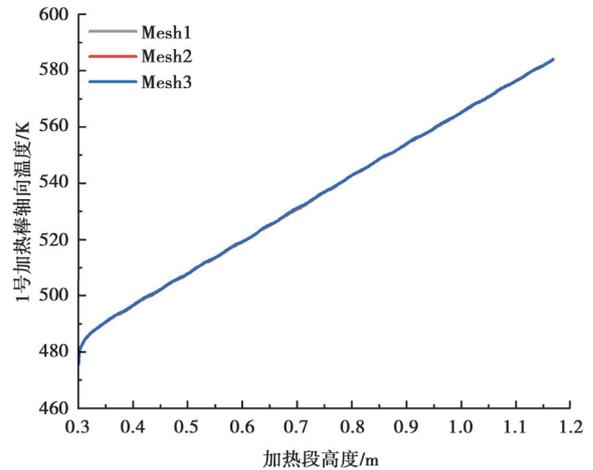


图 3 网格敏感性分析

Fig.3 Mesh sensitivity analysis

#### 1.4 湍流数值模型

在常用的湍流模型中,  $k-\varepsilon$  模型可以较好地模拟湍流充分发展区域的流动,  $k-\omega$  模型在模拟附着边界层湍流和分离湍流时则更为精确,  $SSTk-\omega$  模型在主流和近壁面处分别应用了  $k-\varepsilon$  和  $k-\omega$  模式, Chai Xiang 等人<sup>[10]</sup> 也基于含绕丝棒束组件验证了  $SSTk-\omega$  模型的准确性, 因此本文选择  $SSTk-\omega$  湍流模型进行模拟。

湍流普朗特数是湍流动量扩散率和湍流能量扩散率之比, 是为了模化湍流热通量而引入的无量纲数, 对于水、空气等流体常取 0.85, 对于液态铅铋合金等低普朗特数流体则需使用经验式进行修正, Kays 模型基于当地的湍流参数计算, 并且与 LES 结果符合较好<sup>[4]</sup>, 本文即选用 Kays 模型进行计算, 见式(1), 其中  $\alpha$  为热扩散率,  $\nu_t$  为湍流黏度, 单位均为  $m^2 \cdot s^{-1}$ 。

$$Pr_t = 0.85 + \frac{0.7\alpha}{\nu_t} \quad (1)$$

采用 SIMPLEC 算法进行求解, 离散格式选用二阶迎风格式, 残差降为  $10^{-4}$  作为收敛标准。

#### 1.5 边界条件

在计算过程中, 在绕丝和棒束表面设置均匀热流密度边界条件, 使总功率与实验值 197 kW 相等, 其余壁面均为绝热条件。入口质量流量设为 19.18 kg/s, 入口温度设为 473.15 K。

出口条件设为压力出口。

## 1.6 结果分析

Pacio 实验在加热段不同高度截面上设置了若干热电偶,用以测量加热棒表面温度和典型子通道中心温度,模拟值与实验值对比如图 4 所示,不同高度下的平均相对误差分别为 1.18%、2.57%、3.05%,模拟结果较为可信。

## 2 堵流工况模拟

### 2.1 堵流工况设置

堵块在燃料组件中的存在形态和材料特性目前尚无定论,通常的做法是设定一定厚度的堵块填充关注的子通道位置,进而分析组件局部堵塞对流动传热的影响。本文选用与实验包

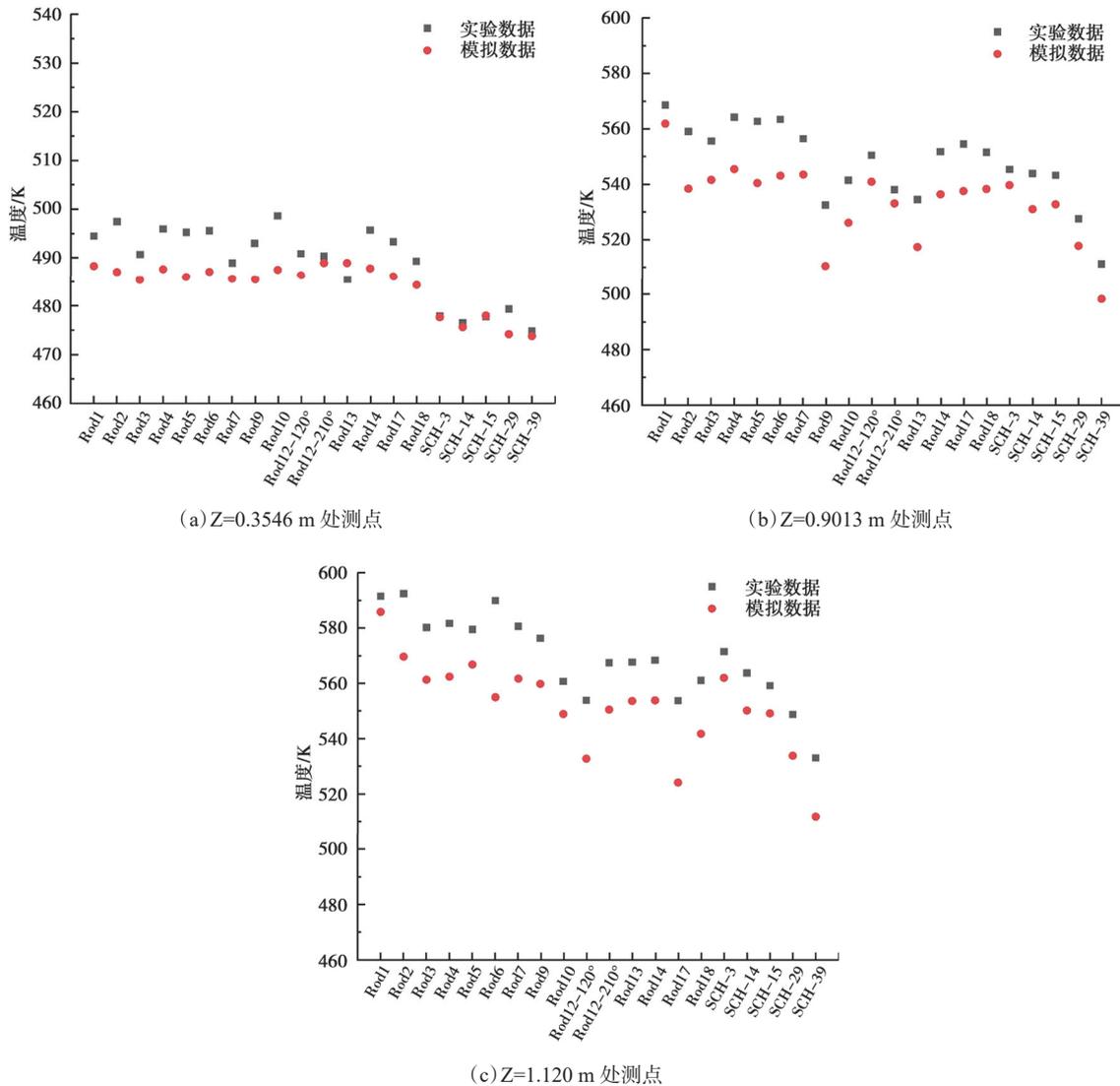


图 4 不同高度下测点温度与模拟结果对比图

Fig.4 Comparison of temperature at different heights between experimental data and simulation results

壳材料相同的不锈钢作为堵块介质,进行不同厚度、面积堵块的工况模拟,工况设置见表3。

表3 堵流工况设置  
Table 3 Blockage accidents parameters

编号	堵塞子通道编号	堵块厚度/mm	堵块中心高度/mm	占总流道面积比例/%
0	无堵塞	—	—	—
1	6	10	797	1.807
2	6	20	792	1.807
3	1,5,6	10	797	5.718
4	1~6	10	797	11.279

## 2.2 堵块厚度对流动传热的影响

选取 Case 0、Case 1、Case 2 分析堵块厚度对流动传热的影响,在加热段每间隔 1 mm 提取出 1 号燃料棒包壳表面最高温度,如图 5 所示,堵块所在位置以虚线表示。可见包壳最大温升出现在堵块中心附近,随堵块厚度增加有小幅度上升。在单一子通道堵塞时,堵块厚度增加并不会显著增加包壳表面峰值温度。

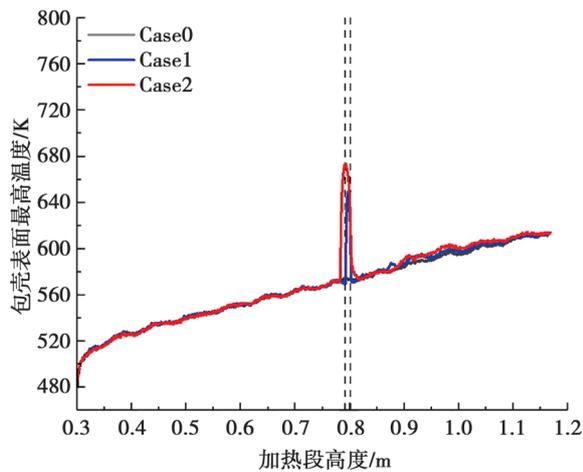


图5 堵块厚度对包壳最高温度轴向分布的影响

Fig.5 Impacts of the thickness of the block on the axial peak temperature distribution of cladding

由于绕丝作用,包壳表面最大温度在轴向方向上出现周期性的涨落变化。单一子通道堵塞对流动的扰动,会影响到堵块下游约 0.25 倍绕丝螺距后中心加热棒的传热。

参照图 1 在法向 330 度方向过 Case 1 堵块

中心作纵向截面,如图 6(a)所示。Case 1 中堵块占据一个子通道的位置,来流流经堵块位置时,流量向周围三个子通道重新分配,在堵块边缘的影响下发生强烈的边界层分离,由于存在逆压力梯度,侧面形成剪切层和涡旋结构,在堵块后方形成回流区并逐渐过渡至正常流动。

图 6(b)为基于 Q 准则<sup>[18]</sup>得到的瞬时涡场结构,可较为清晰地识别出强度差距明显的涡结构,Q 的计算公式见式(2)。堵块侧面较大的涡旋结构实际上加快了不同速度之间流体的输运,在堵块侧表面形成局部的高速流动加强了

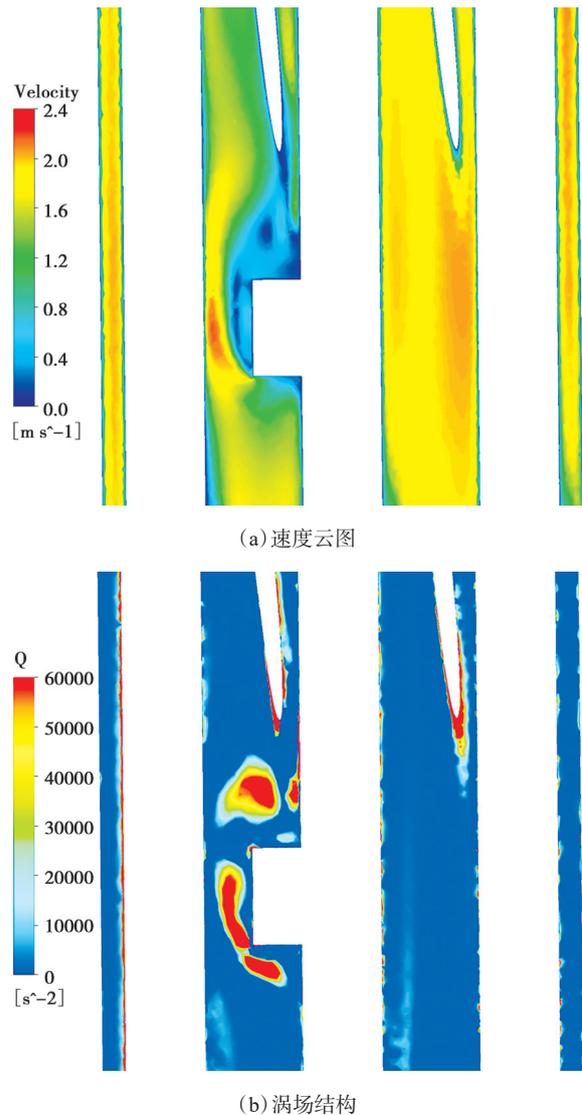


图6 Case 1 堵块附近速度云图及瞬时涡场结构

Fig.6 Velocity cloud image and instantaneous vortex field structure around the block of Case 1

换热。周围三个子通道的绕流流场在堵块后方分别形成涡旋结构并汇聚、贴附,在下游壁面进行再附着,涡旋会在堵块后方发展出轴向速度与主流方向相反的区域,随着流动发展,回流区逐渐向主流区过渡。

$$Q = -\frac{1}{2} \left[ \left( \frac{\partial u}{\partial x} \right)^2 + \left( \frac{\partial v}{\partial y} \right)^2 + \left( \frac{\partial w}{\partial z} \right)^2 \right] - \frac{\partial u}{\partial y} \frac{\partial v}{\partial x} - \frac{\partial u}{\partial z} \frac{\partial w}{\partial x} - \frac{\partial v}{\partial z} \frac{\partial w}{\partial y} \quad (2)$$

在相同位置对 Case 2 绘制速度云图及瞬时涡场结构图,如图 7 所示。与图 6 对比可知,堵块厚度较小时,流动未在堵块侧面完成再附着,在堵块后方会形成高强度的涡旋可以增强回流区换热。堵块厚度增加后,部分流体在堵块侧面提前完成再附着,堵块后方涡旋强度大大降低,回流区整体流速降低,对下游影响范围增加。图 7(b)中回流区贴近壁面有一较明显涡旋,是由于绕丝交混效应所产生。

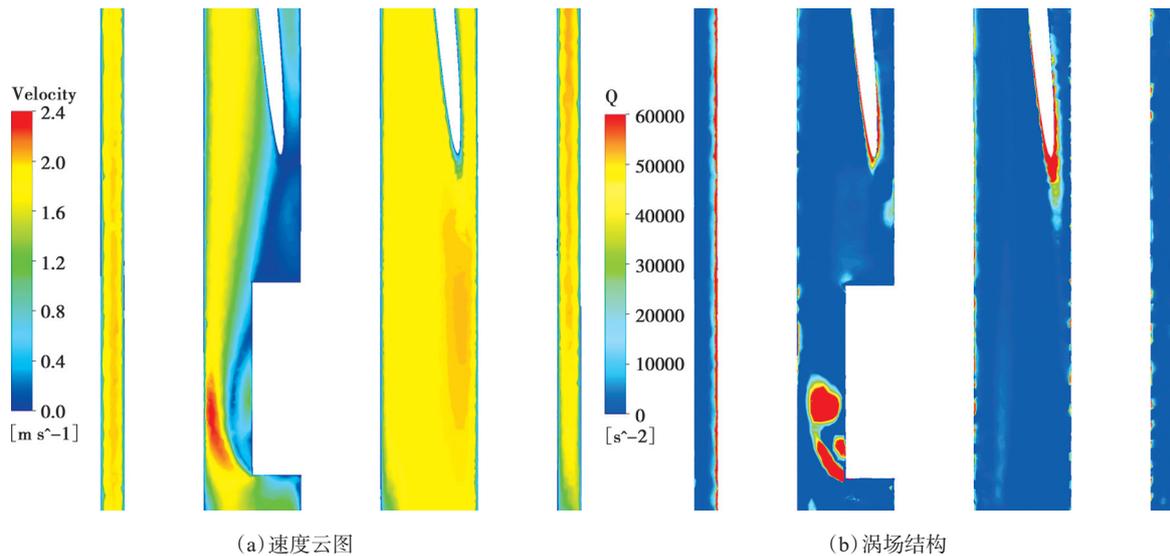


图 7 Case 2 堵块附近速度云图及瞬时涡场结构

Fig.7 Velocity cloud image and instantaneous vortex field structure around block of Case 2

### 2.3 堵块面积对流动传热的影响

Case 1、Case 3、Case 4 中,堵块分别占据 1、3、6 个中心子通道,同样提取出 1 号燃料棒包壳表面最高温度绘图,如图 8 所示。可见单一子通道堵塞对下游流动传热的影响并不显著,随着堵块面积增加,堵块位置的包壳热点温度显著增加,堵块上游出现了小幅温升,这是由于堵块对上游流动的阻碍作用增加,靠近堵块位置的工质流速明显降低。

堵块下游包壳热点温度整体升高,由于 Case 3 中子通道堵塞的不对称性,堵塞下游一段距离内,温度波动剧烈,但局限在堵块后方约 0.5 倍绕丝螺距范围内,在加热段末端逐渐稳定。Case 4 中子通道的大面积堵塞对堵块后方区域的影响范围更大,峰值温度的波动周期更长。

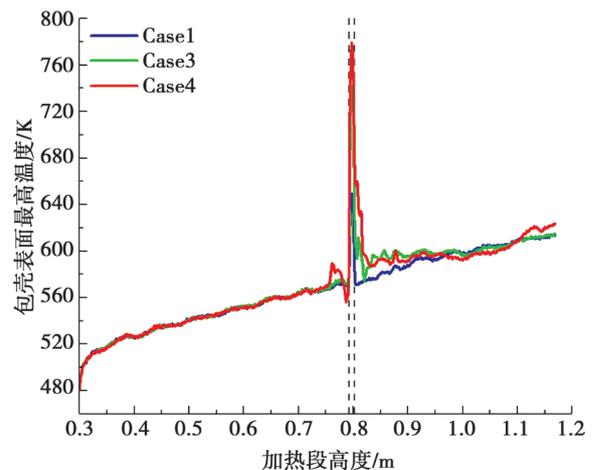


图 8 堵块面积对包壳最高温度轴向分布的影响  
Fig.8 Impacts of the area of the block on the axial peak temperature distribution of rod cladding

在相同位置过 Case 3、Case 4 堵块中心作纵向截面,如图 9、图 10 所示。可见相邻子通道堵塞面积增加后,堵块后方涡旋结构位置升高,回流区高度、面积增加,堵块所影响的下游低速区

范围增加,从而引起更大范围的传热恶化。同时由于绕丝只对流动起导引作用,所以相邻子通道流速降低,也会使绕丝的交混作用不能充分发挥。

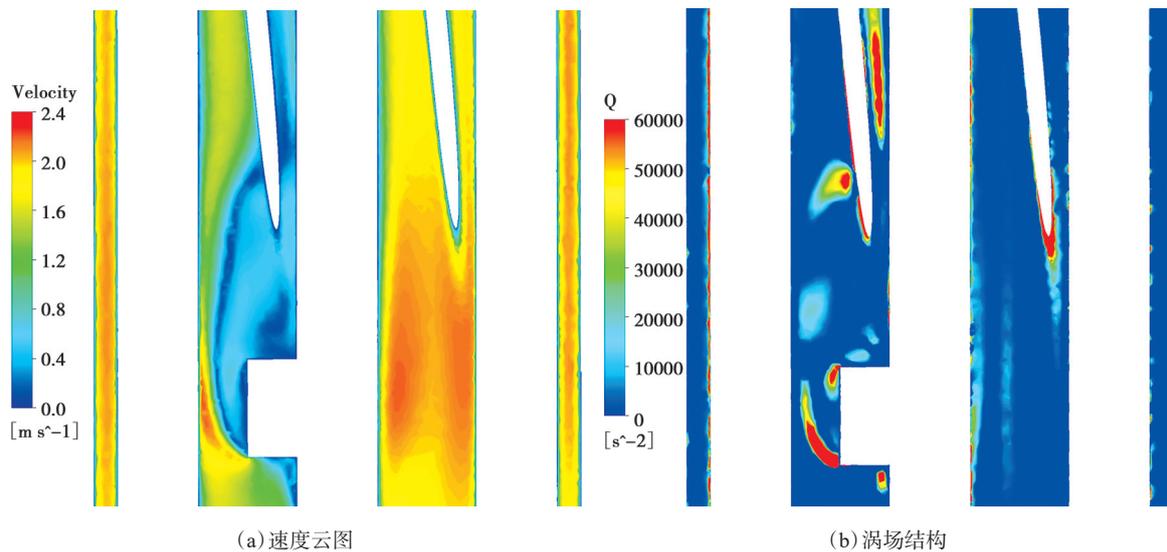


图 9 Case 3 堵块附近速度云图及瞬时涡场结构

Fig.9 Velocity cloud image and instantaneous vortex field structure around the block of Case 3

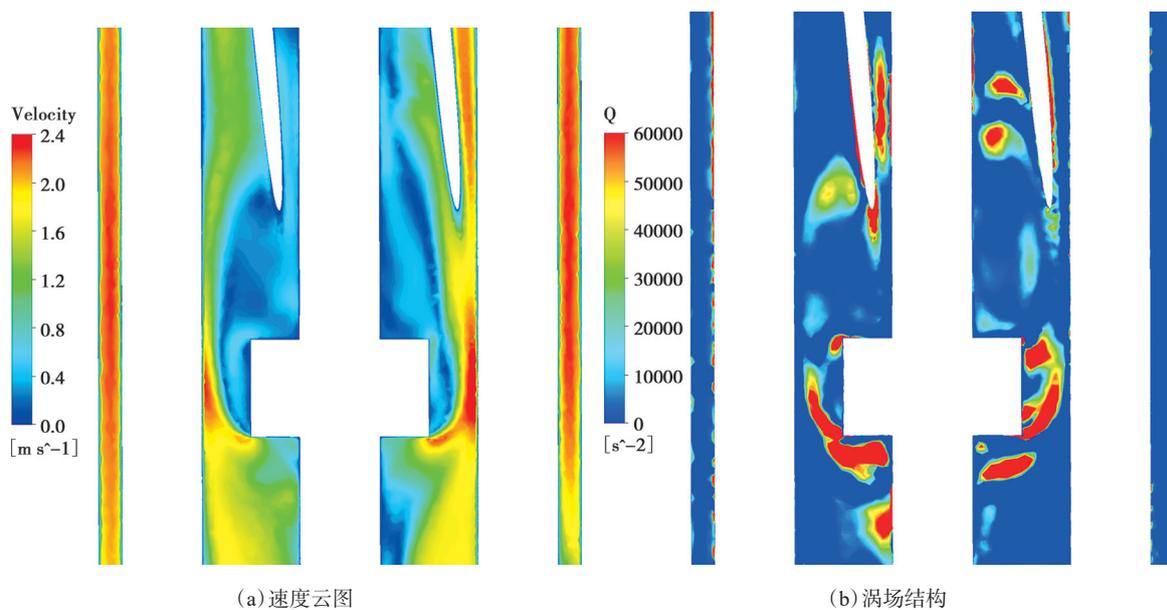


图 10 Case 4 堵块附近速度云图及瞬时涡场结构

Fig.10 Velocity cloud image and instantaneous vortex field structure around the block of Case 4

## 2.4 堵塞对包壳表面周向温度的影响

1号燃料棒包壳表面温度峰值位置处沿周向的温度分布如图11所示。燃料棒周围局部子通道的不均匀堵塞会使包壳表面出现100~200 K的温差,产生的热应力可能导致包壳变形、功能性受损。

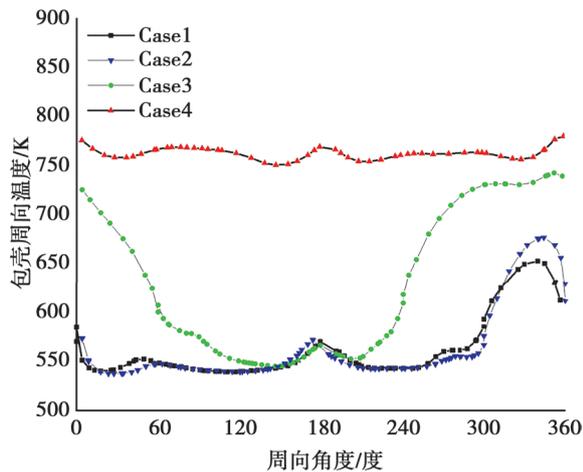


图11 1号加热棒包壳表面温度峰值位置处的周向温度  
Fig.11 The circumferential temperature at the peak temperature position of no.1 fuel rod cladding surface

## 3 结论

本文对液态铅铋合金在含绕丝19棒束燃料组件中的正常工况和堵流工况进行了模拟与分析,将正常工况的模拟值与实验值对比,验证了模型的精确性。在此基础上,进一步分析了堵块厚度和面积对燃料棒包壳温度和堵块附近流动传热的影响规律。得出主要结论如下。

(1) 堵流事故中,包壳温度在堵块中部位置出现局部热点,威胁包壳完整性,堵块后方出现的回流区使包壳表面的工质流速降低,造成传热恶化。大面积堵塞会导致回流区高度和影响范围显著增加,对包壳冷却的影响可延续至下游较远处。

(2) 小面积堵塞对流动的影响较小,即便堵块厚度增加,包壳热点温度上升也不显著,但局部的不均匀堵塞会加剧堵塞下游包壳温度的波动,并导致包壳表面温度不均匀性增加,产生的热应力可能导致包壳变形。

## 参考文献

- [1] OECD/NEA. Technology roadmap update for generation IV nuclear energy systems [R]. Paris: OECD/NEA, 2014.
- [2] ZHANG J S. A review of steel corrosion by liquid lead and lead-bismuth [J]. Corrosion Science, 2009, 51 (6): 1207-1227.
- [3] 徐铼, 张东辉, 任丽霞. 快堆安全分析 [M]. 北京: 中国原子能出版传媒有限公司, 2011: 80-86.
- [4] ROELOFS F, SHAMS A, OTIC I, et al. Status and perspective of turbulence heat transfer modelling for the industrial application of liquid metal flows [J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, 290: 99-106.
- [5] ZHANG Y, WANG C, LAN Z, et al. Review of Thermal-Hydraulic Issues and Studies of Lead-based fast reactors [J]. Renewable and Sustainable Energy Reviews, 2020, 120.
- [6] PACIO J, DAUBNER M, FELLMOSE F, et al. Experimental study of heavy-liquid metal (LBE) flow and heat transfer along a hexagonal 19-rod bundle with wire spacers [J]. Nuclear Engineering and Design, 2016, 301: 111-127.
- [7] PACIO J, DAUBNER M, FELLMOSE F, et al. Heavy-liquid metal heat transfer experiment in a 19-rod bundle with grid spacers [J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 273: 33-46.
- [8] MARTELLI D, FORGIONE N, DI PIAZZA I, et al. HLM fuel pin bundle experiments in the CIRCE pool facility [J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, 292: 76-86.
- [9] 陈宝文, 邓坚, 凌煜凡, 等. 基于CFD的铅基快堆单盒燃料组件堵流事故分析 [J]. 核动力工程, 2021, 42 (4): 277-281.
- [10] CHAI X, LIU X J, XIONG J B, et al. CFD analysis of flow blockage phenomena in a LBE-cooled 19-pin wire-wrapped rod bundle [J]. Nuclear Engineering and Design, 2019, 344: 107-121.
- [11] 孙畅. 含绕丝铅铋冷却棒束堵流事故的CFD热工水力特性分析 [D]. 上海: 上海交通大学, 2020.
- [12] WU D, WANG C, GUI M, et al. Improvement and validation of a sub-channel analysis code for a lead-cooled reactor with wire spacers [J]. International Journal of Energy Research, 2020, 45 (8): 12029-12046.
- [13] 赵鹏程, 刘紫静, 于涛. 小型自然循环铅冷快堆无保护最热组件局部堵流瞬态分析 [J]. 核动力工程, 2019, 40 (1): 23-27.
- [14] 孙畅, 焦守华, 柴翔, 等. 基于CFD方法的铅铋冷却燃料棒束的热工水力特性分析 [J]. 原子能科学技术, 2020, 54 (8): 1386-1394.

- [15] 吕科锋. 液态铅铋合金在带统丝棒束组件内热工水力行为研究 [D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2016.
- [16] Ranjan R , Pantano C , Fischer P . Direct simulation of turbulent swept flow over a wire in a channel [ J ] . Journal of Fluid Mechanics, 2010, 651: 165–209.
- [17] Jaeger W , Sánchez–Espinoza V H. Improve–ments and validation of the system code TRACE for lead and lead–alloy cooled fast reactors safety–related investigations [ M ] . Rockville: U.S.NRC, 2013.
- [18] HALLER G. An objective definition of a vortex [ J ] . Journal of Fluid Mechanics, 2005, 525: 1–26.

## CFD Simulation and Analysis of Blockage Accident in a Lead–Bismuth Eutectic Cooled Fuel Rod Bundle

Fan Yijiang<sup>1,2</sup>, Yu Dali<sup>1,3,\*</sup>, Liu Shuyong<sup>1,2</sup>, Yu Jie<sup>1,2</sup>

(1. Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Hefei Institutes of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China; 2. University of Science and Technology of China, Hefei 230027, China; 3. Key Laboratory of Advanced Reactor Engineering and Safety, Ministry of Education, Tsinghua University, Beijing 100084, China)

**Abstract:** [ Background ] Lead–bismuth eutectic cooled fast reactor (LFR) is becoming increasingly recognized among all the fourth–generation nuclear reactors because of its inherent safety, high power density, and long–life fuel cycle. Corrosion products generated during the operation of LFR may cause flow blockage accidents and threaten the safety of the reactor. [ Methods ] Using the computational fluid dynamics software Fluent, this study established a theoretical model for a 19–rod bundle fuel assembly with wrapped wire, which was then verified by the Pacio experiment. The model was used to investigate the flow and heat transfer characteristics of the lead–bismuth eutectic working fluid under both normal conditions and multiple groups of flow blockage conditions. [ Results ] Results obtained the maximum temperature distribution on the cladding surface, the velocity distribution around the block, and the instantaneous vortex field structure under different working conditions. Finally, influences of the block parameters on the flow field distribution and heat transport were concluded. [ Conclusions ] This work can provide a reference for analyzing the development and impact of LFR blockage accidents.

**Key words:** lead–bismuth eutectic cooled fast reactor; flow blockage accident; computational fluid dynamics

(责任编辑: 许龙飞)

刘时贤,褚倩倩,刘锐,等.应用屏障分析与 ECF 图对 LNA 和 LNC 变压器供电回路不可用事件分析[J].核安全,2022,21(6):106-113.

Liu Shixian, Chu Qianqian, Liu Rui, et al. Analysis of Events due to Unavailability of Transformer Power Supply Circuit of LNA and LNC by Using Barrier Analysis and ECF Chart Analysis [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (6): 106-113.

## 应用屏障分析与 ECF 图对 LNA 和 LNC 变压器供电回路不可用事件分析

刘时贤, 褚倩倩, 刘 锐, 车树伟, 杨未东\*

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 国内某核电厂发生了大修期间电气系统在线活动不规范导致 LNA 和 LNC 变压器供电回路不可用的运行事件, 为系统分析事件发生的原因, 本文综合使用屏障分析法和事件原因因素 (ECF) 图分析法对该事件进行了根本原因分析。通过梳理事件序列, 确定能够防止事件发生的屏障, 并对屏障失效进行深入分析, 得出事件发生的根本原因是人员技能不足和行为不规范以及程序不完善。最后根据事件的根本原因提出针对性的改进建议。

**关键词:** 运行事件; 屏障分析; 事件原因因素图分析; 根本原因分析

**中图分类号:** TL **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 06-0106-08

在核电厂发生事件后需要进行事件评价和原因分析, 针对事件原因制定并落实针对性的纠正措施, 防止核电厂事件重发, 进而保护工作人员、公众和环境免遭过量辐射危害。因此对核电厂事件进行根本原因分析就成为防止事件重复发生的前提和关键。根本原因分析方法主要有变化分析法、任务分析法、屏障分析法、故障树分析法、因果分析法、事件原因因素 (Event And Cause Factor, ECF) 图分析法等<sup>[1]</sup>。变化分析法适用于事件起因不明确、无从下手或怀疑一个变化可能对结果有影响等情况, 该方法通过找出事件发生之前或理想的状态与事件实际状态之间的差异来分析事件; 任务分析法适用于所有涉及人因失误的事件分析, 目的在于找出事件发生过程中人的不当动作或管理缺陷,

主要包括书面任务分析和实践任务分析; 屏障分析法适用于需要对核电厂纵深防御屏障进行评估的事件, 需要由熟悉核电厂纵深防御屏障的人员实施; 故障树分析法适用于分析因果逻辑明确的事件, 该分析方法将已知故障作为顶事件, 分析所有可能导致该故障的原因; 因果分析法适用于分析由人员失误和设备故障共同作用引发的事件, 通过分析因果关系来确定根本原因, 实施方式为不断询问出现的结果和发生的原因, 并从最末端的故障 / 缺陷开始往前追溯, 以找出根本原因; 事件原因因素图分析法适用于分析大多数事件, 无须考虑事件是由设备故障、人员失误还是规程错误引起的。

目前针对运行事件的根本原因分析, 吴彦农等<sup>[2]</sup>采用屏障分析法对某核电厂取水口堵

收稿日期: 2022-03-7 修回日期: 2022-07-19

作者简介: 刘时贤 (1986—), 男, 工程师, 硕士, 现从事核安全审评和研究工作

\* 通讯作者: 杨未东, E-mail: yangweidong@chinansc.cn

塞事件进行根本原因分析,焦峰等<sup>[3]</sup>运用事件原因因素图分析法对控制棒驱动机构电源全部丧失导致反应堆自动停堆事件进行根本原因分析。上述工作体现了监管部门对事件根本原因分析的密切关注和深入研究,但这些研究都是使用单一分析方法对事件进行根本原因分析,具有一定的局限性。比如,单独使用屏障分析法很难确定所有失效的屏障,对屏障不熟悉的调查人员很可能找不全屏障,也无法体现事件的完整发生过程;单独使用 ECF 图分析法虽然能够以图表的形式将事件信息清晰地表述出来,但未明确导致事件发生的失效屏障。本文将屏障分析法与 ECF 图分析法结合在一起使用,以克服单一分析方法的局限性。

2021 年 1 月 24 日,某核电厂机组处于功率运行模式,电气人员发现,2021 年 1 月 6 日至 2021 年 1 月 24 日期间,LNA、LNC 变压器供电回路始终不可用,超出运行技术规范要求的维修期限。该事件的发生过程和进展较复杂,事件所涉及的时间范围较长,适合采用 ECF 图分析法将事件的发生过程、事件后果、原因因素等要素以图形的方式清晰、直观地表达出来,从而使分析人员不必花大量精力去记忆分析的进展,可集中精力分析事件原因;同时事件发生过程中涉及多道管理屏障失效,采用屏障分析法可确定导致本次事件发生的失效屏障,并分析失效存在的深层次原因,因此本事件适合采用屏障分析与 ECF 图分析的综合方法进行根本原因分析,从而吸取经验教训。

## 1 屏障分析和 ECF 图分析综合应用

屏障分析法是根据事件过程的时序找出所有屏障,并鉴别出那些有助于阻止事件发生的屏障,正是这些屏障的依次失效才导致了不良后果。每个失效的屏障都有其对应的故障,因此,找到事件发生过程中的失效屏障就找到了相应的故障。核电厂的物理屏障通常包括:报警和信号、保守的设计裕量、专设安全装置、上锁的门和阀门、放射性屏障、冗余设备、安全和释放装置、接地故障保护装置等;管理屏障通常

包括:运行和维修规程、政策和实践、运行总则、培训和资格授权、员工资格许可、核电厂的运行执照、标签和标志、辐射工作许可制度、技术规格书、工作实践、工作票管理制度、交流方法、人员任命等<sup>[4]</sup>。

ECF 图分析法是将整个事件分解为多个按逻辑次序发生的事实,每一个事实都用图形化手段加以描述,比纯文字的表达更清晰、直观<sup>[5]</sup>。在构造事件时序图时不限于单一事件主线,可以有分支。并要考虑影响事件进展的环境条件和人员决策过程,用与事件相关的条件或状态确定事件的原因。ECF 图分析包括两个基本步骤。首先是在 ECF 图的横向方向构建事件序列,逐步呈现事件的发展过程,确定事件过程的失效点;其次在 ECF 图纵向方向分析失效点的深层次原因<sup>[6-7]</sup>。

单独使用屏障分析或 ECF 图分析事件时存在一些不足,可以将屏障分析与 ECF 图分析结合在一起使用,把屏障放进 ECF 图中,这样就可以确定事件序列中屏障的位置,如图 1 所示。

## 2 事件主要序列

2020 年 11 月 17 日,大修组隔离经理审查 5LNA、5LNC 旁路电源改造票和改造试验票,根据改造票和改造试验票中的工作内容,进行隔离指令和试验指令的准备。

2020 年 11 月 22 日,大修组隔离经理完成 Y502 大修中 5LKE(低压交流电源 380 V 系统-核岛辅助设备)预防性检修工作票准备,以及停送电文件包准备,编制了《5LKE001TB 停盘以及重新送电》文件包(下文简称为《5LKE 停送电》文件包),其中包括 5LNA、5LNC 变压器供电回路停运和送电的程序。

2020 年 12 月 30 日 17:00,5 号机组处于堆芯完全卸料模式(RCD),按大修计划进行电厂内 6.6 kV/380 V B 列配电盘维修工作。当班运行人员执行《5LKE 停送电》文件包的停盘部分,先停运 5LKE 配电盘下游的 5LNA、5LNC 变压器供电回路,再停运 5LKE 配电盘。依据停盘程序断开以下开关:5LKE2G1(5LNA 变

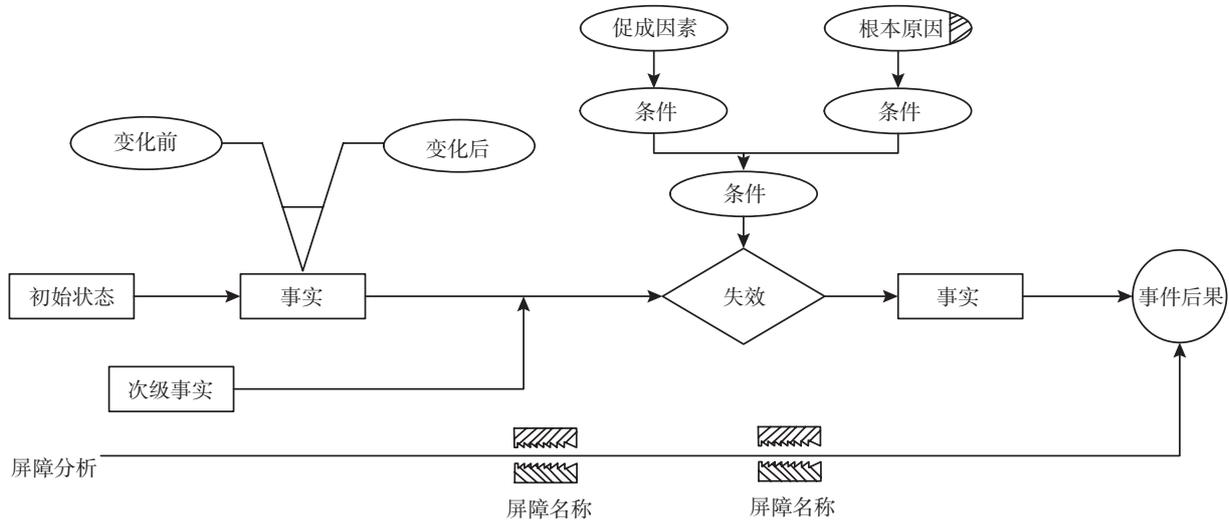


图 1 屏障分析法与 ECF 图分析法的综合应用

Fig.1 Comprehensive application of barrier analysis and ECF diagram analysis

压器进线开关)、5LKE4F1 (5LNC 变压器进线开关)、5LNA057FU (5LNA 变压器进线熔断器)、5LNC057FU (5LNC 变压器进线熔断器)、5LNA054FU、5LNC054FU, LNA 系统单线图如图 2 所示。

2020 年 12 月 30 日 17:15,《5LKE 停送电》

文件包的停盘部分执行完毕,5LKE 配电盘及下游负荷正常停运。

2020 年 12 月 30 日 19:30,当班隔离经理完成 5LKE 预防性检修工作票及 5LNA、5LNC 旁路电源改造工作票的隔离措施,发出对应的工作许可证。

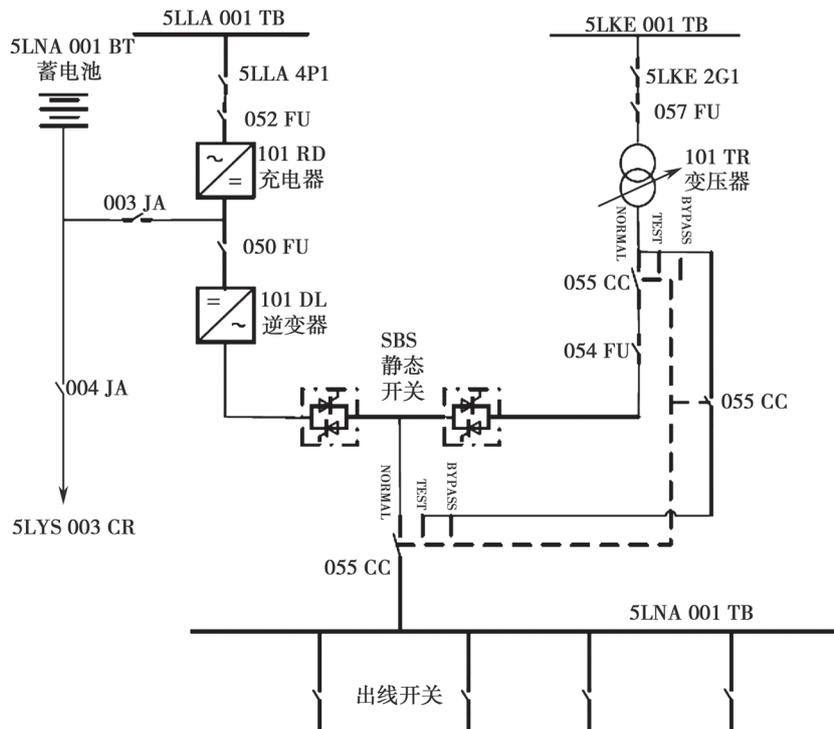


图 2 LNA 系统单线图

Fig.2 One-line diagram of LNA system

2021年1月2日13:33,5LNA、5LNC旁路电源改造票还票,当班隔离经理将此票解除隔离,发出5LNA、5LNC旁路电源改造试验许可证,改造负责人继续执行改造后的试验工作。

2021年1月3日,5LKE预防性检修工作票还票,当班隔离经理A执行解除隔离和《5LKE停送电》文件包,对5LKE配电盘送电并恢复下游负荷供电。5LNA、5LNC旁路电源改造试验票(下文简称改造试验票)未还票,当班隔离经理A未对5LNA、5LNC变压器供电回路送电,在《5LKE停送电》文件包中记录遗留项。

2021年1月4日,大修组隔离经理清理《5LKE停送电》文件包遗留项,发现已记录“5LNA、5LNC变压器送电程序未执行”的遗留项。查询隔离管理系统,发现改造试验票处于正在执行状态,在文件包中标注“后由5LNA/LNC的工作票跟踪,解除”,将文件包中遗留项清除。

2021年1月6日12:30,5LNA、5LNC旁路电源改造试验负责人归还改造试验票,并告知当班隔离经理B“试验票所涉及的电源开关已全部合闸”。当班隔离经理B对改造试验票解除隔离,按照解除隔离操作单的设备指令检查确认5LKE2G1、5LKE4F1、5LNA057FU、5LNC057FU四个开关处于合闸状态。

2021年1月10日至1月18日,当班运行人员执行动态控制点程序,根据程序要求,检查确认5LN\*系统(5LNA/LNB/LNC/LND/LNE/LNG/LNP/LNH系统的总称)没有“导致配电盘不可用”的相关报警。

2021年1月6日至1月24日,运行人员每天中班根据巡视仪(巡视记录本电子化终端)的要求对5LNA、5LNC配电盘进行巡视。巡视内容包括:检查逆变器运行正常且无报警、检查充电器运行指示灯亮和负荷运行指示灯亮、检查系统运行参数正常。

2021年1月24日10:15,电气人员发现5LNA054FU、5LNC054FU处于断开状态,通知当班运行人员。13:40当班运行人员按系统运行程序要求将5LNA054FU、5LNC054FU合闸,

恢复5LNA、5LNC变压器供电回路可用。

### 3 事件原因分析

#### 3.1 屏障失效原因分析

采用屏障分析法与ECF图分析法梳理事件序列并确定了6道管理屏障失效,并对屏障失效的原因进行进一步分析。

(1)第一道工作实践屏障失效:大修组隔离经理未将5LNA、5LNC旁路电源改造工作票和试验票的工作内容加入《5LKE停送电》文件包中。

因大修增加5LNA、5LNC旁路电源改造工作,5LKE预防性检修的停送电流程发生改变。大修组隔离经理在准备阶段,只准备了5LKE预防性检修的停送电文件,未按照电厂管理程序《隔离经理工作规范》要求“对于操作步骤多、复杂、风险高的解除隔离操作单,使用文件包或者专项操作单进行解除隔离和系统恢复”执行,大修组隔离经理未将5LNA、5LNC旁路电源改造工作票和试验票的工作内容,写入《5LKE停送电》文件包中,以便在执行过程中使用此文件包控制整个停送电工作流程。《5LKE停送电》文件包准备不完整的问题在审查和批准环节也未被发现,说明此文件包的准备过程不严谨。

因此,第一道工作实践屏障失效导致《5LKE停送电》文件包准备环节出现失效点。

(2)第二道工作实践屏障失效:当班隔离经理A未按要求在5LNA、5LNC旁路电源改造试验票中记录遗留项。

5LKE预防性检修票还票,当班隔离经理A根据《5LKE停送电》文件包对5LKE送电并恢复下游负荷供电。由于5LNA、5LNC旁路电源改造试验未结束,当班隔离经理A未对5LNA、5LNC变压器供电回路送电。遇到此种情况,根据电厂管理程序《工作票解除在线及遗留项清理》中的要求“涉及隔离票的文件包遗留项,记录遗留项的某运行值的隔离经理需在隔离票的隔离清单中增加标准注释指令‘解除隔离时清理文件包(编号)遗留项’”,需要在文件包和改造试验票中分别记录遗留项信息。但当班隔离

经理 A 仅在《5LKE 停送电》文件包中记录遗留项,未在改造试验票的隔离清单中增加标准注释指令“解除隔离时清理《5LKE 停送电》文件包遗留项”,未能有效提醒后续人员在解除隔离时执行 5LNA、5LNC 变压器送电程序。

因此,第二道工作实践屏障失效导致《5LKE 停送电》文件包执行环节出现失效点。

(3)第三道工作实践屏障失效:大修组隔离经理未核实改造试验票中的遗留项记录情况就清除《5LKE 停送电》文件包中的遗留项。

大修组隔离经理清理《5LKE 停送电》文件包遗留项,发现 5LNA、5LNC 变压器送电程序未执行,检查文件包遗留项清单中已正确记录的信息。查询隔离管理系统检查改造试验票的执行进展,发现此票处于正在执行状态,但未检查改造试验票中是否已按要求正确记录遗留项信息。因“解除隔离时需要执行系统程序进行完整在线”是隔离经理的基本工作规范,基于这一理解,大修组隔离经理认为后续人员在解除改造试验票时,会自行准备 5LNA、5LNC 变压器送电程序进行完整在线,在文件包中标注“后由 5LNA/LNC 的工作票跟踪,解除”,将文件包中“5LNA、5LNC 变压器送电”的步骤标记完成,并清除遗留项,该行为与大修遗留项清理的规范做法不符。在 5LNA、5LNC 变压器送电程序未执行的情况下,提前清除遗留项,导致屏障作用失效。

因此,第三道工作实践屏障失效导致《5LKE 停送电》文件包跟踪环节出现失效点。

(4)第四道工作实践屏障失效:当班隔离经理 B 未使用 5LNA、5LNC 变压器送电程序进行完整在线。

当班隔离经理 B 在准备解除改造试验票时,未查询 5LNA、5LNC 变压器停运时所执行的程序步骤,未能发现 5LNA054FU、5LNC054FU 处于断开状态。仅根据不完整的信息进行分析,错误地判断变压器供电回路已恢复至正常的备用状态,认为无须准备 5LNA、5LNC 变压器送电程序进行完整在线,只需检查 5LKE2G1、5LKE4F1、5LNA057FU、5LNC057FU 合闸即可。

实际上变压器虽已送电启动,但静态转换开关上游熔断器处于断开状态,变压器供电回路未恢复备用状态。根据隔离经理基本工作规范,当班隔离经理 B 在解除隔离时,无论 5LNA、5LNC 变压器处于何种状态,都应该使用送电程序进行完整在线,才能确保系统设备可用。因前序当班隔离经理 A 未按要求在改造试验票中记录遗留项信息,导致隔离经理 B 在解除隔离时未取用大修组准备的 5LNA、5LNC 变压器送电程序。而当班隔离经理 B 也未自行准备系统送电程序对 5LNA、5LNC 变压器供电回路进行完整在线,导致解除隔离时 5LNA054FU、5LNC054FU 未进行合闸操作。

因此,第四道工作实践屏障失效导致改造试验票解除隔离及在线投运环节出现失效点。

(5)第一道程序屏障失效:动态控制点程序未能引导运行人员正确判断 LN\* 系统可用性。

2021 年 1 月 10 日至 1 月 18 日,在机组上行期间,运行人员执行动态控制点程序,程序要求“检查没有导致 5LN\* 配电盘不可用的相关报警”,如表 1 所示。运行人员在主控检查没有 LN\* 报警,将动态控制点程序签字完成。由于“5LNA054FU、5LNC054FU 断开”在设计上无相关报警,运行人员仅在主控检查没有 LN\* 配电盘报警,不能确认 LN\* 配电盘可用。

因此,第一道程序屏障失效导致运行人员未能正确判断 LN\* 系统的可用性。

表 1 检查没有导致 5LN\* 配电盘不可用的相关报警  
Table 1 Checks of no alarm of unavailability of the 5LN\* switchboard

仪表 - 控制电源类型	报警类型	是否存在
220 V DC	LAA 报警	不存在
110 V DC	LB* 报警	不存在
48 V DC	LC* 报警	不存在
220 V AC	LN* 报警	不存在

(6)第二道程序屏障失效:5LNA、5LNC 程序未能引导现场操作员全面地检查 5LNA、5LNC 的设备运行状态。

2021年1月6日至1月24日,现场操作人员按照巡视仪的要求执行检查,未能全面地检查5LNA、5LNC系统设备运行状态,综合判断系统设备是否运行正常。巡视仪中检查内容来源于《5号机电气厂房巡视记录本》,此记录本中关于5LNA系统巡视内容,只要求检查“UPS处于逆变器运行模式且无报警”,未要求检查变压器处于热备用状态,如表2所示。对比系统结构相似的5LNG系统(220V交流不间断电源系统—系列A),巡视要求检查“逆变器带载,无异常报警”和“变压器回路处于热备用且无异常”,如表3所示。对比表2和表3发现,5LNA系统程序巡视内容不完整。

表2 5LNA系统的巡视内容  
Table 2 Content of inspection for the 5LNA system

巡视对象	状态
母线电压 050 LU	209-231 VAC
5LNA 005 CC	Automatic
5LNA 050 CC	Inverter operation
UPS 处于逆变器运行模式且无报警	正常
充电器运行指示灯 001 LA	灯亮
负荷运行指示灯 103 LA	灯亮

表3 5LNG系统的巡视内容  
Table 3 Content of inspection for the 5LNG system

巡视对象	状态
251 UV 上检查逆变器带载,无异常报警	是
251 UV 上检查变压器回路处于热备用且无异常	正常
指示灯 262 LA	灭
逆变器输出电压 255 LU	209-231 VAC

因此,第二道程序屏障失效导致现场操作人员未能全面地检查5LNA、5LNC系统的设备运行状态,未能判断5LNA、5LNC变压器供电回路中的开关状态。

### 3.2 根本原因分析

对上述屏障失效的更深层次原因进行挖掘

和归纳,最终得到事件的屏障分析与 ECF 图分析图,如图3所示。

最终得到事件的根本原因包括:

#### (1) 人员技能不足和行为不规范

事件过程中出现四道工作实践屏障失效,导致大修期间电气系统在线活动不规范,其深层次原因是人员技能不足和行为不规范,主要体现在:大修组隔离经理未按照《隔离经理工作规范》要求准备《5LKE 停送电》文件包以及审查和批准环节未发现《5LKE 停送电》文件包内容不完整,导致未将5LNA、5LNC旁路电源改造工作票和试验票的工作内容加入《5LKE 停送电》文件包中;当班隔离经理A未严格执行电厂管理程序《工作票解除在线及遗留项清理》要求,导致未按要求在5LNA、5LNC旁路电源改造试验票中记录遗留项;大修组隔离经理未采用规范做法管理遗留项导致未核实改造试验票中的遗留项记录情况就清除《5LKE 停送电》文件包中的遗留项;当班隔离经理B未按隔离经理基本工作规范执行解除隔离,导致未使用5LNA、5LNC变压器送电程序进行完整在线。

#### (2) 程序不完善

事件过程中出现两道程序屏障失效,其深层次原因是程序不完善,主要体现在:动态控制点程序对于220V配电盘可用性判断标准不完整,导致未能引导运行人员正确判断LN\*系统的可用性;5LNA、5LNC系统程序巡视内容不完整,导致未能引导现场操作人员全面地检查5LNA、5LNC的设备运行状态。

## 4 结论

本文综合采用了屏障分析法和 ECF 图分析法对国内某核电厂大修期间电气系统在线活动不规范导致 LNA 和 LNC 变压器供电回路不可用事件进行原因分析,结果表明四道工作实践屏障和两道程序屏障连续失效导致事件发生,本事件发生的根本原因是人员技能不足和行为不规范以及程序不完善。根据事件的根本原因,建议营运单位从以下两方面进行改进。

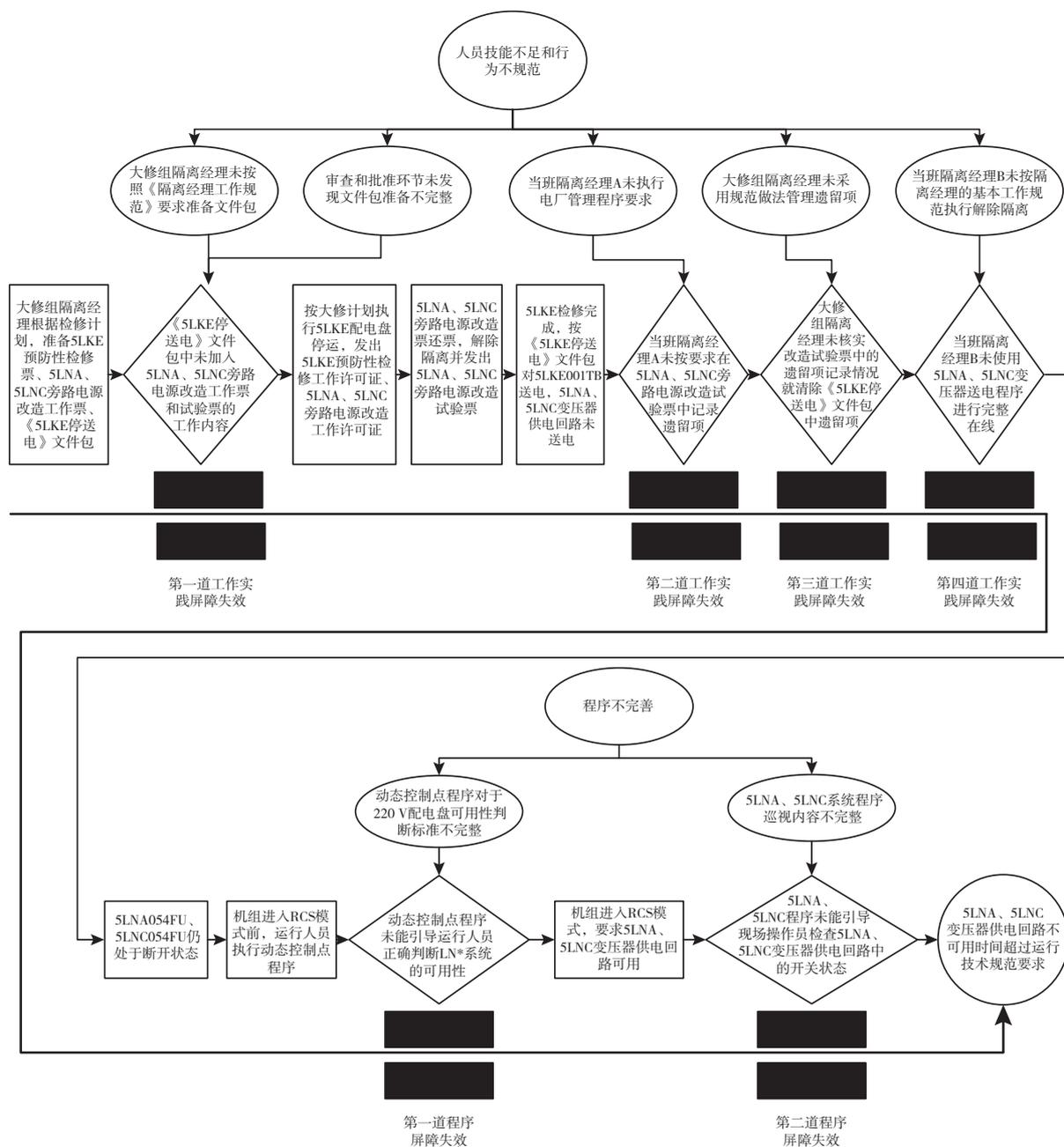


图3 事件的屏障分析与 ECF 图分析图

Fig.3 Chart of barrier analysis and ECF analysis of event

## (1) 加强员工技能和行为规范准则培训

本次事件中出现了大修组隔离经理未按照程序要求准备《SLKE 停送电》文件包以及审查和批准环节未发现其内容不完整,以及大修组隔离经理未采用规范做法管理遗留项等,建议营运单位加强遗留项管理、隔离与解除隔离等相关知识点培训,保证相关工作人员熟悉程序要求,同

时加强遵守程序的训练,保证员工行为规范,符合程序要求。培训使电厂和员工更安全<sup>[8]</sup>。

## (2) 升版和完善相关程序

本次事件中出现了动态控制点程序对于 220 V 配电盘可用性判断标准不完整以及 SLNA、SLNC 系统程序巡视内容不完整,建议营运单位升版动态控制点程序,调整配电盘可用

性判断标准,同时完善 5LNA、5LNC 系统程序的运行监视章节,增加变压器供电回路的检查要求。

### 参考文献

- [1] 陶书生,周红,赵力,等.核电厂经验反馈关键技术[M].北京:中国原子能出版社,2016.
- [2] 吴彦农,焦峰,马国强,等.应用屏障分析法对某电厂取水口堵塞事件进行根本原因分析[J].核科学与工程,2019,39(4):601-605.
- [3] 焦峰,孙树海,郑丽馨,等.应用 ECF 图对控制棒驱动机构电源全部丧失导致反应堆自动停堆事件分析[J].原子能科学技术,2017,51(4):659-665.
- [4] 国家核安全局.核电厂事件原因分析指南:NNSA-HAJ-0001-2019[S].北京:国家核安全局,2019.
- [5] IAEA. Root cause analysis following an event at a nuclear installation: Reference manual[R].Vienna: IAEA, 2015.
- [6] ABS Consulting Inc. Root cause analysis handbook: A guide to effective investigation[M].US: Philip Jan Rothstein, FBCI Rothstein Associates Inc., 1999.
- [7] DOE. Accident and operational safety analysis, Volume I: Accident analysis techniques, DOE-HDBK-11208-2012[R].Washington, D.C.: DOE, 2012.
- [8] 刘时贤,吴彦农,邹象,等.中国运行核电厂误碰运行事件分析与预防对策[J].核科学与工程,2021,41(4):764-770.

## Analysis of Events due to Unavailability of Transformer Power Supply Circuit of LNA and LNC by Using Barrier Analysis and ECF Chart Analysis

Liu Shixian, Chu Qianqian, Liu Rui, Che Shuwei, Yang Weidong\*

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

**Abstract:** The cause of event occurred in a domestic nuclear power plant due to unavailability of transformer power supply circuit of LNA and LNC caused by irregular online activities of the electrical system during overhaul was systematically analyzed. The root cause was analyzed by using combination of barrier analysis method and the event and cause factor (ECF) chart analysis method. The sequence of event was established and all barriers that could prevent this event were listed. The root causes of the event were determined by deep analysis of the failure of barriers. It was found out that insufficient job skills and irregular behaviors of staffs and imperfect procedures were the root causes of the event. Finally, based on the root causes, suggestions for improvement were proposed.

**Key words:** operation event; barrier analysis; event and cause factor chart analysis; root cause analysis

(责任编辑:许龙飞)

## 以核安全文化为核心的企业文化建设实践

中核苏阀科技实业股份有限公司 严新虹

中核苏阀科技实业股份有限公司(简称中核科技)融合中核集团企业文化和新时代核工业精神等优秀文化,建设了以核安全文化为核心的“三合一”企业文化。本文介绍了中核科技企业文化建设的目标和任务,以及推进企业文化建设的几点做法。

为改善能源结构,保障能源安全,国家加快了核电发展步伐。截至2022年9月,我国大陆在运核电机组53台,在运装机容量5561万千瓦,2021年发电量4071亿千瓦时;同时,在建机组21台,在建容量2371万千瓦。2021年10月24日,中共中央、国务院印发的《关于完整准确全面贯彻新发展理念做好碳达峰碳中和工作的意见》中提出,“十四五”期间,我国将秉承积极安全有序发展核电的方针。

中核科技自1952年(前身为苏州铁工厂)创建以来,积极参与国防建设,创业初期便为核工业一期建设和三线工程提供了2100余个品种,共计41万余台高要求阀门,并为“两弹一艇”的研制成功作出贡献,作为参与有功单位,获得了当年国防科工委的表彰和祝贺。自此,中核科技种下了强核报国的种子,奠定了“四个一切”的核工业精神等红色文化基础。在国家核电大发展,积极推进核电关键设备国产化的形势下,推进企业文化建设,确保公司“责任、安全、创新、协调”的核心价值观有效落地,具有十分重要的意义。

### 一、中核科技企业文化建设

多年来,中核科技以“为股东、员工、企业、社会创造价值”为原则,为核电、核化工、石油石化等行业提供阀门系统解决方案,逐步形成了

“核工程、石油石化、公用工程”三大主流目标市场,是国内核电阀门领域的领军企业,国内四大涉核集团核电阀门的主力供应商。作为中核集团下属企业,坚守“强核强国,造福人类”的企业使命,积极培育核安全文化至上的理念,谋求员工、企业、社会的共同发展。

2014年3月24日第三届海牙核安全峰会上,习近平主席首提“理性、协调、并进”的中国核安全观;2014年12月23日,国家核安全局会同国家能源局、国家国防科技工业局编制并发布了《核安全文化政策声明》。

中核科技采取“请进来、走出去”等多种方式,汲取具有优秀核安全文化建设基础的核电业主先进经验,并结合国家监管单位要求、核安全文化的特点,通过讲座、培训等形式,利用公司官网、微信公众号、视频号等平台,开展全员核安全文化教育。制定《企业文化管理办法》和《企业文化建设评估办法》,规范公司企业文化建设,加强对企业文化建设自查自评和过程控制,增强企业文化建设的科学性和实效性,保障企业文化建设的有效开展。

中核科技坚持党建引领,积极探索新时代以核安全文化为中心的企业文化建设,实现党建工作与企业文化建设的有机融合,更好地推动企业发展壮大。全面贯彻落实企业文化理念体系,与落实新跨越战略的各项任务紧密融合;塑造中核科技统一的企业文化理念体系,强化企业的整体凝聚力;进一步营造良好的内外部环境,不断提升管理水平;塑造富有责任感和卓越精神的苏阀人,为企业实现新跨越创造源源不竭的精神动力。

中核科技不断推进企业文化理念的宣贯

和渗透,得到全体员工的认同,增强了组织凝聚力和个体行动力,提升了企业形象;推进企业文化理念为各级领导决策和领导行为提供指引,提升企业的凝聚力、调动全员的积极性、主动性和创造性;将企业文化理念固化于相关制度、规范、标准和流程中,逐步完善与企业文化理念一致的制度化管理体系,以制度激励人心,以制度规范行为,不断推动新跨越战略目标的实现。

## 二、加强推进中核科技企业文化建设

1986年国际原子能机构(IAEA)国际核安全专家咨询组(INSAG)提交的《关于切尔诺贝利核电厂事故后审评会议的总结报告》中首次提出了“安全文化”(Safety Culture)概念。该报告给出了核安全文化的经典定义:存在于单位和个人中的种种特性和态度的总和,它建立一种超出一切之上的观念,即核电厂的安全总是由于它的重要性得到应有的重视。

至今,核安全文化理论发展已三十余年,在我国民用核技术开发应用中,秦山、大亚湾等多个核电站也有着多年的良好实践,为中核科技提供了良好借鉴。

中核科技坚持以核安全文化为核心来引导企业文化的建设,将核安全文化理念、中核集团企业精神与中核科技传统企业文化相结合,建设具有中核科技特色的“三合一”企业文化。核安全文化是企业文化的根,是中核科技作为民用核安全设备制造者,流通控制安全的守护者永恒的主题;同时遵循中核集团“诚信、尽责、协作、进取”的核心价值观和“两弹一星”精神、“四个一切”核工业精神、新时代核工业精神等优秀的文化;秉承公司多年来凝聚形成的“团结、拼搏、求实、创新”的企业精神。

中核科技坚持将核安全文化与企业文化有机统一,形成了具有自身特色的“1234”文化理念。即一个中心(安全第一),两个零容忍(对隐瞒虚报零容忍、对违规操作零容忍),三个全面

(全员覆盖、全面覆盖、全过程覆盖),四个凡事(凡事有章可循、凡事有据可查、凡事有人负责、凡事有人监督)。

中核科技企业文化建设的做法有:加强领导、完善组织机构。成立企业文化建设领导小组,负责企业文化建设方向、目标和方法等;下设办公室,挂靠党群工作部,负责企业文化建设日常工作的开展、检查、指导、评估及服务,并实施分级管理,层层落实。

中核科技企业文化建设主要途径有:领导垂范、宣传教育、考核激励和形象重塑等。

(1)领导垂范。各级领导深刻理解公司企业文化,通过各种方式有意识地将企业文化融入个人的日常行为中,率先垂范带领各级员工共同推动企业文化建设的开展。

(2)宣传教育。通过会议、培训等形式,利用报刊、橱窗、标牌等,对公司的经营理念、价值观念和行为规范进行宣传和引导,形成企业文化宣传的良好氛围;编制并不断更新《企业文化手册》,引导、规范员工行为和取向。

(3)考核激励。建立健全管理规章制度和奖励考核机制,对充分体现公司精神、作风的行为给予奖励和表彰,强化员工对文化的理解和认同,将企业文化逐步内化为员工的理念。

(4)形象重塑。培育和发现各类先进人物、典型事迹,通过组织对模范人物、事迹的学习,向周围辐射,起到示范引领。加强员工对企业形象标识的认知,各项工作严格遵循企业形象的相关规定,自觉维护企业形象。

从核安全文化宣贯到创建,中核科技历经近十年已逐步建立了以核安全文化为核心的,以中核集团文化落地导向为指引的,符合中核科技特色的“三合一”企业文化。要进一步增强企业核心竞争力,促进企业高质量发展,为国家核事业贡献力量,还需进一步探索建设路径,更好地发挥企业文化在企业管理和发展中的作用。

## 《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. 国际合作为核安全“十三五”规划实施做好支撑和服务 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 1-4.
- [2] 田欣鹭, 温爽, 郭超, 等. IVR 条件下外部冷却流道变形的影响因素研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 5-10.
- [3] 张盼, 李聪新, 温丽晶, 等. 压力容器外部冷却系统流道结构和流动参数对流场的影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 11-16.
- [4] 江斌, 甄洪栋, 孟阿军, 等. 一种基于概率论的破前漏分析方法介绍 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 17-23, 49.
- [5] 石兴伟, 兰兵, 胡健, 等. 事故工况下壁面油污和锈斑对钢制安全壳潜在失效影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 24-28.
- [6] 杨英豪, 肖军, 朱桂学, 等. 田湾核电厂 3、4 号机组风险指引型防水淹设计改进措施研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 29-34.
- [7] 焦峰, 赵丹妮, 褚倩倩, 等. 核电厂薄壁大直径贮水容器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. 伴生放射性矿固体废物的放射性与重金属特性 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 40-46.
- [9] 吴耀, 李莉, 毛常磊, 等. 反应堆卸料燃料组件吊运跌落事故辐射安全分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 47-51.
- [10] 郑开云, 陈智. 非能动核电厂 1E 级阀门电动装置的鉴定与试验 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 52-57.
- [11] 芮晓明, 郝丽娜, 王昆鹏. 我国核电的效益及核安全保障基础概述 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 58-64.
- [12] 李小华, 杨钧翔, 李俊杰, 等. 2001 年格鲁吉亚 ~ (90) Sr 放射性同位素热源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 65-80.
- [13] 宋培峰, 王晓峰, 赵翰青, 等. 我国核科普面临的问题和建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 81-88.
- [14] 刘瑞桓, 张瀛, 戴文博, 等. 2018 年 4—5 月全国核与辐射安全舆情分析及研判 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 89-94.
- [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.

$^{60}\text{Co}$  源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

### 2018 年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚.《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电厂建造阶段的核安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 25-31.
- [8] 毛欢, 别业旺, 张舟, 等. 我国核电厂运行技术规格书现状分析及对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 32-36.
- [9] 刘宇, 杨鹏, 冯进军, 等. AP1000 非能动堆芯冷却系统热态性能试验的安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 37-43.
- [10] 曹杰, 查卫华, 高斌, 等. 基于关键链技术的核电大修进度管理方法研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 44-55.
- [11] 张仰程. 运行技术规范中的一回路压力定值 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 56-60.
- [12] 刘运陶, 吕丹, 赵善桂, 等. 核燃料循环设施高效空气过滤器使用问题的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 61-65.
- [13] 张博平, 初永越, 黄志超, 等. 《改进核电厂维修有效性的技术政策 (试行)》的解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 66-71.
- [14] 刘宇生, 薛艳芳, 马帅, 等. 热工水力验证试验评价的关键问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 72-78.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 一种硼中子俘获治疗装置的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 79-84.
- [16] 刘单, 陈祥磊, 毕明德, 等. 民用核安全辐射监测设备十年发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 85-90.
- [17] 王宏印, 毕涛, 宋东风, 等. 设备产业链质量管理评估标准的研究与建立 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 91-94.

### 2019 年第一期

- [1] 陈瑾, 程亮, 马欢欢, 等. 核安全监管能力建设基本框架构建研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 1-7.
- [2] 张志强, 林继德, 马培锋, 等. 核电设备监理实践中的合作共赢模式 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 8-12.
- [3] 盛朝阳, 路燕, 高晨, 等. ASME 规范的设计安全系数及调整因素 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 13-16.
- [4] 肖军, 曾广建, 汪宏峰, 等. 废旧放射源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氡的放射性水平 [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  $\gamma$  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.  $\gamma$  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. API1000 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  $\gamma$  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] 姜韶莹, 赵罗生, 杨志义, 詹惠安, 陶志勇, 赵宁, 丁超. 严重事故下氢气爆燃环境模拟试验[J]. 核安全, 2020, 19(06): 50-53.
- [10] 吴廉巍, 闫超星, 杜为安, 张翼, 刘成洋. 摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 54-59.
- [11] 韩瑞, 段亚飞, 赵懿珺, 纪平, 康占山, 王韶伟. 气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用[J]. 核安全, 2020, 19(06): 60-66.
- [12] 陈玉修, 王煜宏, 罗海英. 英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 67-72.
- [13] 胡帮达, 贾哈. 日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示[J]. 核安全, 2020, 19(06): 73-79.
- [14] 王桂敏, 张瀛, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏, 李杨. 核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议[J]. 核安全, 2020, 19(06): 80-85.

- [15] 张瀛, 王桂敏, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏. 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 86-92.
- [16] 高晨, 盛朝阳, 初起宝, 马若群, 贾盼盼. 核电机械装备国产化材料力学性能验收值确定方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 93-98.
- [17] 朱光昱, 全峰阳, 曾骁, 元一单. 压水堆核电站安注管线内不凝结性气体聚集现象仿真研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 99-103.
- [18] 申红, 吉辉, 张志保, 杨晓伟, 张宇, 刘运陶, 阙骥, 赵善桂, 刘天舒. 液化均质系统两种工艺改进方案的安全性及适用性分析比较与建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 104-107.
- [19] 陈一伟, 黄炳臣, 沈伟, 石红, 张强升. 核级设备抗震分析中螺栓应力的评定方法 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 108-110.
- [20] 孙海涛, 吴彩霞, 吕云鹤, 张晏玮, 初起宝, 车树伟, 侯春林, 马若群. 全国核电站关键物项材料老化数据平台建设分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 111-115.
- [21] 王杨, 王海理, 蕙瑾.  $^{60}\text{Co}$  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及抗震分析研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 133-141.
- [25] 程芳, 姜启英, 阙丽萍, 窦义芳. 微塑料污染防治的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 142-146.
- 不利影响及防治措施研究进展 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 22-26.
- [6] 郑成成, 陈永祁, 郑久建, 等. 核电站主蒸汽管道阻尼减振与抗震分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 27-35.
- [7] 白日亮, 原瑜. 核电仪表罐焊接工艺研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 36-40.
- [8] 史国宝, 郭东海, 陈松, 等. AP1000 依托项目中压移动电源应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 41-47.
- [9] 王逊, 田宇, 黄力. 美国核安全管理体系与法律体系探究及启示 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 48-53.
- [10] 刘姚锋, 耿波, 高星, 等. 核电站高风险作业项目跟踪管理系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 54-58.
- [11] 孙明, 郁杰. 铅铋快堆一回路充排系统可靠性分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 59-64.
- [12] 李冲, 高业栋, 韩良文, 等. HFETR 热功率测量系统误差分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 65-69.
- [13] 王铁骊, 高山, 刘永, 等. 核安全文化与核安保文化的共生性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 70-75.
- [14] 赵鹏, 李松发, 韩良文, 等. 状态报告管理在 HFETR 上的应用分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 76-81.
- [15] 赵国志, 郝悦, 曲鹏, 等. 浅谈除核电外核燃料循环中物料泄漏事故的隐患排查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 82-86.
- [16] 戴立操, 高山, 刘永. 核安全科学的未来发展方向——组织弹性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 87-92.
- [17] 中核建中核燃料元件有限公司. 初心与使命铸就最强“核能芯” [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 93-95.
- [18] 广西壮族自治区辐射环境监督管理站. 落实监测监管技术帮扶帮助企业发展成效显著 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 96-97.

### 2021 年第一期

- [1] 孙海涛, 吴彩霞, 马若群, 等. 核电站通用老化经验报告分析与编制建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 1-5.
- [2] 张发云, 张强升, 贺振宇, 等. 民用核安全设备许可评审中的常见问题及建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 6-10.
- [3] 苏超丽, 梁明浩, 邓飞, 等. 浅析锆钛矿选矿工艺的辐射防护和辐射环境安全 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 11-16.
- [4] 高鹏, 刘陆, 甘睿琳, 等. 北京市地铁站台及车箱内氡浓度水平调查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 17-21.
- [5] 张义科, 彭军, 李福春, 等. 反应堆管道系统水锤现象

### 2021 年第二期

- [1] 刘成运, 张国旭, 李学法, 等. 安全性能指标在核安全监管中的应用实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 1-6.
- [2] 李宁, 徐俊龙, 崔毅, 等. 优化核级阀门变更审查流程, 提高核安全治理精细化水平 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 7-11.
- [3] 王鑫, 林权益, 王叶, 等. 推进海洋核应急能力建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 12-17.
- [4] 刘新利. 海阳核电站设备监造管理实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 18-24.
- [5] 凌礼恭, 李小龙, 贾盼盼. 滨海核电机组海水系统部件腐蚀与防护现状 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 25-31.

- [6] 谢梅, 张远奎, 刘亚军, 等. 核安全设备竣工文件质量改进建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 32-37.
- [7] 赵玄, 周小龙. 蒸汽发生器传热管氨检漏定量定位技术分析 & 验证 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 38-43.
- [8] 李小华, 王翔年, 李俊杰, 等. 1998 年伊斯坦布尔  $^{60}\text{Co}$  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.
- [6] 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  $\gamma$  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  $\gamma$  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.