

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 王晓峰
 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
 官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)
 邮 箱 heanquanzazhi@263.net.cn
 广告发布登记 京海工商广登字20180003号
 国际标准刊号 ISSN 1672-5360
 国内统一刊号 CN11-5145/TL
 国内发行 中国邮政集团公司北京市报刊发行局
 邮发代号 82-956
 海外发行 中国国际图书贸易集团有限公司
 发行代号 BM9557
 印 刷 北京一二零一印刷有限公司
 国内定价 80.00元

2024年第6期 总第101期

双月刊 公开发行

2024年12月31日出版

—— 阅读·检索 ——



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。

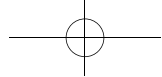
—— 关于·我们 ——



《核安全》杂志
微信公众号



生态环境部
核与辐射安全中心



《核安全》编委会

编委会主任

王大中
清华大学·科学院院士·副主席

编委会副主任

于俊崇
中国核动力研究设计院·工程院院士

陈佳洱
北京大学·科学院院士

叶奇慕
秦山核电集团筹备组·工程院院士

林忠钦
上海交通大学·工程院院士

孙玉发
中国核动力研究设计院·工程院院士

郑建超
中国广核集团有限公司·工程院院士

吴祖泽
军事医学科学院·科学院院士

魏炳波
西北工业大学·科学院院士

(按姓氏笔画排序)

编委会委员

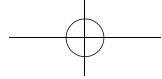
于涛
张庆贤
蒋诗平

王为
陈义学
程琦福

田文喜
周涛
谭思超

史克亮
顾汉洋
叶延程

刘非
黄小桁



目 次

核 安 全
2024 年 · 第六期

◆ 监督管理

- 1 某核电工程施工质量风险评估与管理 杨新立, 霍志磊, 佟振华

◆ 政策法规

- 6 环境法典化背景下的《放射性污染防治法》评估方法论研究及实践 黄 力, 刘 婷, 胡帮达
11 乌卡环境下核电安全风险综合体探析——基于我国核电产业链视角 王占永, 王月立, 杜 峰, 等

◆ 核电厂实践

- 21 经验反馈的系统性工作方法 苏鲁明
29 压水堆核电厂乏燃料水池侧墙外剂量率影响因素的敏感性分析 杨 煦, 蔡北国, 朱 雷, 等
36 核应急能力提升的新管理模式 刘文元, 袁 成

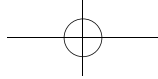
◆ 研究与探讨

- 41 核质量保证在聚变实验装置建设项目中的应用研究 韦 敏, 段红卫, 黄素贞, 等
47 VVER 机组氙瞬态过程及控制策略分析研究 李 瑶, 潘 登, 化新超, 等
55 严重事故下钠气溶胶迁移行为研究进展 王 冠, 王荣东, 韩新梅
63 基于 SCIENCE 程序包对 COSINE 燃料组件分析程序的独立验证 陈秋炆, 那福利, 刘 芳, 等
69 芯块偏心致周向非均匀传热对 SiC 燃料棒弯曲特性影响研究 卢志威, 廖业宏
77 对三种方法获取的 γ 辐射剂量率的比对分析 彭丽君, 刘 焱, 平秀坤, 等
85 基于 DFT 与 DBN 的反应堆紧急停堆系统可靠性评估方法 张春超, 陶龙龙, 夏冬琴, 等
93 基于热中子计数比的可控中子源密度测井方法研究 周少恒, 常 博, 陶应龙, 等
101 环境 γ 辐射剂量率与宇宙射线响应比对研究 赵欢欢, 杨 阳, 曹龙生, 等

◆ 公众沟通

- 108 福岛核事故后舆情分析及应对策略研究 雷少娟, 刘新华, 戴文博, 等
117 基于新闻搜索的社会热点主题分析——以日本核污水排海为例 李小莉, 阳立林, 高 山, 等

(执行编辑: 梁 晔 徐晓娟 许龙飞)



- 1 Construction Quality Risk Assessment and Management of a Nuclear Power Project
(Yang Xinli, Huo Zhilei, Tong Zhenhua)
- 6 Study and Practice on the Evaluation Methodology of the Radioactive Pollution Prevention and Control Law under the Background of Environmental Law Codification
(Huang Li, Liu Ting, Hu Bangda)
- 11 Analysis of Nuclear Power Safety Risk Complexity in VUCA Environment—From the perspective of China's nuclear power industry chain
(Wang Zhanyong, Wang Yueli, Du Feng, Jiang Yanman)
- 21 A Systematic Operating Experience Feedback Approach
(Su Luming)
- 29 Sensibility Analysis on Dose Rate Behind Side Walls of the Spent Fuel Pool in a PWR Nuclear Power Plant
(Yang Xu, Cai Beiguo, Zhu Lei, Yang Lala, Chen Qiuyang)
- 36 Exploring the Path to Improve Nuclear Emergency Response Capabilities
(Liu Wenyuan, Yuan Cheng)
- 41 Research on the Application of Nuclear Quality Assurance in the Construction Project of Fusion Experimental Facility
(Wei Min, Duan Hongwei, Huang Suzhen, Su Jinjin, Gao Jian, Tian Jiashu, Li Jufeng, Wu Wanyan)
- 47 Analysis and Research on Xenon Transient Process and Control Strategy in VVER
(Li Yao, Pan Deng, Hua Xinchao, Huang Peng, Ye Liusuo)
- 55 Research Progress of Sodium Aerosol Migration Behavior under Severe Accidents
(Wang Guan, Wang Rongdong, Han Xinmei)
- 63 Independent Verification And Validation Method for COSINE Fuel Assembly Analysis Program based on the SCIENCE Package
(Chen Qiuyang, Na Fuli, Liu Fang, Gao Yongjun)
- 69 Investigation on the Influence of Circumferential Non-uniform Heat Transfer Resulted by Eccentricity of Pellets on Bending Characteristics of SiC Fuel Rod
(Lu Zhiwei, Liao Yehong)
- 77 Comparative Analysis of Gamma Dose Rate Obtained by Three Methods
(Peng Lijun, Liu Yan, Ping Xiukun, Tao Yang, Liu Dingwei, Zhang Jinfan)
- 85 Reliability Evaluation Method for Reactor Trip System based on DFT and DBN
(Zhang Chunchao, Tao Longlong, Xia Dongqin, Wang Feipeng, Yong Nuo, Li Yang, Wu Jie, Ge Daochuan)
- 93 Research on Controllable Neutron Source Density Logging Based on Thermal Neutron Counting Rate
(Zhou Shaoheng, Chang Bo, Tao Yinglong, Hao Lijuan, Li Yazhou, Wang Fang, Gan Quan, FDS Consortium)
- 101 Environment Gamma Radiation dose rate and Cosmic Ray Response Comparison Research
(Zhao Huanhuan, Yang Yang, Cao Longsheng, Niu Yunlong)
- 108 Public Opinion Analysis and Response Strategy Research After the Fukushima Nuclear Accident
(Lei Shaojuan, Liu Xinhua, Dai Wenbo, Wang Guimin)
- 117 Analysis of Social Hot Topics Based on News Search—Take Japan's Nuclear Sewage Discharge into the Sea as an Example
(Li Xiaoli, Yang Lilin, Gao Shan, Li Yuqiong)

杨新立,霍志磊,佟振华. 某核电工程施工质量风险评估与管理[J]. 核安全,2024,23(6):1-5.

Yang Xinli,Huo Zhilei,Tong Zhenhua. Construction Quality Risk Assessment and Management of a Nuclear Power Project [J]. Nuclear Safety, 2024,23(6):1-5.

某核电工程施工质量风险评估与管理

杨新立, 霍志磊, 佟振华

(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 核电工程建设质量是核电站安全运行的基础,核电工程施工质量状况受到公众的广泛关注。随着我国核电工程建设管理经验的积累,核电工程建设安全、质量和成本目标要求也越来越高,核电工程质量的风险评估与管理是保证核电工程建设质量的有效途径。本文基于工程总承包管理的视角,对核电工程施工质量风险管理的特征和需求进行了分析,建立了结构化的核电工程施工质量风险因素库,在传统的风险管理的基础上增加安全重要性的敏感度和风险损失的预见性的评价维度,提升了质量风险评估的科学性。通过质量风险的整体评价,找出质量管理的薄弱环节,采取针对性措施降低各种不利因素对工程质量目标的影响。

关键词: 核电; 质量风险; 评估

中图分类号: TL99 **文章标志码:** C **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0001-05

核安全是国家安全的重要组成部分,核电工程建设质量直接影响核电机组安全可靠长期经济运行。而核电施工过程中总是伴随着各种质量风险,如何通过质量风险评估与管理来降低不利因素对工程质量的影响,是核电工程项目管理的重要课题。

当前核电工程施工质量风险以定性评价为主,重视事后管理而忽视质量风险的主动防御,质量风险识别不全面,风险量化分析不足,风险管控缺乏前瞻性和指导性^[1],在项目建设过程中曾出现过一系列较大的质量风险事件,引发监管层和社会广泛关注,给核电工程建设带来不利影响^[2]。

本文从核电工程施工质量风险管理需求出发,利用风险管理理论和工具,结合核电工程质

量保证工作特征,建立工程质量风险数据库,从风险发生的可能性、对目标的影响、质量风险的敏感性和预见性等方面,采用量化方法进行风险分析与评估,为质量风险决策提供支持。

1 核电工程施工质量风险管理现状与需求

1.1 核电工程施工质量风险管理现状

核电工程建设投资规模大,建设工期长,参与方多,接口复杂,管理难度大。核安全的重要性和特殊性关系到国计民生,核电工程建设质量受到公众普遍关注,核安全是构成国家安全的重要组成部分。经过40多年的发展,我国核电建设已具备规模化、标准化建设的基础,随着项目的建设管理经验越来越丰富,核电建设工

收稿日期: 2024-01-30 修回日期: 2024-08-01

作者简介: 杨新立(1981—),男,高级工程师,硕士,现主要从事核电工程质量管理工

期、成本与安全管控要求也越来越高,如何确保核电工程质量,有效防范各类质量风险,是核电工程建设项目管理的挑战。

质量风险管理在我国起步较晚,但经过多年的工程实践探索与创新得到多方位的发展,在质量风险识别、质量风险分析与评价和质量风险应对方面均有一定的研究成果。徐迪生^[3]对核电施工质量管理风险控制体系进行分析和研究,建立了核电施工质量管理风险监测评价体系,构建了核电施工质量管理风险评价与预警模型。高玮^[4]提出将成熟的风险管理方法运用到核电厂建造过程的质量管理中,可以显著提升核电工程项目质量管理水平,降低工程造价,保证核电机组的安全性和经济性。

但目前核电工程质量风险管理以定性评价为主,重视风险事件的事后反馈而忽视质量风险的主动防御,风险管控缺乏前瞻性和指导性。项目建设过程中曾出现过某核电厂安全壳钢衬里焊缝检验造假、某核电站供方评价报告造假等风险事件,引发监管层和社会广泛关注。因此,本文主要探讨通过质量风险管理来降低各种不利因素对核电工程施工质量的影响。

1.2 核电工程施工质量风险管理需求

2015版ISO9001标准明确组织要基于风险的思维,策划并实施应对风险和机遇的措施,提高质量管理体系的有效性^[5]。《中华人民共和国核安全法》从国家法律层面加强了对核安全的监管,对核电工程质量提出高标准严要求的管控,明确为核设施营运单位提供设备、工程以及服务等单位,应当负相应责任。为进一步加强核电工程建设质量管理,国家能源局和生态环境部联合发布国能发核电〔2020〕68号《关于加强核电工程建设质量管理的通知》,要求“建设单位、总包单位、施工单位要对工程建设各阶段存在的质量风险进行全面评估,实行质量风险动态分级管理”。为保证核电建设工程质量,确保核设施建造安全,有必要探索更加有效的风险管理方法,提高核电工程质量风险的评估和管理水平。

2 核电工程施工质量风险评估与管理策划

某核电站扩建工程采用引进型第三代核电技术,建造两台百万千瓦级四环路压水堆核电机组,2021年5月项目开工建设。中国核电工程有限公司依托本项目,基于本工程施工质量管理目标与顾客需求,从工程总承包视角出发,在质量管理领域运用风险管理工具,策划建设期间施工质量风险管理体系,构建动态、全面的质量风险管理流程,通过对质量风险的识别、分析与评估,为项目质量风险管理提供决策支持,降低各种不利因素对工程质量目标的影响,降低质量事故事件与异常的发生概率,减少工程施工质量损失,提高核电工程质量置信度。

3 核电工程施工质量风险识别

风险识别是风险分析的基础,常用的风险分析方法有头脑风暴法、德尔菲法、工作分解法、流程分析法、情景分析法、故障树分析法、概率分析法等^[6]。

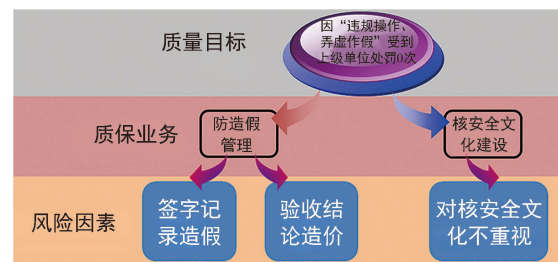


图1 质量目标-质保业务-风险因素关系

Fig.1 objective-work-risk factor relationship

本文基于质量风险对质量目标的影响理念,采用上下相结合的流程分析,运用自上而下的目标分解,将公司下达给项目的年度质量目标中质量管理指标分解到关联业务工作中,图1是某项质量目标分解实例,同时结合自下而上的影响分析,识别该业务工作可能出现的质量风险因素,建立“质量目标-质保业务-风险因素”的结构化风险因素库,形成施工质量风险因素识别表(表1)。

表 1 施工质量风险因素识别

Table 1 Identification of construction quality risk factors

质量目标	质保业务	风险因素	编号
“违规操作、弄虚作假” 控制	防造假管理	签字记录造假	R1
		验收结论造假	R2
	核安全文化建设	核安全文化不重视	R3
质量问题排查与报告	核安全文化建设	核安全文化不重视	R4
		报告不及时	R5
质量问题及时有效整改	质保问题纠正措施	瞒报质量问题	R6
		问题整改不到位	R7
		问题反差率不达标	R8
不符合项控制	不符合项管理	NCR 自主开启率低	R9
		NCR 关闭不及时	R10
质量信息统计	质量信息管理	信息统计不准确	R11
		信息报送不及时	R12
分供方资格	分供方评价管理	评价资料报送不完整	R13
		供方信息统计不准确	R14
		无不良供方控制措施	R15
供方管理体系建设	承包商文件体系审查	体系文件策划不全面	R16
		体系文件发布不及时	R17
		体系文件不适用	R18
质保组织机构	质量保证组织建设	质保组织机构不健全	R19
		质保人员不满足要求	R20

4 核电工程施工质量风险分析与评价

传统的风险分析从风险因素发生的可能性与风险损失的严重程度两个方面进行评价,通过风险矩阵进行风险分级,可以方便快捷地进行风险等级划分。但传统的分析方法忽略了安全重要性的敏感度和风险损失的预见性对风险等级的影响评价,尤其是核电工程项目管理的特殊性,需要进一步拓展核电工程质量风险分析与评价的要素构成,提高风险因素评价的准确性。

不同质保级别的物项,对安全重要性的敏感度差别较大^[7],同样的风险事件发生在不同质保级别物项上其风险后果显然是不同的,本文增加物项的质保级别作为风险分析的安全重

要性敏感指标。

质量风险通常具有一定的隐蔽性,不同的风险事件隐蔽程度也存在明显差别,其隐蔽程度越高,风险后果越难发现,造成的风险损失往往越严重,本文增加质量风险的可识别程度作为风险分析的评价指标。

4.1 传统的风险概率与损失分析评价指标

传统的风险评估采用风险发生概率 P 和风险损失 D 矩阵方法, P 和 D 运用问卷调查的专家打分法获得。为提高风险分析的准确性,避免个人立场对风险因素评价造成影响,风险发生概率 P 从对熟悉业务的人员处获取,风险影响程度评价指标 D 从本领域的专家处获取。

4.2 安全重要性的敏感分析评价指标

层次分析法是工程管理常用的判断方法,为获得核电工程安全重要性的敏感度对比指标,课题组采用层次分析法对安全重要性敏感指标 Q 进行权重计算。设定不同质保等级物项在发生同类风险事件时,对核电工程质量目标的影响程度来构建判断矩阵,邀请项目设计、施工、质保专业人员(共 9 名)对判断矩阵打分,得到表 2 安全重要性层次分析法判断矩阵,通过矩阵运算求得特征值,经一致性检验通过,得到不同质保级别的物项安全重要性的敏感权重指标(QA1, QR1, QA2, QR2, QA3, QR3, QNC) = (41.71%, 17.43%, 20.33%, 6.75%, 7.55%, 3.88%, 2.34%)。

表 2 安全重要性层次分析法判断矩阵

Table 2 Safety importance analytic hierarchy process judgment matrix

等级	QA1	QR1	QA2	QR2	QA3	QR3	QNC
QA1	1.00	3.50	4.00	6.00	6.00	7.50	8.50
QR1	0.29	1.00	0.50	4.00	3.50	5.50	6.50
QA2	0.25	2.00	1.00	4.00	3.50	5.00	6.00
QR2	0.17	0.25	0.25	1.00	0.75	3.00	4.00
QA3	0.17	0.29	0.29	1.33	1.00	2.50	4.50
QR3	0.13	0.18	0.20	0.33	0.40	1.00	3.00
QNC	0.12	0.15	0.17	0.25	0.22	0.33	1.00

注:根据承担的工作与“核安全”和“可用率”相关的程度,将质量保证等级划分为 7 个等级,其中,核安全重要 QA1、QA2、QA3 级,依次降低;可用率重要 QR1、QR2、QR3 级,依次降低;QNC 级为“核安全”和“可用率”无关等级。

4.3 质量风险的可识别程度评价指标

质量风险的可识别指数 I 是根据风险损失的可预见和控制程度进行区分,当质量风险的可识别性较高,能够直接被发现时,质量风险可识别指数 I 取值为 1;当质量风险的可识别性一般,可在下道工序质量检验和控制过程中发现,质量风险可识别指数 I 取值为 2;当质量风险的可识别性较低,不易在自检和互检时被发现,往往在后续工序或试验运行中暴露,质量风险可识别指数 I 取值为 3。

4.4 质量风险总体评价

通过对质量风险发生可能性 P 、影响程度 D 、安全重要性 Q 和显性特征 I 的分析,笔者对核电工程施工质量风险因素进行赋值评价,采用求积法计算风险因素的风险值,量化评估各风险因素,单项风险因素风险值 R 为可能性 P 、影响程度 D 、安全重要性 Q 和显性特征 I 的乘积。

选取现场核岛土建、核岛安装、常规岛建安、隧洞工程、混凝土制备 5 家承包商,对 5 家承包商各项风险因素 P 、 D 、 Q 、 I 指标赋值并进行计算,得出各单位的质量风险量化分析分布图,如图 2 所示。

序号	风险因素	风险编号	I	D1	P1	Q1	R1	P2	Q2	R2	P3	Q3	R3	P4	Q4	R4	P5	Q5	R5
1	签字记录造假	R1	2	36.3	3.5	0.4	104.0	3.3	0.4	96.6	3.8	0.2	46.2	4.0	0.4	118.9	4.0	0.4	118.9
2	验收结论造假	R2	3	43.8	2.8	0.4	148.0	2.5	0.4	134.5	2.8	0.2	61.4	3.3	0.4	174.9	3.0	0.4	161.4
3	对核安全文化不重视	R3	2	31.3	2.5	0.4	64.1	2.5	0.4	64.1	3.3	0.2	34.5	3.3	0.4	83.3	3.0	0.4	76.9
4	报告不及时	R4	1	28.8	2.8	0.4	32.4	2.8	0.4	32.4	3.0	0.2	14.7	3.5	0.4	41.3	3.0	0.4	35.4
5	瞒报质量问题	R5	3	40.0	2.5	0.4	123.0	2.5	0.4	123.0	3.0	0.2	61.2	3.3	0.4	159.9	3.0	0.4	147.6
6	问题答复不及时	R6	1	27.5	3.0	0.4	33.8	2.5	0.4	28.2	3.0	0.2	14.0	4.0	0.4	45.1	4.0	0.4	45.1
7	问题整改不到位	R7	1	33.8	2.8	0.4	38.1	2.8	0.4	38.1	3.3	0.2	18.6	3.8	0.4	51.9	3.5	0.4	48.4
8	问题反差率不达标	R8	1	35.0	2.8	0.4	39.5	3.0	0.4	43.1	2.8	0.2	16.4	4.3	0.4	61.0	3.8	0.4	53.8
9	NCR自主开启率不达标	R9	1	31.3	3.0	0.4	38.4	3.0	0.4	38.4	3.0	0.2	15.9	3.0	0.4	38.4	3.5	0.4	44.8
10	NCR关闭不及时	R10	1	27.5	3.3	0.4	36.6	3.0	0.4	33.8	3.3	0.2	15.2	3.3	0.4	36.6	3.3	0.4	36.6
11	信息统计不准确	R11	2	25.0	3.0	0.4	61.5	2.8	0.4	56.4	3.0	0.2	25.5	3.5	0.4	71.8	3.8	0.4	76.9
12	信息报送不及时	R12	1	21.3	2.5	0.4	21.8	2.8	0.4	24.0	3.0	0.2	10.8	3.5	0.4	30.5	4.0	0.4	34.9
13	评价资料报送不完整	R13	2	30.0	3.0	0.4	73.8	2.5	0.4	61.5	3.0	0.2	30.6	3.8	0.4	92.3	3.8	0.4	92.3
14	供方信息统计不准确	R14	1	27.5	2.5	0.4	28.2	2.5	0.4	28.2	2.8	0.2	12.9	3.3	0.4	36.6	3.0	0.4	33.8
15	无不良供方控制措施	R15	2	32.5	2.3	0.4	60.0	2.5	0.4	66.6	2.5	0.2	27.6	3.3	0.4	86.6	2.8	0.4	73.3
16	体系文件策划不全面	R16	2	37.5	2.8	0.4	84.6	2.5	0.4	76.9	3.0	0.2	38.3	3.8	0.4	115.3	3.5	0.4	107.6
17	体系文件发布不及时	R17	2	31.3	2.8	0.4	70.5	2.3	0.4	57.7	2.8	0.2	29.2	3.8	0.4	96.1	3.3	0.4	83.3
18	体系文件不适用	R18	2	35.0	3.0	0.4	86.1	2.8	0.4	78.9	3.0	0.2	35.7	3.3	0.4	93.3	3.3	0.4	93.3
19	质保组织机构不健全	R19	2	33.8	2.5	0.4	69.2	2.8	0.4	76.1	2.8	0.2	31.6	3.5	0.4	96.9	3.5	0.4	96.9
20	质保人员不满足要求	R20	1	30.0	2.8	0.4	33.8	2.5	0.4	30.8	3.0	0.2	15.3	3.3	0.4	40.0	3.3	0.4	40.0

图 2 质量风险量化分析分布

Fig.2 Distribution of quality risk quantitative analysis

5 核电工程施工质量风险管控

从质量风险量化分析分布图可以得出,项目当前阶段质量关键风险为隧洞工程和混凝土制备承包商的防造假风险,需要重点控制,及时采取应对措施;同时利用风险量化分析结果对不同单位风险因素进行排序,找出施工质量管理的薄弱环节,调配工程资源予以应对;该方法也可以对单一风险因素进行横向对比分析和整体评价,通过量化的风险数据为项目质量管理提供决策支持。

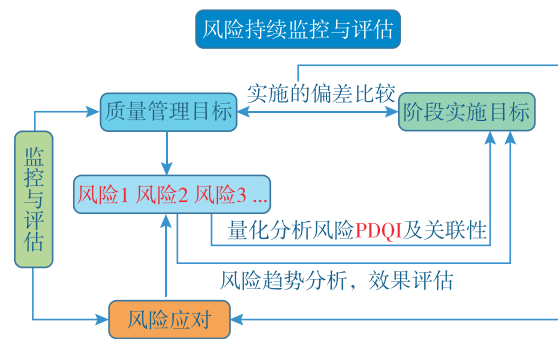


图 3 风险持续监控与评估流程

Fig.3 Risk continuous monitoring and assessment process

风险应对过程中,通过阶段性的风险量化评估与风险趋势分析,对风险因素的管控效果进行评价,如图3所示。根据评估结果适时调整风险应对措施,并持续监控质量风险及其变化情况,确保质量风险受控。

6 实施效果

通过本工程质量风险管理实践,本课题构建了核电工程施工质量风险评估与管理模型,提高了核电工程施工质量风险管理应用水平。

(1)根据核电工程建设质量目标建立了“质量目标-质保业务-风险因素”的结构化风险因素库。

(2)对质量风险敏感性和可识别性进行量化分析,提升了质量风险评估的科学性。

(3)通过质量风险的整体评价,找出了质量管理的薄弱环节,为项目质量管理资源调配提

供支持,提高了核电工程施工质量的置信度。

参考文献

- [1] 刘巍,吴志坚,尹祥平,等.核电工程项目施工质量风险管理研究[J].核动力工程,2011,32(S2):109-113.
- [2] 王鹏程,陈凤杰,胡亚平,等.核电工程防造假体系建设实践[J].中国核电,2023,16(5):625-629.
- [3] 徐迪生.核电施工质量管理风险控制研究[D].天津:天津大学,2014.
- [4] 高玮.N核电项目建造阶段质量管理风险研究[D].北京:北京建筑大学,2017.
- [5] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局,中国国家标准化管理委员会.质量管理体系要求:GB/T19001—2016[S].北京:中国标准出版社,2016.
- [6] 孙铭遥.中国核电工程项目风险管理研究[D].长春:吉林大学,2013.
- [7] 段红卫,李巨峰,王京,等.核电项目质保分级和质保要求分等现状与建议[J].核安全,2015,14(2):20-24+74.

Construction Quality Risk Assessment and Management of a Nuclear Power Project

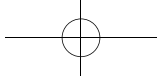
Yang Xinli, Huo Zhilei, Tong Zhenhua

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

Abstract: The construction quality of nuclear power project is the foundation of the safe operation of nuclear power plant, and the construction quality of nuclear power project is widely concerned by the public. With the accumulation of experience in nuclear power engineering construction management in China, the requirements of safety, quality and cost of nuclear power engineering construction have been gradually improved. The risk assessment and management of nuclear power engineering quality is an effective way to ensure the quality of nuclear power engineering construction. The risk assessment and management of nuclear power engineering quality is an effective way to ensure the quality of nuclear power engineering construction. Based on the perspective of project general contracting management, the characteristics and demand of nuclear power engineering construction quality risk management is analyzed, established the structured library of nuclear power engineering construction quality risk factors, on the basis of the traditional risk management to increase the sensitivity of safety importance and risk loss foresight evaluation dimension, improve the quality of risk assessment is scientific. Through the overall evaluation of quality risk, the weak links of quality management are found out, and targeted measures are taken to reduce the impact of various adverse factors on the project quality objective.

Key words: nuclear power; quality risk; assessment

(责任编辑:许龙飞)



黄力,刘婷,胡帮达.环境法典化背景下的《放射性污染防治法》评估方法论研究及实践[J].核安全,2024,23(6):6-10.

Huang Li,Liu Ting,Hu Bangda. Study and Practice on the Evaluation Methodology of the Radioactive Pollution Prevention and Control Law under the Background of Environmental Law Codification [J]. Nuclear Safety,2024,23(6):6-10.

环境法典化背景下的《放射性污染防治法》评估方法论研究及实践

黄力¹,刘婷^{1,*},胡帮达²

(1. 生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082; 2. 华中科技大学,武汉 430074)

摘要:当前,生态环境法典编纂工作已被正式列入全国人大一类立法计划,其污染防治篇拟将大气、水、固体废物、放射性等污染防治法相关内容纳入其中,但我国《放射性污染防治法》于2003年发布,施行20多年来尚未进行过修订,对法律中的放射性污染防治制度尚未进行过全面、系统性的评价,因此,行政机关启动了《放射性污染防治法》实施情况的调研评估工作。由于我国核领域法律的立法后评估尚无成熟先例可循,因此本次评估的方法论、评估标准、评估对象、评估模式等均存在边探索边解决的问题。通过此次评估实践,证实了一体化法学理论的合理性,并显示经济分析法学方法论的作用在评估活动中所占比例要高于分析实证主义法学,而在评估主体上,又存在合理性与局限性共存的特征。

关键词:立法后评估;评估标准;评估主体;评估对象

中图分类号:X591 **文章标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2024)06-0006-05

“法的存在是一个问题。法的优劣,则是另外一个问题。”^[1]法律的生命在于实施,实施的情况通过社会反响、制度执行、行政效率、司法审判等方面予以反馈,实施情况优劣的判别,则可通过执法检查、立法后评估等方式予以体现。立法后评估在我国不是一个新的概念,在《立法法》等法律法规中均有相应的规制要求,国家行政领域发布的《规章制定程序条例》要求对规章进行立法后评估,各地方政府,如上海、重庆等公布了专项的规章立法后评估办法,学术界对此也有颇多文章著作。但总体来说,这些文章著作较多讨论行政领域的法规规章和地方性规

章,对国家法律层面的立法后评估讨论较少,对于核能领域的法规,更缺少相应的专业理论和评估技术探讨。近年来,第十三届全国人大常委会对于《大气污染防治法》和《固体废物污染环境防治法》等专项法以及《环境保护法》基本法等生态环境领域一系列法律开展了专项执法检查,但未涉及《放射性污染防治法》(以下简称《放污法》),生态环境部(国家核安全局)也曾针对《放射性物品运输安全管理条例》等开展过执行情况的评估,但目前核能领域法规尚未形成公开、全面、科学的专业评估办法。

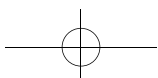
为对《放污法》立法质量、立法目的的实现

收稿日期:2024-07-07 修回日期:2024-07-30

基金项目:2024年国家社会科学基金一般项目“生态环境法典中的涉核规范设置研究”,项目号:24BFX107

作者简介:黄力(1981—),男,正高级工程师,硕士,现主要从事核与辐射安全法规研究工作

*通讯作者:刘婷, E-mail: liuting@chinansc.cn



情况以及相应制度的实施情况进行全面的调查研究,对各项制度的落实情况进行相应的评估,为下一步立法工作提供相应依据,生态环境部(国家核安全局)启动了《放污法》实施情况的调研评估工作,本文以此项工作实践为基础进行探讨,以期为我国核能领域法规的立法后评估理论提供相应的支撑,建立科学的评估制度。

1 基本概念及评估环境

1.1 立法后评估

立法后评估也称“立法回头看”,指在法律、法规公布实施一段时间后,对法律、法规实施环境、实施效果、存在的问题等进行分析评价和综合研判,并提出建议的活动。^[2]此项工作能够客观评估法律制度的科学性、法律条文的可操作性和执法效果,为修订和完善法律、改进立法工作提供参考依据,可进一步提高立法质量,确保法律制度有效实施,促进我国科学立法目标的实现。立法后评估是立法工作的自然延伸,具有评估对象选择性、评估范围针对性、评估主体广泛性等特点。^[3]立法后评估一般包括评估标准的选择、评估原则的确定、评估的实施主体、评估对象的选择,以及评估模式、评估报告的形成与应用等方面。

1.2 《放污法》立法后评估的环境条件

立法后评估的环境条件是指触发对法进行评估的内外部状态,一般包括:拟提升法的位阶的;已不适应经济、社会发展的要求,需要废止或者作重大修改的;公民、法人和其他组织提出较多意见的;与经济社会发展和公众利益密切相关、社会影响面广、社会关注度高且已经实施5年以上的;同位阶的法之间存在矛盾或不一致的;有效期满后需要延长施行时间的;相关机关认为需要评估的等。

放射性污染防治是生态环境领域以及核能领域的重要工作之一,关系国家的公共安全和人民群众的身体健康,以及经济社会的可持续发展。我国高度重视放射性污染的防治工作,全国人大常委会于2003年颁布实施《放污法》,是核与辐射领域的首部法律,建立了严格的放

射性污染防治制度。自实施以来,有效地促进了我国放射性污染防治工作的开展,使放射性污染防治工作进一步有了法律上的依据,保障了我国核能与核技术利用事业的可持续发展。

《放污法》实施至今已20多年,作为与经济社会发展 and 公众利益密切相关、社会影响面广、社会关注度高的法律文件,其相关规定和执行情况是否满足我国当前对生态环境保护的新形势和新要求,能否与2017年发布的《核安全法》等有关现行法律法规有效衔接,且2020年《民法典》颁布后,生态环境法典的编纂工作也已纳入全国人大的立法计划中,《放污法》能否较好地契合生态环境法典编纂的相关要求等,为《放污法》的立法后评估工作创造了合理的环境条件。

2 评估方法论的确立

开展立法后评估,最为重要的是方法论的选择问题,一般包含了评估标准的选取、评估原则的设定、评估对象的确定以及评估模式的选择等,其中最为核心的无疑是评估标准的选取,是对各法学流派观点的支撑,对法的价值的选取。而在核能行业,评估原则的设定也需根据行业特点进行相应的价值取舍,评估对象及评估模式则需根据工作开展时的实际情况予以确立。

2.1 评估标准

2.1.1 法学流派观点的选取

立法后评估过程中首先要解决的,是要不要对法进行评估的问题,或者说对法的效力进行评估的问题;其次,是站在何种立场对法的效力进行评估的问题。^[4]分析实证主义法学、自然法学、经济分析法学、社会法学是我国立法后评估标准中对研究方法和理论观点影响较大的几个流派。其中最为主要的无疑是分析实证主义法学,其主张“把法律视为一个独立的、自治的系统,致力于维护法律体系内部的逻辑一致性”。^[5]强调法的事实观,与法的价值、道德剥离,我们需要的是一个事实上的法律,而非一个道德上的法律,表示为合法性、合理性标准等。自然法学的观点更加强调法的价值,在自由、秩序、公平等价值中,提出“法的秩序中充满了价

价值判断”^[6],对法律原则、立法目的等提出了价值导向,表示为公平性标准等。经济分析法学强调成本-收益模式,法的问题是社会的问题,也是经济的问题,法的绩效、取得的社会效益和行政收益目标,是否能大于立法与行政成本,表示为绩效性、执行性、实效性标准等,美、英等国也均强调类似的“经济、效率和效益”(efficacy, efficiency, effectiveness)3E标准。社会法学则强调法律实施后所产生的社会效果,“法律规则应被认为是达到社会公正结果的指针,而不是固定不变的模式,关键的是研究如何使法律形式最适合当时当地的法律秩序的问题”。^[7]表示为实效性、民主性标准等,瑞士、日本等国更注重此方面的成效。^[8]王称心在《立法后评估标准的不同视角分析》中提出,各法学流派的观点均存在一定的局限性,因此其更推崇综合法学或一体化法学的理论观点,兼顾各法学流派的观点和标准,充分体现形式、价值与社会事实的基本因素。

2.1.2 评估标准的确立

评估标准的确立需在法理基础上遵循一定的原则开展,并考虑一般标准与特殊标准的适用。汪全胜在《立法后评估的标准探讨》中将科学性、导向性、客观性、可比性、稳定性设定为评估标准的确立原则,将效率标准、效益标准、效能标准、公平标准、回应性标准设定为一般标准,并根据具体的目标、任务设定特殊标准,如生产力标准、质量标准、效果标准等。^[9]

作为一个综合性的评估实践,必将融合多种学派的观点,并结合相应的实际情况来作出选择。按照相关理论,并考虑核能领域的专业特点,与《核安全法》等法律的关系,以及行业内相关工作开展的情况,本次评估选取了合法性、科学性、民主性作为一级评估标准,同时在科学性下,选取了合理性、协调性、执行性、实效性、规范性作为二级评估标准。

合法性,分析实证主义法学的具体体现,主要包括实体上和程序上是否合法。民主性,典型的社会法学观点的代表,主要评估公众、行政相对人等对法规及其主要制度的知晓度、满意度。而选择科学性作为综合性的一级评估标准,

是一体化法学的体现,是我国立法工作的基本要求,也是根据《放污法》作为核能行政领域法律的强自然科学属性特征来设定的,包括制度措施是否合理,是否符合公平、公正的原则,是否适应社会经济发展的需要,是否存在与其他法规不相协调的内容,相关配套制度建设情况、执行情况 and 效果以及实施中存在的主要问题和原因等。

合理性,分析实证主义法学的体现,主要包括法律的内容及要求是否与实践相符,是否体现了法的公平价值,是否体现了责权利一致的原则,对于违法行为的惩罚是否恰当,所承担的法律 responsibility 是否合适,规则的制定是否体现了社会发展的需求等方面。协调性,属于特殊标准,主要关注与相同位阶的其他法律(《核安全法》《环境影响评价法》)是否存在矛盾或不一致,各项规定之间是否协调、衔接,包括与相关配套文件的协调性,与现行公共政策之间的协调性,与国际法的协调性。执行性,经济分析法学观点,即应具有有效、较方便、较经济的可操作性,包括执法主体、实施机制、配套制度等,应具有明确、简便、便民等特征,法律的规定是否便于法律的实施,程序逻辑上是否恰当和自洽,是否能体现法律实施的生命力。实效性,经济分析法学观点,主要关注于法律的落实是否能带来实际效果,是否能有效体现立法者的目标,能否解决规则制度中所需解决的具体问题,另外还包括实施所带来的经济效益,如“成本-利益”分析等,以及能否得到社会公众的普遍认可。规范性,特殊标准,属于立法技术范畴,包括法律结构逻辑、术语概念、语言语法等,应当统一规范、严密清晰、简单明了,便于民众阅读和理解,也有利于法律施行。

2.2 评估原则

事实上,评估原则与评估标准基本是重复的,但在本次评估工作中发现,提炼一定的评估原则,可使得评估指导思想更直观,更有效率。评估的调研工作纷繁复杂,评估主体一般难有精力在每次评估中都根据评估标准来一一确认,评估原则的简明直观性则说明了评估原则提取的意义。

在国际原子能机构(IAEA)制定的核法律

手册中,明确了风险-收益是核能立法的基本特性,在法律和监管框架的评定中,将立法目的、立法缺口、术语使用、监管责任、监管效能、国际法义务等作为重点评估问题,并说明,“如果修订法律时缺乏对上述问题的评估,就有可能使国家的核立法更加混乱、效率更低、效果更差”。结合《放污法》的立法目的、立法原则等,设定了如下评估原则:(1) 现行立法和实施情况是否有效体现了保护环境、保障人体健康、促进核能和核技术利用开发与和平利用的立法目的;(2) 现行立法和实施情况是否体现了预防为主、防治结合、严格管理、安全第一的方针;(3) 现行立法在核与辐射相关活动中有无重大缺口或重叠;(4) 监管组织的责任是否明确,有无部门间、上下级之间的冲突,是否能实现高效监管;(5) 现行监管体系是否给受监管的对象或监管机构带来不必要的财政负担或行政负担,在效率上是否可以进一步提高;(6) 是否体现了我国所批准的国际法上的义务;(7) 立法是否与国内实际情况相符,是否需要改进;(8) 立法是否有较好的公众接受度;(9) 与其他法规的兼容性;(10) 相关重要的术语是否有明确定义,是否对监管活动造成影响。

2.3 评估对象

根据“可评估理论”,立法后评估对象选择应具备有效性、必要性以及可行性。^[10]《放污法》作为评估对象,已具备了相应的环境条件,但仍需进一步细化具体的评估内容,以满足可评估条件。

在《放污法》所规定的众多制度中,有部分制度属于法律的基本制度,贯彻了整部法律规制的始终,是一部法的主干线,因此,本次评估将其提炼出来,以系统化地进行评估,包括许可制度、环评制度、监测制度和应急制度。从评估的全面性考虑,本次评估将法律的各章节作为评估内容考虑,包括行政监督管理,核设施、核技术利用、铀(钍)矿和伴生矿的放射性污染防治,放射性废物管理和法律责任。另外,为了契合所拟定的评估标准和评估原则,结合我国生态环境保护领域重点制度的推进情况,并进一步考虑法律修订的后续需求,本次特别设定了部分评估专题,包括地方性辐射污染防治法规实施情况、排

污许可制度的实施、辐射防护相关要求(包括职业照射的职责)、有关天然放射性(NORM)的安全管理、放射性物质运输、信息公开和公众沟通、辐射损害赔偿、退役、国际公约责任,使得评估对象兼具系统性、全面性和科学性。

3 总结与启示

按照以上方法论,生态环境部(国家核安全局)组织实施了本次评估工作,评估结果显示,《放污法》对加强我国放射性污染的全面预防和治理发挥了积极作用,立法目的基本实现,立法效果明显,立法配套制度相对完备,但随着经济社会发展形势的变化,目前部分管理制度已不适应当前放射性污染防治监管新要求,环评、监测等制度部分规定与实际情况不相符,许可、应急等制度需要进一步建立健全,部分术语文字需斟酌修改。为了全面贯彻落实习近平法治思想和生态文明思想,进一步规范我国放射性污染防治工作的开展,体现多年来生态环境部(国家核安全局)放射性污染防治监督管理实践的经验及最新理念,应尽快开展修改工作,并从17个方面提出了进一步的修改建议。

参考评估结果,生态环境部(国家核安全局)正式启动了《放污法》的内部修改工作,目前相关工作已被纳入生态环境法典的编纂工作中,形成了“政策又回到政府”^[11]的良好闭环,实现了法律的绩效评估,^[12]而评估结论中所提出的建议也对政府政策制定和社会管理给出了前期预瞻,如关于核行业排污许可,国家核安全局于2024年1月25日发布消息,表示将试点开展伴生矿排污许可等,也映衬了本次评估的有效性和科学性。

本次评估是对一体化法学评估标准的良好实践,相较于理论上最为重要的分析实证主义法学,在本次实践中所着重运用的是经济分析法学的理论。此特征表明,一方面,在行政法领域,特别是工业科技属性较强的行政法领域,经济法理论的分量要重于其他法学流派;另一方面,核法规制中所强调的“风险-收益”原则是与法律实践契合一致的,具有合理性。另外,英、美等国在评估中所广泛采用的3E绩效

评估标准与本次实践也是一致的。由于准备工作不够充分及客观条件限制,本次未开展群众调查和座谈等,这无疑也是本次评估的短板。对核能和放射性立法评估的公众调查,可以作为新型的公众沟通模式,破解核能和放射性工作“邻避效应”,提高公众接受度。

参考文献

- [1] 约翰·奥斯丁.法理学的范围[M].刘星,译.北京:中国法制出版社,2002:208.
- [2] 徐向华.立法学教程[M].北京:北京大学出版社,2017:162-163.
- [3] 张春生.立法实务操作问答[M].北京:中国法制出版社,2016:104.
- [4] 王称心.立法后评估标准的不同视角分析[J].学术交流,2016(4):82-87.
- [5] 郑戈.韦伯论西方法律的独特性[M]//李猛,韦伯:法律与价值(思想与社会第一辑).上海:上海人民出版社,2001:51.
- [6] 魏德士.法理学[M].丁晓春,吴越,译.北京:法律出版社,2005:52.
- [7] 张文显.二十世纪西方法哲学思潮研究[M].北京:法律出版社,2006:91-92.
- [8] 郭磊.国外立法后评估对我国的启示[J].商品与质量,2011(6):120-121.
- [9] 汪全胜.立法后评估的标准探讨[J].杭州师范大学学报(社会科学版),2008(3):92-96.
- [10] 汪全胜.立法后评估对象的选择[J].现代法学,2008(4):30.
- [11] Charles O Jones.An Introduction to the Study of Publie Policy[M].North Scituate, Mass: Duxbury Press, 1977: 9.
- [12] 汪全胜.立法后评估概念阐释[J].重庆工学院学报(社会科学版),2008(6):22.

Study and Practice on the Evaluation Methodology of the Radioactive Pollution Prevention and Control Law under the Background of Environmental Law Codification

Huang Li¹, Liu Ting^{1*}, Hu Bangda²

(1. MEE Nuclear and radiation safety center, beijing 100082, China; 2. Huazhong University of science and technology, wuhan 430074, China)

Abstract: In recent years, the compilation of the ecological and environmental law has been officially included in the first legislative plan of the National People's Congress (NPC). The Pollution Prevention and control section of the plan will include the relevant contents of the law on the prevention and control of air, water, solid waste, radioactive and other pollution, but our country "The radioactive pollution prevention and Control Law" in 2003 promulgates the implementation 20 years, has not carried on the revision, can not satisfy the current code compilation demand, therefore, the executive authorities have launched an investigation and evaluation of the implementation of the law on the prevention and control of radioactive pollution. Since there is no mature precedent for the post-legislation evaluation of our country's nuclear law, the methodology, criteria, object and mode of this evaluation are all problems to be solved while exploring. Through the evaluation practice, the rationality of the integrated legal theory has been confirmed, and the role of the methodology of economic analysis law in the evaluation activities is higher than that of analytical positivism law, it also has the characteristics of the coexistence of rationality and limitation.

Key Word: post-legislation evaluation; evaluation criteria; evaluation subject; evaluation object

(责任编辑:徐晓娟)

王占永,王月立,杜峰,等.乌卡环境下核电安全风险综合体探析——基于我国核电产业链视角[J].核安全,2024,23(6):11-20.

Wang Zhanyong, Wang Yueli, Du Feng, et al. Analysis of Nuclear Power Safety Risk Complexity in VUCA Environment—From the perspective of China's nuclear power industry chain [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(6): 11-20.

乌卡环境下核电安全风险综合体探析——基于我国核电产业链视角

王占永¹, 王月立^{2,*}, 杜峰^{3,4}, 蒋颜蔓²

(1. 生态环境部核电安全监管司, 北京 100006; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 3. 中国地质大学(北京), 北京 100083; 4. 北京昊华能源股份有限公司, 北京 102300)

摘要: 本文聚焦产业化运行的核电产业链载体, 从权变视角探讨在国内外乌卡(VUCA)环境时代, 核安全、生态安全、网络安全、公众接受度、产业组织等形成的复杂系统以及中国核电安全监管的权变战略。基于统计数据与系统动力学方法探析影响核电安全的因素, 从完善产业政策, 提高生态效益和公众接受度、国产化率, 保障核安全的角度, 提出统筹核电产业可持续发展与有效核安全的对策建议。

关键词: 核电产业链; 系统动力学; 乌卡时代; 核电安全风险综合体

中图分类号: C94 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0011-10

核电产业链的产业化进程是一种物质客体的动态变化状态, 具有一定时空维度。作为一个经济系统, 产业化是经济系统运行过程。具体来说, 产业是一种静态概念, 而产业化是动态过程, 是静态产业波动曲折发展促进产业生长、蜕变、优化调整的过程。产业可视为一种特殊的“组织”, 更多地从生产关系方面进行计划、协调、组织管理, 是涉及多个维度的综合体。乌卡(VUCA), 是由 volatile, uncertain, complex, ambiguous 四个单词的首字母组合而成的, 揭示了现实世界已显示出易变性、不确定性、复杂性、模糊性的特点。本文基于乌卡时代的不确定性, 为了确保核电产业链安全, 有必要探析核电安全风险综合体特征。

1 核电产业链定义、产业化及结构

1.1 核电产业链定义

本文基于文献调研、专家访谈、工作实践, 梳理我国核电产业链系统主要包括核电集团、核电股份公司、营运单位、工程总承包与分包商、监理、设计院等主体。纵向分布为上游(铀资源、核燃料、原材料生产)、中游(核安全相关设备设计制造、核电站建设运行)、下游(核电消纳以及乏燃料处置、退役), 具体包括“铀矿冶与铀储备及进出口贸易、核燃料元件制造、原材料; 装备制造、核电站建造安装调试、核能发电、机组退役与乏燃料处置”, 横向系统包括“核电工程技术服务、国产化科研与人才、厂址

收稿日期: 2024-07-19 修回日期: 2024-10-11

作者简介: 王占永(1982—), 男, 高级工程师, 国家注册核安全工程师, 博士, 现主要从事核电产业核安全监管工作, 研究方向为资源产业经济与可持续发展研究

*通讯作者: 王月立, E-mail: nemo1983105@163.com

资源、机组换料大修维护及上网电量消纳”，两者的技术经济活动集合以“中国大陆核电”为基准。

1.2 核电产业链产业化过程及特征

呈现同一属性的组织或者企业集聚结合成一定生产关系规模化程度即产业化过程。这是市场经济的一种运行传导形式,是生产关系社会分工的一部分,属于资金密集型活动,主要的媒介“货币”,融入产业链的利益相关者或企业主要是为了利润^[1]。核电产业链的积极有序运行推动核能转化为电力,伴随着相关经济、复杂技术以及相关的生产力水平与生产关系分工集合^[2]。核电产业链是核电产业的客观载体,具有产业经济特征,受到核安全、生态环境、资源、经济、社会政策的反馈影响,具有复杂的非线性系

统性,核电安全风险综合体的特征如图1所示。

核工业确定了以核电、核燃料工业、核技术应用等为主的多种民品发展领域^[3]。核能产业的民用用途从无到有。

国内核电完成了产业化过程,被确定为高新技术产业,全方位核电产业体系日益完善,核电产业链的对外开放程度不断扩大,国产化程度从大亚湾低于10%发展到“华龙一号”的高于85%,在建和运行机组数量跃居世界前列。核工业与电力工业的耦合,以及低碳减排政策、核电规划政策实践,核电技术水平和核安全监管水平提升,促进核电产业的产业化运行。同时,核电产业链进入乌卡时代^[4],国内外核电产业市场竞争、政策规制以及核安全面临严峻挑战。核电产业链具有演化博弈复杂系统特

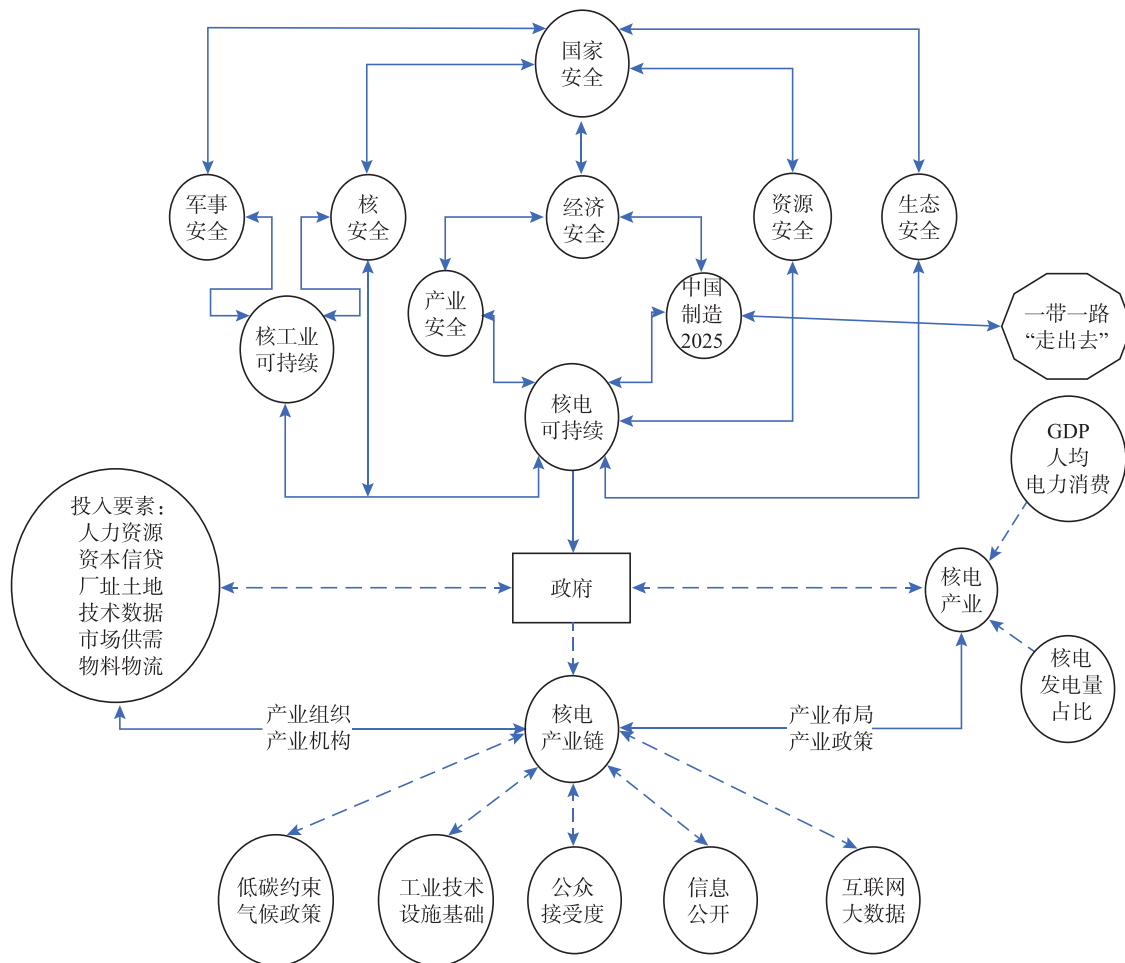


图1 核电安全风险综合体特征

Fig.1 Characteristics of nuclear power safety risk combination

征,是核电安全风险综合体重要载体。核电安全质保要求高,必须保障核安全万无一失。根据 2023 年全国生态环境保护大会精神,我国要建成全行业严密的核安全责任体系和与我国核事业发展相适应的现代化核安全监管体系,依法严格核安全监管,守牢美丽中国建设核安全底线。

1.3 核电产业链结构及影响因素

核电产业链结构。中国核电产业链从萌芽到不断发展壮大,接受国家核电产业政策指引、核安全严格监管,形成了以核电厂为核心的 4 家核电集团、3 家电力装备集团、2 个核燃料元件制造厂、200 多家国内设备许可持证单位、190 多家境外注册设备许可持证单位,结合数字化

核电以及区块链等信息技术渗透,形成技术外溢效应,为实现《中国制造 2025》提供有力技术支撑。

其上游与下游的产业集中度高,中游主要包括设备设计、制造、建造安装,市场竞争激烈,物流、资金流、信息流以及商流的产业运行机制受到核电规划及核电技术经济竞争力影响,受到科研机构、政府、金融机构等影响。本文根据文献和工作实践整理分析我国核电产业链结构,如图 2 所示。

已有梳理我国核电产业相关成员单位:中核集团约 180 家,国家核电技术公司约 15 家,大唐集团、国家电投涉核单位约 10 家,华能集团等涉核单位约 10 家,中广核集团约 30 家,中国一重

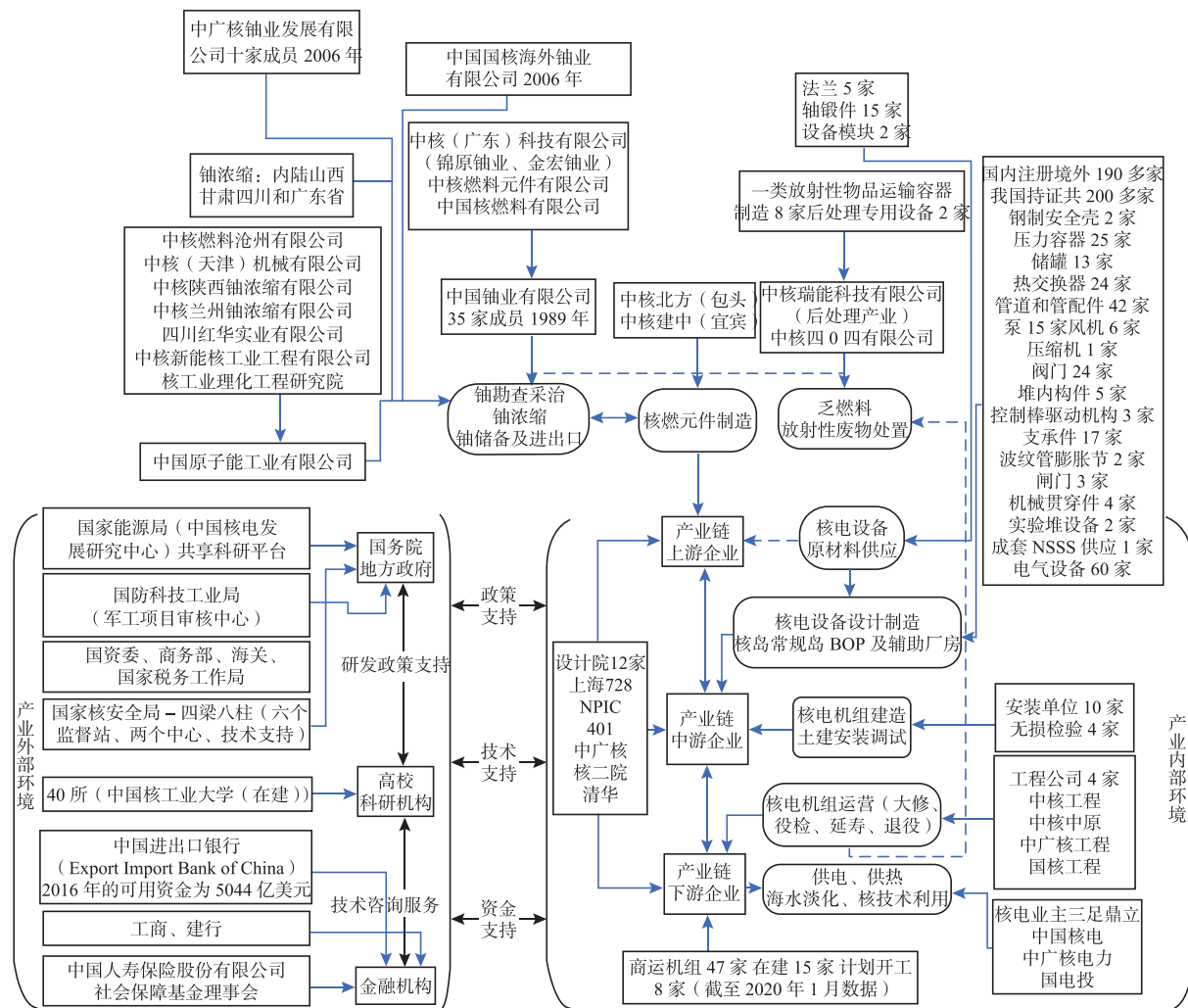


图 2 我国核电产业链结构
Fig.2 Structure of China's nuclear power industry chain

集团、国机重装、东方电气集团、哈电集团、上海电气集团等约 75 家,其他核电辅助设备企业(集团)约 200 家,其他涉核(核电)研究与产品生产的企事业单位约 100 家,共 800~900 家^[5]。

核电产业链的影响因素。核电产业链的生存发展受到诸多因素影响,根据系统动力学的因果关系梳理影响因素如图 3 所示,受国家发改委(国家能源局)、国资委、工信部(国防科工局)、生态环境部(国家核安全局)、海关总署以及地方政府的监督管理。

核电产业作为一个复杂巨系统,关联传导众多高科技,产业链上下游贯穿多种资源平台以及研发创新课题,处于各产业安全管理的高水平环节,研发获得技术及资源、管理监督体系运转机制等,可对外适应性赋能,实际可传导带

动众多中小企业向工业现代化发展^[6]。国内外核电产业运行实践显示,一座百万千瓦级核电机组需要系统近 400 个,设备 7 万余台(套),投资高达百亿元人民币以上,是技术、资本、人才高度密集的技术产品复杂系统。核电机组建设、调试、运行、退役全生命周期的安全有序经济运行,包括设计、制造、建造、运营管理、核安全监管与监管五个主要环节,还包括具有高可靠性的核燃料元件制造、核燃料循环技术在内的自主核电技术的支撑,以便于构成完整的核电产业系统生产出核电并进行消纳,促进我国电力结构调整和低碳政策落实。核电企业主营业务与订单数量对核电产业链优化运行具有反作用对冲影响。核电营运单位与核电工程公司以及核电专业化公司以核电为主营业务。核安全主

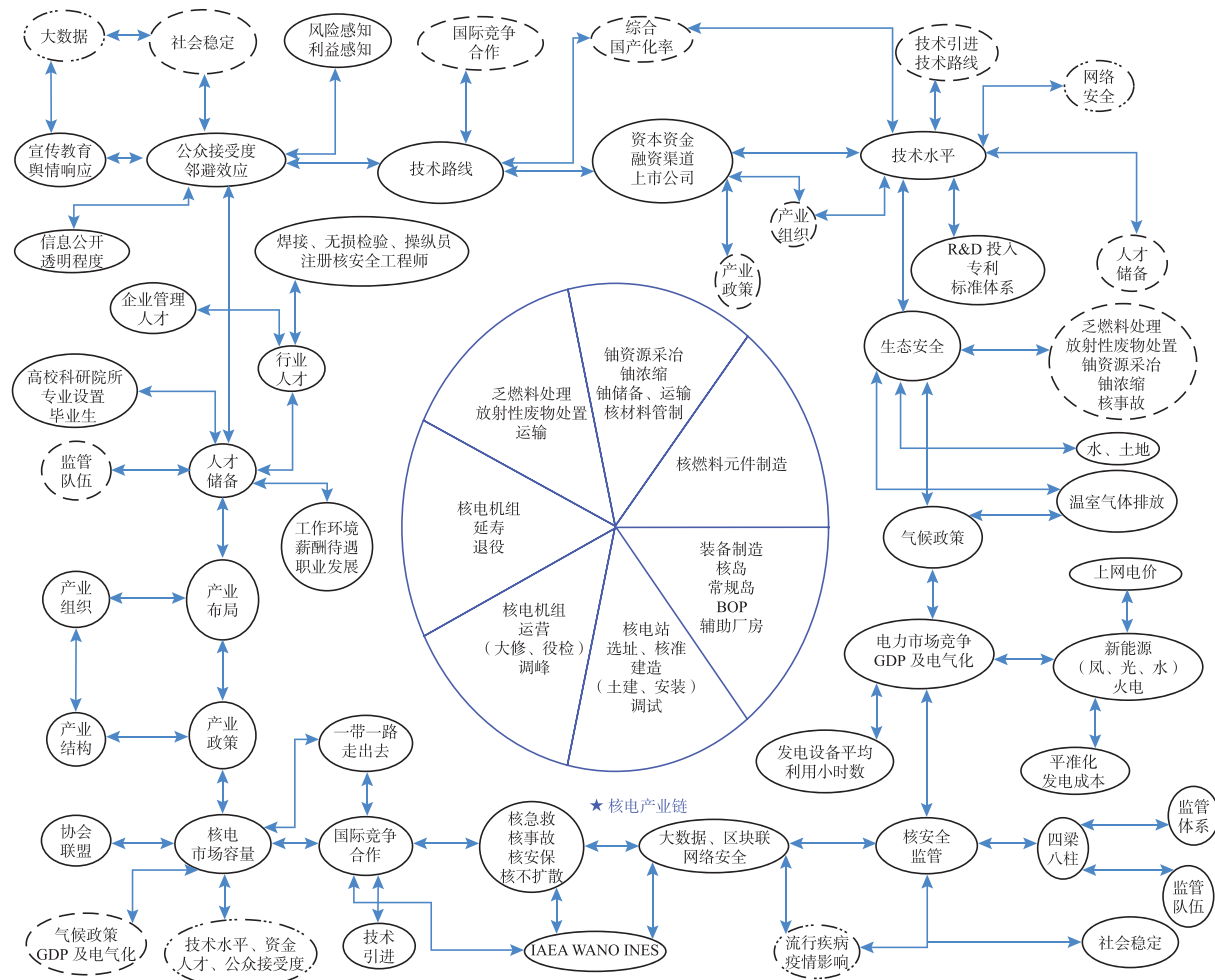


图 3 我国核电产业链的影响因素
Fig.3 The influencing factors of the nuclear power industry chain

设备设计制造过程具有长周期特点,前期制造商需要投入大量资金和关键产能用于设备技术研发、综合产能提升。根据 ASME 和 RCC-M 等核电机组标准规范,核安全设备管理分为核 1 级、2 级、3 级、非核级,要求依次递减。虽然法国、美国、日本等国的核电机组运营历史已超过 50 年,欧美核电机组投资者对于核电产业链构建及运行管理的熟悉度较高^[7],但是随着我国核电产业链得到积极、安全、有序发展,核电产业主管和核安全监管部门以及核电集团等不同主体对核电产业的定性和定量的解析判断和决策也积累了丰富的经验。

核电产业运行及其产业载体的产业链各环节包括融资信贷、核电价格与消纳、核电装机数量、核电关键技术公众舆情引导、严密的核安全体系、与核事业发展相适应的核安全监管体系,覆盖了不同利益相关主体的竞争与博弈,演化传导、共生状态,是典型的生产资料投入产出的一种社会实践,其中核安全底线至关重要。

2 核电产业链安全特征与重大事件应对能力分析

2.1 核电产业链的产业安全与生态安全、核安全、资源安全具有互相渗透特征^[8]

国家核安全局 2005—2019 年年报、世界核电产业年报、IAEA 以及 WNA 提供的核电产业链的公开数据表明核电发展存在“中间重,两头轻”的情况,已有研究表明亚洲核电产业仍呈现指数(Logistic)增长态势,无法可靠估计未来的饱和水平^[9]。前端和后端能力不足的现象面临挑战,公众接受度对产业安全影响权重逐渐增加。核电产业链的经济技术运行需要核安全保障,低碳减排的同时还要考虑核电厂取排水、铀矿冶放射性污染、退役和放射性废物处置的生态效益,公众接受度与社会效益、核电消纳以及发电量占比的市场容量、铀资源对外依存度、核电技术经济效益,进行利益代价的博弈论分析需要综合考虑不同效益之间的系统平衡,确保核电产业的安全保持在合理程度。

2.2 三大核电事故及乌卡时代对核电产业链安全影响分析

三大核电事故已成为世界核电产业发展过程的标志性事件,时刻昭示核安全的极端重要性,世界各国因此选择了不同的核电产业发展路径,涉及弃核、限核、停止发展、重新规划核准、持续发展等。国家核与辐射安全监管技术研发基地的建设投入使用、中国核工业大学的筹建批复、政产学研用的合作提升产业链的科技研发投入、核电重大专项联合研究、核电主管与监管部门推动的试验平台共享、核电标准体系建设、“一带一路”核电人才国际交流培养,中美、中俄、中法的核电项目国际合作等为核电产业链的可持续发展提供了系统性的生存环境和产业发展动力。本文梳理的核安全监管以及公众沟通政策见表 1。

表 1 核安全监管及公众沟通政策
Table 1 Nuclear safety regulation and public communication policy

时间	政策名称
2020	《关于加强核电工程建设质量管理的通知(征求意见稿)》《核与辐射安全隐患排查实施方案(2020-2022)》 《核安全与放射性污染防治“十四五”规划编制征求意见面向全社会全过程“开门编规划”》 《核安全信息公开办法(征求意见稿)》
2019	《核电厂配置风险管理的技术政策(试行)》《国务院办公厅关于加强核电标准化工作的指导意见》 《生态环境部落实 2019 年政务公开工作要点实施方案》、首部《中国的核安全》白皮书、《2019 年政务公开工作要点》
2018	《关于进一步加强核电运行安全管理的指导意见》《中国核与辐射安全管理体系总论》《民用核设施操纵人员执照管理办法(征求意见稿)》《关于组建中法核电标准合作指导委员会和专家工作组的函》《核设施安全许可管理办法(征求意见稿)》《中华人民共和国核安全法》《中华人民共和国原子能法(征求意见稿)》《国务院办公厅关于加强核电标准化工作的指导意见》

续表

时间	政策名称
2017	《中法核电标准规范合作协议》、四部委开展“核电安全管理提升年”专项行动、《公众沟通通用指南》
2016	《核电管理条例(送审稿)》《国家核安全局经验反馈平台正式运行的通知》《中国核电公众沟通白皮书》
2015—2011	《环保部(国家核安全局)核与辐射安全公众沟通方案》《核电安全规划》《福岛核事故后核电厂改进行动通用技术要求(试行)》《国家能源局关于成立核电行业标准化技术委员会的通知》
2009—1986	《放射性物品运输安全管理条例》《民用核安全设备监督管理条例》《核电厂环境影响评价公众参与实施办法》(征求意见稿)、《中华人民共和国放射性污染防治法》《核安全公约》《国际核事件分级和事件报告系统管理办法(试行)》《及早通告核事故公约》《中华人民共和国民用核设施安全管理条例》

核电发展的主要障碍不是以物理、可靠性或经济限制为条件,主要原因之一是公众反对,已有研究解释了核电公众接受度相对较低的原因包括乏燃料处置与核电厂退役处置带来的生态影响、核电产业链前端与后端放射性污染、核不扩散等。中国逐步完善核电公众沟通渠道与宣传教育成效,核电媒体行由核电产业主管及监管部门联合牵头,集团业主等联合组织,以“核谐共生”“绿色核能”“核你在一起”和“国之重器”为主题进入核电基地全景展现核电产业链的上游核粮仓(核燃料),下游核电场景。

乌卡时代给核电产业链安全带来多维度冲击,迫切要求行业主管和监管部门与核电集团企业共同培育建立核电产业链安全评估与风险预警长效机制,从地缘政治、外交事件、核电技术封锁、极端天气和重大灾害、疫情、公众舆情等冲击我国核电产业链安全问题,强化产业链与安全风险综合体协同,提升供应链面对极端天气灾害和疫情时的韧性和协同性^[10]。核电产

业链的上中下游之间的关联程度和相互影响制约客观存在。如果核电产业链中任何一个环节出现瓶颈限制,就可能受到对外依存度、国际贸易竞争的影响,叠加近期国外对中国的技术贸易限制,必然影响核电产业安全与核电安全,对我国核电安全风险综合体造成挑战。因此,进一步完善核电产业政策(表2),逐步扩大核电产业链市场化开放程度,提升核电产业国产化与数字化程度,有助于提高国内核电市场活力容量和产业技术经济内循环,为核电产业带动全产业链奠定坚实基础,适应国际国内互促的双循环发展新格局。

随着未来国内核电装机规模的大幅增长,燃料需求的增加,中国需要扩大相关产能,同时也要缓解资金压力,探索新的产业体制是大势所趋。中国正进一步放宽核燃料产业链各环节的投资限制。在制造业领域,取消了禁止外商投资放射性矿产冶炼、加工和核燃料生产的规定,但是依然禁止外商投资放射性矿产的勘查、开采及选矿。

表2 核电产业政策

Table 2 Nuclear power industry policy

时间	产业政策名称
2020	《关于建立健全清洁能源消纳长效机制的指导意见(征求意见稿)》《全国外商投资准入负面清单和自由贸易试验区外商投资准入负面清单》《关于开展核电重大专科设施及验证平台开放共享试点工作的通知》
2019	《关于调整重大技术装备进口税收政策有关目录的通知》《国务院办公厅关于加强核电标准化工作的指导意见》
2018	《民用核设施操纵人员执照管理办法(征求意见稿)》《关于组建中法核电标准合作指导委员会和专家工作组的函》《核设施安全许可管理办法(征求意见稿)》《2018年能源工作指导意见》《中华人民共和国核安全法》《中华人民共和国原子能法(征求意见稿)》,2017第85号(关于核两用品及相关技术出口管制清单的公告),《关于加强核电标准化工作的指导意见》

续表

时间	产业政策名称
2017	《“十三五”核工业发展计划》《中法核电标准规范合作协议》《北方地区冬季清洁取暖规划(2017—2021年)》《保障核电安全消纳暂行办法》《关于支持核电技术创新及“走出去”的战略合作协议》
2016	《电力发展“十三五”规划》《能源发展“十三五”规划》《核电管理条例(送审稿)》《核电保障性消纳管理办法(征求意见稿)》《能源技术革命创新行动计划(2016—2030年)》《中华人民共和国核两用品及相关技术出口管制条例》
2015	《中共中央关于“十三五”规划的建议》《中华人民共和国国家安全法》
2014—2012	《2014年能源工作指导意见》《能源行业加强大气污染防治工作方案》《中美气候变化联合声明》和《能源发展战略行动计划(2014—2020年)》《核电站乏燃料处理处置基金项目管理办法》的通知,中央财经领导小组第六次会议提出“抓紧启动东部沿海地区新的核电项目建设”,《大气污染防治行动计划》《关于印发建立服务核电企业科学发展协调工作机制方案的通知》《关于2013年国民经济和社会发展计划草案的报告》《关于完善核电上网电价机制有关问题的通知》《关于加大工作力度确保实现2013年节能减排目标任务的通知》《核电中长期发展规划(2011—2020年)》
2011	《国家能源局关于成立核电行业标准化技术委员会的通知》《福岛核电站事故国内核电项目暂停检修》
2008—1986	《财政部国家税务总局关于核电行业税收政策有关问题的通知》《关于加强铀矿地质勘查工作的若干意见》《关于企业国有产权转让有关事项的通知》《国家核电中长期发展规划(2005—2020年)》《关于投资体制改革的决定(2004)》《关于对核电建设实行集中统一管理的通知(1989)》《中华人民共和国民用核设施安全管理条例(1986)》

3 构建核电安全风险综合体视角探析中国核电产业链国产化与市场化特征

3.1 核电技术国产化

世界第一台核反应堆公关小组组长恩利克·费米在1946年指出“核技术的成败取决于材料在反应堆强辐射场下的行为”。几十年的核电产业发展历史表明材料的发展很大程度上决定了核反应堆的成熟状况,核电材料是反应堆安全与经济性能的重要保障。中国反应堆压力容器大锻件的研制国产化、主管道和主泵锻件的国产化已取得重要进展,为核电产业链的稳健发展奠定重要材料基础。设备国产化是核电产业链自身发展的需要,也是对民族工业的支持。核电产业链的核安全设备和基础设施投资占比90%。国内核电产业链供应链基本全面覆盖国内在建运行的各种核电堆型,《中国核能发展报告(2018)》蓝皮书显示设备国产化率已达85%以上,具备控制棒驱动机构、反应堆压力容器及堆内构件、主管道、蒸汽发生器等整体制造能力以及核燃料元件制造能力。核电产业链的前端铀资源短期供应不会对中国核电发展形成根本性制约,但仍然面临着可持续性(铀资源储备和放射性废物管理)、核安全和实物保护等方面的挑战。本文根据公开发布的核电规划以及产业政策和工业实践,整理我国核电技术结构如图4所示。

3.2 核电产业链的市场竞争力及核电技术发展路径

核电产业链的市场竞争力。除去核电产业项目法人体系外,剩余的机电仪工业体系和服务支持体系构成了我国核电产业的三大体系结构^[11]。核电产业链上游核燃料与下游乏燃料处置具有显著的自然垄断性;四大核电集团重点企业等其他技术服务集中在申请行政许可方面,造成核电技术服务行业具有较高的进入市场壁垒,因此核电上市企业扎堆在工业体系谋取出路。

初期投资大约占核电站的全寿命期总成本的70%^[12,13]。芝加哥大学根据数据分析指出

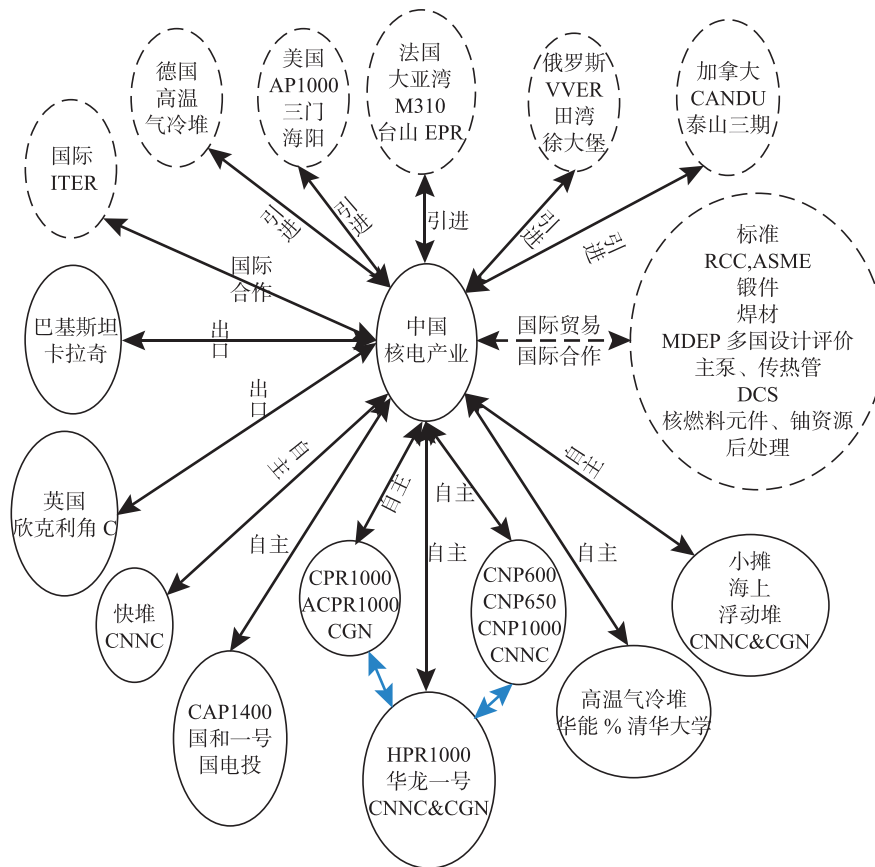


图4 我国核电技术结构

Fig.4 China's nuclear power technology structure

一个建设周期五年的利息费用占总成本比例的30%，而一个建设周期7年的利息费用将超过总成本的40%。如果考虑变化情况比如价格指数，国产化程度越高，相比首批机组，后续机组成本下降幅度超过60%^[14]。核电产业链国产化过程中，核电装机容量上升，降低了单位造价，分解了建设成本；核电建设周期长及巨大成本等特有的发展规律会在核电的大规模建设中得到解决。核电的建设周期非常长。从拿到国家核安全局颁发的建造许可证到正式并网发电，对于一个成熟的核电堆型而言一般要五六年时间，对于一些新堆型而言耗时可能更长。前期施工准备和一些长线设备的采购通常也要五六年时间。一个核电机组建设的总体周期在10年左右。由于核电产业链不同环节之间的全生命周期内的时间延迟特征明显，核电市场供需波动给不同环节带来冲击影响。

核电产业本身是一个有组织经济系统，围绕核能发电创造经济效益、生态效益和社会效益，产业链各环节形成产业共生状态。

3.3 核电产业链共生及数字化特征

核电合作是国与国的“百年联姻”。国家安全是民用核电的非货币化利益，核电的作用和最终命运是一个战略决策，而不仅仅是一个市场结果，因为市场本身无法发现这些非货币化利益^[15]。

核电站的规划、选址、建设和运营、退役处置非常复杂，需投入大量时间和资源。我国核电产业链运行至今，已经形成海量大数据，但是静态的记录载体散落在产业链各环节及监管系统各部门，需要积极利用科技发展成果，充分挖掘数据要素的新质生产力潜力。预期电力需求、通货膨胀、利率、监管法规、公众接受度、乏燃料处置等都构成了核电厂成本变化的不确定性因

素,构成了核电产业发展力的影响因素。核能发电进入电力市场,在保障核安全的同时,必须考虑市场因素和技术经济竞争力,确保产业安全;国有资产需要保值增长,必然涉及市场供需、产业政策、经济制度等因素;对国有资产进行经营管理,企业经营决策融合了经济风险与管理者问责。核电站成本的很大一部分不是钢铁、混凝土或劳动力成本,而是建造成本利息类型的费用随着时间的推移而累积,大多数延误项目占资本成本的最大部分。

核电安全风险综合体是具有跨行业、跨地区、跨部门的融合资金、资源、技术、政策复杂的巨系统工程。

综合研究我国电力市场总体装机容量和发电量占比约束条件,以及国内外乌卡时代环境挑战,一方面,核电产业链的产业安全水平成为重要的关注点;另一方面,融合考虑核安全、生态安全、资源安全、社会稳定等总体国家安全观理念和底线系统思维意识,本文提出“核电安全风险综合体”的理论概念,结合国内四十年核安全监管实践以及不同国家核电产业显著差异化发展路径,为落实我国积极安全有序发展核电的要求,尝试发掘一种新的研究视角。

4 研究结论与展望

当前我国已进入核电规模化发展新阶段,产业链系统内与核安全监管系统应协调汇聚合力,充分挖掘核电产业链载体海量数据,定性与定量相结合,在有限理性与不完整信息的演化博弈过程中,科学规制核电安全风险综合体。积极推进核电安全健康档案的建设运行工作,促进核安全监管高质量发展,保障核电安全风险综合体安全可控。

(1)核电产业数字化变革是行业发展的必然选择,需要建立数字化思维方式,为迎接数字化转型与产业升级做好充分的准备。

(2)核电产业链相应环节投资渠道逐步放开,引入外资或民营资本、社会资本。大宗材料及设备制造供应链环节逐步建立企业信用体系。科学制定核电消纳政策,发挥基荷电力清

洁低碳稳定的效果,增加国民福利和生态效益。

(3)科学规划核电关键技术基础研发投入,创新公众沟通渠道,确保核电技术安全。

(4)聚焦“核电安全风险综合体”,围绕核电产业链这一客观产业载体,综合研究产业主管、国资监管、核安全监管、生态保护、低碳气候政策、公众接受度、核电技术国产化、产业经济规律、国际贸易特点、地缘政治等系统要素之间的传导机制,坚持底线系统思维,统筹核电产业链发展与核安全。

参考文献

- [1] 黄向春. 我国煤炭产业环境综合评价 [D]. 北京: 中国地质大学, 2011.
- [2] 邹长城. 中国核电产业自主化发展研究 [D]. 长沙: 中南大学, 2011.
- [3] 彭春丽. 产业融合视角下战略性新兴产业军民融合式发展研究 [D]. 长沙: 国防科学技术大学, 2013.
- [4] 高原, 王锐, 彭泗清. 乌卡环境下中国高科技制造企业国际化的权变战略: 基于宇视科技的案例研究 [J]. 管理评论, 2024, 36 (3): 269-288.
- [5] 曾建新. 我国核电技术创新动力的产权结构因素研究 [D]. 长沙: 中南大学, 2013.
- [6] 鲁刚, 郑宽. 能源高质量发展要求下核电发展前景研究 [J]. 中国核电, 2019, 12 (5): 498-502.
- [7] 王占永, 刘敏, 熊文彬. 基于产业链和系统动力学的我国核电产业可持续发展影响因素探析 [J]. 中国矿业, 2020, 29 (S2): 1-7.
- [8] 王占永, 刘敏. 中国核电产业研究综述及建议 [J]. 中国矿业, 2020, 29 (S1): 5-11.
- [9] Markard J, Bento N, Kittner N, et al. Destined for decline? examining nuclear energy from a technological innovation systems perspective [J]. Energy Research & Social Science, 2020: 67.
- [10] 黄群慧. 新冠肺炎疫情对供给侧的影响与应对: 短期和长期视角 [J]. 经济纵横, 2020 (5): 46-57+42.
- [11] 邹树梁, 武良鹏. 基于 DRSA-TOPSIS 法的我国核电上市公司竞争力评价 [J]. 南华大学学报 (社会科学版), 2015, 16 (1): 1-7.
- [12] 闫庆友, 汤新发. 技术不完全自给条件下我国核电产业发展对策 [J]. 改革与战略, 2012, 28 (7): 50-53.
- [13] Grimston M C, Beck P. Double or quits? the global future of civil nuclear energy [J]. The Royal Institute of International

affairs, 2010 (1): 252.

[14] 康俊杰, 姚明涛, 朱清源. 核电建设周期、成本变化规律分析 [J]. 中国能源, 2016, 38 (6): 25-29.

[15] Gattie D K. A strategic policy framework for advancing U.S. civilian nuclear power as a national security imperative [J]. The Electricity Journal, 2018, 31 (1): 23-32.

Analysis of Nuclear Power Safety Risk Complexity in VUCA Environment—From the perspective of China’s nuclear power industry chain

Wang Zhanyong¹, Wang Yueli^{2,*}, Du Feng^{3,4}, Jiang Yanman²

(1. Department of Nuclear Power Safety Regulation, MEE, Beijing 100006, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China; 3. China University of Geosciences (Beijing), Beijing 100083, China; 4. Beijing Haohua Energy Co., Ltd., Beijing 102300, China)

Abstract: This article focuses on the carrier of the nuclear power industry chain for industrial operation, and explores from a contingency perspective the complex system formed by nuclear safety, ecological safety, network safety, public acceptance, industrial organization, etc. in the VUCA era at home and abroad, as well as the contingency strategy of China’s nuclear power safety supervision. Based on statistical data and system dynamics methods, this paper explores the factors that affect nuclear power safety. From the perspective of improving industrial policies, enhancing ecological benefits and public acceptance, domestication rate, and ensuring nuclear safety, it proposes countermeasures and suggestions for coordinating the sustainable development of the nuclear power industry and effective nuclear safety: (1) scientifically formulating nuclear power and nuclear safety plans, establishing a comprehensive system of nuclear power safety risks; (2) Improve financing and credit efficiency and market competition environment, and urge stakeholders in the nuclear power industry chain to fulfill their nuclear safety responsibilities; (3) Continuously revise and revise guidelines and standards for nuclear safety supervision regulations to enhance the control and competitiveness of the nuclear power industry; (4) Improve the digitalization and intelligence level of the nuclear power industry chain.

Key words: nuclear power industry chain; system dynamics; VUCA; comprehensive system of nuclear power safety risks

(责任编辑: 许龙飞)

苏鲁明. 经验反馈的系统性工作方法[J]. 核安全, 2024, 23(6): 21-28.

Su Luming. A Systematic Operating Experience Feedback Approach [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(6): 21-28.

经验反馈的系统性工作方法

苏鲁明

(中核核电运行管理有限公司, 海盐 314300)

摘要: 经验反馈是安全文化的重要组成部分, 是企业管理提升、绩效改进的有力工具。所有负有安全责任的企业均应建立一套行之有效的经验反馈体系。本文论述了经验反馈的基本观点、组成要素, 论述了经验反馈系统性工作方法的具体步骤, 论述了该方法提出的一些新概念和新做法, 包括: 定义和选取样本事件, 样本事件分类, 书面问卷调查式的人员访谈, 将逻辑思维理论作为事件原因调查分析和事件报告编写的基础理论和基本知识, 事件报告开发质量评价标准, 事件要素统计分析, 经验反馈信息使用效果评价等。

关键词: 经验反馈; 系统性工作方法; 逻辑思维基础理论; 因果树分析法

中图分类号: TL **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 06-0021-08

不同于业界常规的经验反馈工作流程, 本文介绍的经验反馈系统性工作方法是将逻辑思维基础理论作为事件原因调查分析和事件报告编写的理论基础和基本知识, 同时引入了基于事件发生发展客观规律的因果树分析法。除此之外, 还引入了一些新概念和新做法, 包括: 定义和选取样本事件, 样本事件分类, 书面问卷调查式的人员访谈, 事件报告开发质量评价标准, 经验反馈信息使用效果评价方法等。这些理论、概念和方法构成了经验反馈的系统性工作方法。

经验反馈的系统性工作方法经过多年的具体实践, 取得了一些行之有效的经验。编写本文, 旨在为业界的经验反馈工作提供新的参考。

1 什么是经验反馈

在核电行业领域, 经验反馈的定义是: 对核设施的事件、质量问题和良好实践等信息进行收集、筛选、分析、评价、处理和应用, 以防止类似事

件、问题的重复发生并总结推广良好实践^[1]。

核电行业的经验反馈定义也适用于核电以外的任何领域, 既适用于企业, 也适用于事业, 此时只需将定义中的“核设施”更换为非核电行业的相应对象即可。

2 经验反馈的基本观点

2.1 经验反馈的宗旨

服务于企业的安全质量, 服务于企业的管理改进, 服务于企业的绩效提升。

2.2 经验反馈的目的

通过从企业自身和以外发生的事件中吸取经验教训来避免或尽可能减少事件在企业的重复发生。

2.3 达成目的的手段

在人类社会日益走向信息化的今天, 经验反馈主要是通过构建经验反馈信息化平台(也叫状态报告系统)达成其目的。

收稿日期: 2024-01-05 修回日期: 2024-03-08

作者简介: 苏鲁明(1965—), 男, 高级工程师, 现主要从事核电厂经验反馈工作

2.4 经验反馈的基本任务

企业从事件中吸取的经验教训可以分为两类:一类是企业安全、质量和技术的具体改进;

另一类是管理层和员工思想、思维和认知的改变。把这两类的经验教训落实到具体工作中,就是经验反馈的两个基本任务。

具体地讲,就是:

(1)将安全、质量和技术的改进落实到具体的执行文件、技术文件、设计改进、管理制度和流程中,做到经验教训固化于制。

(2)企业通过具体事件案例的讲解,持续不断地改变和塑造管理层、员工的思想、思维和认知,使之符合国家、社会、企业的期望,做到经验教训内化于心。只有做到了经验教训内化于心,才能做到外化于行,最终提升企业的文化。

2.5 经验反馈有效性评价

经验反馈是否有效,主要是看经验教训能否转变为具体的行动,以及这些行动是否产生了实际效果。换句话说,有效性评价主要看两个基本任务的落实情况和效果,看纠正行动制定和执行的有效性。

基本任务不同,有效性评价的方法也不同。

针对具体改进的行动,主要是评价事件报告的开发质量以及纠正行动的执行情况;针对改变管理层、员工思想认知的行动,企业采取调查问卷的方式,对管理层、员工学习经验反馈信息的效果进行评价。

3 经验反馈的组成

典型的经验反馈工作,由以下要素组成^[2]。

3.1 问题的识别与报告

识别和报告企业内部的所有问题,包括生产、安全、质量、技术、文化、服务等方面的问题,以及企业外部的有借鉴价值的事件。将识别出的问题在状态报告系统中填写状态报告。

3.2 问题的筛选与定级

按照问题的严重或重要程度等对状态报告进行筛选和定级。

在核电行业领域,状态报告按照问题严重或重要程度,从大到小依次分为4级:A、B、C、D

级^[3]。状态报告的定级与分配由电厂的状态报告定级分配例会完成。

3.3 问题的调查与分析

对已定级的状态报告按照相应级别进行原因的调查分析,包括外部事件。

3.4 问题的解决——纠正行动

制定并执行纠正行动,确保问题得到彻底解决。

3.5 举一反三——避免同类问题再次发生

对同类问题进行排查,制定相应纠正行动,避免同类问题在本单位或相关单位再次发生。

3.6 纠正行动的有效性评价

一是评价事件报告开发质量,二是评价纠正行动执行情况。

3.7 事件(问题)要素的趋势统计分析

对事件要素进行梳理、分类和统计分析,识别不利变化趋势并采取相应的纠偏行动。

3.8 经验反馈信息的使用和效果评价

企业如何使用内外部经验反馈信息教育各级干部与员工,使他们从事件案例中获取经验教训,在思想、思维、认知和行为等方面发生企业所期望的改变,使得企业文化得到提升,需要通过恰当的方法进行评价。

概括以上组成经验反馈工作的8个要素,可以将经验反馈工作总结为以下二十个字:发现问题、分析问题、解决问题、举一反三、文化提升。

4 经验反馈的系统性工作方法

为了更好、更有效地实现以上经验反馈工作的要素,本文结合实际工作引入了一些新概念、新方法和新理论,包括:

- (1)定义和选取样本事件;
- (2)样本事件分类;
- (3)书面问卷调查式的人员访谈;
- (4)将逻辑思维理论作为事件原因调查分析和事件报告编写的基础理论和基本知识;
- (5)引入基于事件发生发展客观规律的因果树分析法;
- (6)事件报告开发质量评价;
- (7)经验反馈案例学习效果评价。

这些新概念、新方法和新理论组合在一起，就构成了经验反馈的系统性工作方法。

经验反馈的系统性工作方法以逻辑图的方式展示，如图 1 所示，方法的基本步骤主要是通过经验反馈信息平台，也就是状态报告系统实现的。

下面以步骤化、规程化的方式具体、详细地介绍系统性工作方法的主要内容。

4.1 填写状态报告(对应要素:问题的识别与报告)

无门槛,任何问题、异常、偏差都可以识别与报告,填入状态报告系统。

4.2 选取样本事件(对应要素:问题的筛选与定级)

样本事件定义:产生了后果的异常事件,或是存在风险的异常状态。

样本事件的级别最低为 C 级。也就是说, D 级事件不进入样本事件。

据统计,在核电厂, D 级状态报告数量占比可达 80%~90%。根据 80/20 法则,只需从中选取有经验反馈价值的状态报告,就能达到经验反馈的目的。为此,给出了样本事件定义,据此选取样本事件,进行经验反馈。

不是所有的 C 级以上的状态报告都能被选为样本事件,只有符合样本事件定义的才能被选中,观察指导类、上级检查类的状态报告一般不会被选为样本事件。

4.3 对样本事件进行分类(对应要素:问题的筛选与定级)

样本事件分为设备事件和非设备事件。

设备事件:是指事件直接原因为系统或设

备缺陷的事件。

非设备事件:是指事件直接原因不是系统或设备缺陷,而是行为、文件、制度、流程和管理等方面缺陷的事件。

把样本事件分为设备事件和非设备事件,是因为设备事件和非设备事件的原因调查分析思路以及事件报告开发质量的评价标准是不一样的。

4.4 事件通报——在企业重要管理会议上通报重要事件(对应要素:问题的筛选与定级)

将最新定级的重要状态报告(主要是 A、B 级)在企业重要管理会议上进行通报,目的是让管理层及时了解企业最新出现的重要问题、最新发生的重要事件,同时由管理层对定级的合理性进行最终确认,经验反馈工程师对确认情况进行记录,这一点对于重大事件尤其重要。

4.5 事件信息收集(对应要素:问题的调查与分析)

问题的调查与分析分为三个阶段:

第一阶段:事件信息收集;

第二阶段:事件原因调查与分析;

第三阶段:事件报告编写。

在事件信息收集阶段,对于设备事件,需要收集的信息包括:设备技术信息、技术手册、技术标准、图纸、设备运行信息、报警信息、历史缺陷、维修记录、维修策略等资料;对于非设备事件,需要收集的信息包括:计划安排、人员资质、培训记录、工作过程记录、工作报告、管理程序、管理流程、操作规程等资料。现场取证也是事件信息收集的重要环节,包括设备缺陷或故障

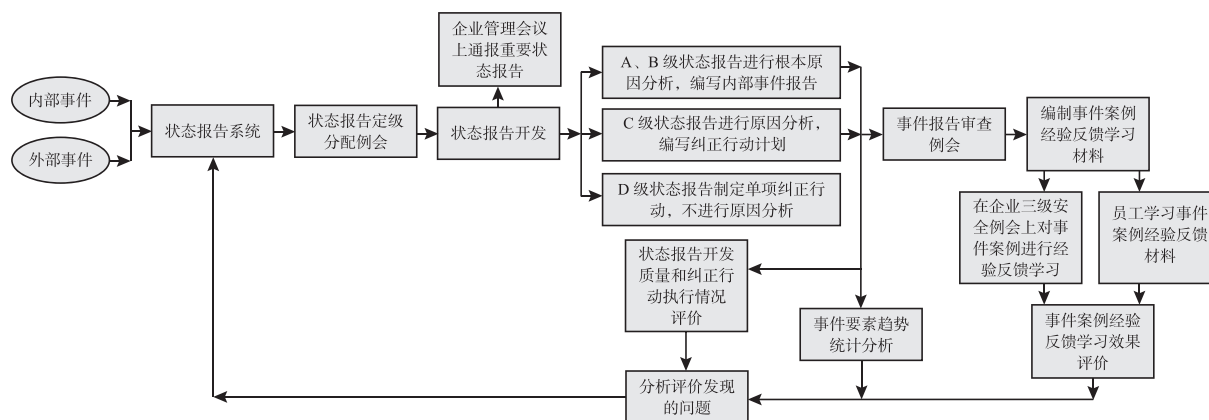


图 1 经验反馈的系统性工作方法逻辑

Fig.1 Logic diagram of systematic operating experience feedback approach

现象的取证,以及事件现场的勘查取证。

在事件信息收集阶段,有时需要对人员进行访谈。什么情况下需要进行人员访谈呢?当纸质或电子信息没有记录涉及事件原因的关键信息的情况下,需要进行人员访谈。

人员访谈需要事先准备好访谈的提问清单。所提的问题一定要针对涉及事件原因的那些未知的关键信息,问题一定要精准,不可泛泛而问。要做到这一点,就需要调查人员事先对事件情况有详细的了解,对需要访谈的未知关键信息有精准的把握和聚焦。

人员访谈分为面对面访谈和书面问卷调查式访谈两种方式。本文在实际工作中采用了书面问卷调查式的人员访谈而非业界常用的面对面人员访谈^[4],取得了良好效果。书面问卷调查式访谈有以下优点:

- (1)避免紧张情绪影响访谈效果;
- (2)降低了对访谈技术的要求;
- (3)让被访谈者明白调查是对事不对人。

这些优点正好是面对面人员访谈的缺点。

4.6 事件原因调查与分析(对应要素:问题的调查与分析)

在事件原因调查与分析阶段,本文引入了严格遵循事件发生发展客观规律的一种根本原因分析方法——因果树分析法,同时还引入了逻辑思维基础理论,将其作为原因调查与分析以及后续的事件报告编写的基础知识和理论依据。

任何事件,都是由一系列有因果关系的单一事件层层组合而成的,这是事件发生和发展的客观规律。这些单一事件组合在一起,就像一棵倒挂的树,因此,这个规律也叫因果树规律。因果树分析法就是按照这一客观规律去查找、去分析事件根本原因的科学方法。

我们知道,查找、分析事件根本原因所用的思维方式是逻辑思维。既然是逻辑思维,就应当遵循逻辑思维的基本规律和原则,逻辑思维理论就应当成为事件调查与分析和事件报告编写的基础知识和基本理论。

人们常说:基础不牢,地动山摇!在实际工

作中,本文对事件报告开发中常见的问题进行了分类,在总结出的11类问题中,有9类问题都是逻辑上的问题,诸如:原因分析条理不清、原因分析深度不够、混淆概念、原因论证缺乏依据、纠正行动与原因不对应,等等。所以,要想提升事件报告的开发质量,必须从根本上抓起,将逻辑思维理论列为事件根本原因调查与分析的基础知识和基本理论,对事件调查人员进行持续地、系统地培训。

4.7 事件报告编写(对应要素:问题的调查与分析)

目前,业界没有把“问题的调查与分析”要素中的事件报告编写单独划出来作为一个独立的阶段,但经过多年的工作实践,本文认为应当把事件报告编写作为一个阶段独立出来,同时为事件报告编写建立逻辑规则。

按照逻辑思维基础理论,运用各种探求因果关系的方法得出的某个事件的原因结论是或然的,不是必然的,结论是否真实可靠、是否是必然的,依赖于以下两点:

- (1)能否正确地划出和事件有(因果)关联情况的范围。
- (2)能否正确地分析和事件有(因果)关联的情况。

换句话说,在事件原因调查与分析阶段找到事件发生的原因是一回事,而论证这个找到的原因是否正确、是否真实可靠又是另一回事。论证原因的正确性和真实性就是事件报告编写要完成的任务。

在事件原因调查与分析阶段找到事件原因是知其然的过程,在事件报告编写阶段对原因进行分析论证,是证明其所以然的过程,两个过程是不一样的。考虑到事件报告编写要完成的任务的重要性,本文把事件报告编写作为一个独立的阶段划分出来。

证明找到的事件原因是否正确是需要方法的,这个方法在逻辑思维理论中叫作论证。什么是论证?论证就是应用一些真实性已经被断定的判断,通过推理来判明或确定另一个判断真实性的思维过程^[5]。只有通过逻辑论证,才能将事件原因调查分析阶段找到的或然性的事

件原因,转变为必然性的事件原因。所以,事件报告的编写,其目的就是要将事件原因调查阶段找出的事件原因进行逻辑论证,从逻辑上证明事件原因的正确性。

编写事件报告时,首先要描述事件经过,描述事件经过的过程其实就是“划定与事件有因果关联情况的范围”,也就是说,在描述事件经过时,那些与事件原因无关的经过、过程、事实信息不需要在事件经过中进行描述;其次就是对事件进行原因分析,这个过程其实就是“正确地分析和事件有(因果)关联的情况”的过程,就是对事件原因调查阶段找出的事件原因进行逻辑论证的过程。既然是逻辑论证,就应当遵循以下论证规则^[5]:

- (1) 论题必须明确;
- (2) 不能转移或偷换论题;
- (3) 论据应当是已确定为真的判断;

(4) 论据的真实性不能依赖于论题的真实性来证明;

- (5) 论据必须能正确地推出论题。

这些规则是逻辑思维规律在论证中的具体要求。逻辑思维规律包括:同一律、矛盾律、排中律和充足理由律。在进行原因的逻辑论证时运用的推理形式是多种多样的,但无论推理形式是什么样,都必须遵循这四大基本逻辑规律。

4.8 事件报告审查(对应要素:问题的调查与分析)

事件报告审查是保证事件报告开发质量的重要环节。由A级、B级状态报告编制而成的重要事件报告,需要在事件报告审查例会上进行审查。事件报告审查例会由企业高级管理层主持召开,例会召开的频度视重要事件报告数量而定,以不产生数量积压为原则,一般为每月一次。受到企业高管层关注的C级状态报告的纠正行动计划,也需要在事件报告审查会上进行审查。审查依据为《事件报告开发质量评价标准》。

前面提到,设备事件与非设备事件的事件原因调查分析思路是不一样的,因此它们的事

件报告开发质量评价标准是不一样的。设备事件有19个具体的评价标准,具体细节见表1;非设备事件有11个具体的评价标准,具体细节见表2。

表1 设备事件报告开发质量评价标准

Table 1 Quality evaluation criteria for equipment event report development

项目	条目
事件主题	1. 简明扼要,包含事件要点,如事件对象、事件现象等 2. 设备名称使用中文名称
事件描述	3. 事件按照时间序列描述清晰完整,包含时间、地点、什么事? 经过是什么? 后果怎样? 采取的立即行动是什么? 事件后状态是什么? 4. 事件描述基于事实而不是分析或评论。事实来自调查收集的技术文件、工单记录、工作报告、现场勘查等 5. 不包含与事件原因分析和评价无关的内容
事件原因分析	6. 提供了与原因分析相关的设备基本信息和知识 7. 概念清晰准确、原因分析全面且分析深度合理,分析依据真实、充分,分析结论有理有据,论据与结论之间的因果逻辑严密、正确,整个事件的因果链明晰、完整(关键标准) 8. 对设备缺陷的历史情况进行了分析评价 9. 对设备缺陷是否重复缺陷、重复缺陷产生原因进行了分析评价 10. 对设备维修策略、关键重要设备预防性维修项目和周期是否合理,是否需要调整进行了分析评价 11. 举一反三:对同类设备是否存在共性缺陷进行了分析评价 12. 举一反三:对本事件是否对公司其他单位有借鉴意义进行了简要分析评价 13. 对设备分级是否合理进行了分析评价 14. 事件调查中发现的其他与事件没有因果关系的问题或缺陷,以“事件调查中发现的其他问题”为标题进行了简明扼要的分析评价
纠正行动制定	15. 纠正行动针对原因(包括直接原因、根本原因、促成因素)(关键标准) 16. 纠正行动具体、量化、可行、合理、及时 17. 制定了举一反三的纠正行动 18. 制定了长效机制纠正行动 19. 对事件分析中发现的其他问题也制定了行动

表 2 非设备事件报告开发质量评价标准
Table 2 Quality evaluation criteria for non-equipment event report development

项目	条目
事件主题	1. 简明扼要,包含事件要点,如事件对象、事件现象等 2. 设备名称使用中文名称
事件描述	3. 事件按照时间序列描述清晰完整,包含时间、地点、什么事?经过是什么?后果怎样?采取的立即行动是什么?事件后状态是什么? 4. 事件描述基于事实而不是分析或评论。事实来自调查收集的工作记录、影像记录、文件、访谈、现场勘查等。不包含与事件原因分析和评价无关的内容
事件原因分析评价	5. 概念清晰准确、原因分析全面且分析深度合理,分析依据真实、充分,分析结论有理有据,论据与结论之间的因果逻辑严密、正确,整个事件及评价的因果链明晰、完整(关键标准) 6. 事件调查中发现的其他与事件没有因果关系的问题,以“事件调查中发现的其他问题”为标题进行了简明扼要的分析评价
纠正行动制定	7. 纠正行动针对原因(包括直接原因、根本原因、促成因素)(关键标准) 8. 纠正行动具体、量化、可行、合理、及时 9. 制定了举一反三的纠正行动 10. 制定了长效机制纠正行动 11. 对事件分析中发现的其他问题也制定了行动

4.9 纠正行动有效性评价(对应要素:纠正行动有效性评价)

样本事件的状态报告在纠正行动执行完毕、状态报告关闭之后,需要进行纠正行动有效性评价。评价就需要建立评价标准。

4.9.1 说明

(1)纠正行动有效性评价标准包括两部分内容:一是事件报告开发质量评价标准;二是纠正行动执行情况评价标准。

(2)在运用标准进行评价时要具体问题具体分析,不是每一个标准都适用于每一个具体事件,对于不适用的标准可不作评价。

4.9.2 事件报告开发质量评价标准的依据

事件报告开发需要有个正确的方法。所谓正确的方法,简单地讲,就是要系统地、整体地研究事物情况。具体地讲,就是做到以下几点:

(1)不能只看到事物的一方面,也应当看到事物其他方面;

(2)不能只看到事物目前的情况,也应当看到事物的过去与将来的情况;

(3)还要在事物各个方面或各个因素中,看出哪些方面或因素是主要的、本质的,哪些方面或因素是次要的、非本质的。

这是辩证唯物主义的方法论,也是系统思维的方法论。

4.9.3 设备事件报告开发质量评价标准

设备事件报告开发要求融入系统思维的方法论,要求在调查事件原因时从人、机、料、法、环等各个方面调查是否存在导致事件的原因。具体地,就是设备事件开发质量评价标准要求调查设备事件的原因时要调查设备的历史缺陷、设备的维修策略、设备的分级情况、设备的预防性维修情况、设备的备品备件情况,还要分析哪些原因是主要的、根本的,哪些原因是次要的,哪些情况是促成因素。

4.9.4 非设备事件报告开发质量评价标准

非设备事件报告开发同样融入了系统思维的方法论,要求在调查事件原因时从人、机、料、法、环等各个方面调查是否存在导致事件的原因,分析哪些原因是主要的、根本的,哪些原因是次要的,哪些情况是促成因素。

4.9.5 纠正行动执行情况评价标准

表 3 纠正行动执行情况评价标准

Table 3 Evaluation criteria for corrective action implementation status

项目	条目
纠正行动执行情况	1. 纠正行动完成情况说明充分,有明确结果,且与纠正行动内容相符 2. 纠正行动完成情况说明提供了直接的证明材料

4.10 事件要素趋势统计分析[对应要素:事件(问题)要素的趋势统计分析]

事件要素趋势统计分析的目的是及时发现企业的不利变化趋势,为企业改进和提升提供方向或依据。

4.10.1 事件要素分类

事件要素分类包括：事件后果、事件潜在后果或影响、设备类别、设备分级、设备故障现象、设备故障原因(故障机理)、直接原因分类、根本原因分类、纠正行动分类等。对每一种要素进行详细分类后,就可以形成详细的事件要素分类表。

4.10.2 事件要素分类趋势统计分析的步骤

(1)按照事件要素分类表对每一起样本事件的各要素进行分类,形成每一起事件的要素分类数据。

(2)对整个样本事件要素分类数据进行统计、趋势分析和数据解释,编制某一段时间内的《事件要素趋势统计分析报告》。

4.11 企业三级安全会议学习宣贯(对应要素:经验反馈信息的使用)

选取 A、B、C 级事件报告,由经验反馈工程师编辑成事件案例学习材料,在企业的公司、部门(车间)、班组各层级会议上进行学习宣贯,传达企业的管理要求、期望、理念、价值观和文化。

事件案例学习材料的编写方法是一种问题导向的编写方法,通过一步一步的提问,最终把问题导向经验教训,通过提问的方式提炼出事件的经验教训。经验教训是指从事件中最应该学到的东西,它可以是与事件原因相关的,也可以不与事件原因相关,但一定是最值得关注的。事件的经验教训包括人员行为、管理方法、管理理念、管理期望和要求、知识技能、思维方法、价值理念等方面的内容。

提炼出的经验教训必须做到简练、精准、具体,必须避免宽泛的、口号式的“正确的废话”。

4.12 全员学习事件案例经验反馈材料(对应要素:经验反馈信息的使用)

从内部事件和外部事件中选取典型案例,由经验反馈工程师编辑成事件案例学习材料,以邮件方式发送全体员工进行经验反馈学习和培训,让企业的管理要求、期望、理念、价值观直达基层员工。

4.13 经验反馈信息使用效果的评价(对应要素:经验反馈信息的使用)

采取书面调查问卷的方式对经验反馈信息

使用的效果进行评价。书面调查对象以事件案例经验反馈材料的学习和培训情况为主,调查内容主要包括:事件大概经过是什么、事件主要原因是什么、事件经验教训是什么等。

2021年,本文作者对某核电厂维修部门经验反馈信息使用的效果做了一次书面问卷调查,调查发现,平均有95%的被调查员工知道事件案例的大概情况,但只有不到一半的员工知道事件案例的经验教训是什么,经验反馈信息使用的效果不理想。其中原因,主要是事件案例学习材料的编写存在问题,编作者只是把事件报告简单地缩写成PPT就变成了学习材料,没有对经验教训进行提炼;或者提炼出的内容不清晰不精确,多是宽泛的、口号式的“正确的废话”。

2022年,本文作者参与了一次对某企业的安全文化进行评估,评估中一名受访员工反映了经验反馈信息使用效果的问题:“针对设备类相关问题的经验反馈,目前的经验反馈学习没有针对受众进行分类经验反馈,而是组织所有人一起学习,学习什么也不具体。”受访者认为,应该聚焦工作相关的人员进行学习。

以上两个案例从一个侧面反映了目前业界在经验反馈信息的使用上存在的一个共性问题,就是对经验反馈信息的使用及其效果的重视程度不够、关注度不够。

我们都知道,世界核电运营者协会(WANO)给出的人员绩效定义是:人员绩效是为完成特定任务目标(结果)而产生的一系列行为^[6]。用公式来表达就是:人员绩效=行为+结果。但是本文认为这个定义是有问题的。人的行为是由意识(认知)决定的,意识或者认知不到位同样会影响人的绩效,而且是决定性的影响因素,所以完整的人员绩效定义应当是这样的:人员绩效=意识(认知)+行为+结果。提升人员绩效最重要的环节就是改变人的意识、人的认知、人的思维方式。思想变才能行为变,行为变才能文化变。重复事件的发生往往就是人的意识、认知、思维方法的不到位而引起的,要想减少重

复事件的发生,须在提升人的意识、认知、思维方法等方面下足功夫。经验反馈的两个基本任务之一就是要通过对事件案例的经验反馈学习改变人的思想、改变人的认知,而且这个任务是最重要的任务。可惜,由于 WANO 对人员绩效的不完整定义,导致目前业界对这个基本任务缺乏足够的重视。

5 结论

(1) 通过对经验反馈组成要素的概括,企业经验反馈工作可以总结为“发现问题、分析问题、解决问题、举一反三、文化提升”二十个字。

(2) 经验反馈的系统性工作方法囊括了经验反馈的所有要素,其将逻辑思维理论作为经验反馈工作的理论基础,为经验反馈工作提供了理论依据和指导。

(3) “问题的调查与分析”要素的实现可以分为事件信息收集、事件原因调查与分析及事件报告编写三个阶段。

(4) 事件报告编写的目的是将事件原因调查

与分析阶段找出的事件原因进行逻辑论证,从逻辑上证明事件原因的正确性,事件报告的编写必须遵循逻辑论证的规则。

(5) 经验反馈系统性工作方法引入的因果树分析法是按照事件发生发展的客观规律——因果树规律——建立起来的一种调查事件根本原因的科学方法。

参考文献

- [1] 中国核能电力股份有限公司. 经验反馈管理导则: OE-AC-100.DZ [S]. 北京: 中国核能电力股份有限公司, 2018.
- [2] 国家核安全局. 核动力厂运行经验反馈: HAD103/13-2022 [S]. 北京: 国家核安全局, 2022.
- [3] 中国核能电力股份有限公司. 状态报告管理导则: OE-AC-110.DZ [S]. 北京: 中国核能电力股份有限公司, 2018.
- [4] 中核武汉核电运行技术股份有限公司. 根本原因分析指南: QA-HY-01 [S]. 武汉: 中核武汉核电运行技术股份有限公司, 2022.
- [5] 华东师范大学哲学系逻辑学教研室. 形式逻辑 [M]. 第四版. 上海: 华东师范大学出版社, 2012.
- [6] 世界核电运营者协会. 人员绩效: 追求卓越的原则: WANO GL 2002-02 [S]. 伦敦: 世界核电运营者协会, 2002.

A Systematic Operating Experience Feedback Approach

Su Luming

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

Abstract: Operating experience feedback is an important part of safety culture and an effective tool for enterprise's management improvement and performance improvement. All enterprises that hold safety responsibilities should establish a set of effective experience feedback system. This paper introduces the fundamental concepts and constitution elements of experience feedback, specific steps of the systematic approach of experience feedback, related new concepts and practices proposed by this systematic approach, which mainly includes definition and selection for sample events selection; categorization for sample events; interviews in written questionnaire-type; the logical thinking theory applied as the basic theory and knowledge for investigating and analyzing the event causes and for the preparation of event reports; quality evaluation criteria for event report development; statistical analysis of event elements; evaluation of effectiveness of using experience feedback information, etc.

Key words: Operating Experience Feedback; Systematic Working Approach; Logical Thinking Basic Theory; Cause and Effect Tree Analysis Method

(责任编辑: 许龙飞)

杨煦,蔡北国,朱雷,等. 压水堆核电站乏燃料水池侧墙外剂量率影响因素的敏感性分析[J]. 核安全,2024,23(6):29-35.

Yang Xu, Cai Beiguo, Zhu Lei, et al. Sensibility Analysis on Dose Rate Behind Side Walls of the Spent Fuel Pool in a PWR Nuclear Power Plant [J].

Nuclear Safety, 2024, 23(6): 29-35.

压水堆核电站乏燃料水池侧墙外剂量率影响因素的敏感性分析

杨煦¹, 蔡北国², 朱雷², 杨腊腊¹, 陈秋炆¹

(1. 苏州热工研究院有限公司, 苏州 215004; 2. 福建宁德核电有限公司, 宁德 352000)

摘要: 目前, CPR1000 压水堆核电站的乏池在靠近侧墙处存放刚出堆的 4.45% 富集度燃料组件, 可能存在乏池侧墙外剂量率超出电厂分区限值要求的问题。为了给电厂辐射防护工作提供有效的指导, 同时提高乏池的利用率, 有必要开展乏池侧墙外剂量率影响因素的敏感性分析工作。使用点核积分程序 QAD-CGGP 可以计算并分析乏燃料组件的冷却时间、剂量点与放射源之间的距离、乏池侧墙处第一排组件与池壁的水隙厚度等因素对乏池侧墙外剂量率的影响。计算中主要采用了典型 CPR1000 机组 4.45% 富集度的乏燃料组件源项、乏池结构和各类材料的屏蔽特性。计算结果表明, 空出最靠近乏池侧墙的前四排组件, 或在乏池侧墙附近贮存冷却时间较长(远大于当前冷却 4 天)的乏燃料组件等方案可以使乏池侧墙外剂量率满足分区要求。在保证乏池侧墙外剂量率不超限的前提下, 该计算结果可为核电站选取最优的乏燃料贮存方案提供指导。

关键词: 乏燃料水池; 剂量率; QAD-CGGP 程序

中图分类号: TL93+3 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0029-07

压水堆核电站的辐射屏蔽设计是保证核安全、避免发生大范围放射性泄漏事故的先决条件。压水堆核电站的乏燃料厂房由于贮存大量高放射性的乏燃料组件, 因此对其辐照剂量的研究是核电站的辐射防护工作中尤为重要的一环。核电站的最终安全分析报告对乏燃料厂房的辐射分区有明确的规定, 然而在当前乏燃料水池设计情况下, 水池侧墙外特定位置存在剂量率超限的问题。为探索该问题的解决方案, 需要开展乏燃料水池侧墙外剂量率关于不同工况的敏感性分析, 为优化乏燃料贮存方式提供指导。

张普忠等^[1]采用 ORIGIN-ARP 程序计算分析了压水堆核电站乏燃料组件源项。李高峰^[2]通过蒙特卡罗方法对事故工况下乏燃料水池的剂量率分布情况和临界安全问题进行了研究。王耀东等^[3]从纵深防御的角度出发, 提出了适用于 CPR1000 机组乏燃料水池的水位监测和补水手段的改进方案。类似的, 沈佳宇^[4]对乏燃料水池的原补水方案进行了分析, 并对国内某核电站乏燃料水池的补水措施进行改进研究。范坤良等^[5]分析了乏燃料水池多样性补水方案在核电站事故管理中的应用。杨腊腊等^[6]

收稿日期: 2023-12-12 修回日期: 2024-01-15

作者简介: 杨煦(1994—), 男, 工程师, 硕士, 现主要从事安全分析工作

分析了乏燃料操作大厅内乏燃料水池上方的剂量场分布随乏燃料水池水位的变化规律。目前对正常工况下乏燃料水池侧墙外剂量率的研究计算工作还比较少。

本文以贮存 AFA3G 燃料组件的乏燃料水池为研究对象,使用点核积分程序 QAD-CGGP 对水池侧墙外的剂量率关于多种不同工况进行敏感性分析,并提供最适合核电厂采用的解决水池侧墙外特定位置的剂量率超限问题的可行方案。

1 模型建立

1.1 乏燃料组件

本文计算使用的乏燃料组件是典型的 CPR1000 机组在 18 个月换料模式下 4.45% 富集度的 17×17AFA3G 型乏燃料组件。乏燃料组件在高度方向上可以分为三个区域:上端部区域、活性段区域和下端部区域。对于单个乏燃料组件,其上端部区域的体积为 16028.6 cm³,其金属材料包括 Inconel-718、锆合金和 AISI,除金属材料外其余部分为乏燃料水池中的水。活性段区域的体积为 0.1676 m³,主要为 Inconel-718、锆合金和二氧化铀组成的燃料棒,棒与棒之间的空隙由水填充。下端部区域的体积为 4304.8 cm³,主要材料为 AISI、锆合金和水。

1.2 乏燃料水池

本文建立的乏燃料水池模型来源于参考电厂乏燃料水池的实际布置方案。共有两个区域(I区和II区)用于存放乏燃料组件,其中II区存放的相邻两个乏燃料组件之间的距离比I区更小,且II区的乏燃料组件的燃耗比I区更深。图1展示了一个典型的CPR1000机组的乏燃料水池中乏燃料组件的布置方案。

1.3 计算几何模型

典型的CPR1000机组的乏燃料水池主体由混凝土墙壁构成,乏燃料组件放置在池底,上方通过屏蔽水层形成辐射屏障,此外还设置了在换料期间用于传输乏燃料组件的转运通道和装载通道。对于乏燃料组件所在的区域,为便于几何模型与 γ 源项对应起来,根据乏燃料组件的布置方案在水平方向上划分为六个矩形区域

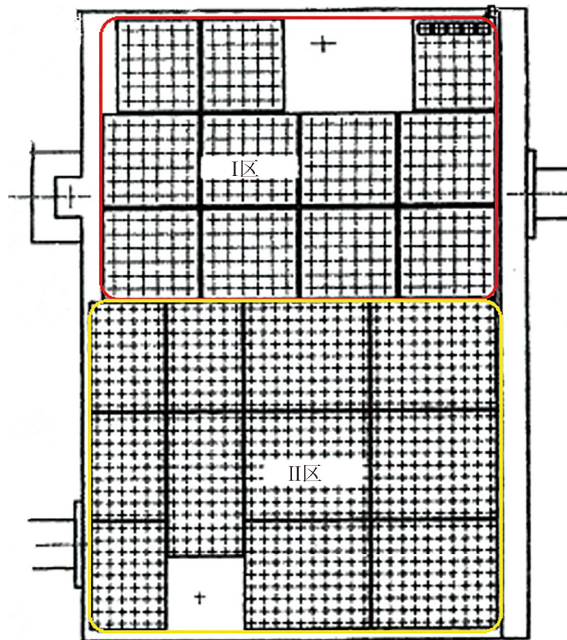


图1 典型的CPR1000机组的乏燃料水池中乏燃料组件的布置方案

Fig.1 Layout of spent fuel assemblies in the spent fuel pool of a typical CPR1000 unit

进行建模,而每个矩形区域的模型在竖直方向再次划分为上端部区域、活性段区域和下端部区域。计算采用的乏燃料水池的几何模型以及上述各个区域在该模型中的位置如图2所示。

1.4 剂量点选取和辐射分区要求

在本文研究的特定工况下,乏燃料水池侧墙外特定位置存在剂量率超过辐射分区限值的情况,本文选取比较具有代表性的剂量率超限点A点进行剂量率计算。A点位于乏燃料水池II组件区的混凝土墙壁外侧,距离混凝土墙壁30 cm,与II区乏燃料组件的活性段的中点处于同一高度的位置。A点位置如图3所示。

按照辐射分区的规定,A点的分区要求是白区,即剂量率小于 $7.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。根据国标NB/T 20194—2012规定,辐射屏蔽设计“剂量率的计算应在参数和源的选取上考虑适当的保守性,剂量率计算值宜小于该区域剂量率上限目标值的50%”^[7]。因此,本文中所有剂量率的计算结果都是将QAD-CGGP程序计算得到的剂量率乘以两倍安全系数后再和分区限值进行对比,以判断是否满足分区要求。

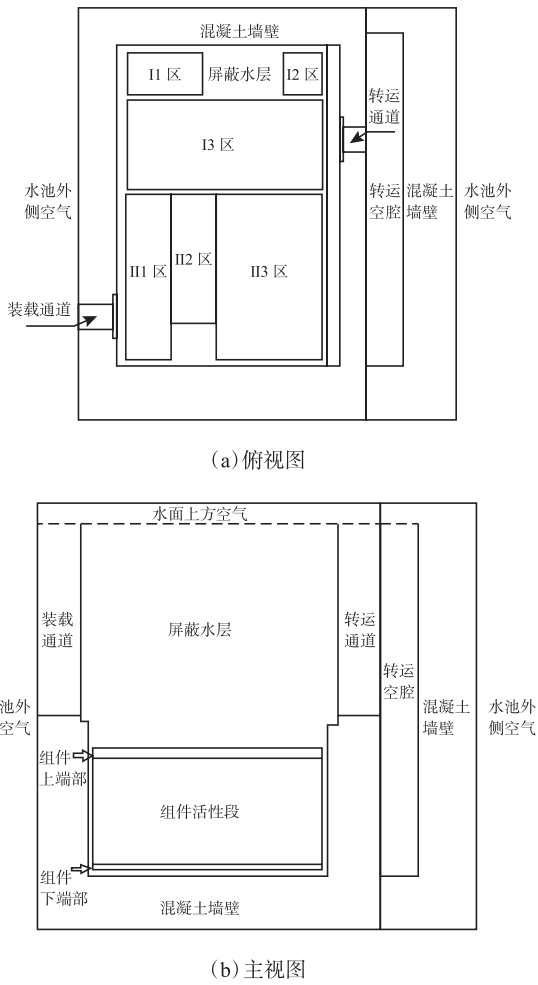


图2 计算模型

Fig.2 Geometric model for the calculation

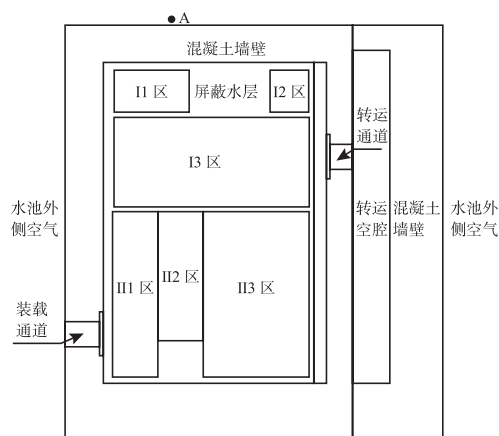


图3 乏燃料水池侧墙外剂量点(A点)位置
Fig.3 Position of the receiving point (point A) behind the side wall of the pool

2 确定输入参数

2.1 乏燃料组件 γ 源项

本文中选取典型的CPR1000机组17×17AFA3G型乏燃料组件(18个月换料)的 γ 源项数据,首先考虑冷却4天的乏燃料组件,该时间为快速卸料的最短时间。由于乏燃料组件的放射性会随着冷却时间的增加而减弱,因此在研究不同计算工况时,还考虑了冷却时间为1年的乏燃料组件。表1-表4分别给出了冷却4天和冷却1年的乏燃料组件 γ 源项数据。

表1 I区 γ 源项(单个乏燃料组件,冷却4天,单位: $\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

能量范围 / MeV	活性段	上端部	下端部
0.00~0.50	1.490×10^{12}	3.570×10^9	1.370×10^{10}
0.50~0.75	5.570×10^{11}	4.410×10^9	6.410×10^9
0.75~1.25	4.010×10^{11}	1.510×10^{10}	4.050×10^{10}
1.25~1.75	2.210×10^{11}	4.070×10^9	1.520×10^{10}
1.75~2.25	9.320×10^9	1.210×10^6	1.800×10^6
2.25~2.75	9.260×10^9	8.740×10^3	1.890×10^3
2.75~3.50	1.840×10^8	5.650×10^3	5.910×10^{-2}
3.50~6.00	7.460×10^2	6.580×10^0	0.000×10^0

表2 II区 γ 源项(单个乏燃料组件,冷却4天,单位: $\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

能量范围 / MeV	活性段	上端部	下端部
0.00~0.50	1.310×10^{12}	3.580×10^9	1.330×10^{10}
0.50~0.75	4.870×10^{11}	4.550×10^9	6.570×10^9
0.75~1.25	3.480×10^{11}	1.800×10^{10}	4.910×10^{10}
1.25~1.75	1.830×10^{11}	5.640×10^9	2.040×10^{10}
1.75~2.25	1.110×10^{10}	1.290×10^6	1.940×10^6
2.25~2.75	7.730×10^9	9.280×10^3	2.340×10^3
2.75~3.50	1.530×10^8	5.880×10^3	1.090×10^{-1}
3.50~6.00	1.110×10^3	6.850×10^0	0.000×10^0

表3 I区 γ 源项 (单个乏燃料组件, 冷却1年, 单位: $\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

Table 3 Gamma source in region I (single spent fuel assembly, cooling time 1 year, unit $\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

能量范围 / MeV	活性段	上端部	下端部
0.00~0.50	4.350×10^{10}	5.290×10^7	1.470×10^8
0.50~0.75	4.130×10^{10}	9.870×10^7	1.420×10^8
0.75~1.25	1.960×10^{10}	5.710×10^9	2.170×10^{10}
1.25~1.75	1.170×10^9	3.540×10^9	1.330×10^{10}
1.75~2.25	6.170×10^8	4.780×10^4	1.790×10^5
2.25~2.75	3.580×10^7	1.470×10^2	5.460×10^2
2.75~3.50	3.990×10^6	0.000×10^0	0.000×10^0
3.50~6.00	3.920×10^2	0.000×10^0	0.000×10^0

表4 II区 γ 源项 (单个乏燃料组件, 冷却1年, 单位: $\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

Table 4 Gamma source in region II (single spent fuel assembly, cooling time 1 year, unit $\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)

能量范围 / MeV	活性段	上端部	下端部
0.00~0.50	4.230×10^{10}	6.870×10^7	1.880×10^8
0.50~0.75	5.360×10^{10}	1.030×10^8	1.460×10^8
0.75~1.25	2.370×10^{10}	7.640×10^9	2.810×10^{10}
1.25~1.75	1.530×10^9	4.920×10^9	1.780×10^{10}
1.75~2.25	5.340×10^8	6.660×10^4	2.400×10^5
2.25~2.75	4.020×10^7	2.050×10^2	7.330×10^2
2.75~3.50	4.590×10^6	0.000×10^0	0.000×10^0
3.50~6.00	6.390×10^2	0.000×10^0	0.000×10^0

2.2 屏蔽材料成分

本文采用材料成分均匀化的方法, 考虑模型中每个区域仅用一种材料均匀填充。假定某区域内共含有 n 种元素, 第 i ($i \leq n$) 种元素的总质量为 m_i , 该区域的总体积为 V , 则该区域的材料定义为由 n 种元素组成的纯净物, 其中第 i ($i \leq n$) 种元素的元素密度为 $\rho_i = m_i \cdot V^{-1}$ 。

通过材料成分均匀化的方法, 可以定义出混凝土墙壁、屏蔽水层、不锈钢闸门和乏燃料水池外的空气这几项主要的屏蔽材料的成分。其中乏燃料水池四周和底部的墙体材料为混凝土, 乏燃料水池内除去乏燃料组件区的其余

位置均由水填充。出于保守性, 不考虑格架的屏蔽效果。此外, 转运通道和装载通道配备有 8 mm 厚的不锈钢闸门, 其余部分以及乏燃料水池外均为空气。表 5 给出了上述四种屏蔽材料的主要元素密度。

表5 四种屏蔽材料的主要元素密度

Table 5 Atomic density of fundamental elements in four shielding materials

元素	单位: $\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$			
	混凝土	水	不锈钢	空气
氢	0.0121	0.1111	0	0
氧	1.2093	0.8889	0	0.0013
铝	0.0448	0	0	0
硅	0.9052	0	0	0
钙	0.1598	0	0	0
铬	0	0	1.4080	0
铁	0.0102	0	5.5943	0
镍	0	0	0.7702	0
钴	0	0	0	0
铀	0	0	0	0

2.3 γ 射线注量率 - 剂量率转换因子

本文使用的转换因子源自《用于光子外照射放射防护的剂量转换系数》(GBZ/T 144—2002)^[8]。表 6 给出了计算选取的 8 能群的 γ 射线注量率 - 剂量率转换因子。

表6 γ 射线注量率 - 剂量率转换因子

Table 6 Conversion coefficient from photon fluence to dose rate

光子平均能量 / MeV	γ 射线注量率 - 剂量率转换因子 / $(\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}) \cdot [\gamma^{-1} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})]$
0.2500	0.005400
0.6250	0.012807
1.0000	0.018720
1.5000	0.024840
2.0000	0.030960
2.5000	0.035460
3.1250	0.040995
4.7500	0.053910

3 计算结果与分析

3.1 计算工况

采用上述模型和输入参数计算A点的剂量率,当考虑乏燃料水池内装载的所有乏燃料组件均为冷却4天的乏燃料组件时,A点剂量率的计算结果达到了 $461 \mu\text{Sv/h}$,大大超过白区的限值($7.5 \mu\text{Sv/h}$)。计算结果表明:在这种保守的计算工况下,A点的剂量率超过了相应的辐射分区的要求。

为满足辐射分区要求,本文分析以下三个因素对A点剂量率的影响,从而为优化参考电站的乏燃料组件布置方案提供参考。

(1)放射性源项。乏燃料组件的冷却时间越长,其 γ 衰变的活度越低,在其他条件相同的情况下,乏燃料组件在A点产生的剂量率越低。

(2)剂量点到放射源的距离。剂量率随着剂量点到放射源距离的增加而衰减,越远离乏燃料水池组件区的位置剂量率越小。

(3)屏蔽材料。对于乏燃料水池而言,水是一种主要的屏蔽材料,屏蔽水层的厚度直接影响乏燃料水池周围的剂量率。增大乏燃料组件与乏燃料水池侧墙之间的屏蔽体水隙的厚度将有助于减小A点剂量率。

3.2 乏燃料水池侧墙外的剂量率敏感性计算

3.2.1 乏燃料组件冷却时间对剂量率的影响

本节考虑将组件II区的60个乏燃料组件替换为冷却1年的乏燃料组件,而其余组件区仍然贮存冷却4天的乏燃料组件,由此研究冷却时间对A点剂量率的影响。该贮存方案和原贮存方案在A点处产生的剂量率对比见表7。

表7 乏燃料组件冷却时间对A点剂量率的影响

Table 7 Influence of cooling time of assemblies on dose rate at point A

冷却时间	A点剂量率/ ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	分区要求	是否 超限
全体组件冷却 4天	461	白 ($<7.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	是
II区组件冷却 1年,其余组件 冷却4天	6.28	白 ($<7.5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	否

计算得知,当组件II区贮存冷却1年的乏燃料组件,其余区域仍然贮存冷却4天的乏燃料组件时,A点剂量率小于 $7.5 \mu\text{Sv/h}$,满足白区的辐射分区要求。因此,该方案用于解决A点剂量率超限问题是可行的。并且,该方案只需将I区已经冷却1年的乏组件移至II区,无须更改乏燃料水池的设计方案,因此,该方案也具有较好的易操作性。同时,该方案不会降低乏燃料水池的贮存能力,也无须额外的乏燃料水池改造支出,因此经济性也是该方案的优点之一。综上所述,在靠近乏燃料水池侧墙处贮存冷却时间更长的乏燃料的方案兼具可行性、良好的操作性和经济性,是解决核电站乏燃料水池侧墙外剂量率超限问题的首选方案。

3.2.2 放射源与剂量点之间的距离对剂量率的影响

增大与放射源之间的空间距离是辐射防护工作中常见的防护措施,远离放射性较强的放射源可以保证工作人员接受的辐照剂量不超过限值。在使用QAD-CGGP程序进行剂量率计算时,将A点的位置移动至距离乏燃料水池侧墙更远的位置来研究源与剂量点之间的距离对剂量率的影响。A点初始位置距离侧墙外侧30 cm,本节接着计算了距离侧墙外侧50 cm、100 cm、200 cm和500 cm处的剂量率,结果列于表8。

表8 放射源与剂量点之间的距离对A点剂量率的影响
Table 8 Effect of the distance between source and point A on the dose rate at point A

剂量点到墙壁外 侧的距离/cm	A点剂量率/ ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	分区要求	是否 超限
30	461	白 ($<7.5 \mu\text{Sv/h}$)	是
50	456	白 ($<7.5 \mu\text{Sv/h}$)	是
100	440	白 ($<7.5 \mu\text{Sv/h}$)	是
200	382	白 ($<7.5 \mu\text{Sv/h}$)	是
500	209	白 ($<7.5 \mu\text{Sv/h}$)	是

可以发现,随着剂量点到放射源的距离的增加,A点剂量率减小,但是即使在远离乏燃料水池墙壁外侧5 m处,剂量率仍然远远大于白区的剂量率限值。因此,增大剂量点与放射源之间距离的方案对于解决A点剂量率超限问题不可行。

3.2.3 水隙厚度对剂量率的影响

空出最靠近侧墙的若干排组件既增加了屏蔽体水隙的厚度,又增大了A点到最靠近侧墙的放射源的距离。这两方面对减小A点剂量率都是有帮助的。本节研究留空最靠近侧墙的若干排组件时,组件与侧墙之间的水隙厚度的变化对A点剂量率的影响。图4给出了分别留空前四排组件造成水隙厚度变化的示意图。

表9给出了空出最靠近墙壁的1~4排组件时,不同的水隙厚度对应的A点剂量率的变化情况。

当空出前四排组件时,A点剂量率为 $2.83 \mu\text{Sv/h}$,小于白区的限值 $7.5 \mu\text{Sv/h}$,满足辐射分区要求。因此,通过空出最靠近乏燃料水池侧墙的前四排组件使得A点剂量率满足白区要求是可行的。同时,该措施不涉及对乏燃料水池设计方案的改造,只是在乏燃料水池中留空四排组件的位置不贮存任何乏燃料组件,工程量较小,良好的可操作性也是其优点之一。

但是,从经济性角度考虑不推荐该方案,因为空出前四排组件等同于减少了40个乏燃料组件贮存单元,造成乏燃料水池的贮存能力降低。

表9 水隙厚度变化对A点剂量率的影响

Table 9 Dose rate at point A with different thickness of water sheet

工况	水隙厚度 / cm	A点剂量率 / ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	是否 超限
全体组件	27.7	461	是
留空第一排组件	55.7	125	是
留空前两排组件	83.7	34.4	是
留空前三排组件	111.7	9.71	是
留空前四排组件	139.7	2.83	否

4 结论

本文的主要分析结论如下:

(1) 在乏燃料水池组件II区贮存冷却1年的乏燃料组件,其余区域贮存冷却4天的乏燃料组件的方案操作简单,既能保证乏燃料水池侧墙外剂量率不超过限值要求,又保留了乏燃料水池的组件贮存能力,是解决核电厂乏燃料水池侧墙外剂量率超限问题的首选方案。

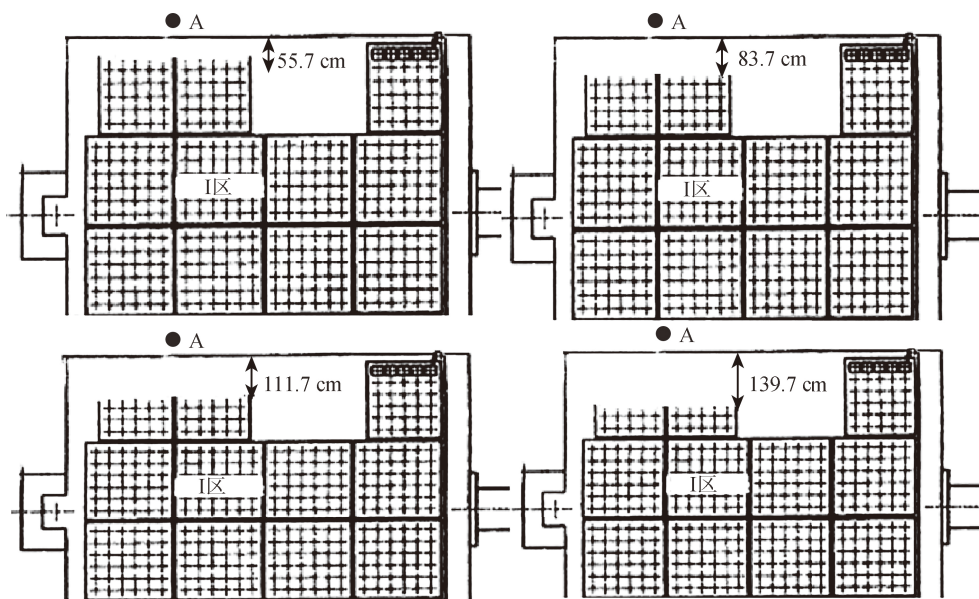


图4 留空前1~4排组件对应水隙厚度

Fig.4 Thickness of water sheet when leaving empty cells in the first four rows

(2) 越远离乏燃料水池组件区的位置剂量率越小, 但即使限制现场工作人员距离乏燃料水池墙壁 5 m 以上剂量率仍然超限, 通过增大与源之间的空间距离的方案解决核电站乏燃料水池侧墙外剂量率超限问题不可行。

(3) 留空最靠近乏燃料水池侧墙的前四排组件可使 A 点剂量率满足白区要求, 但该方案造成乏燃料水池的贮存能力降低, 不推荐该方案。

参考文献

- [1] 张普忠, 邵增, 毛亚蔚, 等. 压水堆核电站乏燃料组件源项计算分析 [J]. 原子能科学技术, 2013, 47 (S): 192-196.
- [2] 李高峰. 核电站乏燃料水池空间剂量率分布的 MC 研究和安全分析 [D]. 成都: 成都理工大学, 2012.
- [3] 王耀东, 宫爱成, 许洁, 等. CPR1000 机组乏燃料水池相关工艺系统安全改进研究 [J]. 核动力工程, 2013, 34 (S2): 77-80.
- [4] 沈佳宇. 福岛事故后增强乏燃料贮存水池补水能力改进分析 [A]. 中国核学会. 中国核科学技术进步报告 (第四卷) —— 中国核学会 2015 年学术年会论文集第 10 册 (核安全分卷) [C]. 中国核学会, 2015: 5.
- [5] 范坤良, 马太义, 徐成军. 乏燃料水池多样性补给分析 [J]. 科技视界, 2016 (12): 251+239.
- [6] 杨腊腊, 刘省勇, 杨煦, 等. 乏燃料操作大厅的剂量场随屏蔽水位的变化研究 [J]. 辐射防护, 2021, 41 (02): 112-118.
- [7] 国家质量监督检验检疫总局. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准: GB18871-2002 [S]. 北京: 国家质量监督检验检疫总局, 2002.
- [8] 卫生部. 用于光子外照射放射防护的剂量转换系数: GBZ/T 144-2002 [S]. 北京: 卫生部, 2002.

Sensibility Analysis on Dose Rate Behind Side Walls of the Spent Fuel Pool in a PWR Nuclear Power Plant

Yang Xu¹, Cai Beiguo², Zhu Lei², Yang Lala¹, Chen Qiuyang¹

(1. Suzhou Nuclear Power Research Institute, Suzhou, 215004, China; 2. Fujian Ningde Nuclear Power Co. Ltd., Ningde, 352000, China)

Abstract: At present, the spent fuel pool of CPR1000 pressurized water reactor (PWR) nuclear power plant, where 4.45% enriched fuel assemblies with short cooling time are stored near the side wall, may have the problem that the dose rate outside the side wall of the spent fuel pool exceeds the dose rate limit. In order to provide effective guidance for the radiation protection of the power plant and to improve the usage of the spent fuel pool, it is necessary to carry out a sensitivity analysis of the factors affecting the dose rate outside the side wall of the spent fuel pool. Three factors are calculated and analyzed by using the point kernel integration program QAD-CGCP, to evaluate the impact of the spent fuel assemblies' cooling time, the distance between the dose point and the radioactive source, and the thickness of the water sheet between the first row of assemblies and the side wall. The source term of the spent fuel assembly with 4.45% enrichment of a typical CPR1000 unit, the structure of the spent pool and the shielding characteristics of various materials are used in the calculation. Calculation results show that emptying the first four rows of assemblies closest to the side wall of the spent pool, or storing the spent fuel assemblies with longer cooling time (much longer than the current cooling time of 4 days) near the side wall can make the dose rate outside the side wall of the spent fuel pool satisfy the dose rate requirements. In order to ensure that the dose rate outside the side wall of the spent fuel pool does not exceed the limit, the results of this calculation can provide guidance for nuclear power plants to select the optimal spent fuel assemblies storage plan.

Key words: spent fuel pool; dose rate; QAD-CGCP program

(责任编辑: 徐晓娟)

刘文元,袁成.核应急能力提升的新管理模式[J].核安全,2024,23(6):36-40.

Liu Wenyuan, Yuan Cheng. Exploring the Path to Improve Nuclear Emergency Response Capabilities [J]. Nuclear Safety, 2024, 23 (6): 36-40.

核应急能力提升的新管理模式

刘文元,袁成*

(福建宁德核电有限公司,福鼎 355200)

摘要: 本文以某核电厂为例,阐述了基于卓越绩效的管理模式^[1],以及从组织领导、过程控制、资源支持、测量与评估、持续改进、数字化应用等多维度开展核应急工作的深化改革,搭建了核应急工作“一核三力四闭环”新的管理模式。实践结果表明,新型管理模式的应用提升了核应急管理能力和水平,保障了核应急工作的有效性。

关键词: 核应急; PF改进项; 应急指标; 应急指挥系统

中图分类号: X507 **文章标志码:** X **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0036-05

2011年3月,福岛核电站因地震和海啸导致失去外部电源和几乎全部的厂内交流电源,大量放射性物质从福岛第一核电厂中释放并扩散。2022年2月俄乌冲突爆发后,扎波罗热核电站区域多次遭到炮击,弹片落在正在运行机组附近,引发局部火灾,造成电力变压器和两个备用变压器损坏,一个反应堆机组受影响,应急保护系统启动。面对21世纪两个重大核安全事件,不禁让核电从业者再次思考^[2],如何确保核应急作为最后一道防线的有效性,如何持续维持并提升我国的核应急能力。本文通过介绍和分析我国某核电厂搭建新型核应急工作管理模式,以期探索提高我国核应急管理水平和

心,三力即岗位支撑力、设备保障力、科技引领力,四闭环即通过监督体系、指标评价、分析与改进、奖惩考核,实现应急管理的能力闭环、自我革命、循环上升^[3]。新模式实施后,解决了一系列长期存在的制约应急工作能力提升的老大难问题,全面提升了核应急管理水平和

1 管理模式

某核电厂参照卓越绩效的管理模式,结合核应急工作实践,从组织领导、设备改进、测量分析与评估、数字化应用等几个方面开展了核应急工作的深化改革,搭建了核应急工作“一核三力四闭环”新型管理模式,一核即组织领导核



图1 应急管理模型

Fig.1 Emergency management model

收稿日期: 2024-05-08 修回日期: 2024-10-17

作者简介: 刘文元(1975—),男,高级工程师,现从事核安全独立监督、执照申请、职业安全、质保及环保领域的管理工作

*通讯作者: 袁成, E-mail: 343809700@qq.com

1.1 组织领导核心

应急管理覆盖核电各相关部门,应急响应期间会成立完善的核应急组织,但在日常应急准备期间缺少明确的组织决策体系,应急工作的决策更多依靠公司层会议,缺少二级决策机制,不利于应急问题的快速决策、持续改进。某核电厂在应急管理形式上积极探索,按照项目管理的运作模式,以应急管理为核心在安质环委会下建立基地应急管理专项小组,打破各部门组织界限,解决应急管理老大难问题,包括决策流程不完善、应急领域监督力度不足、经验反馈机制不完善、协作组织不完善等。

专项小组主任由公司级领导担任,设置各部门协调员和各应急岗位负责人,同时融合福岛事故改进项(以下简称 PF 改进项)管理小组,每季度定期召开会议,将应急准备工作组织化运作。该组织运作优化后,两年时间内已解决五十余项应急管理问题,并在核应急领域同行内得到了推广。

1.2 三种支撑力

1.2.1 岗位支撑力

为解决部分应急岗位人员存在能力不足、响应水平参差不齐的情况,使核电厂能常态化维持和提升应急响应人员能力,核电厂先试先行,充分借鉴运行执照操作员的优秀培养选拔机制,建立了一整套应急人员岗位能力提升方案。

方案主要包括:一是明确应急岗位担当资质,如部分岗位要求具有运行反应堆执照人员;二是核心岗位提高准入门槛,通过制度使各级管理层和业务骨干加入应急岗位中,技术支持组组长岗位资质全部改为持有或曾经持有高级操纵员执照的人员,以提高机组堆芯损伤评价、事故后果预测、严重事故缓解的岗位能力;三是制定多维度岗位技能清单,立足岗位需求全面梳理本岗位应知应会清单,并固化到程序中作为应急人员的授权条件之一;四是实施基于选拔机制的证照管理,通过培训、演习、口试、授权等多种手段全面考察专业技能和应急技能,选取最优秀的人员;五是建立应急人员评价体系,

设立明确的应急人员淘汰退出机制和激励奖惩机制。通过以上多措并举,使优秀的骨干力量加入应急队伍中,应急人员能力大幅提升,获得多家同行单位借鉴学习,组建了一支“召之即来,来之能战,战之能胜”的应急队伍^[4]。

1.2.2 设备保障力

根据应急工作的需要,核电厂对 PF 改进项设备进行优化改进,共计改进提升 10 余项,提升了应急设施设备的可靠性和操作的便利性,大幅提升了应急期间管理效能。本文以下面 3 个改进项为例具体说明。

注水补水方式的优化改进^[5],主要为:一是将原先需在应急响应期间临时铺设的管线预先铺设并固化,如将核岛/常规岛除盐水分系统(以下简称 SED/SER 系统)水箱 DN350 管道进行了改造固化,直接减少大管道搬运工作(图 2)。



(a) 改造前管道铺设



(b) 改造后固定接口

图 2 SED/SER 系统水箱 DN350 管道固化前后比较
Fig.2 Comparison of SED/SER DN350 pipeline before and after curing

核电厂通过一次侧临时注水及安全壳临时喷淋管线延伸改造,将接口由铁丝网内部改造至外部,改造后临时铺设的金属编织管仅剩 3 根,比原来的 14 根减少了 78.6%(图 3)。



(a) 改造前人力搬运

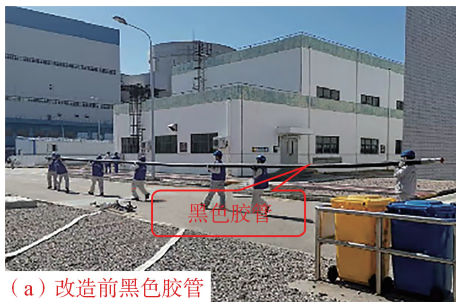


(b) 改造后直连

图3 一次侧注水延伸改造前后比较

Fig.3 Comparison before and after the primary water injection extension renovation

应急补水管线轻量化^[6],如:核电厂采用20 m消防水带替代17.5 m黑色胶管,替代后执行乏燃料水池演练,管线铺设仅需1小时,缩短了约66.7%的时间,人力需求由原来的16~20人减少到7~10人,减少了约50%的人力(图4)。



(a) 改造前黑色胶管

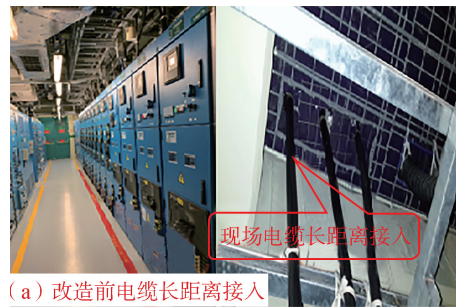


(b) 改造后消防水带

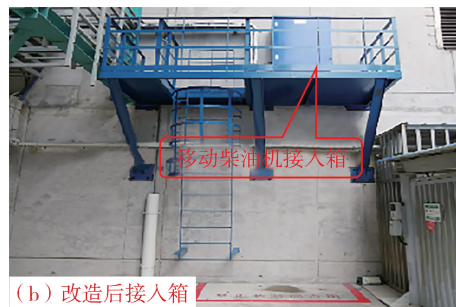
图4 应急补水管线轻量化前后比较

Fig.4 Comparison before and after lightweight of emergency water refill pipeline

移动电源连接方式优化改进。核电厂实施了以下优化改进:对6.6 kV移动柴油机接入箱进行了改造,应急时电缆拉接由原来的15人耗时3个小时优化至2人耗时10分钟,整个接入过程也由原来的15人耗时4~5小时,优化至6个人耗时1个小时(图5)。同时,在开关站和应急指挥中心新增380 V移动柴油机接入箱,380 V移动柴油车电缆轻量化,新增PF潜水泵用380 V移动电源车供电的连接部署,这些改进均有利于移动电源的快速接入。



(a) 改造前电缆长距离接入



(b) 改造后接入箱

图5 6.6 kV 移动柴油机接口优化前后比较
Fig.5 Comparison before and after interface optimization of 6.6 kV mobile diesel engine

1.2.3 科技引领力

为深入贯彻落实习近平总书记关于促进数字经济和实体经济融合发展的重要指示精神,落实党中央国务院关于深化新一代信息技术与制造业融合发展、打造数字经济新优势等决策部署,核电厂应急管理争当数字化转型的急先锋。从智能化的角度出发,建成了“沙盘式调度指挥决策平台”,实现了响应流程电子化、应急决策智能化、应急指挥可视化,聚合了整个应急响应期间所需的包括机组状态、应急状态、抢修任务跟踪、应急资源展示、人员撤离情况等信息,为应急

响应提供了直观的综合信息展示平台^[7]。

上线“和安通”应急集合清点系统,提高人员清点及时性、准确性。主要方案一是通过对基地人员数据的精准掌控,建立了准确的人员基础数据库,每人获取唯一的基地电子身份证,并通过系统建立清晰的人员信息及安全责任管理链条,包括本人、接口人、网格员、公安四级责任主体。二是针对不同的车辆、集合点,设置唯一的场所识别二维码。三是通过个人电子标签,通过扫描场所码的方式,实现精准的人员在厂数量信息、集合清点人员数量信息、已登车撤离人员信息、尚未集合清点人员、待撤离人员信息等,后勤人员可根据该系统的实时数据,做到交通资源的精准匹配和调度。该系统在不影响通行效率的情况下,仅通过手机扫码的方式,快速高效简洁地完成了人员信息的精准统计,提升了应急清点撤离效率^[8]。

1.3 四种闭环措施

1.3.1 监督体系

应急工作覆盖核电厂的方方面面,只有建立了科学合理的测量、分析、评价、改进、奖惩机制,方能不断探知异常问题、分析应急弱项、对标提升应急能力。对核应急相关专业的应急履职监督通常是各核电厂管理的薄弱环节。

应急监督体系作为公司整体应急能力维持、发现问题、持续改进的重要抓手,行业内首创应急领域联合监督机制,依托公司应急管理小组,联合各部门对应急领域设施设备,演习演练及 PF 改进项等进行联合监督检查,发现问题隐患,并提出改正和优化方向^[9]。

实施分类监督机制:核电厂结合应急工作特点,建立了三种监督方式,实现了监督的全覆盖。体系监督重点检查文件有效性、组织有效性、培训有效性等;专项监督重点检查演练演习、设施设备、PF 改进项等重大专项的管理现状;日常监督重点聚焦各部门组织有效性、演习有效性、值班管理有效性等相关方面。

整合应急监督资源:针对应急从业人员能力单一、专项能力不足的问题,核电厂充分整合监督力量,以应急科人员为牵引,各应急岗位骨干人员积极参与,主要领导带队指挥,组建联合

监督队伍,对各应急领域开展监督评价工作。

1.3.2 指标评价

应急评价指标作为反映应急水平和问题的直观展示,应能充分展示整体水平和具体问题。原行业通用指标仅包括 3 个结果性考核指标,即 EP01(应急响应组织的训练和演习成绩)、EP02(应急响应组织的演习参加情况)和 EP03(应急通信系统的可靠性),该指标体系,主要是作为正向的结果性管理指标,难以有效反映应急准备过程中各维度的偏差状态,不利于应急工作的持续改进。

核电厂通过对应急工作全维度、全过程、全组织的偏差分析和经验总结,编制出更能反映应急偏差状态的指标管理体系。新体系将指标分为 4 个维度(应急值班、应急演习、应急培训、应急设施设备)、14 个部门,共 25 个分解指标,每个维度中既有正向指标,也充分考虑负向指标内容,可充分反映出各部门应急管理水平、各专项管理水平、各应急岗位能力水平^[10]。

1.3.3 分析与改进

根据历次演习和监督检查结果,编制应急错题集,按照岗位和类别进行分类,开展根本原因分析,探知到重发类、系统类、技能类、设施设备类等问题,并开展根本原因分析。

根据根本原因分析结果,开展程序升版、设施改进、系统升级、能力提升、专题研讨等措施^[11],旨在消除隐患,逐步提升。

1.3.4 奖惩考核

为提升公司应急管理水平,激励保障应急管理先进的管理团队和个人,营造人人都是最后一道安全屏障的良好氛围,持续加强核应急管理工作,核电厂特编制了应急考核管理规定^[12]。

在激励方面设置应急专项奖、应急管理优秀部门和应急管理优秀个人等奖项,并明确具体的加分规则、评奖细则,旨在激励先进、鼓励提升。在处罚方面设置了偏差类和违规类,共计 30 余项扣分指标,旨在保持应急能力常备不懈。

2 分析与思考

通过上述分析,我们可以看到,核应急管理

的改进提升是一个系统性过程,需要从多个角度综合施策,包括组织管理、人才培养、设施改造、数字化应用、监督评价等方面,方能实现更加高效、科学、持续提升的核应急管理体系。

核应急工作“一核三力四闭环”的管理模式既可应用于各应急要素的查漏补缺、持续改进,又可应用于应急工作日常监督评价、以查促改,是对持续维持并提升应急能力的重要探索。

3 结论

核应急工作是核事故发生时必须采取的紧急措施,旨在最大限度地减少人员伤亡和财产损失,对于保护人员安全、环境和公众健康以及国家安全都具有重要意义。保持常备不懈的核应急能力是核应急工作的核心,通过“一核三力四闭环”的管理模式,定期对应急要素开展测量、分析与改进,是发现问题、持续改进的重要举措,是核电厂保持卓越的核应急能力的重要方法。

参考文献

[1] 陆兵. 企业实践卓越绩效评价准则的探讨[J]. 质量与标准

化, 2014(08).

[2] 邹旸, 邹树梁. 我国核应急发展现状与前沿动态研究[J]. 中国核电, 2020, 13(01): 114-119.

[3] 我国核电厂应急指挥部构建探讨[J]. 核安全, 2018, 17(01): 52-57.

[4] 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(03): 11-16.

[5] 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(04): 44-50.

[6] 新型应急补水装置在核电厂的应用[J]. 核安全, 2016, 15(03): 42-47+78.

[7] 核事故应急演习模式的探索[J]. 核安全, 2016, 15(02): 41-45.

[8] 我国核应急能力建设不断完善[N]. 中国能源报, 2023-09-04(005).

[9] 中国核应急领域发展态势研究[J]. 环境科学与管理, 2024, 49(03): 78-82+88.

[10] 陈志刚, 仲崇军, 吕华权, 等. 核电集团公司核应急支援能力建设探索[J]. 中国应急管理科学, 2020(11): 4-9.

[11] 黄世耀. 浅谈核电厂事故的应急响应决策[J]. 海峡科学, 2020(05): 33-35.

[12] 姚斌. 为实现中国梦提供坚强支撑保障——新时代做好核应急工作的思路与对策[J]. 中国核电, 2019, 12(01): 7-10.

Exploring the Path to Improve Nuclear Emergency Response Capabilities

Liu Wenyuan, Yuan Cheng*

(Fujian Ningde Nuclear Power Co., Ltd., Fuding 355200, China)

Abstract: Taking a nuclear power plant as an example, this paper describes the management model based on excellent performance, and the deepening reform of nuclear emergency work from the perspectives of organizational leadership, process control, resource support, measurement and evaluation, continuous improvement, digital application, etc., and builds a new management model of “one nuclear, three forces and four closed loops” for nuclear emergency work. The practical results show that the application of the new management mode improves the level of nuclear emergency management ability and guarantees the effectiveness of nuclear emergency work.

Key words: nuclear emergency; PF improvement items; emergency indicators; emergency command system

(责任编辑: 梁 晔)

韦敏,段红卫,黄素贞,等.核质量保证在聚变实验装置建设项目中的应用研究[J].核安全,2024,23(6):41-46.

Wei Min,Duan Hongwei,Huang Suzhen,et al. Research on the Application of Nuclear Quality Assurance in the Construction Project of Fusion Experimental Facility [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(6):41-46.

核质量保证在聚变实验装置建设项目中的应用研究

韦敏¹, 段红卫², 黄素贞¹, 苏津津³, 高建¹, 田佳树^{3,*}, 李巨峰², 吴皖燕¹

(1. 中国科学院合肥物质科学研究院等离子体物理研究所, 合肥 230001; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 3. 合肥综合性国家科学中心能源研究院(安徽省能源实验室), 合肥 230001)

摘要: 聚变能资源丰富、清洁安全, 是世界公认的人类未来终极能源, 各发达国家正加速推进聚变能商业化的应用进程。聚变能实验装置是可控核聚变从科学研究向工程转化的重要环节, 为未来聚变堆提供集成实验验证平台。本文基于聚变实验装置建设项目的特点, 分析核质量保证要求在聚变实验装置建造过程中的适用性, 并以 ISO 9001 质量管理体系标准要求为基础, 引入和借鉴核质量保证要求及其管理工具和方法, 探索构建适用于聚变实验装置建设过程的质量管理体系, 为未来聚变工程堆和商业堆的建造质量保证提供强有力的基础。

关键词: 核质量保证; 聚变实验装置; 质量管理体系

中图分类号: C931.2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0041-06

聚变能资源丰富、高效、安全、无高放射性废物, 是人类理想的清洁能源, 可控核聚变作为我国核能发展“三步走”战略的最终阶段^[1], 是解决未来能源问题的重要途径之一。聚变实验装置是研究验证未来聚变堆关键科学技术和工程问题的集成实验验证平台, 在可控核聚变实现商业化应用发展路线中具有重要地位。在当前可控核聚变从科学研究向工程转化的临界点, 针对聚变实验装置的特点, 开展其建造过程的质量管理研究, 分析核质量保证要求在聚变实验装置建设中的适用性, 在 ISO 9001 质量管理体系的基础上, 借鉴 HAF 003 核质量保证的关键管理要素以及核电厂对安全重要物项和服

务的管理工具和方法, 构建融合的适用于聚变实验装置建造过程的质量管理体系, 可为进一步形成聚变相关系统的质量管理和检测验收准则提供保障, 为未来聚变商用堆建造质量保证奠定基础。

1 聚变实验装置建设项目的特点

在磁约束聚变能发展战略中, 聚变实验装置处于科学可行性与工程可行性的过渡阶段, 以等离子体物理实验和科学技术验证为主, 其目标是实现氘氚等离子体燃烧、聚变能量增益 ($Q > 1$), 集成验证聚变堆各项单元技术, 演示聚变能发电, 解决聚变能发展面临的关键科学与

收稿日期: 2024-08-23 修回日期: 2024-12-09

作者简介: 韦敏(1987—), 女, 现从事项目管理、核安全管理工作

*通讯作者: 田佳树, E-mail: tianjiashu@ie.ah.cn

工程问题。聚变实验装置是一个复杂巨系统,具有大科学装置的复杂性和集成性,是探索型项目,其主要特点如下。

1.1 具有科研与工程双重属性

聚变实验装置是聚变发展进程中极为重要的一环,是进行科学研究与技术论证的开创性探索实验过程,属于科学研究项目,具有探索性、不确定性和创新性等特点^[2]。而聚变实验装置的建造是工程项目,有资源、进度和质量约束,需明确各项关键技术指标及要求。因此要平衡两种属性的差异,需采用具有灵活性和针对性的质量管理手段和方法,在探索实验过程中逐步形成聚变相关系统的质量验收准则及质量检验方法与标准。

1.2 多学科交叉,复杂巨系统

聚变实验装置是聚变能应用和科学发展研究的重要实验平台,是集聚技术创新资源的载体,涉及磁体、真空、控制、辐射防护、诊断、低温、电源等多学科领域^[3],交叉性强,具有技术密集型、人才密集型的特点。聚变实验装置由多个大系统组成,每个大系统进一步分级为若干个小系统,各系统之间、系统内部存在密切的相互作用,同时与园区建筑、政府主要监管部门等关联密切,技术接口与管理接口众多,建设规模大,建设周期长,是一个复杂巨系统。

1.3 涉及核材料,考虑核安全问题

聚变实验装置将采用氘-氚作为原料,实现氘氚聚变反应,达到等离子体点火燃烧条件,获得氘氚聚变功率。氚作为核材料,我国对其实施管制,氚也是聚变放射性的主要来源,与前期研究的等离子体物理实验装置(如东方超环、中国环流器二号M装置等)相比,聚变实验装置会涉及核材料使用以及核与辐射安全问题。

2 核质量保证要求在聚变实验装置建造过程中的适用性分析

HAF 003《核电厂质量保证安全规定》是核质量保证体系的主要文件,由国家核安全局正式发布,具有强制性,旨在确保核电厂的安全运行和管理,提出核电厂全生命周期质量保证大

纲的原则与目标,适用于核电厂安全重要物项以及对这些物项和服务质量有影响的工作或活动^[4],强调分级控制、按物项/服务对核安全的重要性采用不同的控制水平和验证方法。

2.1 核质量保证

在核质量保证体系中,质量保证是通过确保所有项目活动都是在有计划、成体系和可控的方式下完成核电项目管理的方法,正确执行项目活动,避免或及时发现并纠正核电厂的设计、建造、调试和运行中的故障、错误和缺陷,以提供足够的“置信度”。质量控制则作为质量保证的重要组成部分,涉及所有为控制和测量某一物项、工艺过程及装置性能而实施的质量保证活动。

核质量保证的目的是通过确保质量来保证核安全,其质量管理模式是法治,在法治的环境下明确每个人的职能、责任、权限,各岗位按章执行,协调一致地实现质量要求和质量目标,进而确保核安全。其主要原则是实施有效管理,对各项影响质量的活动提出要求和措施,包括验证每一种活动是否已正确进行,出现不符合时是否采取必要的纠正措施等。核质量保证的主要管理理念包括PDCA(Plan-Do-Check-Act)循环、领导作用、全员质量保证、分级管理和全过程管理。

2.2 核质量保证体系与ISO 9001质量管理体系的对比

核质量保证体系与ISO 9001质量管理体系相比主要区别在于目的和适用范围。核质量保证体系是以质量求安全,通过对安全重要物项及服务的质量管理,达到设计预期目标,从而确保核安全,适用于核设施和活动,以项目实施的全生命周期的质量保证为主线,是核电行业的具体质量管理要求与细则。而ISO 9001质量管理体系以顾客满意为核心,致力于提升质量赢得市场和增加效益,通过质量管理来满足顾客提出的要求,广泛适用于各行业的产品和服务,重点强调组织的质量保证能力给客户提供的信心,是具有“普适性”的通用质量管理框架和原则。

表 1 HAF 003 法规与 ISO 9001-2015 标准主要区别

Table 1 The main difference between HAF 003 and ISO 9001-2015

对比项	核质保法规 HAF 003	ISO 9001-2015 标准
目的	以质量确保核电厂安全	以质量求市场和效益,满足顾客需求和期望
性质	强制性法规	推荐性标准
适用范围	核电厂及其他核设施,具有行业针对性	广泛适用于各行业的产品和服务,具有通用性
实施对象	对安全重要物项和服务的质量具有影响的各项工作	针对组织的管理与运行
资源保障	着重强调项目全过程管控,对人员提出要求,未提及环境与资源要求	理解组织所处的环境,从资源、能力、意识等方面提供支持保障
组织知识	经验反馈	要求识别并获得必要的知识,予以保持并进行更新
设计控制	1. 设计控制要求独立性验证; 2. 强调设计接口控制,以文件记录接口沟通信息; 3. 要求设计验证在最苛刻的设计工况下进行	无此类要求
采购控制	实施分级管控,要求供方向于供应商传递核质保体系的一致性要求	要求对供方分类管控,明确必要的验证活动,并为之沟通明确要求
检查和试验控制	要求制定检查和试验大纲,确定监管部门及各相关方检查点,按大纲执行并检查评价	无此类要求
成文信息	要求所有影响质量活动必须制定成文的程序、细则和图纸,并明确验收准则,按其执行	仅提出需要形成成文信息,并进行控制,未对程序、细则、图纸提出要求

2.3 核质量保证要求在聚变实验装置建造过程中的适用性

核质量保证的实施对象是核电厂和其他核设施,相比于聚变,裂变核电厂较为成熟,其核安全风险极高,采用强制性的核质保法规能有效保障其安全运行和经济效益。而聚变尚处于科学研究探索、解决关键科学技术和工程问题阶段,与裂变相比,聚变反应条件极为苛刻,一旦不满足约束条件即刻停止,不存在临界风险,具有固有安全性^[5]。聚变实验装置主要研究如何维持聚变反应,其使用核材料的量非常小,产生的放射性极为有限,其安全要求相对较低,从利益代价和推动新事物发展的角度分析,无须按照成熟的商用核电厂全面采用核质保体系实施管控,核质量保证的要求并不完全适用于聚变实验装置。

聚变实验装置的科研探索性决定了项目质量管理重点在于实施过程策划,保障资源支持与投入,确保质量管理流程的符合性。其工程属性则要求从设计到建设全过程严格管控,在

规定的时限内保质保量地完成工程目标,重点关注项目全生命周期的质量保证。因此,核质量保证按照 PDCA 的循环,发挥管理者作用,全员参与、实施项目全过程质量控制的管理理念适用于聚变实验装置建设项目。对于聚变实验装置建设的关键过程和安全重要物项,核质量保证采用的分级管理、采购控制、关键过程的物项和工艺控制、检查和试验控制等管理工具和方法同样适用。但对于各项管控的具体要求和管控深度,则需要结合聚变实验装置的特点进行适当调整,在确保项目质量的同时,不阻碍聚变的研究与发展。例如质保分级管理,核电厂以物项的安全功能为分级的主要依据,而聚变因其固有安全性,物项的安全重要性在质保分级的权重则有所降低。

3 应用核质量保证要求的聚变实验装置建设项目质量管理体系构建

为确保聚变实验装置建设过程中质量稳定可靠、核安全有效保障,基于聚变实验装置建设

项目的特点,以 ISO 9001 标准要求为基础,结合 HAF 003 核质量保证的特殊要求,借鉴其对安全重要部件及关键过程的管控流程和方法,构建 ISO 9001 与核质保规范相融合的质量管理体系,以实现“凡事有章可循、凡事有人负责、凡事有人监督、凡事有据可查”,既体现项目质量管理满足相关方的需求和期望,又符合核行业“以质量保障安全”的管理要求^[6]。

构建聚变实验装置建设项目质量管理体系以“项目实现过程为主线,管理支持全面保障”为指导思想,在明确组织机构和岗位职责权限的基础上,分解项目实现全过程识别各控制要素和质量关键控制点,结合项目特点提出相适应的管控要求,实现质量管理要求及质量控制点在项目过程中的全面显性化。同时,管理及支持过程重点围绕项目实现过程,实施体系评价、检查和改进,提供各种资源保障质量管理体系有效运行。

3.1 开展质量管理体系策划,确定总体要求

开展质量管理体系策划,明确质量保证体系的适用范围,包括适用对象、适用时间阶段、适用的组织和人员等。对质量管理体系提出全面性、适宜性、可执行性和有效性的总体要求,明确质量管理体系所依据的法律法规要求以及建立原则,表明管理者为实现既定目标提供计划、指导、资源和支持,执行者负责实现质量,验证者负责评定管理过程和工作执行情况的有效性,并制定、实施和保持项目质量

方针,策划并明确质量目标,传递至项目组成员及其他相关方。针对质量管理体系,单位的法定代表人需签署发布质量保证政策声明,对质量保证的执行、资源支持、人员授权等做出承诺。

3.2 发挥领导作用,明确岗位职责与权限

领导在质量管理体系中至关重要,负责制定质量方针、分配任务与资源、关键时期作出决策、能够推动质量管理体系的深入实施,确保其各项要求得到有效执行^[7]。在质量管理活动中,领导的作用主要体现在统一组织的宗旨和方向与内部环境,创造一个团结、高效且集体主义感很强的质量文化和环境,使全体成员充分参与质量管理的各项活动,从而达到预期目标。充分发挥领导作用能有效确保质量管理体系的有效性以及提供正确的指导和保证。建立质量保证的组织机构,明确各组织机构间的责任线,以及与组织机构图一致的所有相关部门和关键岗位的职责范围和权限,必须确保质量管理人员和部门有足够的权力和独立性实施质量监控工作,并具有直接向高层管理者或部门报告工作的渠道。

3.3 提供资源支持,保障质量管理体系有效运行

充足的资源支持是保障项目成功的关键,项目需配备足够数量且具备能力的人员,提供并维护所需基础设施、测量仪器和设备、信息和通信技术、所需的运行环境等资源,才能有效地

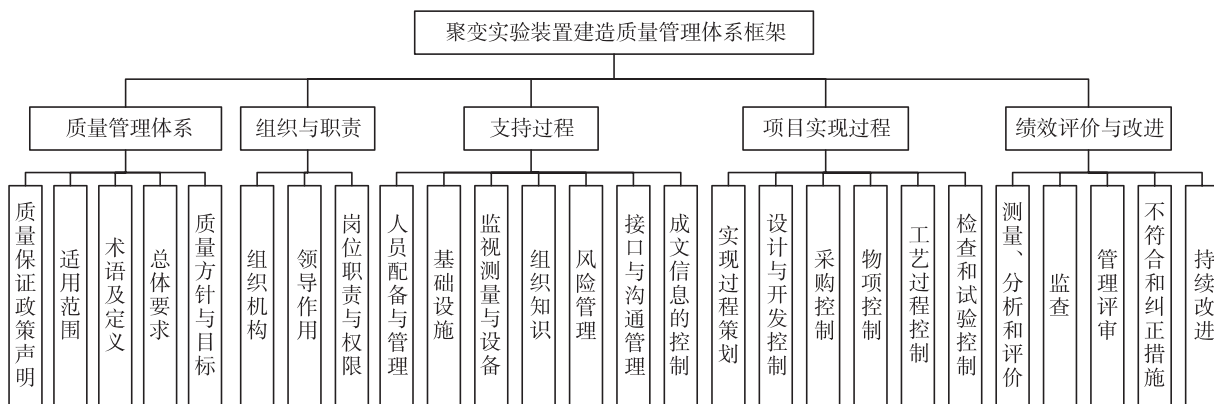


图 1 聚变实验装置建造质量管理体系框架

Fig.1 Quality management system framework of fusion experimental facility

实施质量管理体系。质量的核心在于人,人的素质决定工作质量,工作质量决定产品质量,因此项目配备的人员素质和能力,会直接影响项目的实施效果和最终质量水平。根据岗位职责和岗位能力要求选择合适的人,组织与工作活动相关的知识、技能和质量意识培训,并授权以确保相关人员胜任岗位。

同时,需建立项目风险管控程序,全面识别项目实施过程中的风险和机遇,分析发生概率与影响,制定并实施与风险影响相适应的应对措施,监视风险应对措施的有效性,分层级动态监控风险,确保风险可控。

对于影响安全重要物项的质量活动必须制定成文的程序、细则和图纸,包含适当的定量和(或)定性的验收准则,并实施定期审查和修订确保无遗漏。所有上述活动必须按照书面的程序、细则和图纸执行,形成足够使用的质量保证记录,要求与所记述的物项或服务相对应。

3.4 应用分级管控,实施项目全过程质量控制

分级管控是基于失效模式分析和风险评估,通过分级有效分配和协调任务、责任和资源,实现质量管理工作的系统化、精细化和标准化的机制。聚变实验装置是一个复杂巨系统,将使用少量的具有放射性的核材料开展验证实验。核聚变反应具有固有安全性,其主要安全功能是放射性包容和辐射防护,无核级设备,只有安全重要级和非安全级物项。为确保装置安全与可靠,在项目实现过程策划时充分应用分级控制机制,基于安全重要级物项的分级进一步实施质量分级、程序和文件分级、采购物项分级、过程监督与控制分级等,优化资源配置,做到有的放矢,精准控制。

在聚变实验装置建造过程中,根据 HAF 003 的要求对安全重要级的物项的设计与开发、研制、集成装配、检验与验收、测试活动、试验运行等过程进行全面的策划和控制,并有效组织各相关方开展质量控制活动。针对聚变实验装置复杂工程的过程控制,借鉴核质量保证的检查与试验控制方法,结合国际热核聚变实验堆(International Thermonuclear Experimental

Reactor, ITER) 的质量管理实践,采用制造与检测计划确定需检查的过程、要求和验收准则,基于关键质量特性,分级设置各相关方的质量控制点,以实现各相关方活动的有序放行和协同管控,实现可追溯性的同时保证全过程质量。

3.5 测量分析与评价,持续改进质量管理体系

制定质量管理体系绩效评价准则,策划项目监视、测量与分析评价方案,明确实施监视和测量的对象、时间和频次、测量数据分析方法,及时发现产品、过程和体系中存在的问题并加以改进,形成质量管理体系的自我完善机制。

监视、测量的数据来源主要包括检验检测记录、不合格信息、供应商信息、用户情况反馈等与产品质量有关的数据;与质量体系有关的信息,包括运行过程的监视和测量信息、审核记录和报告、质量管理评审记录和报告以及同类装置的国内外技术水平、竞争对手的产品和过程信息、行业动态信息等。利用分析结果对产品和服务的符合性、质量管理体系的有效性、外部供方的绩效等进行评价,识别体系、过程、产品和服务的改进机会,实施改进措施,以确保质量管理体系持续满足要求。

4 总结

核质量保证体系是核电行业发展实践过程中形成的一套行之有效的质量管理体系,基于聚变实验装置项目的特点,在聚变实验装置建造过程中引入核质量保证要求,借鉴核电厂质量保证的管理工具及方法,既有效保障聚变实验装置的产品质量,又有助于探索适合于聚变堆的质量管理要求和实践模式。

以 ISO 9001 标准要求为基础,引入 HAF 003 核质量保证的全过程质量管理的具体要求,从体系策划、组织机构、支持过程和实现过程等方面构建聚变实验装置建造过程的质量管理体系,同时开展测量、分析与评价,持续改进,为各系统设计研制与验证逐步形成一整套适合于聚变的质量管理规范及各系统部件的检测验收准则提供体系保障,为未来聚变工程堆和商业堆建设的质量保证提供支撑与基础。

本文获得合肥综合性国家科学中心能源研究院自主立项项目“22KZS306”的支持。

参考文献

- [1] 国家发展和改革委员会. 核电中长期发展规划(2005-2020年)[Z]. 北京: 国家发展和改革委员会, 2007: 10.
- [2] 西桂权, 付宏, 刘光宇. 中国大科学装置发展现状及国外经验借鉴[J]. 科技导报, 2020, 38(11): 6-15.
- [3] 刘永, 李强, 陈伟. 磁约束核聚变能研究进展、挑战与展望[J]. 科学通报, 2024, 69(03): 346-355.
- [4] 国家核安全局. 核电厂质量保证安全规定: HAF 003-1991[S]. 北京: 国家核安全局, 1991.
- [5] 刘伟, 钱天林. 聚变堆的核安全分析[J]. 中国核电, 2020, 13(6): 741-746.
- [6] 徐蒋明, 贾伟江, 黄兴鹏, 等. 基于融合式质量管理体系的核电科研项目质量保证实践[J]. 核标准计量与质量, 2020(04): 26-32.
- [7] 杨辉. 质量管理体系中领导作用的理解与实施[J]. 电子质量, 2006(03): 34-36.

Research on the Application of Nuclear Quality Assurance in the Construction Project of Fusion Experimental Facility

Wei Min¹, Duan Hongwei², Huang Suzhen¹, Su Jinjin³, Gao Jian¹, Tian Jiashu^{3,*}, Li Jufeng², Wu Wanyan¹

(1. Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230001, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China; 3. Institute of Energy of Hefei Comprehensive National Science Center (Anhui Energy Laboratory), Hefei 230001, China)

Abstract: Fusion energy is rich in resources, clean and safe, which is recognized by the world as the ultimate energy for mankind in the future. Developed countries are accelerating the commercialization of fusion energy. The fusion experimental facility is an important link in the transformation of controlled nuclear fusion from scientific research to engineering and provides an integrated experimental verification platform for future fusion reactors. It analyzes characteristics of fusion experimental facility construction projects and the applicability of nuclear quality assurance requirements for them. Then combined with ISO 9001 and nuclear quality assurance to construct a quality management system suitable for the construction process of fusion experimental facility, which will provide a strong foundation for the quality assurance of future nuclear fusion reactors and commercial reactors.

Key words: nuclear quality assurance; fusion experimental facility; quality management system

(责任编辑: 梁 晔)

李瑶,潘登,化新超,等.VVER 机组氙瞬态过程及控制策略分析研究[J].核安全,2024,23(6):47-54.

Li Yao, Pan Deng, Hua Xinchao, et al. Analysis and Research on Xenon Transient Process and Control Strategy in VVER [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(6): 47-54.

VVER机组氙瞬态过程及控制策略分析研究

李瑶¹, 潘登¹, 化新超¹, 黄鹏², 叶刘锁²

(1. 中核武汉核电运行技术股份有限公司 / 核动力运行研究所, 武汉 430223;
2. 江苏核电有限公司, 连云港 222000)

摘要: 为了分析 VVER 机组功率或控制棒棒位变化过程引起的氙振荡趋势并进行针对性控制, 本文基于田湾核电站 4 号机组第 4 循环实际情况, 通过 KASKAD 程序包计算了工作棒组在不同位置下的堆芯稳态轴向功率分布, 计算了单束控制棒动作时的径向功率分布, 分析了反应堆功率变化时氙导致的反应性引入随时间的变化, 通过调整工作棒组初始位置和最终位置的取值尽可能地降低功率变化带来的氙振荡对反应性的影响, 给出了功率调节前后工作棒组的建议棒位, 为机组运行人员提供参考。

关键词: VVER; 功率分布; 氙振荡; 反应性; KASKAD

中图分类号: TL382 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 06-0047-08

反应堆运行过程中, 平衡氙浓度与功率水平呈正相关, 同时氙具有负反应性效应。在功率升高后的初始阶段, 会出现氙消耗过程, 然后逐渐向新的功率水平下的平衡氙过渡; 而在功率突然下降时, 则会发生与前述相反的碘坑现象^[1-2]。因此, 当反应堆功率或控制棒棒位瞬变时, 会引起局部相对功率与氙浓度变化, 并产生相互作用, 引起局部功率与氙浓度振荡, 导致堆芯功率分布畸变, 堆芯局部温度过高, 可能突破燃料棒设计限值。相关理论研究及大型压水堆核电厂的运行实践^[3-7]表明, 循环初自由氙振荡是收敛的, 循环末则是发散的。通过适时移动控制棒组改变棒位、降低单次功率的变化量、选择合适的时间升降功率^[8], 均可有效地抑制氙振荡。本文介绍了田湾核电站 4 号机组第 4 循环堆芯控制棒布置, 计算了其在循环初 (beginning

of cycle, BOC)、循环中 (middle of cycle, MOC)、循环末 (ending of cycle, EOC) 的平衡态堆芯轴向功率分布, 并计算了其在循环末单束控制棒落棒时堆芯径向功率分布及氙振荡情况, 分析了循环末堆芯氙瞬态过程, 研究了反应堆功率变化前后工作组控制棒在不同位置组合下的氙振荡对反应性的影响的差异。

1 堆芯控制棒布置

田湾核电站 4 号机组反应堆堆芯由 163 组燃料组件组成, 全部为 TVS-2M 型燃料组件。堆芯布置 103 束控制棒, 在堆芯的位置如图 1 所示。

控制棒按功能可分为:

(1) 停堆棒组, 第 1 组至第 7 组, 共 81 束, 功率运行时全部提出堆芯。

收稿日期: 2024-01-22 修回日期: 2024-04-08

作者简介: 李瑶 (1993-), 女, 现主要从事堆芯燃料管理及性能分析

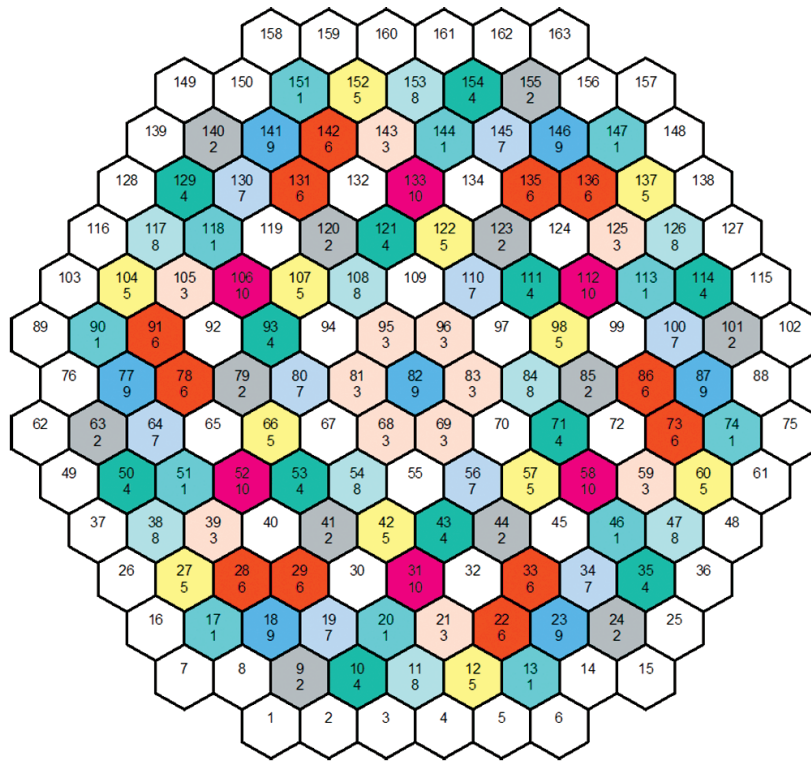


图1 控制棒布置

Fig.1 Control rod layout

(2)调节棒组,第8组至第10组,分别有9、7、6束控制棒,共22束;其中第10组为主调节棒组,也称工作棒组,主要用于正常运行时的快速反应性控制或功率分布调节。

(3)快速预保护(Accelerate Preventive Protection, APP)棒组,用于特定工况下快速下插降负荷,APP棒组的选择根据换料设计物理计算结果确定^[9]。第4循环采用第6组控制棒的内侧6束作为APP棒组,在堆芯中的位置分别是:29、33、78、86、131、135。

控制棒组的划分及移动控制逻辑设计的目的是使当它们插入堆芯时的最大功率峰幅度最小化,使不可控提棒效应最小化,保证最优的燃料燃耗。工作棒组在额定功率下的设计建议棒位为90%,实际运行时,在功率分布控制模式中工作棒组保持在堆芯高度的70%到90%的位置,棒组位置由堆芯底部到棒束控制组件吸收部件下端的距离确定。基荷运行模式下,棒组的插入限值随反应堆功率水平的变化趋势如图2所示。

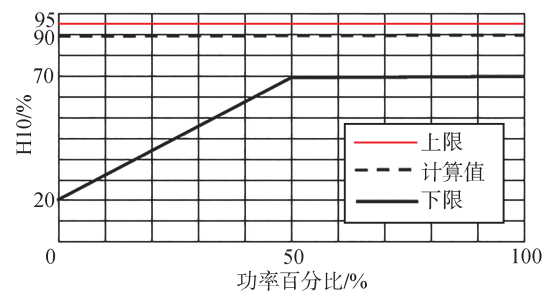


图2 控制棒工作组插入限值

Fig.2 Insertion limits of working group control rod

2 堆芯功率分布

通常情况下,堆芯空间氙振荡分为切向振荡、径向振荡和轴向振荡。

本文使用KASKAD程序包进行计算和分析研究,该程序包已获得俄联邦国家核与辐射安全监督委员会验证和授权,用于VVER反应堆中子物理学设计和运行参数计算。KASKAD包括TVS-M、BIPR-7A和PERMAK-A程序,其中BIPR-7A程序用于计算反应堆堆芯的

临界参数、反应性效应和反应性系数、控制棒的微积分价值、三维功率分布,模拟燃料和换料过程以及氙、钷瞬态;PERMAK-A 程序用于计算燃料棒燃耗,分析反应堆功率变化和负荷跟踪期间控制棒组移动时线功率密度变化。

2.1 径向振荡和切向振荡

径向振荡和切向振荡可能由特定的非对称位置上的控制棒动作或主冷却剂环路的启停引起。

在第 4 循环末热态满功率 (hot full power, HFP) 状态下插一束棒至堆芯底部时,下插棒束所在组件与堆芯对称位置以及中心组件的相对功率分布如图 3 所示。其中,下插棒束 (29 号组件位置) 在第一 1/6 象限,其余第二至第六 1/6 象限位置依次为下插棒束逆时针 60 度对称位置 (82 号组件为对称中心)。第 1~9 组其余控制棒束均位于堆芯顶部,第 10 组控制棒位于堆芯高度 90% 位置。

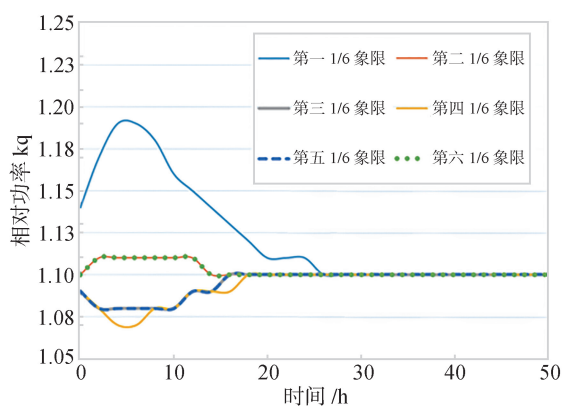


图 3 径向及切向氙振荡 (EOC)

Fig.3 Radial and tangential xenon oscillations

由图 3 可见,在控制棒动作后的 30 h 内,下插棒束所在组件以及对向第四 1/6 象限功率振荡幅度最大,临近第二 1/6 象限及第六 1/6 象限对称位置、第三 1/6 象限及第五 1/6 象限对称位置功率变化趋势基本一致;选定组件的相对功率在短暂振荡后即趋于平稳,表明切向和径向功率振荡收敛。

根据理论研究计算以及 VVER 机组特定工

况的测量结果表明,径向振荡或切向振荡触发后,能够通过堆内仪表进行可靠的监测。含氧化钚的燃料棒作为可燃吸收体,能展平堆芯径向功率分布,由于其振荡的幅度微小,并且会快速减弱,因此堆芯的径向振荡和切向振荡是稳定的。

2.2 轴向功率分布

轴向振荡的直接原因是控制棒组的移动和反应堆功率的变化,轴向氙振荡的状态由轴向功率偏移 AO 的变化来决定:一个负的或正的 AO 增量,相应地会造成氙振荡相位的下降或者上升。关于 AO 振荡的研究较多,此处不再赘述。

控制棒的轴向移动以及功率调节时冷却剂密度的相对变化容易产生堆芯功率分布的轴向空间振荡,进而引起堆芯反应性的周期性变化,可通过调节控制棒位置改变反应堆功率轴向分布并对氙中毒(解毒)过程中的反应性变化进行补偿。

在热态满功率 (HFP)、平衡氙状态下,不同循环时刻 (BOC、MOC 和 EOC) 的堆芯轴向功率分布如图 4 和图 5 所示。其中,第 1~9 组控制棒均位于堆芯顶部,第 10 组控制棒分别位于堆芯高度的 90% 和 70% 位置。

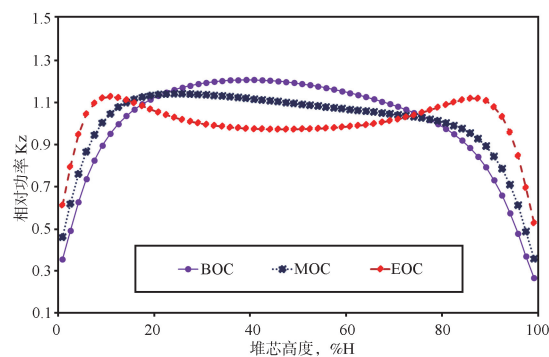


图 4 堆芯轴向功率分布 (H10=90%)

Fig.4 Axial core power distribution (H10=90%)

由图 4、图 5 可见,第 10 组控制棒(工作棒组)作为主调节棒组,其棒位对循环中和循环末的堆芯轴向功率分布存在的影响较大,尤其是对循环末轴向功率分布影响较为明显。

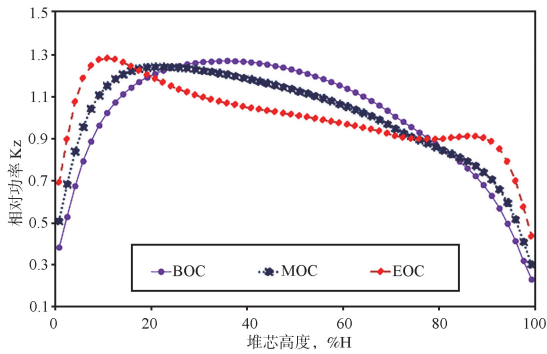


图5 堆芯轴向功率分布 (H10=70%)

Fig.5 Axial core power distribution (H10=70%)

3 堆芯氙瞬态过程

反应堆在稳态功率运行时,堆芯中氙的浓度和中子通量密度之间处于动态平衡状态,而中子通量密度的任何变化都会对这种平衡构成扰动,引起氙瞬态,甚至氙振荡^[10]。堆芯功率分布发生变化时,氙平衡会被打破,功率上升(降低)会导致氙浓度下降(增加),氙浓度的下降会进一步导致燃料增殖特性的上升,导致功率上升。

3.1 提升功率过程中的氙毒效应

为了研究提升功率导致的氙毒变化而引起的反应性变化,以 10% Nnom 为间隔计算不同循环时刻(BOC、MOC、EOC)的反应性变化。数据结果由 KASKAD 程序包计算得到,初始状态第 1~10 组控制棒均位于堆芯顶部,最终状态棒位不变,计算结果见表 1。

表 1 提升功率过程中的氙毒效应

Table 1 Xenon poisoning effect in the process of power increasing

功率水平 / %Nnom	不同循环时刻反应性 /%		
	BOC	MOC	EOC
10	-0.74	-0.87	-1.23
20	-1.20	-1.34	-1.70
30	-1.52	-1.67	-2.00
40	-1.77	-1.93	-2.23
50	-1.98	-2.13	-2.40
60	-2.14	-2.30	-2.55

续表

功率水平 / %Nnom	不同循环时刻反应性 /%		
	BOC	MOC	EOC
70	-2.29	-2.44	-2.67
80	-2.41	-2.56	-2.77
90	-2.52	-2.66	-2.86
100	-2.62	-2.75	-2.93

由表 1 数据对比可知,燃耗深度越深,提升功率后对反应性的影响越大,氙毒效应越明显。

3.2 功率阶跃变化过程中氙的动态特性

根据田湾核电站 4 号机组物理试验项目,选取 0% Nnom、40% Nnom、75% Nnom、100% Nnom 四个功率台阶,用 KASKAD 程序包对 EOC 反应性进行计算。

(1) 第 10 组控制棒的位置保持不变

第 1~9 组控制棒的位置保持 100% 不变,第 10 组控制棒的位置保持 H10=90% 不变,循环末反应堆功率由初始功率台阶变化到其他三个功率台阶时,氙导致的反应性引入随时间的变化,如图 6 所示。

由氙毒反应性变化曲线可知:当初始功率为 0% Nnom 时,阶跃到其他功率台阶后,带来的氙振荡对反应性的影响趋于稳定,在氙振荡中期 30~50 h 反应性即可达到稳定状态。而当最终功率为 0% Nnom 时,以其他功率台阶为初始状态,阶跃变化过程同样在氙振荡中期 30~50 h 反应性即可达到稳定状态,无明显波动(图 6 中(b)~(d)红色虚线)。

当初始功率为 100% Nnom、最终功率为 75% Nnom 时,氙振荡对反应性的影响较为明显,反应性波动范围接近 1%,从氙振荡初期就开始波动,即使到氙振荡后期大于 80 h 反应性仍未能达到稳定状态。而当最终功率为 100% Nnom 时,以其他非零功率台阶为初始状态,阶跃变化过程同样在氙振荡后期大于 80 h 反应性仍无法达到稳定状态。

(2) 第 10 组控制棒的位置进行调整

第 1~9 组控制棒的位置保持 100% 不变,经多次计算调整,使第 10 组控制棒的初始位置和最终

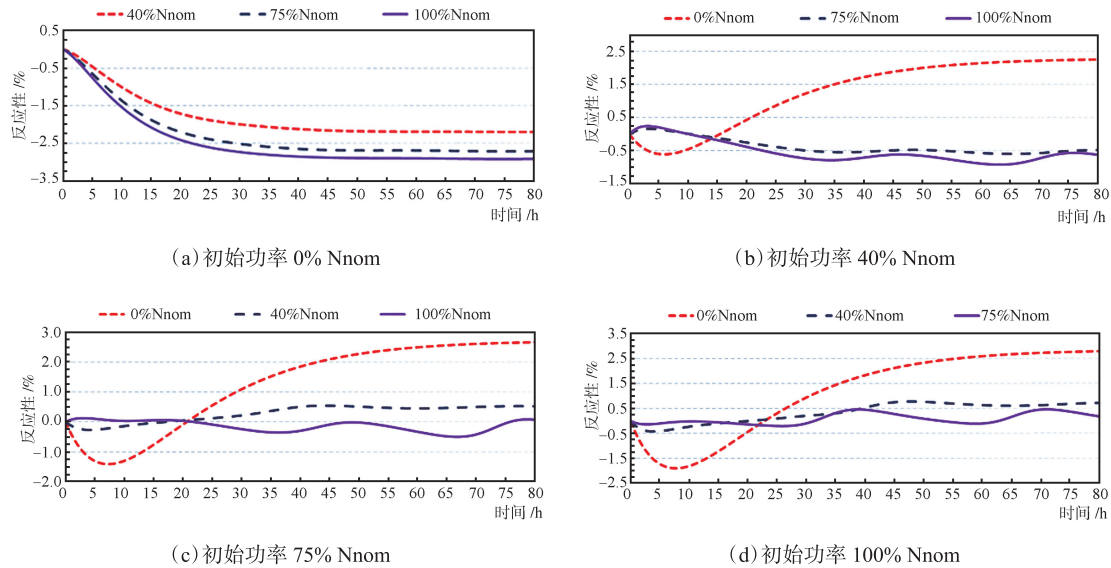


图6 功率变化过程中的氙毒效应

Fig.6 Xenon poison effect during power change

终位置的取值尽可能地降低功率变化(功率台阶由 40% Nnom 变化到 75% Nnom, 40% Nnom 变化到 100% Nnom, 75% Nnom 变化到 40% Nnom, 75% Nnom 变化到 100% Nnom, 100% Nnom 变化到 40% Nnom, 100% Nnom 变化到 75% Nnom)带来的氙振荡对反应性的影响。

调整后第 10 组控制棒的位置见表 2。表 2 中第一行初始功率 40% Nnom 对应控制棒棒位 H10=75%，功率变化到 75% Nnom 对应控制棒棒位 H10=90%，各行数据以此类推。

表 2 不同功率台阶及对应棒位

Table 2 Different power steps and rod positions

功率台阶 N/% Nnom	控制棒棒位 H10/%
40~75	75~90
40~100	60~95
75~40	90~75
75~100	78~90
100~40	90~60
100~75	90~78

田湾核电站 4 号机组在正常功率运行时, 只有第 10 组控制棒移动起调节作用; 而在需要

较大幅度的功率变化(功率降低)且仅靠第 10 组控制棒又无法完成时, 才移动第 8、9 组控制棒, 从而共同起功率补偿的作用。同时, 控制棒位置也不能太低, 即是为了防止因控制棒的影响造成燃耗分布畸变(若长时间低位运行, 当控制棒移到高位时将导致较大的局部功率峰值), 也为了防止发生较大的轴向功率偏移(AO)。

氙导致的反应性引入随时间的变化如图 7 所示。

由图 7 可见, 当功率阶跃升高, 降低第 10 组控制棒的初始位置, 能有效减弱氙振荡对反应性的影响; 当功率阶跃降低, 降低第 10 组控制棒的最终位置, 也能有效减弱氙振荡对反应性的影响; 在氙振荡中期 30~50 h 反应性均可达稳定状态。对比图 7 中反应性变化曲线可发现, 降功率时碘坑的深度与原来稳定运行的功率水平及降功率的幅度有关, 在功率变动的时刻到坑底的时间小于 10 h。

由 KASKAD 计算得到, 最终功率为 100% Nnom 情况下, 当反应性达稳定状态后, 堆芯功率分布如图 8 所示, 最小线功率裕量随堆芯燃耗的变化见表 3。由图 8 和表 3 中数据可见, 堆芯功率峰值因子 K_q 和最小 QL 裕量均在安全范围内, 堆芯功率分布满足要求。

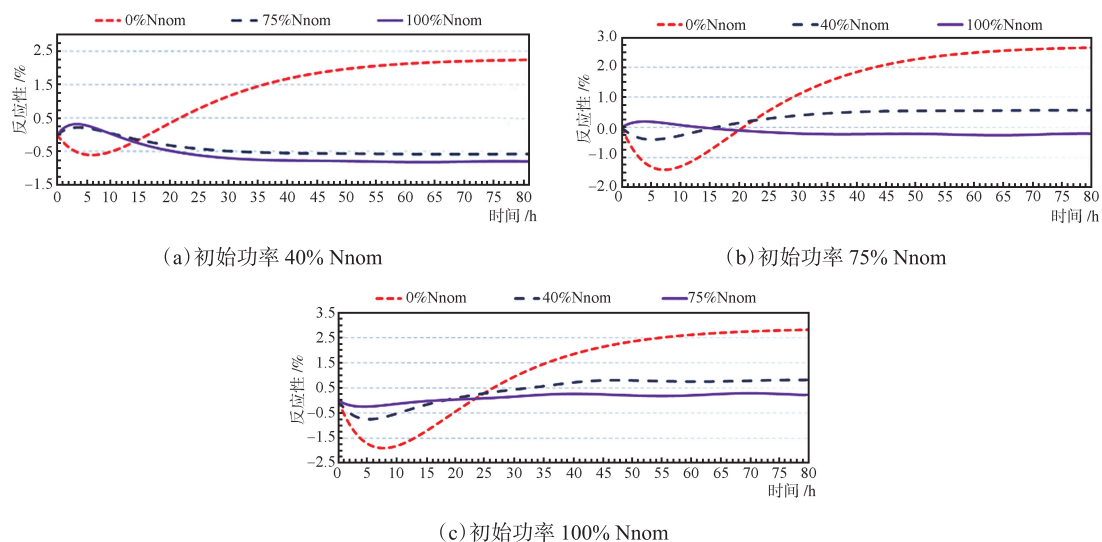


图 7 功率变化后氙引入的反应性 (EOC)

Fig.7 Reactivity introduced by xenon after power change (EOC)

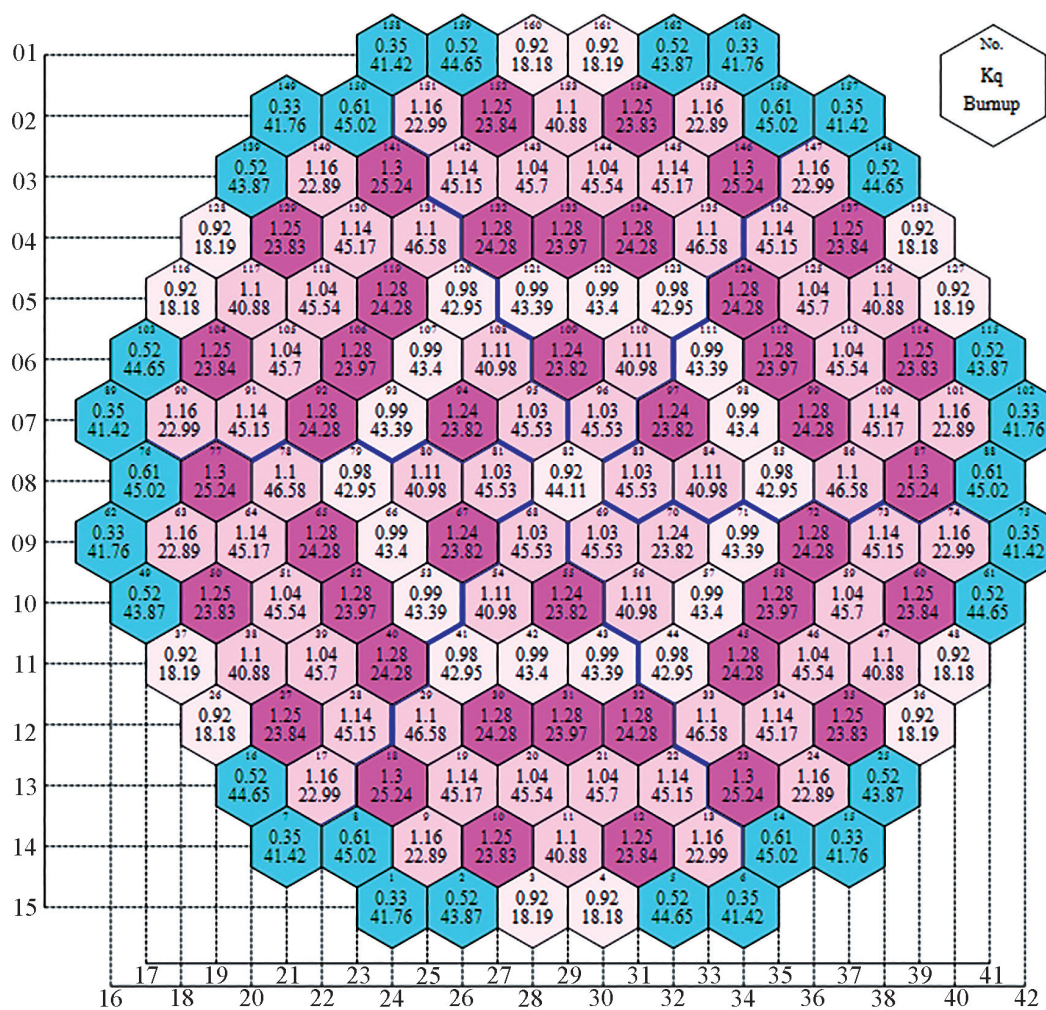


图 8 堆芯功率与组件燃耗分布 (EOC)

Fig.8 Power and burnup distribution of the core (EOC)

4 结论

本文对不同循环时刻(BOC、MOC、EOC)的堆芯轴向功率分布进行计算,分析了提升功率过程及功率阶跃变化过程中的氙毒效应及氙的动态特性,得到如下结论:

(1)堆芯不对称的控制棒动作引起的堆芯径向和切向功率分布振荡是收敛的。

(2)工作棒组棒位对循环中和循环末的堆芯轴向功率分布存在的影响较大,尤其对循环末轴向功率分布影响较为明显。

通过调整工作棒组的初始位置和最终位置的取值,可有效降低功率变化引起的氙振荡对反应性的影响。

表 3 不同功率台阶及对应棒位

Table 3 Different power steps and rod positions

燃耗 / EFPD	最小 QL 裕量 / (W·cm ⁻¹)	燃耗 / EFPD	最小 QL 裕量 / (W·cm ⁻¹)
0	73.9	280	84.9
40	73.3	320	80.7
80	69.1	360	57.1
120	67.5	400	36.4
160	68.5	440	31.1
200	72.0	480	35.6
240	77.5	EOC	37.4

参考文献

- [1] 钱纪生. WWER-1000 压水堆核电厂运行物理 [M]. 北京: 原子能出版社, 2011: 208-211.
- [2] 谢仲生. 核反应堆物理分析 [M]. 西安: 西安交通大学出版社, 2004.
- [3] 沈亚杰, 高永恒, 詹勇杰, 等. 秦二厂 2 号机组氙振荡抑制方法研究 [J]. 核科学与工程, 2022, 42 (01): 88-92.
- [4] 赵福宇, 付龙舟. 反应堆负荷跟踪中氙瞬态响应的最优控制 [J]. 核科学与工程, 1988 (04): 293-303.
- [5] 陈自强, 陈成. 压水堆核电厂寿期末堆芯轴向功率偏差控制 [J]. 核科学与工程, 2012, 32 (S1): 63-70.
- [6] 彭超, 李振振, 孟凡锋, 等. 福清核电厂氙振荡过程中控制轴向功率偏差方法的研究 [C] // 中国核学会. 中国核科学技术进展报告 (第五卷) —— 中国核学会 2017 年学术年会论文集第 3 册 (核能动力分卷). 中国原子能出版社, 2017: 6.
- [7] 薛志恒. 基于堆外测量使用扰动搜索方法的堆芯功率重构研究 [D]. 北京: 清华大学, 2021.
- [8] 许进, 周磊, 周忠政. 方家山核电站延伸运行期间氙振荡控制 [J]. 中国核电, 2019, 12 (4): 437-442.
- [9] 奚坤, 沈曙光, 杨晓强, 等. WWER-1000 反应堆 APP 工作棒组的选取及其氙瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16 (03): 90-94.
- [10] 王诗倩, 王金雨, 刘启伟, 等. 百万千瓦级压水堆堆芯氙稳定性分析 [J]. 核动力工程, 2015, 36 (2): 24-26.

Analysis and Research on Xenon Transient Process and Control Strategy in VVER

Li Yao¹, Pan Deng¹, Hua Xinchao¹, Huang Peng², Ye Liusuo²

(1. China Nuclear Power Operation Technology Co., Ltd., Research Institute of Nuclear Power Operations, Wuhan 430223, China; 2. Jiangsu Nuclear Power Co., Ltd., Lianyungang 222000, China)

Abstract: In order to analyze and effectively control the xenon oscillation caused by the power change or control rod position change process of VVER, in this paper, the steady-state axial power distribution of the core at different positions of the working rod group is calculated through the KASKAD program package based on the actual situation of the fourth cycle of Tianwan Nuclear Power Station Unit 4. The radial power distribution when a single beam of control rods in motion is calculated. The reactivity introduced by xenon changes with time when the reactor power changes is analyzed. By adjusting the initial position and final position of the working group rods, the influence of the xenon oscillation caused by the power change on reactivity is reduced as much as possible. The position of the working group rods provides a reference for the crew operator.

Key words: VVER; power distribution; xenon oscillation; reactivity; KASKAD

(责任编辑: 梁 晔)

王冠,王荣东,韩新梅.严重事故下钠气溶胶迁移行为研究进展[J].核安全,2024,23(6):55-62.

Wang Guan, Wang Rongdong, Han Xinmei. Research Progress of Sodium Aerosol Migration Behavior under Severe Accidents [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(6): 55-62.

严重事故下钠气溶胶迁移行为研究进展

王冠¹, 王荣东², 韩新梅²

(1. 中国核工业集团有限公司, 北京 100032; 2. 中国原子能科学研究院, 北京 102413)

摘要: 钠冷快堆广泛应用背景下, 液态钠作为一回路冷却剂和二回路载热剂, 由于其性质活泼, 严重事故下暴露在空气中会产生大量有毒的钠气溶胶, 研究钠气溶胶在严重事故下的迁移行为对于减少事故下钠气溶胶的危害意义重大。本文对不同严重事故下钠气溶胶的产生速率、滞留因子、泄漏、扩散、沉降等迁移行为的研究进展进行了分类总结, 介绍了国内外对于上述钠气溶胶迁移行为的试验研究和模拟分析, 并为后续对于钠气溶胶迁移行为的研究提出建议。

关键词: 事故; 钠气溶胶; 迁移; 泄漏; 模型

中图分类号: O **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 06-0055-08

钠冷快堆是一种使用液态金属钠作为冷却剂的快中子反应堆, 因其高转换率、高利用率、高安全性被视为第四代核能系统的首选堆型。钠冷快堆通常采用“钠-钠-水”三回路设计, 一回路分为池式和回路式结构, 运行时处于常压状态, 这样的回路设计和液态钠活泼的化学性质使得钠冷快堆设计基准事故不同于传统压水堆。Agrawal^[1]将钠冷快堆设计基准事故的起因总结为过冷、过热、局部故障、钠火和外部事件, 其中最为常见和严重的后果即钠泄漏至外部空间, 与空气接触后发生剧烈燃烧反应, 向厂房内钠工艺间和厂房外大气环境释放大量的钠气溶胶, 对运行环境和人员健康造成严重影响。

钠气溶胶主要成分包括 Na_2O_2 和 NaO_2 , 具有化学毒性和强烈的腐蚀性, 在与大气中水分和二氧化碳反应后通常转化为氢氧化物、碳酸

盐, 最后转化为碳酸氢盐, 其最终比例取决于大气中氧气、二氧化碳和水蒸气的含量, 而如果钠气溶胶是由一回路钠泄漏导致钠火产生, 则还可能包含若干种裂变产物, 具有一定的放射性。因此, 对于严重事故下钠气溶胶在系统及环境内迁移行为的研究至关重要。本文对不同严重事故下钠气溶胶的产生速率、滞留因子、泄漏、扩散、沉降等迁移行为的研究进展进行了分类总结, 介绍了国内外对于上述钠气溶胶迁移行为的试验研究概况, 并为后续对于钠气溶胶迁移行为的研究提出建议。

1 钠气溶胶迁移行为试验研究

在钠冷快堆运行过程中, 冷却剂管道一旦破裂将会造成高温冷却剂钠的泄漏, 而由于钠的化学性质很活泼, 其会与大气中的氧气、水蒸

收稿日期: 2024-07-24 修回日期: 2024-10-21

作者简介: 王冠 (1984-), 男, 高级工程师, 现主要从事应急工作

气发生反应燃烧,引起严重事故的发生,并产生有毒的钠气溶胶,因此作为钠火的燃烧产物,有关钠气溶胶的应用研究通常与钠燃烧的研究相耦合。从4 m³(EMIS,法国)、3 m³(FRAT 1,日本)、22 m³(法国EBCOS公司)、80 m³(SOLFA 2,日本)的钢储罐反应容器到220 m³[FAUNA,联邦德国(FRG)]的储罐,或者到175 m³(SOLFA 1,日本)、400 m³(卡桑德尔,法国)、3.6 m³(法国埃斯梅拉达)的混凝土格室反应容器,对于钠气溶胶行为的研究在不同规模的池式钠火或喷雾钠火中进行。由于上述试验均假设钠火在密闭环境中发生,因此对其迁移行为的研究可以通过封闭反应容器进行模拟研究,下文总结了各国对于钠气溶胶迁移行为的试验研究。

1.1 钠火产生钠气溶胶试验研究

1.1.1 池式钠火产生钠气溶胶试验研究

1977年纽约州立大学布法罗分校完成了钠冷快堆严重事故后钠气溶胶空气动力学特性的试验测量工作^[2]。此研究表明池式钠火产生钠气溶胶的结构是无定形和多晶结构的结合,且最初尺寸具有对数正态分布的特点。

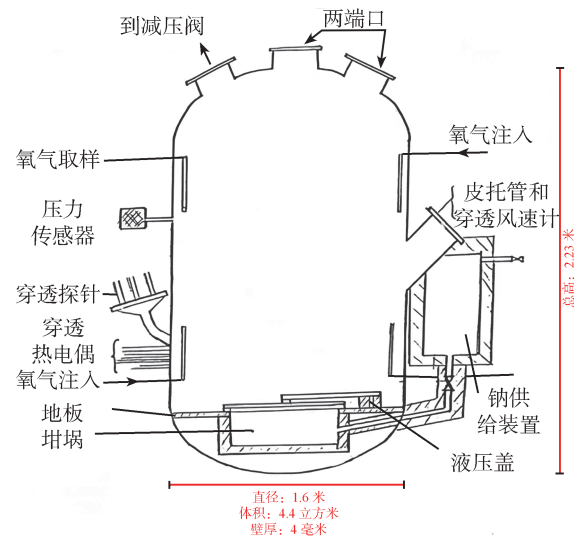


图1 EMIS试验反应容器结构及组成

Fig.1 Structure and composition of reaction vessel for EMIS test

1980—1985年,IPSN又开展了名为EMIS的项目以研究钠池火灾燃烧行为和气溶胶释放

机制的理论。EMIS项目由25个小型池火试验组成,其试验装置不仅能够取样分析钠气溶胶浓度、颗粒大小、含量和组成,还设置了旋转沉降鼓及皮托管以测量钠气溶胶的沉积速率和流动速度,并增加了通风口探究通风率对钠气溶胶行为的影响,反应容器结构及组成如图1所示。

Lebel等^[3]利用EMIS试验的结果,探讨了钠池火的燃烧和钠气溶胶的产生行为,建立了描述钠池上方边界层中传质、传热和粒子输运动力学的模型,成功地描述了在试验中观察到的气溶胶释放过程,钠气溶胶累积释放分数计算公式如下。

$$F_{aero} = \frac{\int_0^t f_{aero} B_r dt}{\int_0^t B_r dt} \quad (1)$$

式中:

F_{aero} 为钠气溶胶累积释放分数;

f_{aero} 为钠气溶胶瞬时释放分数;

B_r 为燃烧速率。

表1 EMIS实验的气溶胶产生速率变化

Table 1 Changes of aerosol generation rate in EMIS experiment

燃料燃烧的 步骤	池温 / °C	时间 / s	气溶胶质量平均 产生速率
初始态	270	0	0
初始态	450	420	0.28
初始态	600	300	0.37
准稳态	650	780	0.28
稳态	650	1500	0.12
稳态结束	675	1200	0.4
最高温度	700	200	0.91
温度降低		1500	0.11
平均	650	7200	0.21

1977年美国汉福德实验室利用池式钠火在空气中燃烧产生的氧化钠气溶胶,在20 m的安全壳系统试验设施(CSTF)安全壳容器中进行两次大规模气溶胶行为试验(AB1、AB2)^[4]。两次试验的区别在于在第二次试验期间注入蒸气,模拟加热混凝土释放水蒸气的作用。由于

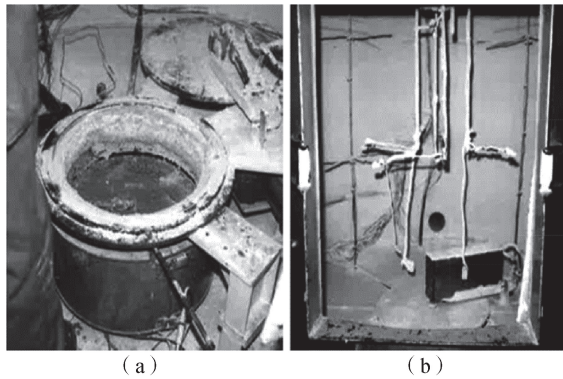


图2 EMIS 10号试验后的(a)燃烧盘和(b)反应容器内部照片

Fig.2 Photos of the inside of (a) combustion tray and (b) reaction vessel after EMIS No. 10 test

颗粒间的凝聚作用,钠燃烧初期的气溶胶质量中值直径整体呈逐渐增加趋势,随后由于凝聚现象越来越明显,使得气溶胶质量中值直径达到峰值而后逐渐减小。

1.1.2 喷雾钠火产生钠气溶胶试验研究

德国卡尔兹鲁厄研究中心于1979年开始进行FAUNA试验,主要包括将最高500 kg的钠置于2~12 m²表面积的容器中进行燃烧,测定火灾的热力学数据和反应动力学数据,研究了火灾期间和火灾后释放的气溶胶的行为。FAUNA台架进行了3个混合钠火和40个喷雾钠火的试验^[5]。结果显示,220 m³的反应容器在池火燃烧期间的平均气溶胶质量浓度为20 g·m⁻³。而喷雾火灾产生钠气溶胶的浓度超过100 g·m⁻³,然后在喷射停止后立即迅速下降。这表明喷雾钠火产生的钠气溶胶不仅受钠量和流量的影响,还受(燃烧)射流的几何条件和“形状”的影响。

在FAUNA回路中还进行了相对湿度效应测试,在20%相对湿度下钠气溶胶的质量平均直径(AMMD)相比在50%及以上的相对湿度下出现了翻倍现象。此外在FAUNA回路的反应容器中特别布置了一个通风回路,用于研究气溶胶化学转化和测试钠质气溶胶大气中的反应器组分。结果显示,在通风的大气中,钠气溶胶浓度基本上取决于排气速率。

1.1.3 混合钠火产生钠气溶胶试验研究

对于混合火灾,由于未燃钠比例的增加,其

瞬态条件不太活跃,情况更加复杂。法国核技术研究中心在卡达拉奇进行了大规模的钠火研究,并于1988年提出了CEA/DEBENE混合钠火的实验计划,其中钠泄漏是通过垂直管道将液钠从加压储罐中喷出模拟。为了分析实际燃烧的状况并达到大量级钠泄漏的规模,在卡达拉奇的LEMF台架上进行了几次大型的钠火试验,并成功地测试了三个钠喷射装置,试验布置如图3、图4所示。

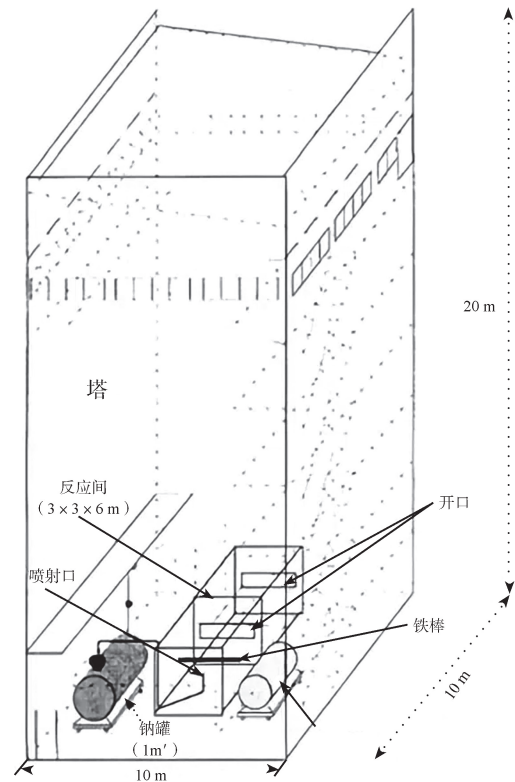


图3 IGNA 2002试验布置示意图
Fig.3 IGNA 2002 test layout diagram

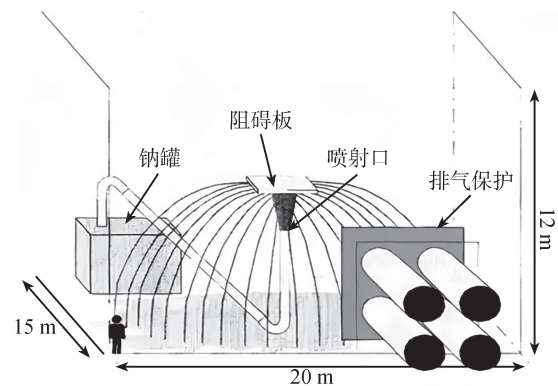


图4 IGNA 3600试验布置示意图
Fig.4 IGNA 3600 test layout diagram

1.2 钠混凝土反应产生钠气溶胶试验研究

1992年,日本通过一系列试验研究了钠-混凝土反应中含有非挥发性裂变产物的钠气溶胶的机械释放行为,如钠气溶胶释放速率和非挥发性裂变产物滞留因子试验装置如图5所示。

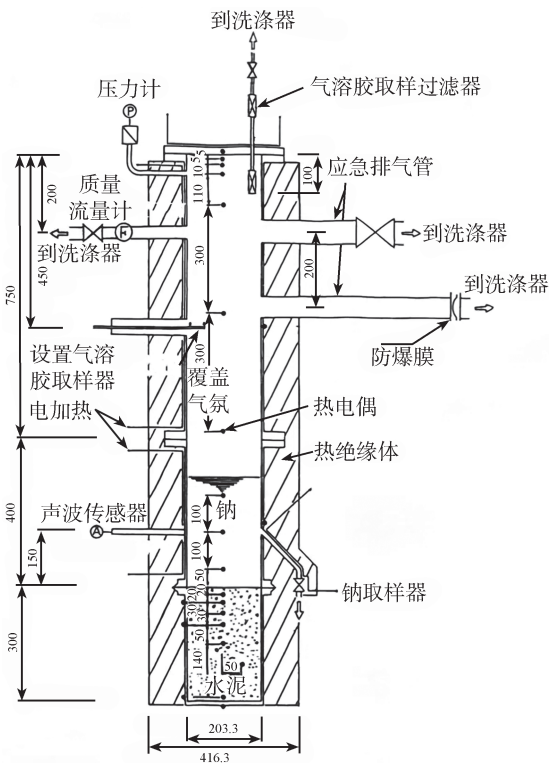


图5 钠-混凝土反应试验台的布置,单位为毫米

Fig.5 Layout of sodium-concrete reaction test bed in mm

气溶胶释放速率由钠质量、采样时间和钠池静态表面积计算得到。滞留因子由非挥发性裂变产物模拟物在钠气溶胶和钠池中的质量浓度求得。结果显示,钠-混凝土反应过程中钠气溶胶释放速率大于自然蒸发过程。然而,这种差异随着钠温度的升高而变小:在400℃时大约减小至初始值的十分之一,在700℃时大约减小至初始值的三分之一,随着钠的温度从400℃升高到700℃,钠池中非挥发性物质的滞留因子由0.5增加到 10^4 。

1.3 钠气溶胶环境扩散试验研究

由上文可知,钠冷快堆二回路发生严重事故导致高温液钠暴露在外环境时,液钠会燃烧产生钠气溶胶并释放到大气中,对周边生存

环境及人体健康造成危害。在释放的钠气溶胶成分中,氢氧化钠(NaOH)具有强烈的腐蚀性,不仅会造成材料及设备损坏,与皮肤接触还会损害眼睛,影响呼吸道健康甚至导致严重烧伤。然而,钠的碳酸盐却远远没有上述的伤害。因此对于钠气溶胶在大气中随风向及天气变化到达不同位置的数量及其化学成分的研究是非常重要的。

为了解决钠冷快堆大量钠泄漏情况下的钠气溶胶浓度问题,印度在开放环境中分两个阶段进行了钠气溶胶扩散实验。第一阶段的试验是作为一项可行性研究进行的,主要内容为在开放地表上燃烧5 kg钠释放钠气溶胶,并在50 m的区域内进行取样^[7]。第二阶段的试验是2018年在开放环境中通过燃烧50 kg钠进行了钠气溶胶分散试验。钠气溶胶通过一个10 m高的烟囱释放,在夏季和春季分别在距离释放点顺风方向30°的700 m和360 m的区域内部署约100个气溶胶采样器进行取样分析,测量钠气溶胶的浓度、沉积和理化性质。试验结果和模型预测均表明,钠气溶胶浓度随释放速率的增加而增加,其在大气中的释放物被认为是氢氧化物,沉积物则被认为是碳酸盐,沉积在地表上的浓度最大值出现在距离释放点100 m处。在夏季试验中,50~700 m范围内的沉积质量占燃烧钠总量的14.7%,而春季试验中,40~360 m范围内的沉积质量占燃烧钠总量的2.0%;春季试验(释放速率为 $8.2 \times 10^3 \text{ kg} \cdot \text{s}^{-1}$)比夏季试验(释放速率为 $3.8 \times 10^3 \text{ kg} \cdot \text{s}^{-1}$)的碳酸盐含量更高^[8]。

2 放射性钠气溶胶迁移行为试验研究

2.1 钠气溶胶中裂变产物试验研究

钠冷快堆一回路发生严重事故导致堆芯损坏(CDA)时,主容器压力边界破裂,导致钠与燃料、裂变产物、钢覆面蒸汽等物质混合的气体从主系统喷射到安全壳中,进而导致含裂变产物的放射性钠泄漏并引发钠火,产生放射性钠气溶胶。随着钠的燃烧,Cs、I等挥发性裂变产物会与大小和密度不断变化的放射性钠气溶胶颗粒溶解或相互凝结,并经历团聚、沉降、热泳、扩散电泳、湍流撞击、化学反应和平流等过程。

1976年至1979年期间,IPSN在法国的Cadarache研究中心总共开展了12次试验,目的是评估燃烧钠所释放的放射性核素及其行为。图6展示了FANAL使用的反应容器结构,其中包括两种气溶胶采样系统,用于进行气溶胶取样并测量其含量和放射性。其中FANAL 13号试验对放射性碘蒸气与钠气溶胶的化学相互作用进行了研究,确定了其含量的总体趋势。结果表明放射性碘蒸气与钠气溶胶反应相当快,其反应级数可能在2左右,并会与空气中的物质以及沉积在装置内壁上的物质进行反应。2018年Lebel等人^[9]重新分析了FANAL试验数据,对池式钠火中放射性I、Cs和其他几种放射性核素的燃烧分配系数进行估计,并表征了放射性碘蒸气和钠燃烧产物气溶胶之间的化学相互作用。

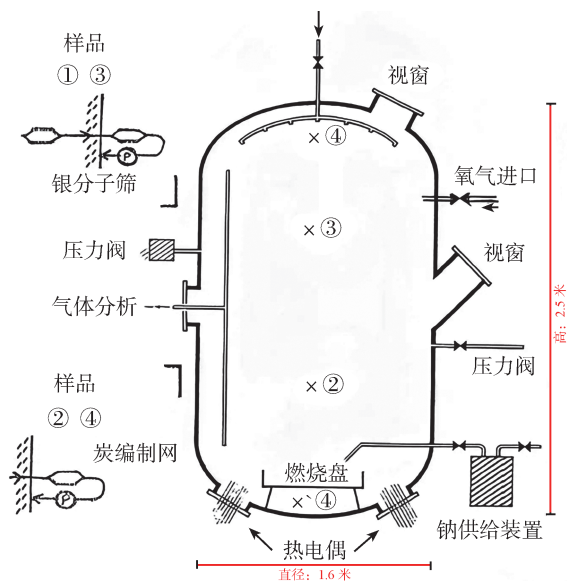


图6 FANAL试验反应容器结构及组成
Fig.6 Structure and composition of FANAL test reaction vessel

Ohtaka M等^[10]于2003年进行了钠燃烧试验,并使用激光诱导击穿光谱的方法对裂变产物随钠气溶胶迁移的滞留因子RF进行了测试,得到了3.85~241.2的数值范围。

2.2 钠气溶胶泄漏试验研究

在钠冷快堆的严重事故中,由于放射性物质和钠气溶胶的释放,安全壳内压力将有一定程度的提升,气溶胶和裂变气体可能通过安全壳壁

上的电穿孔、管道、孔隙和已形成的裂缝泄漏出去,导致环境污染。钠气溶胶如何通过这些泄漏路径进行渗透泄漏取决于各种因素,如大气与安全壳之间的压差、悬浮气溶胶浓度、气溶胶大小分布、泄漏路径的尺寸和安全壳内部的湿度等。因此钠气溶胶在安全壳内随时间的迁移及泄漏对于钠冷快堆安全性的评估非常重要。

对钠气溶胶的泄漏研究多选用毛细管作为途径,1975年Nelson和Johnson^[11]研究了钠气溶胶通过不同尺寸的垂直毛细管对其在腔室内重力沉积的泄漏。

1977年Morewitz等人^[12]进行了一些钠火及钠气溶胶泄漏试验,研究了钠气溶胶通过光滑直毛细管的泄漏,该毛细管代表了安全壳壁上假设的导致泄漏的最大尺寸,试验装置如图7和图8所示。结果显示,空间内存在一个气溶胶浓度,高于该浓度会发生堵塞,低于该浓度则不会发生堵塞;随着容器内压力的增加,需要更大的初始气溶胶浓度来产生堵塞;随着容器湿度的增加,需要更高浓度的气溶胶来产生堵塞;且在完全堵塞形成之前,通过毛细管的气溶胶质量基本上与气溶胶浓度和流速无关,只与毛细管直径有关。

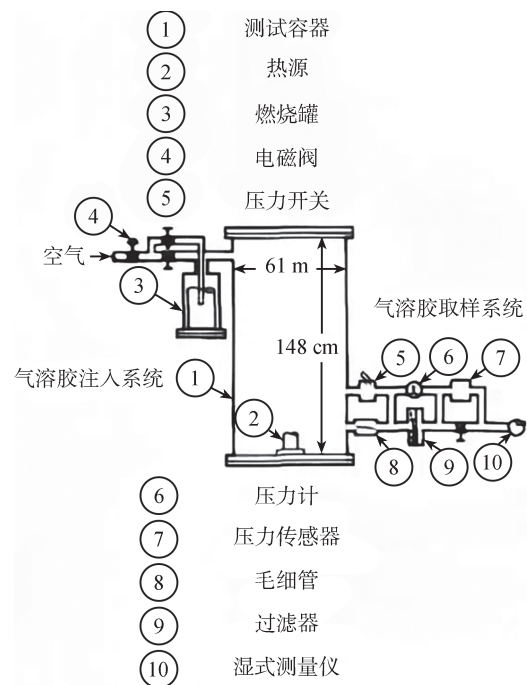


图7 钠气溶胶泄漏的试验装置
Fig.7 Test device for sodium aerosol leakage

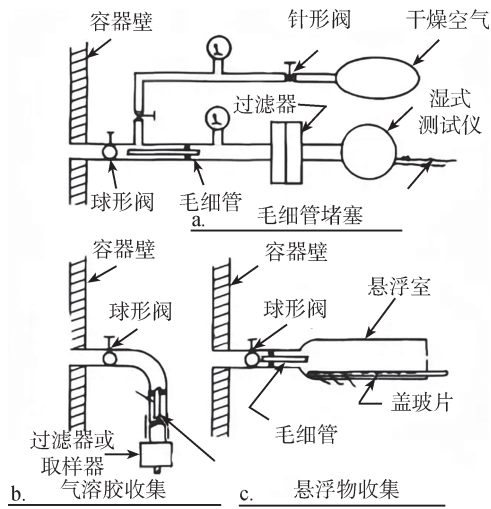


图 8 泄漏和取样装置

Fig.8 Leakage and sampling device

2.3 钠气溶胶沉降行为试验研究

钠冷快堆发生 CDA 事故后,会在安全壳内形成钠火并产生大量钠气溶胶,然而由于安全壳的密闭结构,钠气溶胶迁移过程中的流动性较差,首先会悬浮在安全壳气体空间内,进而随着时间的推移发生沉降,上述现象对钠气溶胶的沉降行为提出了研究要求。

钠气溶胶沉降前首先会发生凝聚,这一过程会影响气溶胶颗粒的尺寸分布,主要包括布朗凝聚和湍流凝聚,前者是在分子之间的相互作用下产生,后者只是在湍流工况下产生;影响钠气溶胶颗粒迁移行为的沉降因素主要包括重力、热扩散、湍流扩散和惯性沉降等。

2012 年印度为了确定安全壳内气溶胶的沉降速度进行了相关试验研究,装置如图 9 所示。结果表明,与任何裂变产物气溶胶相比,钠气溶胶的沉积速度($\text{cm}\cdot\text{s}^{-1}$)超过两个数量级。当气溶胶悬浮质量浓度大于 $1\text{ g}\cdot\text{m}^{-3}$ 时,气溶胶沉降以重力现象为主,并受粒径分布的影响。在快堆 CDA 事故工况下,安全壳内含有大量的钠气溶胶,量级为 $\text{g}\cdot\text{m}^{-3}$,而裂变产物气溶胶量级仅为 $\text{mg}\cdot\text{m}^{-3}$ 。因此,钠气溶胶的重力沉降速度是降低悬浮在安全壳内的气溶胶浓度及放射性的关键因素。

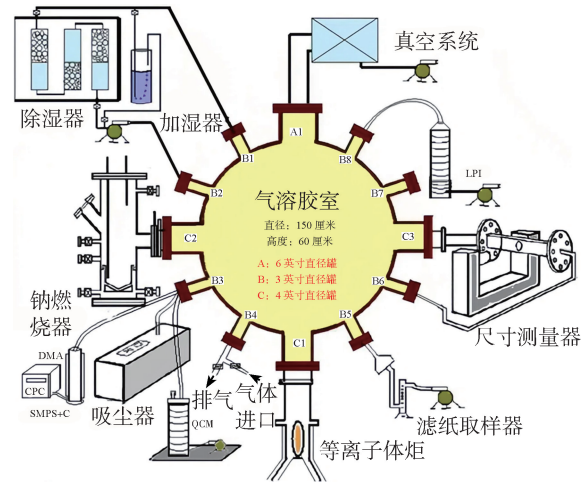


图 9 气溶胶试验设施(ATF)示意图

Fig.9 Schematic diagram of aerosol test Facility (ATF)

3 气溶胶迁移行为计算模拟研究

国内外研究者根据实验结果提出了钠火燃烧理论模型,并基于此理论模型开发了一系列池式钠火程序,如 SOFIRE-M II、SOLFAS、SPM、BOX、SPOOL 等^[13]。

3.1 国内对钠喷雾燃烧和池式燃烧的混合计算程序 COMSFIRE

李世锐等人^[14]在喷雾钠火模型和池式钠火模型基础上,将钠喷雾燃烧和池式燃烧进行了耦合,并针对钠冷快堆钠工艺间的结构特点,开发了混合钠火计算程序 COMSFIRE。使用该程序计算了 FAUNA 喷雾钠火试验和 CADRACHE 池式钠火试验,并将试验结果中气溶胶浓度随时间变化、压力和温度计算与实验结果进行了对比。同时设计了混合燃烧算例,并使用该程序与 CONYAIN-LMR 程序进行了对比,计算对比结果误差在可接受的范围,初步验证了程序的正确性。

3.2 国内对事故下气溶胶行为的分析程序 REBAC-SFR

孙洪平等人^[15]开发了池式钠火事故下燃烧产物气溶胶行为分析程序 REBAC-SFR,基于该程序模拟了 ABCOVE 池式钠火实验,并与实验数据在悬浮气溶胶浓度、质量中值直径、容器内气溶胶最终分布计算值三个方面进行了对

比,总体上钠气溶胶沉积计算值略低于实验值,但分布趋势与实验值一致。REBAC-SFR 程序计算峰值气溶胶质量中值直径与 AB1、AB2 实验值的对比误差分别为 3.0%、1.0%,程序计算的钠气溶胶沉积总量相对误差分别为 8.5%、8.4%。具有良好的可靠性和正确性。

3.3 美国桑迪亚国家实验室开发的 CONTAIN 程序

由 Bergeron 等人^[13]在桑迪亚国家实验室在 1985 年开发的 CONTAIN 计算机代码用于在发生严重事故后分析反应堆安全壳中的物理和化学现象,包括气溶胶行为。CONTAIN 中的气溶胶部分是基于 MAEROS 代码的。Jonas 和 Bunz 于 1987 年比较了用 CONTAIN 计算的气溶胶质量浓度与其他气溶胶编码和钠释放实验,发现 CONTAIN 和基准计算的结果之间有很好的 consistency。但是由于没有数据,没有考虑湍流的影响。因而在钠释放实验中,由于钠池和容器大气之间存在很大的温度梯度,导致了显著的湍流沉积效应,从而造成对气溶胶质量浓度的高估,造成约 40 倍的偏差。

4 结论

(1) 钠气溶胶作为堆芯损伤、钠火等严重事故危害公众及环境安全的重要因素,对其迁移行为的研究对于钠冷快堆安全分析有着至关重要的意义。国外在这方面的试验及模拟研究已经有超过 50 年的经验,而我国虽然进行过一定的钠火实验,但试验过程中并没有特别关注钠气溶胶的迁移行为。此外,对于钠气溶胶迁移行为的专用研究装置的设计与国外相比仍有较大差距。

(2) 目前世界范围内关于钠气溶胶迁移行为的模拟多是仅限于某一方面性质的预测,仍没有形成精确完备的计算程序,因此未来随着计算科学的发展,对于这一方面的研究有着极大的空间。

(3) 未来我国在严重事故下钠气溶胶泄漏、扩散、沉降等方面的迁移行为有着极大的研究前景与需求,需要进一步深入的理论探索及试

验研究。

参考文献

- [1] AGRAWAL A. Comparison of CRBR design – basis events with those of foreign LMFBR plants [R]. US: Brookhaven National Laboratories, 1983.
- [2] Wegrzyn, Shaw, D.T. Experimental investigation of aerosol behavior in a post-LMFBR accident reactor containment atmosphere. Annual report Sep 1977–Jan 1978 [J]. 1978.
- [3] Lebel, L.S., Girault, N..Aerosol generation from sodium pool fires: learning from the 1980s–era EMIS experiments and modelling [J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, 330: 36–50.
- [4] Hilliard, R K, McCormack, J D, Postma, A K. Aerosol behavior during sodium pool fires in a large vessel: CSTF tests AB1 and AB2. United States: N. p., 1979.
- [5] Cherdron, W. Review of the sodium fire experiments including sodium–concrete–reactions and summary of the results [R]. IAEA, 1996.
- [6] Shinya Miyahara, Kazuo Haga, Yoshiaki Himeno. Sodium Aerosol Release Rate and Nonvolatile Fission Product Retention Factor during a Sodium–Concrete Reaction [J]. Nuclear Technology, 1992, 97 (2): 212–226.
- [7] Venkatesan, Subramanian & Misra, Jitendra & Amitkumar, & Ramakrishnan, Baskaran & Srinivasan, C.V. & Ananthanarayanan, R. & Sahoo, Parashuram & Krishnakumar, N. & kumar, ashok & Chandramouli, S. & Balasubramaniam, Venkatraman & Rajan, K.K..(2012). Sodium aerosol dispersion studies in open atmosphere.
- [8] Subramanian, V, Kumar, Amit, Pujala, Usha, et al. Studies on sodium aerosols dispersion in open environment for fast reactor safety. [J]. Annals of Nuclear Energy, 2019, 125: 63–73.
- [9] Lebel, Luke S. Girault, Nathalie. Radionuclides emissions from sodium pool fires: learning from the 1970s–era FANAL experiments [J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, 327 (1): 127–138.
- [10] Ohtaka M, Hayashida H. Study on measurement technique for sodium aerosols based on laser induced breakdown spectroscopy [J]. Saikuru Kiko Giho, 2003.
- [11] Nelson, C.T., Johnson, R.P., 1975. Aerosol Leakage Tests, Status of Safety Technology for Radiological Consequences of Postulated Accidents in Liquid Metal Fast Breeder Reactors. Energy Resources and Development Administration ERDA–56.
- [12] Morewitz, Harry A., Johnson, R. P., Nelson, C. T. Experiments on sodium fires and their aerosols [J]. Nuclear Engineering and

- Design, 1977, 42 (1): 123–135.
- [13] R.Jonas, G.Schwientek, W.Schütz. Consideration of turbulent deposition in aerosol behavior modeling with the CONTAIN code and comparison of the computations with the FAUNA 2 sodium fire experiment. [J]. J. Aerosol Sci., 1988, 19 (7): 1351–1354.
- [14] 李世锐, 喻宏, 任丽霞, 等. 钠冷快堆混合钠火程序开发 [J]. 原子能科学技术, 2020, 54 (10): 1840–1848.
- [15] 孙洪平, 邓坚, 罗跃建, 等. 池式钠火事故下燃烧产物气溶胶行为研究 [J]. 核动力工程, 2022, 43 (5): 100–108.

Research Progress of Sodium Aerosol Migration Behavior under Severe Accidents

Wang Guan¹, Wang Rongdong², Han Xinmei²

(1.Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100032, China; 2.China Institute of Atomic Energy., Beijing 102413, China)

Abstract: In the context of sodium-cooled fast reactors, liquid sodium, as the first loop coolant and the second loop heat-carrying agent, generates a large amount of toxic sodium aerosols when exposed to the air under severe accidents due to its active nature, and the study of sodium aerosol migration behaviour under severe accidents is of great significance in reducing the hazards of sodium aerosols under accidents. In this paper, the research progress on the migration behaviour of sodium aerosols under different severe accidents, such as generation rate, retention factor, leakage, diffusion and deposition, is classified and summarized, and the experimental studies and simulation analyses on the migration behaviour of sodium aerosols at home and abroad are introduced, and suggestions are put forward for the subsequent research on the migration behaviour of sodium aerosols.

Key words: accident; sodium aerosol; transfer; leakage; modelling

(责任编辑: 梁 晔)

陈秋场,那福利,刘芳,等.基于SCIENCE程序包对COSINE燃料组件分析程序的独立验证[J].核安全,2024,23(6):63-68.
Chen Qiuyang,Na Fuli,Liu Fang,et al.Independent Verification And Validation Method for COSINE Fuel Assembly Analysis Program based on the SCIENCE Package [J]. Nuclear Safety,2024,23(6):63-68.

基于SCIENCE程序包对COSINE燃料组件分析程序的独立验证

陈秋场,那福利,刘芳,高拥军

(苏州热工研究院有限公司,核安全与运行技术中心,苏州 215004)

摘要: 本文采用法国的 SCIENCE 程序包对 COSINE 燃料组件分析程序 cosLATC 开展独立验证。采用 COSINE 组件计算程序 cosLATC 和 SCIENCE 程序包 APOLLO2-F 程序建立 CPR1000 机组典型的 AFA3G 燃料组件模型,对计算得到的燃料组件吸收截面、裂变产额截面和核子密度进行对比分析,并计算出偏差,分析认为影响 COSINE 组件计算程序 cosLATC 结果的主要影响因素为核素库、链式反应、组件内部的杂质等。该方法对国产自主化软件的独立验证具有重要的参考意义。

关键词: SCIENCE; COSINE; 燃料组件; 独立验证

中图分类号: TL38+4 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0063-06

独立验证是核电软件开发过程中的重要组成部分。国际原子能机构安全标准《核电厂确定论安全分析》(Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants:No. SSG-2)^[1]明确表示将程序的评价分为开发评价与独立评价。在独立评价阶段,程序评价由独立于开发者的团队执行。

COSINE 组件参数计算程序 cosLATC 是反应堆堆芯和设计的重要程序之一,其功能是对典型压水堆燃料组件进行计算。cosLATC 用来提供各种类型组件的能谱以及等效均匀化少群常数,为堆芯物理分析程序 cosCORE 提供均匀化少群常数。李硕等^[2]通过对基准问题的校验验证了自主开发的组件参数计算程序

cosLATC。雷济充等^[3]通过国际基准题以及基于 ORIGEN-S 的 SCALE 程序中对 COSINE 软件包组件参数程序 cosLATC 燃耗功能进行验证。组件均匀化少群常数堆芯物理分析程序作为重要上游输入,其精确性会对堆芯物理程序的计算精确度有着至关重要的影响。因此需要对 COSINE 组件计算程序开展独立验证。

SCIENCE 程序包是从法国引进的中子物理计算程序包,主要包括组件计算程序 APOLLO2-F、堆芯建模计算程序 SMART。APOLLO2-F 是计算非均匀两维栅元的多群输运程序,可提供堆芯计算所需的数据库。SCIENCE 程序包广泛应用于 M310 堆型的计算研究。SCIENCE 程序包的准确性和可靠性在法国 CPY 机组、EPR 机组、N4 机组,

收稿日期:2023-11-05 修回日期:2024-03-30

基金项目:大型先进压水堆核电站国家科技重大专项科研课题,项目编号:2017ZX06004002

作者简介:陈秋场(1981—),男,高级工程师,博士,现主要从事核电厂安全分析和反应堆物理分析

以及国内的 CPR1000 机组上都得到证实^[4-6]。

本文以 CPR1000 机组典型的 AFA3G 燃料组件为研究对象,建立一套基于 SCIENCE 程序包对 COSINE 燃料组件分析程序独立验证的方法,验证 COSINE 软件的工程适用性。

1 计算模型

1.1 燃料组件模型

采用 COSINE 组件计算程序 cosLATC 和法国的 SCIENCE 程序包 APOLLO2-F 程序针对 CPR1000 反应堆燃料组件分别建立模型、进行独立计算,通过程序计算结果的差异性对比,验证 COSINE 组件计算程序 cosLATC 的可靠性。

采用 COSINE 组件计算程序 cosLATC 和法国的 SCIENCE 程序包 APOLLO2-F 程序建立 CPR1000 机组典型的 AFA3G 燃料组件模型,在 0~84000 MW·d/tU 燃耗范围内,开展不同参数的敏感性分析,对比分析两套程序的计算结果差异。当燃耗为 0~1000 MW·d/tU 时,选择燃耗为 0 MW·d/tU、150 MW·d/tU、500 MW·d/tU、1000 MW·d/tU;当燃耗为 1000~10000 MW·d/tU 时,以 1000 MW·d/tU 为步长;当燃耗为 10000~30000 MW·d/tU 时,以 2000 MW·d/tU 为步长;当燃耗大于 30000 MW·d/tU 时,以 3000 MW·d/tU 为步长。参数选取如下。

(1)富集度选取:1.8%、2.4%、3.1%、3.2%、3.7%、4.2%、4.45%。

(2)可燃毒物的类型:硼玻璃和钆。为了确保计算的典型性,燃料棒布置最常用的钆棒数为 4、8、12、16、20 或者 24 根,硼玻璃棒数量为 12 根或者 16 根。

将 COSINE 组件计算程序 cosLATC 和法国的 SCIENCE 程序包 APOLLO2-F 计算得到的燃料组件增殖因子、吸收截面、裂变产额截面和核子密度进行对比分析,计算出偏差,并分析偏差的主要影响因素。根据偏差的分析结果确定待验证程序的正确性和可靠性。

1.2 偏差值计算

本文 SCIENCE 和 COSINE 计算的无穷增殖因子(k_{inf})对比采用偏差的绝对值。

SCIENCE 和 COSINE 计算的吸收截面、裂变产额截面和核子密度偏差值的计算公式如下:

$$\delta = \frac{X_{COSINE} - Y_{SCIENCE}}{Y_{SCIENCE}} * 100 \quad (1)$$

2 计算结果

2.1 增殖因子 k_{inf}

SCIENCE 和 COSINE 计算的 k_{inf} 的比较如图 1 所示。 k_{inf} 的偏差不得超过 851 pcm。

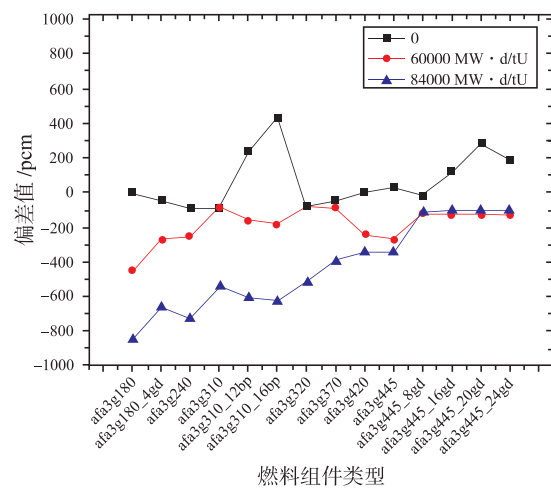


图 1 k_{inf} 偏差值
Fig.1 Deviation of k_{inf}

2.2 吸收截面

SCIENCE 和 COSINE 计算的单群吸收截面的比较如图 2 所示。SCIENCE 和 COSINE 计算的单群吸收截面参数偏差较小,不超过 2.395%。SCIENCE 和 COSINE 计算的两群吸收截面的比较如图 3 所示。SCIENCE 和 COSINE 计算的两群吸收截面参数偏差较小,不超过 1.546%。

2.3 裂变产额截面

SCIENCE 和 COSINE 计算的单群裂变产额截面的比较如图 4 所示。SCIENCE 和 COSINE 计算的两群裂变产额截面的比较如图 5 所示。SCIENCE 和 COSINE 计算的单群裂变产额截面参数偏差较小,不超过 3.664%。SCIENCE 和 COSINE 计算的两群裂变产额截面参数偏差较小,不超过 3.261%。

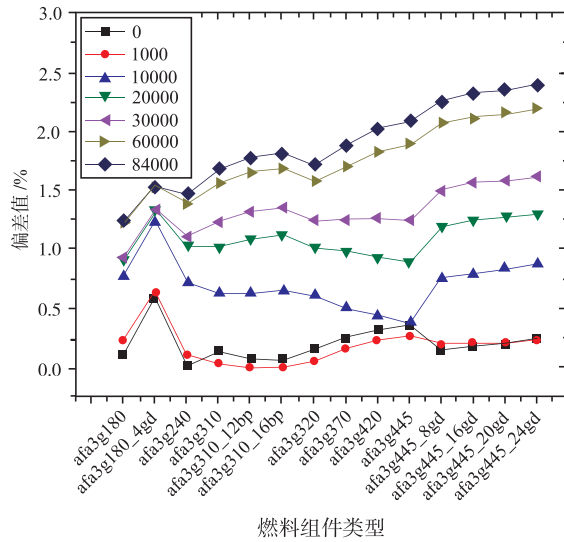


图 2 单群吸收截面偏差值

Fig.2 Deviation of one-group absorption cross section

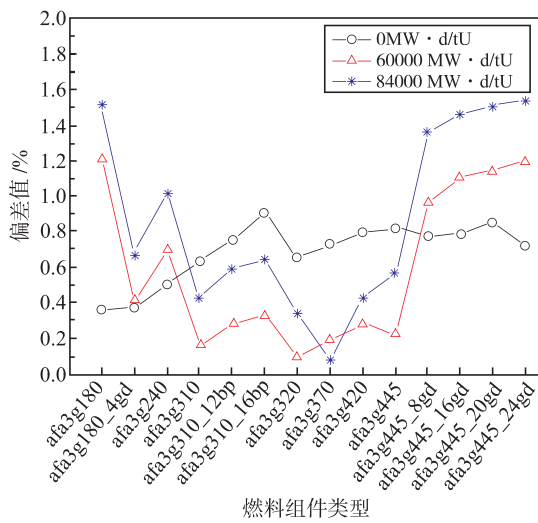


图 3 两群吸收截面偏差值

Fig.3 Deviation of two-group absorption cross section

2.4 核子密度

SCIENCE 和 COSINE 两个程序采用的是不同的核素库,程序内所设置的链式反应可能有所差距,会造成部分核素的核子密度的计算值的差异。本文选取了 SCIENCE 和 COSINE 计算的 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 和 ^{135}Xe 的核子密度进行对比分析。

2.4.1 ^{235}U

SCIENCE 和 COSINE 计算的 ^{235}U 核子密度的比较如图 6 所示。SCIENCE 和 COSINE

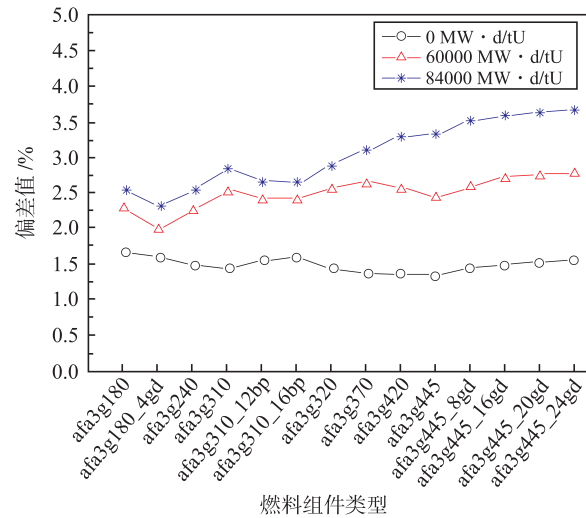


图 4 单群裂变产额截面偏差值

Fig.4 Deviation of one-group fission yield cross section

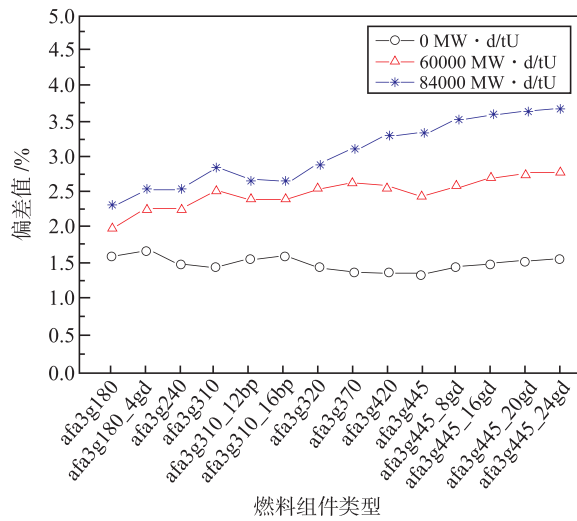


图 5 两群裂变产额截面偏差值

Fig.5 Deviation of two-group fission yield cross section

计算的 ^{235}U 核子密度的偏差随着燃耗的增大而增大。在初始时刻,即零燃耗下,SCIENCE 和 COSINE 计算出的 ^{235}U 核子密度偏差小于 3%。当燃耗值小于 10000 MW·d/tU 时,SCIENCE 和 COSINE 计算出的 ^{235}U 核子密度偏差小于 1%。当燃耗值小于 30000 MW·d/tU 时,SCIENCE 和 COSINE 计算出的 ^{235}U 核子密度偏差小于 5%。

2.4.2 ^{238}U

SCIENCE 和 COSINE 计算的 ^{238}U 核子密度的比较如图 7 所示。SCIENCE 和 COSINE

计算出的 ^{238}U 核子密度偏差较小,不超过 0.5%。

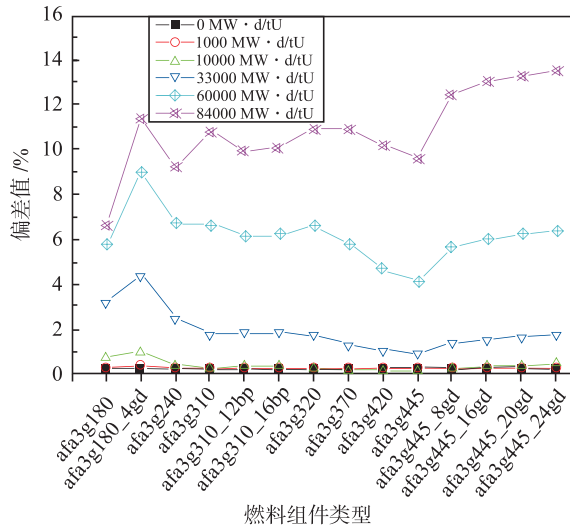


图 6 ^{235}U 核子密度偏差值

Fig.6 Deviation of ^{235}U nuclear density

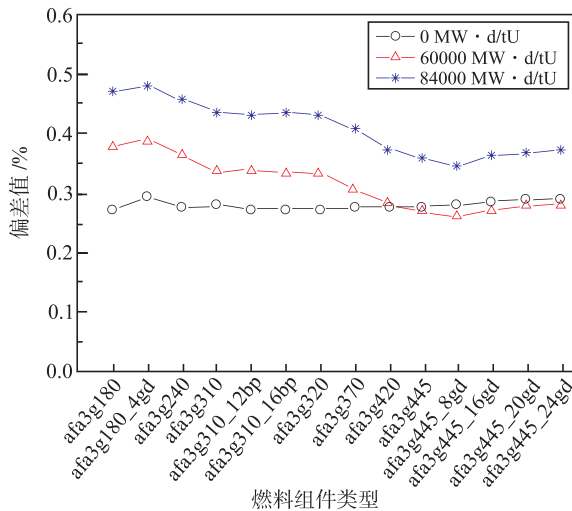


图 7 ^{238}U 核子密度偏差值

Fig.7 Deviation of ^{238}U nuclear density

2.4.3 ^{239}Pu

SCIENCE 和 COSINE 计算的 ^{239}Pu 核子密度的比较如图 8 所示。0 MW·d/tU 燃耗下,由于 SCIENCE 程序的计算中考虑了燃料组件内含有少量的 ^{239}Pu 杂质,其含量约为 6.7×10^{-9} ($1.0\text{E}+24/\text{cm}^3$),含量很小。COSINE 计算中考虑 ^{239}Pu 杂质的核子密度为零。因此,SCIENCE 和 COSINE 计算出的 ^{239}Pu 的核子密度在燃耗小于 1000 MW·d/tU 时相对偏差较大。随着燃耗的

加深, ^{239}Pu 的含量增加,两个程序计算值的偏差有所减小。当燃耗大于 5000 MW·d/tU 时,偏差不超过 5%。

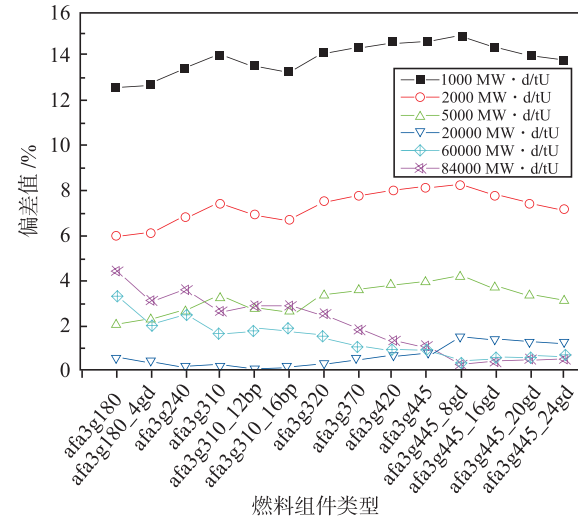


图 8 ^{239}Pu 核子密度偏差值

Fig.8 Deviation of ^{239}Pu nuclear density

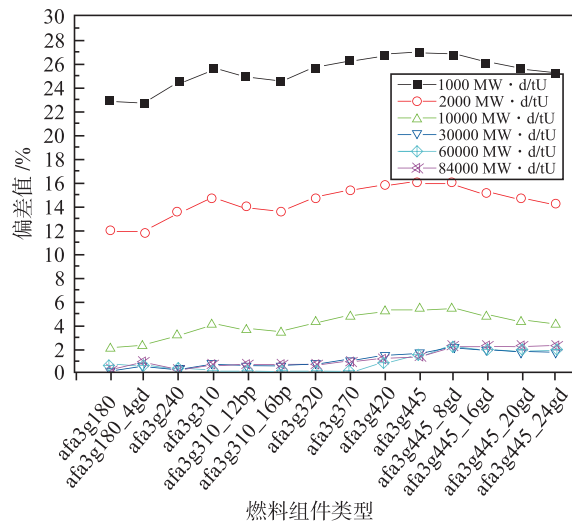
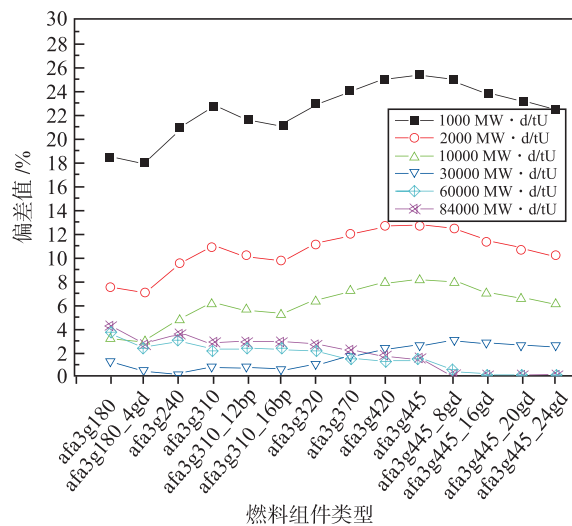
2.4.4 ^{240}Pu

SCIENCE 和 COSINE 计算的 ^{240}Pu 核子密度的比较如图 9 所示。两个程序对组件内部的杂质的考虑不同。0 MW·d/tU 燃耗下,由于 SCIENCE 程序的计算中考虑了燃料组件内含有少量的 ^{240}Pu 杂质,所以其核子密度不为零。COSINE 计算中不考虑 ^{240}Pu 杂质, ^{240}Pu 核子密度的初始值为零。这可能会对部分核子密度的计算结果造成影响。同时因为 ^{240}Pu 在小燃耗的核子密度较小,因此,燃耗小于 1000 MW·d/tU 时,SCIENCE 和 COSINE 计算出的 ^{240}Pu 的核子密度相对偏差较大。随着燃耗的加深, ^{240}Pu 的含量逐渐累加,两个程序计算值的偏差有所减小。当燃耗超过 12000 MW·d/tU 时,偏差不超过 5%。

2.4.5 ^{241}Pu

SCIENCE 和 COSINE 计算的 ^{241}Pu 核子密度的比较如图 10 所示。0 MW·d/tU 燃耗下,由于 SCIENCE 程序的计算中考虑了燃料组件内含有少量的 ^{241}Pu 杂质,所以其核子密度不为零。COSINE 计算中不考虑 ^{241}Pu 杂质, ^{241}Pu 核子密度的初始值为零,因此,SCIENCE 和 COSINE 计算

出的 ^{241}Pu 的核子密度在燃耗小于 $1000 \text{ MW}\cdot\text{d/tU}$ 时相对偏差较大,随着燃耗的加深, ^{241}Pu 的含量累加,两个程序计算值的偏差有所减小,当燃耗大于 $20000 \text{ MW}\cdot\text{d/tU}$ 时,偏差不超过 5%。

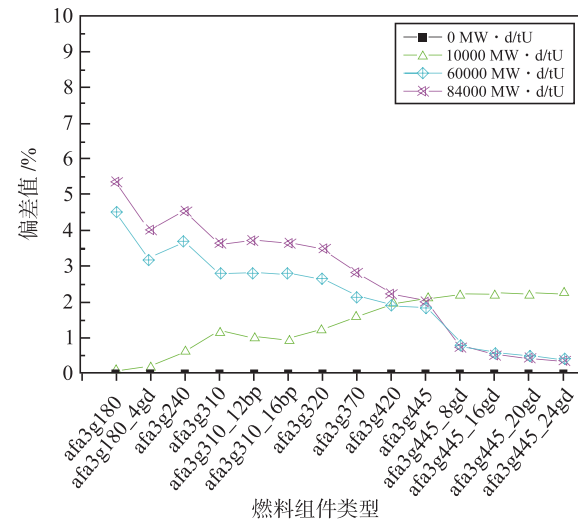
图 9 ^{241}Pu 核子密度偏差值Fig.9 Deviation of ^{241}Pu nuclear density图 10 ^{241}Pu 核子密度偏差值Fig.10 Deviation of ^{241}Pu nuclear density

根据 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 和 ^{241}Pu 核子密度的计算结果,cosLATC 可以进一步优化燃料组件 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 和 ^{241}Pu 核子密度杂质的初始假设。

2.4.6 ^{135}Xe

SCIENCE 和 COSINE 计算出的 ^{135}Xe 核子密度的偏差如图 11 所示。SCIENCE 和 COSINE

计算出的 ^{135}Xe 核子密度的偏差不超过 6%。

图 11 ^{135}Xe 核子密度偏差值Fig.11 Deviation of ^{135}Xe nuclear density

3 结论

本文建立了基于 SCIENCE 程序包对 COSINE 燃料组件分析程序独立验证的方法。采用 COSINE 组件计算程序 cosLATC 和法国的 SCIENCE 程序包 APOLLO2-F 程序建立 CPR1000 机组典型的 AFA3G 燃料组件模型,用计算得到的燃料组件吸收截面、裂变产额截面和核子密度进行对比分析,除了 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 和 ^{241}Pu 核子密度在寿期初计算偏差较大外,其他计算偏差较小(最大不超过 6%)。分析认为,影响 COSINE 组件计算程序 cosLATC 结果的主要因素为核素库、链式反应、组件内部的杂质等。该方法对国产自主化燃料组件软件的独立验证具有重要的参考意义。

参考文献

- [1] IAEA. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants: No. SSG-2 [S].Vienna: IAEA, 2019.
- [2] 李硕,张斌,刘志彦,等.COSINE 软件包组件参数计算程序 LATC 中 S_N 运输模块的开发与初步验证 [J].原子能科学技术,2013,47(S1):338-341.
- [3] 雷济充,谢金森,于涛,等.Cosine 软件包组件参数程序 cosLATC 燃耗功能的验证 [J].南华大学学报(自然科学版),2020,34(4):1-6+19.

- [4] 张洪, 李雷, 李庆, 等. 大亚湾核电站 18 个月换料燃料管理研究 [J]. 核动力工程, 2002 (5): 14-17.
- [5] 李冬生. 大亚湾核电站第九循环堆芯换料设计 [J]. 核动力工程, 2002 (5): 18-21.
- [6] 陈秋扬, 薛峰, 高拥军. 破损燃料组件修复后的物理和热工计算分析 [J]. 核动力工程, 2017, 38 (5): 119-122.

Independent Verification And Validation Method for COSINE Fuel Assembly Analysis Program based on the SCIENCE Package

Chen Qiuyang, Na Fuli, Liu Fang, Gao Yongjun

(Suzhou Nuclear Power Research Institute Co., Ltd., Suzhou 215004, China)

Abstract: In this paper, a independent verification and validation method for COSINE fuel assembly analysis program based on the SCIENCE package is established. The COSINE assembly calculation program (cosLATC) and the French SCIENCE package APOLLO2-F are used to establish a typical AFA3G fuel assembly model for CPR1000 units. The calculated fuel assembly absorption cross section, fission yield cross section and nuclear density are compared and analyzed, and the deviation is calculated. The analysis shows that the main factors affecting the COSINE assembly calculation program (cosLATC) results are the nuclide library, chain reaction, impurities in the assembly, etc. This method has an important reference significance for the verification and validation of domestic localization Fuel Assembly software.

Key words: SCIENCE; COSINE; fuel assembly; verification

(责任编辑: 许龙飞)

卢志威, 廖业宏. 芯块偏心致周向非均匀传热对SiC燃料棒弯曲特性影响研究[J]. 核安全, 2024, 23(6): 69-76.

Lu Zhiwei, Liao Yehong. Investigation on the Influence of Circumferential Non-uniform Heat Transfer Resulted by Eccentricity of Pellets on Bending Characteristics of SiC Fuel Rod [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(6): 69-76.

芯块偏心致周向非均匀传热对SiC燃料棒弯曲特性影响研究

卢志威, 廖业宏

(中广核研究院有限公司, 深圳 518026)

摘要: 对于采用SiC复合包壳的燃料棒, 芯块在包壳内容易偏心, 这样会导致燃料棒周向非均匀传热及温度分布, 进而产生包壳周向非均匀的热膨胀以及辐照肿胀, 最终导致燃料棒弯曲。本文针对上述现象进行了研究, 结果表明: 芯块偏心会导致SiC包壳在芯块-包壳接触侧的温度高于芯块-包壳分离侧, 产生较为显著的周向温度分布不均匀性; 在无格架夹持的自由状态下, 寿期初SiC包壳向芯块-包壳分离侧弯曲, 随着SiC辐照肿胀量的逐渐积累, 寿期末向芯块-包壳接触侧弯曲; 格架夹持会使SiC包壳的弯曲量显著降低; 格架夹持基本不会对SiC包壳的环向应力产生影响, 但会使分离侧SiC包壳各层的轴向应力减小, 同时使接触侧SiC包壳各层的轴向应力增大。

关键词: SiC; 包壳; 周向; 非均匀; 弯曲

中图分类号: TL33 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0069-08

传统核燃料使用的锆合金包壳在高温蒸汽环境下会产生大量反应热及氢气, 这是2011年日本福岛核事故发生的原因之一^[1]。SiC复合材料因其具有高温强度高、抗蠕变、硬度高、耐磨、耐腐蚀、抗氧化以及优异的热稳定性等优点, 成为1400℃以上最有价值的高温结构陶瓷^[2]。此外, SiC复合材料在中子辐照作用下的稳定性好, 且没有辐照生长^[3,4], SiC的中子吸收截面和衰变热也较低^[5]。相比锆合金而言, SiC复合材料在轻水堆事故工况下具有显著的性能优势, 在核燃料领域有很好的应用前景^[6]。

与锆合金不同, 在中子辐照作用下, SiC会

产生辐照肿胀, 该辐照肿胀与包壳的运行温度及中子注量有关, 故SiC包壳的径向温度梯度会导致辐照肿胀的梯度产生, 进而导致SiC复合包壳中产生较大的应力。国外多位学者已通过不同分析工具开展了相关分析论证^[7-9]。

由于SiC复合材料属于陶瓷类材料, 基本没有塑性, 且杨氏模量比传统的锆合金包壳大, 因此, 燃料棒设计时需要考虑在反应堆内实际运行时如何避免发生较严重芯块-包壳相互作用的问题。芯块与包壳发生接触后, 芯块存在辐照肿胀、热膨胀等本征应变, 这些本征应变会使SiC包壳产生较大的应力及应变; 而SiC包

收稿日期: 2024-01-03 修回日期: 2024-02-27

作者简介: 卢志威(1985—), 男, 高级工程师, 硕士, 现主要从事核燃料研发设计工作

壳承受应变的能力有限,容易发生结构性破坏,因此,基于现有技术的 $\text{UO}_2\text{-Zr}$ 燃料棒设计,往往需要考虑设计较大的芯块-包壳间隙值。在这种情况下,可能导致芯块在 SiC 复合包壳内的偏心,同时由于芯块较大的发热率,最终会影响燃料棒弯曲形态及包壳应力分布状态。传统的锆合金燃料棒无上述性能特征,因此有必要对其开展分析研究。

本文将采用建立的 SiC 燃料棒性能分析模型,在考虑上述 SiC 各项辐照效应的基础上,针对 SiC 复合包壳管装载 UO_2 芯块的燃料棒(以下简称“ $\text{UO}_2\text{-SiC}$ ”),开展芯块偏心致周向非均匀传热对其弯曲性能的影响研究,从而为后续 SiC 燃料棒及燃料组件的设计及工程应用提供参考。

1 分析方法

1.1 SiC 复合包壳结构

基于燃料棒对气密性、抗水腐蚀性能和结构强度的性能需求, SiC 包壳的设计一般采用复合结构,对于两层结构设计,外层采用 CVD 层(以下简称“CVD-SiC”),用于提升包壳管的气密性和抗水腐蚀性能;内层采用纤维复合层(以下简称“ SiC_f/SiC ”),用于保持结构强度,防止包壳管发生脆性断裂。本文将基于两层结构设计的 SiC 复合包壳开展分析。

1.2 材料性能

1.2.1 辐照肿胀

SiC 在中子辐照下会产生弗伦克尔缺陷,造成肿胀,当中子注量达到一定值时,弗伦克尔缺陷达到饱和;同时,在高温条件下,原子晶格振动导致部分离位原子重新回归,因而 SiC 的肿胀既与中子注量有关,又与温度有关^[10]。SiC 的辐照肿胀随中子剂量的增加而快速增加,在温度 1000℃ 以下,大约 1 dpa 就会达到饱和,其体积饱和肿胀值的范围在 1%~2%,且随温度的升高而降低。本文分析的工况为稳态功率运行,将采用如下 SiC 材料的辐照肿胀模型^[10]:

$$S = S_s \left(1 - \exp \left[- \frac{\gamma}{\gamma_{sc}} \right] \right)^{2/3} \quad (1)$$

$$k_s = 0.10612 - 1.5904 \times 10^{-4} T + 6.60631 \times 10^{-8} T^2 \quad (2)$$

$$\gamma_{sc} = 0.51801 - 2.7651 \times 10^{-3} T + 9.4807 \times 10^{-6} T^2 - 1.3095 \times 10^{-8} T^3 + 6.7221 \times 10^{-12} T^4 \quad (3)$$

式中: S 为辐照肿胀率; S_s 为饱和辐照肿胀率; γ_{sc} 为饱和辐照肿胀剂量, dpa; γ 为辐照剂量, dpa; T 为温度, K。

1.2.2 热导率

Snead 等人对不同学者公布的高纯度未辐照过的 CVD-SiC 热导率进行了总结,并拟合得到了 300 K 以上 CVD-SiC 的热导率计算公式^[11]:

$$k_{op} = [- 0.0003 + 1.05 \times 10^{-5} T]^{-1} \quad (4)$$

式中: k_{op} 为未辐照 CVD-SiC 的热导率, (W/m/K); T 为温度, K。

SiC_f/SiC 内部存在空隙和界面相,使其导热能力低于 CVD-SiC, SiC_f/SiC 的导热能力与 SiC 纤维的种类、体积分数、制备工艺等都有关系,不同类型的 SiC_f/SiC 的导热能力差别很大。在本研究中, SiC_f/SiC 的堆外热导率采用^[12]:

$$k_{op} = 46.4 - 0.02T + 8 \times 10^{-6} T^2 \quad (5)$$

式中: k_{op} 为未辐照 CMC-SiC 的热导率, (W/m/K); T 为材料温度, K。

两种 SiC 的热导率还与辐照有关,受快中子注量影响^[13],其影响关系由如下关系式确定:

$$k = k_{sat} \left(\frac{(\gamma + \gamma_0)}{\gamma_{sat}} \right)^{-0.4} \quad (6)$$

$$\gamma_0 = \gamma_{sat} \left(\frac{k_{sat}}{k_{op}} \right)^{2.5} \quad (7)$$

式中: k 为辐照后 SiC 的热导率, (W/m/K); γ 为损伤剂量, dpa; γ_{sat} 为饱和损伤剂量, dpa; k_{sat} 为饱和热导率, (W/m/K)。

1.2.3 杨氏模量及泊松比

对于 CVD-SiC 来说,堆外杨氏模量受孔隙率及温度影响,具体如下式所示^[13]。

$$E_{op} = E_0 \exp(-CV_p) - BT \exp\left(-\frac{T_0}{T}\right) \quad (8)$$

式中: E_0 为无孔隙状态 CVD-SiC 的杨氏模量,

取常数 460 GPa; C 为常数, 取 3.57; V_p 为孔隙率, 取 2%; B 取 0.04 GPa/K; T_0 取 962 K。

CVD-SiC 的泊松比一般与辐照无关, 且低温下随温度变化较小, 因此可以近似为常数, 对于 CVD-SiC, 取值为 0.21^[11]。

对于 SiC_f/SiC 的杨氏模量及泊松比, 本文考虑其各向异性特征, 采用的 SiC_f/SiC 的杨氏模量及泊松比见表 1^[14]。

表 1 SiC_f/SiC 辐照前弹性常数
Table 1 Elastic properties of unirradiated SiC_f/SiC

弹性常数	单位	数值
径向杨氏模量	GPa	79.9
周向杨氏模量	GPa	248.8
轴向杨氏模量	GPa	263.9
$\nu_{r\theta}$	—	0.191
ν_{rz}	—	0.204
$\nu_{\theta z}$	—	0.17
$G_{r\theta}$	GPa	70.5
G_{rz}	GPa	85.7
$G_{\theta z}$	GPa	109.5

SiC 的杨氏模量还与辐照有关, 受快中子注量影响^[13], 由下式计算:

$$E = E_{op} [1 - 0.4 \cdot (1 - \exp^{-0.15\gamma})] \quad (9)$$

式中: E 为辐照后 SiC 的杨氏模量, GPa; γ 为损伤剂量, dpa。

1.2.4 热膨胀系数

Katoh 等人指出 CVD-SiC 和 SiC_f/SiC 的热膨胀性能可以认为是基本一致的, 因此本文采用 CVD-SiC 和 SiC_f/SiC 两者一致的热膨胀系数, 热膨胀为各向同性, 采用均匀的热膨胀系数, 取值为 $3.0 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$ ^[11]。

1.2.5 蠕变

根据相关研究^[12], 温度在 1673 K 以下时, SiC 的蠕变速率可认为是 0。在压水堆稳态功率运行工况下, SiC 包壳温度一般低于 850 K, 故本文暂不考虑 SiC 的蠕变。

1.3 分析模型

1.3.1 燃料棒结构

本文分析的燃料棒结构如图 1 所示, 包壳为双层结构的 SiC 复合包壳, 内部装载 UO₂ 芯块。如前文所述, 为防止芯块与包壳发生接触, 在芯块居中状态下, UO₂-SiC 燃料棒的芯块-包壳间隙采用较大的 150 μm (相比传统的锆合金燃料棒增大 1 倍), 如图 1(a) 所示。实际运行中, 在芯块和包壳之间存在间隙的情况下, 燃料棒中的芯块就有较大可能发生偏心, 保守考虑, 芯块与包壳的一侧接触, 接触侧的芯块-包壳间隙为 0, 那么分离侧的芯块-包壳间隙约为 300 μm, 如图 1(b) 所示。

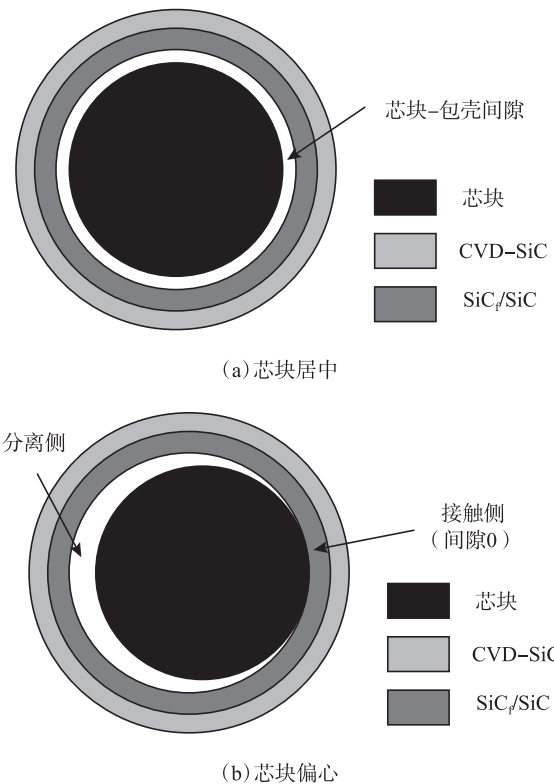


图 1 UO₂-SiC 燃料棒结构
Fig.1 Structure of UO₂-SiC fuel rod

表 2 给出了本文所分析的 UO₂-SiC 燃料棒主要设计参数。此外, 结合本文研究目的, 同时为了控制计算量, 轴向高度采用接近典型压水反应堆燃料组件的一跨长度 500 mm。

表 2 燃料棒主要设计参数

Table 2 Main design parameters of fuel rod

参数	数值	单位
芯块外径	7.8	mm
包壳外径	9.5	mm
包壳内径	8.1	mm
包壳壁厚	0.7	mm
芯块-包壳间隙	150	μm

1.3.2 运行工况及边界条件

表 3 给出了本文所分析的反应堆功率运行工况的主要参数。

表 3 反应堆功率运行工况主要参数

Table 3 Main parameters of operating conditions

参数	数值	单位
冷却剂温度	300	$^{\circ}\text{C}$
一回路压力	15.5	MPa
平均燃料棒线功率	186	W/cm
最大燃耗	62000	MWd/tU

2 分析结果

2.1 温度分布

图 2 给出了功率运行工况下的 SiC 燃料棒温度分布,从图中可以看出,因为芯块的偏心,在芯块与包壳接触侧,热阻较小,故热流密度更大,导致本侧的包壳温度高于相对的分侧约 100°C ,在包壳内产生了较为显著的周向温度分布不均匀性。

2.2 自由状态下包壳弯曲形态

为了单独分析周向非均匀传热对 SiC 包壳弯曲特性的影响,在包壳下端部固定的情况下,上端部为自由状态。

图 3 给出在 SiC 包壳上端部自由状态下的包壳弯曲形态与运行时间的关系。在寿期初 (BOL),因为 SiC 包壳的辐照肿胀量基本为零,故此时燃料棒弯曲原因是包壳周向温度分布不均匀导致的热膨胀差,基于图 3 的坐标, SiC 包壳向 X 负方向 (芯块-包壳分离侧) 弯曲,端部的最大弯曲量约 -6.6 mm [接触侧和分离侧的位置如图 1 (b) 所示,下同]。

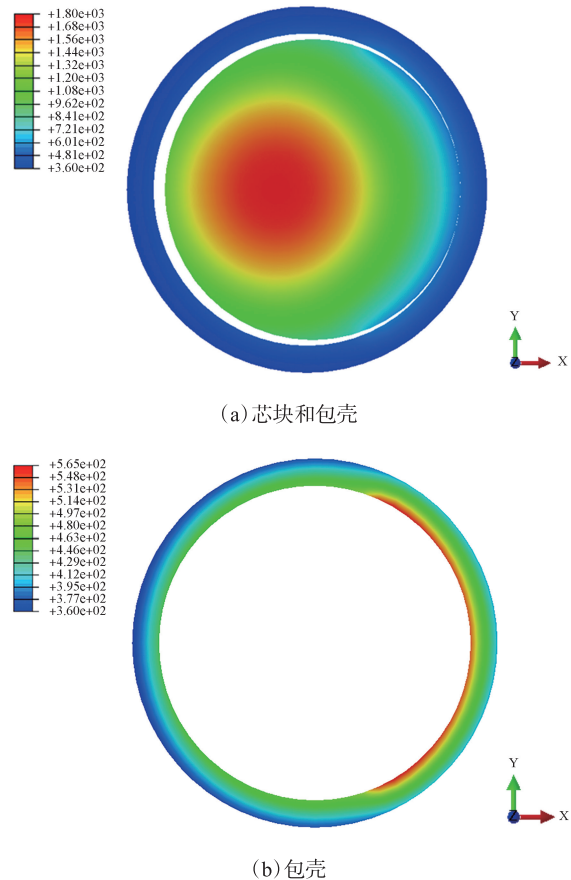


图 2 芯块偏心情况下的温度分布

Fig.2 Temperature distribution under eccentricity of pellets

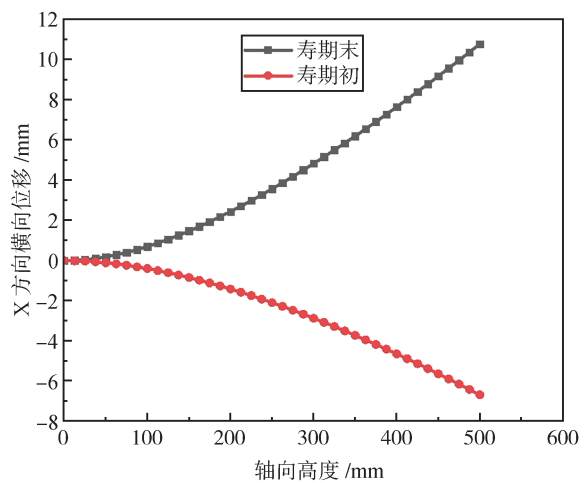


图 3 包壳弯曲形态与运行寿期的关系

Fig.3 Relationship between the bending form of the cladding and the operating time

此后,随着燃耗的增加, SiC 包壳的辐照肿胀量逐渐积累增大,根据 1.2 节所述的 SiC 的辐照肿

胀模型,由于 SiC 的饱和辐照肿胀量与温度呈负相关关系,因此在寿期末(EOL)时周向温度不均匀性的作用下,接触侧和分离侧的 SiC 辐照肿胀差导致的弯曲量已经完全抵消并超过热膨胀差导致的弯曲,使 SiC 包壳向 X 正方向(芯块-包壳接触侧)弯曲,端部的最大弯曲量约 +10.8 mm。

关于上述现象的进一步原因分析如图 4 所示,图 4 给出了功率运行工况下 SiC 包壳肿胀线应变和热应变随燃耗变化的关系。从图 4(a)可以看出,在接近 0 燃耗的寿期初,在 SiC 包壳接触侧与分离侧的热应变差为瞬时产生,而此时的肿胀应变差为 0;结合图 4(b)分析,随着燃耗的逐渐增加,接触侧与分离侧的肿胀应变差逐渐积累,并超过了热应变差,并在辐照饱和后达到一个稳定状态。

由于锆合金不存在如 SiC 复合包壳一样的依赖于中子注量及温度的肿胀现象,所以,传统的基于锆合金包壳的燃料棒,也就不会发生如图 3 所示的 SiC 燃料棒弯曲形态随燃耗变化的现象;而锆合金包壳与 SiC 包壳一样,均存在热膨胀现象,所以对于传统的基于锆合金包壳的燃料棒,如果存在芯块偏心现象,理论上也会发生如图 3 所示的 SiC 燃料棒寿期初一样的弯曲形态,但因为传统的锆合金包壳热导率较高、壁较薄,故其弯曲程度较本文分析的 SiC 燃料棒会小很多。

2.3 夹持状态下包壳弯曲形态

为了更真实地评估 SiC 燃料棒在反应堆中的运行状态,对 SiC 燃料棒上端部处于格架夹持状态的情况进行了分析,并与上端部为无夹持的自由状态进行了对比分析。典型的压水反应堆格架夹持系统一侧为格架刚凸,另一侧为格架弹簧,具体如图 5 所示。

图 6 给出了在功率运行工况下,夹持状态下寿期末 SiC 包壳弯曲形态,与图 3 中寿期末的弯曲形态相比, SiC 包壳上端部的夹持使其弯曲形态发生了显著的变化:由于夹持的影响, SiC 包壳的中部区域向分离侧弯曲;同时,与图 3 中寿期末上端部最大弯曲度近 10.8 mm 相比,夹持使得包壳的弯曲量显著降低,最大值仅约为 0.16 mm。通过对图 6 的分析可知,从包壳的变形量角度分析,在夹持状态下, SiC 包壳因周向非均匀传热导致的弯曲变形量较小,对核燃料的安全运行影响总体可控。以下将针对夹持导致的 SiC 包壳的应力变化进行分析。

在线功率 186 W/cm 运行工况下,图 7 给出了 SiC 燃料棒上端部为自由及夹持状态下 SiC 包壳分离侧的环向应力对比,从图中可以看出,夹持状态的变化基本不会对包壳的环向应力产生影响。

在线功率 186 W/cm 运行工况下,图 8 和图 9 分别给出了不同夹持状态下在分离侧和接触

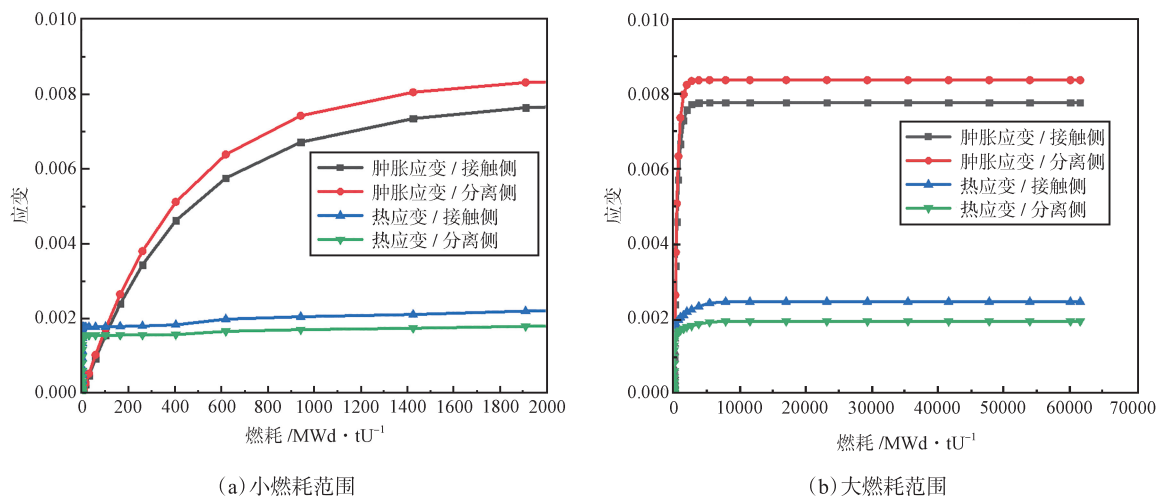


图 4 肿胀线应变和热应变随燃耗的关系

Fig.4 Relationship of swelling strain and thermal strain with burnup

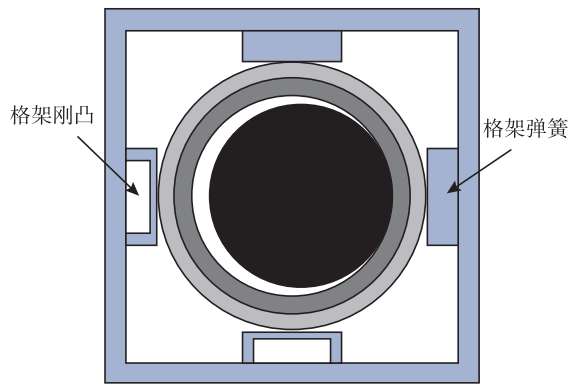


图5 SiC 燃料棒夹持状态
Fig.5 Clamping state of SiC fuel rod

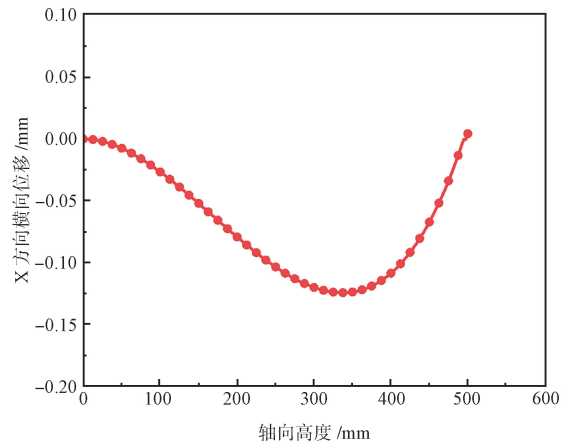
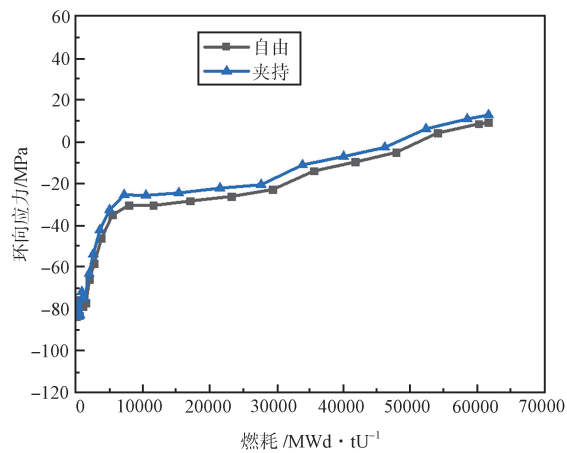
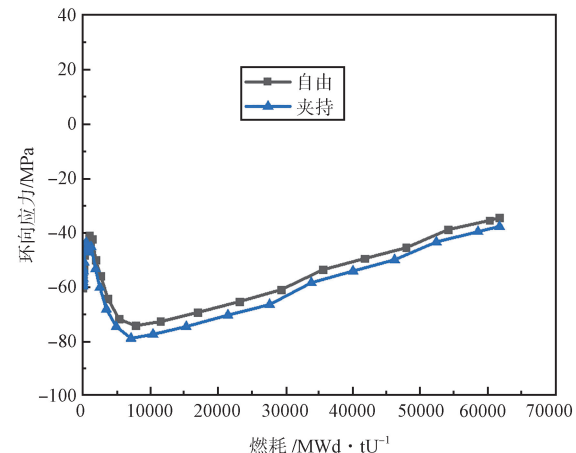


图6 夹持状态下寿期末 SiC 包壳弯曲形态
Fig.6 Bending form of SiC cladding at the end of life in clamping state



(a) 外侧 CVD-SiC 层



(b) 内侧 SiC₄/SiC 层

图7 不同夹持状态下的包壳环向应力对比

Fig.7 Comparison of circumferential stresses of cladding under different clamping states

侧位置处 SiC 包壳轴向应力对比。

从图 8 中可以看出,在整个寿期内,在分离侧,相比自由状态,格架夹持会导致 SiC 包壳的外侧 CVD-SiC 层以及内侧的 SiC₄/SiC 的轴向应力减小,外侧 CVD-SiC 层的减小幅度在 70 MPa 左右,内侧的 SiC₄/SiC 层的减小幅度在 40 MPa 左右。

从图 9 中可以看出,在整个寿期内,在接触侧,相比自由状态,格架夹持会导致 SiC 包壳的外侧 CVD-SiC 层以及内侧的 SiC₄/SiC 的轴向应力增加,外侧 CVD-SiC 层的增加幅度在 70 MPa 左右,内侧的 SiC₄/SiC 层的增加幅度在 40 MPa 左右。

基于图 8 和图 9 的分析结果,芯块偏心导

致周向的非均匀传热,会使 SiC 燃料棒在燃料组件中受力状态发生较大变化,考虑工程应用,需要重点关注外侧 CVD-SiC 层的轴向应力增加,这可能会增加其失效概率。

3 结论

本文采用建立的 SiC 燃料棒性能分析模型,考虑 SiC 的各项辐照效应,对芯块偏心致周向非均匀传热对 SiC 包壳性能影响进行了研究。分析结果表明:

(1) 在线功率 186 W/cm 运行情况下,芯块偏心会导致 SiC 包壳接触侧温度高于分离侧约

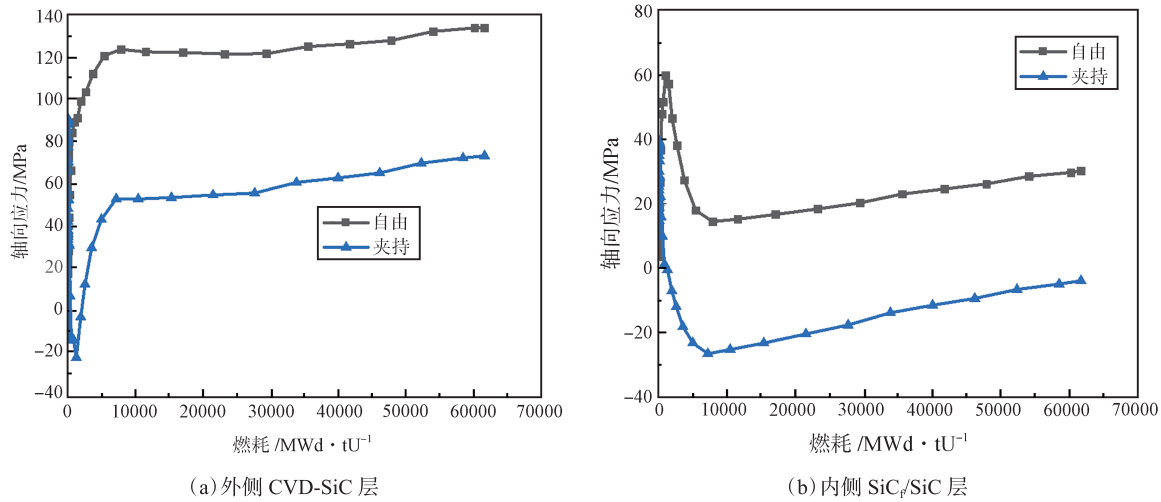


图 8 不同夹持状态下的包壳轴向应力对比(分离侧)

Fig.8 Comparison of axial stresses of cladding under different clamping states

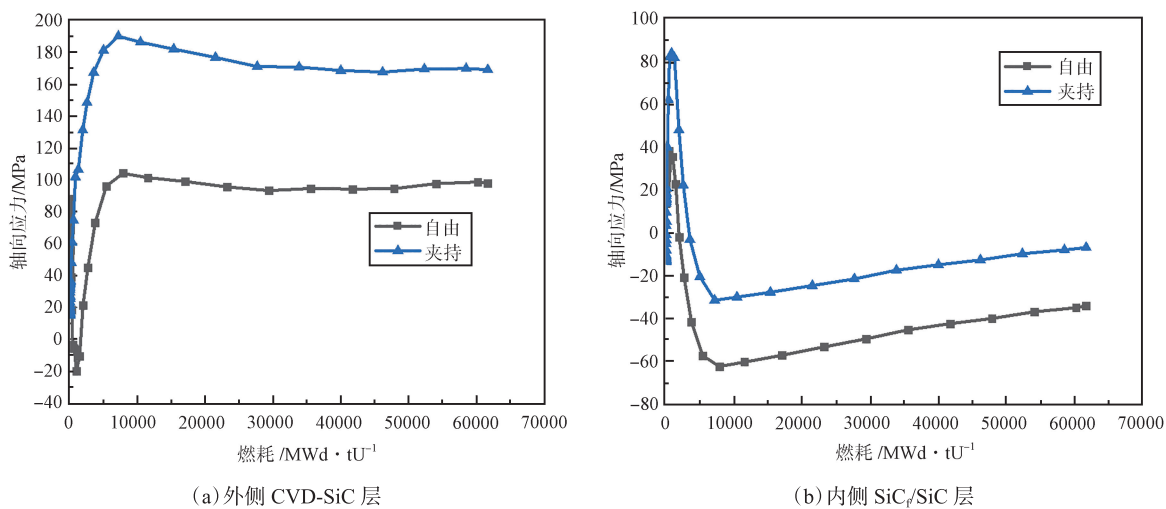


图 9 不同夹持状态下的包壳轴向应力对比(接触侧)

Fig.9 Comparison of axial stresses of cladding under different clamping states

100℃,产生较为显著的周向温度分布不均匀性;

(2)在自由状态下,由于 SiC 辐照肿胀量的逐渐积累,SiC 包壳的弯曲形态由寿期初向分离侧最大弯曲 6.6 mm 逐渐过渡为向接触侧最大弯曲 10.8 mm;

(3)格架夹持会使得 SiC 包壳的因周向温度不均匀导致的弯曲量显著降低,最大弯曲量约 0.16 mm;

(4)在周向温度不均匀的情况下,格架的夹持不会对 SiC 包壳的环向应力产生影响,但会使分离侧 SiC 包壳各层的轴向应力减小,同时

使接触侧 SiC 包壳各层的轴向应力增大。

参考文献

- [1] Kane K, Bell S, Capps N, et al. The response of accident tolerant fuel cladding to LOCA burst testing A comparative study of leading concepts [J]. Journal of Nuclear Materials, 2023, 574: 1-15.
- [2] Yuan G, Paul J, Xu P, et al. In situ high-temperature 3D imaging of the damage evolution in a SiC nuclear fuel cladding material [J]. Material & Design, 2023, 227: 1-17.
- [3] Katoh Y, Nozawa T, Snead L L, et al. Stability of SiC and its composites at high neutron fluence [J]. Journal of Nuclear Materials, 2011, 417 (1-3): 400-405.

- [4] Katoh Y, Snead L L, Szlufarska I, et al. Radiation effects in SiC for nuclear structural applications [J] .Current Opinion in Solid State and Materials Science, 2012, 16: 143–152.
- [5] Terrani K A, Yang Y, Kim Y J, et al. Hydrothermal corrosion of SiC in LWR coolant environments in the absence of irradiation [J] . Journal of Nuclear Materials, 2015, 465: 488–498.
- [6] Terrani K A. Accident tolerant fuel cladding development: Promise, status, and challenges [J] . Journal of Nuclear Materials, 2018, 501: 13–30.
- [7] Ben-Belgacem M, Richet V, Terrani K A, et al. Thermo-mechanical analysis of LWR SiC/SiC composite cladding [J] . Journal of Nuclear Materials, 2014, 447 (1–3): 125–142.
- [8] Stone J G, Schleicher R, Deck C P, et al. Stress analysis and probabilistic assessment of multi-layer SiC-based accident tolerant nuclear fuel cladding [J] . Journal of Nuclear Materials, 2015, 466: 682–697.
- [9] Katoh Y, Ozawa Y, Shih C, et al. Continuous SiC fiber, CVI SiC matrix composites for nuclear applications properties and irradiation effects [J] . Journal of Nuclear Materials, 2014, 448: 448–476.
- [10] Katoh Y, Koyanagi T, McDuffee J L, et al. Dimensional stability and anisotropy of SiC and SiC-based composites in transition swelling regime [J] . Journal of Nuclear Materials, 2018, 499: 471–479.
- [11] Snead L L, Nozawa T, Katoh Y, et al. Handbook of SiC properties for fuel performance modeling [J] . Journal of Nuclear Materials, 2007, 371 (1): 329–377.
- [12] Carpenter, D..Assessment of Innovative Fuel Designs for High Performance Light Water Reactors [D] . Cambridge : Massachusetts Institute of Technology, 2006.
- [13] Snead L L, Katoh Y, Kohyama A, et al. Evaluation of neutron irradiated near-stoichiometric silicon carbide fiber composites [J] . Journal of Nuclear Materials, 2000, 283–287 (283): 551–555.
- [14] Singh G, Koyanagi T, Petrie C, et al. Elastic moduli reduction in SiC–SiC tubular specimen after high heat flux neutron irradiation measured by resonant ultrasound spectroscopy [J] . Journal of Nuclear Materials, 2019, 523: 391–401.

Investigation on the Influence of Circumferential Non-uniform Heat Transfer Resulted by Eccentricity of Pellets on Bending Characteristics of SiC Fuel Rod

Lu Zhiwei, Liao Yehong

(China Nuclear Power Technology Research Institute, Shen Zhen, Shen zhen 518026, China)

Abstract: For fuel rods based on silicon carbide composite cladding, the pellet is prone to eccentricity in the cladding, leading to non-uniform heat transfer and temperature distribution around the fuel rod, resulting in non-uniform thermal expansion and radiation swelling around the cladding, ultimately leading to bending of the fuel rod. In this paper, the above phenomena are quantitatively studied. The results show that the eccentricity of pellets leads to higher temperature on the contact side of SiC cladding than on the separation side, resulting in a significant non-uniform circumferential temperature distribution; In the free state, at beginning of life, the SiC cladding bends towards the separation side, and as the SiC irradiation swelling gradually accumulates, it bends towards the contact side at end of life. Grid spacer clamping will significantly reduce the bending amount of SiC cladding; Grid spacer clamping has little effect on the circumferential stress of SiC cladding, but reduce the axial stress of each layer of SiC cladding on the separation side and increase the axial stress of each layer of SiC cladding on the contact side.

Key words: SiC; cladding; circumferential; non-uniform; bending

(责任编辑: 徐晓娟)

彭丽君,刘焱,平秀坤,等.对三种方法获取的 γ 辐射剂量率的比对分析[J].核安全,2024,23(6):77-84.

Peng Lijun,Liu Yan,Ping Xiukun,et al. Comparative Analysis of Gamma Dose Rate Obtained by Three Methods [J]. Nuclear Safety,2024,23(6): 77-84.

对三种方法获取的 γ 辐射剂量率的比对分析

彭丽君^{1,2},刘焱^{1,*},平秀坤¹,陶扬²,刘定维²,张金帆^{1,2}

(1. 深圳市核与辐射技术应用协会,深圳 518049; 2. 广东省深圳生态环境监测中心站,深圳 518049)

摘要: [目的]探讨环境 γ 辐射剂量率的三种监测方法的可比性和替代性,分析三种方法的不同应用需求; [方法]选取深圳市辖区14个监测点位作为研究对象,以2023年7—12月作为监测时段,使用自动连续监测、累积剂量监测和即时测量三种方法对环境 γ 辐射剂量率进行监测,并通过En值比对的方式对三种方法进行分析验证; [结果]该三种方法的监测结果两两进行比对,自动连续监测与累积剂量监测的比对结果差异性相对最小,自动连续监测与即时测量的比对结果差异性相对最大; [结论]自动连续监测与累积剂量监测具备较好的可比性和替代性;即时测量因其监测方法和仪器的特点,在辐射环境质量定点监测方面存在局限性,更适用于大区域网格化的城市辐射环境质量调查。

关键词: γ 辐射剂量率;自动连续监测;累积剂量监测;即时测量;En值

中图分类号: X837 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0077-08

环境 γ 辐射剂量率是用于评价环境中辐射水平高低的重要指标,开展环境 γ 辐射剂量率监测是辐射环境监测工作的重要组成部分^[1-2]。目前常用的三种监测方法是自动连续监测、累积剂量监测和即时测量,自动连续监测是在固定点位上安装自动连续监测仪器,以自动连续监测环境 γ 辐射剂量率的时域连续变化值;累积剂量监测是在固定监测点位上布设热释光剂量片,通过累积辐射能量测出累积时间段内辐射环境累积剂量值^[2-3];即时测量是利用便携式 γ 辐射剂量率仪直接测量点位上的 γ 辐射剂量率瞬时值。为了验证这三种监测方法在同等条件下是否可以互为补充或相互替代,参考文献[4]方法,我们通过在同

点位同位置同时段布点,降低不同仪器不同监测方法造成的宇宙射线、降雨等其他因素的干扰,保障在同等条件下使用三种监测方法和仪器的方式开展监测比对试验,比对结果在一定程度上反映出监测实验的可靠性。根据监测目的和监测内容的需求,本文选取深圳市辖区布设的14个环境 γ 辐射剂量率监测点位,利用三种监测方法和不同仪器对该批点位获取的监测结果进行比对分析,探讨三种监测方法在同等条件下的可比性研究,分析三种监测方法在不同监测状况下的应用需求。本文的研究成果对城市辐射环境获取更科学、更完整、更稳定的 γ 辐射剂量率监测结果具有重要意义。

收稿日期:2024-07-24 修回日期:2024-10-21

作者简介:彭丽君(1982—),女,工程师,学士,现从事辐射环境监测及分析工作

*通讯作者:刘焱, E-mail: 83687385@qq.com

1 材料与方法

1.1 监测仪器

本文通过三类监测仪器分别实现辐射环境自动连续监测、累积剂量监测和即时测量,这三类监测仪器的各项规格参数均符合辐射环境质

量监测的要求,为行业内常用的监测仪器^[2-4]。具体规格参数见表1。

1.2 监测执行标准

参考 HJ 61-2021《辐射环境监测技术规范》^[5]、HJ 1157-2021《环境 γ 辐射剂量率测量技术规范》对辐射环境进行即时测量^[6]。

表1 监测仪器情况

Table 1 Monitor the equipment

监测仪器	型号	监测方法	探测器类型	量程	能量响应	校准报告不确定度
自动连续辐射剂量率监测仪	RS-S131-200-ER0000	自动连续监测	高压电离室	10 nGy/h-1 Gy/h	60 keV-10 MeV	5.9%(k=2)
全自动热释光读出仪+热释光剂量片	RE-2000A+LiF(Mg, Cu, P)探测器	累积剂量监测	LiF(Mg, Cu, P)(TLD)圆形片状	0.1 μ Gy-12 Gy	30 KeV-3 MeV	8.4%(k=2)
便携式 X- γ 辐射剂量率仪	FH40G+FHZ672E-10	即时测量	高灵敏度塑料闪烁体	10 nSv/h-1 Sv/h	48 keV-3 MeV	5.9%(k=2)

参考 HJ 1009-2019《辐射环境空气自动监测站运行技术规范》^[7]对被测量点位进行辐射环境自动连续监测。

参考 GB/T 10264-2014《个人和环境监测用热释光剂量测量系统》^[8]、GBZ128-2019《职业性外照射个人监测规范》^[9]进行辐射环境累积剂量监测。

1.3 布点方法

辐射环境自动连续监测:以深圳市城市环境为该次环境辐射剂量率的监测对象,采用定点监测的方法,监测点位覆盖深圳市 10 个行政区,共布设 14 个监测点位,因考虑辐射环境监测点位的敏感性,故不提及点位名称以序号代替。点位选择布设在环境空旷、附近区域无辐射源干扰的位置,尽可能代表该位置的辐射环境背景水平,探测器置于百叶箱内,须离安装面高度 1 m。

辐射环境累积剂量监测:布设点位设置与对应的自动连续监测点位保持一致,保证布设的热释光剂量片与辐射环境自动连续监测点位的高压电离室探测器有效中心在同一水平位置。热释光剂量片用密封塑料盒密封保存放置,

布设频次为 1 次/季,定期回收进行实验室分析,测量一个季度内环境辐射场的累积剂量值^[4]。

辐射环境即时测量:布设点位设置与对应的自动连续监测点位保持一致,保证即时测量仪器的探测器与辐射环境自动连续监测点位的探测器有效中心在同一水平位置。

1.4 监测方法

自动连续监测方法:运用高压电离室测量,数据采集时间间隔设置为 30 s。参考文献[7]要求,全年小时数据获取率应达到 90% 以上。高压电离室参与计算的测量时间需与热释光剂量片布设时间统一。

累积剂量监测方法:(1)贮存剂量测算:在准备发放到现场的剂量片时,须准备相应对照剂量片,贮存在 5 cm 以上的铅室中。贮存剂量是由贮存对照剂量片推算的剂量率乘以相应的被校正剂量片的贮存时间来确定^[10]。(2)运输剂量测算:准备发放到现场的剂量片时,须准备几组对照剂量片,运输过程与现场测量剂量片放置一起,其余时间贮存在 5 cm 以上铅室屏蔽。运输剂量是由运输时对照剂量片对照的剂量率乘以相应与被校正剂量片的运输时间来确

定^[10],并依据热释光剂量片布放的时间间隔计算出 γ 辐射剂量率值。

即时测量方法:手持仪器或将仪器固定在三脚架上,须保持仪器探头中心距离地表(基础面)为1 m。仪器读数稳定后,通常以约10 s的间隔读取10个数据,使用读出数据的平均值作为监测结果^[2]。监测频次为1次/月。

1.5 质量保证

为保证监测数据的真实性和准确性,质量保证须做到以下几点要求:

(1) 监测项目须获得实验室资质认定证书,并处于有效期内。

(2) 监测工作人员应持证上岗,按照质量体系要求规范操作,尽最大可能减少人为操作引起的误差。

(3) 监测设备应每年进行一次检定/校准或通过量值传递的方式。对仪器进行维护维修后,仪器须重新检定/校准,检验合格后方可使用。

(4) 每年至少进行一次期间核查,用检验源检查剂量率监测仪k值。

2 结果

2.1 宇宙射线响应

使用FH40G+FHZ672E-10型辐射剂量率仪在万绿湖测点的所有有效监测数据平均值为该设备在该位置的宇宙射线响应值,万绿湖测点与该布设的深圳市测量点位的湖库淡水面的海拔高度差别<200 m,经度差别 $\leq 5^\circ$,纬度差别 $\leq 2^\circ$ 时,根据文献[5]中规定,均可不进行修正,最终得到该设备在深圳市各测量点位的宇宙射线响应值为18.0 nGy/h。

文献[11-12]中对三台RS-S131型高压电离室在同一时间同一地点进行宇宙射线响应测量,通过比对可得知,该型号高压电离室在同一地点的宇宙射线响应值偏差 $\leq 2\%$,因此选择该类型高压电离室,其中2台在万绿湖湖面进行宇宙射线响应测量,以测点的所有有效监测数据平均值为该类设备在该位置的宇宙射线响应值。根据文献[5]中规定,测量点位与湖库淡水面的海拔高度差别<200 m,经度差别 $\leq 5^\circ$,

纬度差别 $\leq 2^\circ$ 时,可不进行修正,最终得到RS-S131-200-ER0000型高压电离室在深圳市的宇宙射线响应值为34.3 nGy/h。

RE-2000A型热释光剂量读出器+LiF(Mg,Cu,P)探测器在深圳市石岩水库开展宇宙射线响应值布点测量,在水库中心浮标上放置3个月。因石岩水库测点与其他布设的深圳市测量点位的海拔高度差别<200 m,经度差别 $\leq 5^\circ$,纬度差别 $\leq 2^\circ$ 时,根据文献[5]中规定,均可不进行修正,最终得到RE-2000A型热释光剂量读出器+LiF(Mg,Cu,P)探测器连续累积测量在深圳市的宇宙射线响应值为30.5 nGy/h。

2.2 辐射环境自动连续监测结果

本文以2023年7—12月作为自动连续监测时段,采用高压电离室自动获取 γ 辐射剂量率监测结果,每个点位每小时获取1个 γ 辐射剂量率平均值,共14个点位184天,合计获取 γ 辐射剂量率61824个监测结果。因自动连续监测的传感器故障或设备缺陷导致的无效监测异常值,利用LOF算法^[13],剔除监测数据中的无效值(将不列入数据统计),提高系统监测数据的准确性和可靠性。根据文献[5]中规定,对设备获取的有效数据依据公式(1)进行换算:

$$D = Cf(EfX - \mu cXc) \quad (1)$$

式中,D:环境 γ 辐射空气吸收剂量率监测结果,单位为Sv/h;Cf:仪器量程检定/校准因子;Ef:仪器检验源效率因子(在自动站连续测量中默认为1);X:现场监测是仪器n次测量读出的平均值(自动站换算时取5 min平均值); μc :建筑对宇宙射线带电粒子和光子的屏蔽因子,自动站在户外取1;Xc:测点处仪器对宇宙射线的响应值。

各点位小时均值监测结果分布情况如图2所示,监测结果均已扣除宇宙射线响应。

2.3 累积剂量监测结果

本文以2023年7—12月作为累积剂量监测时段,所有点位监测时段均与自动连续监测保持一致,采用获取累积剂量换算成 γ 辐射剂量率作为监测结果,每个点位每个季度回收一次累积剂量片,并进行全自动热释光读出仪进

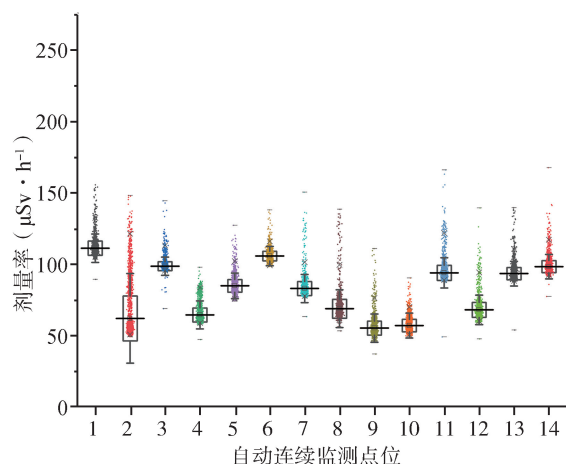


图1 自动连续监测数据分布

Fig.1 Automatic continuous monitoring of data distribution

行分析,共获取 28 个累积剂量监测结果,依据公式(2)进行换算。

$$D = \frac{Cf(\bar{R} - D_1 - D_2) \times 10^6}{T} - X_c \quad (2)$$

式中, D_1 :环境 γ 辐射累积剂量换算成小时剂量均值结果,单位为 nGy/h;

\bar{R} :测点处剂量计测量值平均值(已扣除贮存剂量和运输剂量);

Cf:测量系统的量程刻度因子;

D_1 :贮存剂量(仪器读出值单位为 mSv);

D_2 :运输剂量(仪器读出值单位为 mSv);

T:实际监测时的布放时长(单位换算成小时);

X_c :测点处仪器对宇宙射线的响应值(本计算统一采用响应值为 30.5 nGy/h)。

通过换算累积时长得到连续累积时期的平均 γ 辐射剂量率,详见表 2。

表 2 累积剂量监测结果

Table 2 Cumulative dose monitoring results

监测点 位序号	三季度		四季度	
	γ 辐射剂量 率/(nGy/h)	标准 偏差	γ 辐射剂量 率/(nGy/h)	标准 偏差
1	114.74	0.37	116.12	0.74
2	54.04	1.48	58.02	1.67
3	102.79	2.13	101.08	0.79

续表

监测点 位序号	三季度		四季度	
	γ 辐射剂量 率/(nGy/h)	标准 偏差	γ 辐射剂量 率/(nGy/h)	标准 偏差
4	68.79	1.57	67.46	1.62
5	67.09	1.62	77.97	2.18
6	96.96	2.92	103.9	3.33
7	89.46	0.97	75.89	0.97
8	48.94	0.32	59.04	0.83
9	65.43	2.50	63.48	0.88
10	53.85	0.65	57.83	0.88
11	93.53	3.75	93.16	0.83
12	69.82	1.94	67.32	0.60
13	74.45	1.06	75.47	1.16
14	94.32	1.85	102.24	1.62

注:监测结果均已扣除宇宙射线响应值。

2.4 即时测量剂量率监测结果

本次调查中采用便携式辐射剂量率监测仪获取的 γ 辐射剂量率监测结果,对每个点位每个月进行一次监测,共获取监测结果 84 个。对设备获取的有效数据依据公式(3)进行计算分析:

$$D = Cf(EfX - \mu cXc) \quad (3)$$

式中, D :环境 γ 辐射剂量率监测结果,单位为 nGy/h;

Cf:仪器量程检定/校准因子;

Ef:仪器检验源效率因子;

X:现场监测是仪器 n 次测量读出的平均值(即时测量时现场连续测量 10 次);

μc :屏蔽因子,户外取 1;

X_c :测点处仪器对宇宙射线的响应值。

3 数据分析

3.1 监测不确定度分析

E_n 值比对需要明确比对数据的不确定度,因此我们需要对三类监测方法进行不确定度分析^[14-17]。不确定度主要分为 A 类不确定度和 B 类不确定度,A 类不确定度为测量重复性引起

表3 即时测量辐射剂量率监测结果
Table 3 Monitoring results of instantaneous radiation dose rate

监测点位	7月	8月	9月	10月	11月	12月	月数据标准偏差
	γ 辐射剂量率/(nGy/h)	γ 辐射剂量率/(nGy/h)	γ 辐射剂量率/(nGy/h)	γ 辐射剂量率/(nGy/h)	γ 辐射剂量率/(nGy/h)	γ 辐射剂量率/(nGy/h)	
1	101	101	124	98.4	116	117	10.74
2	76.5	74.9	86	73.6	72	79	5.02
3	152	114	126	104	104	96.3	20.38
4	128	119	96	82.3	86.1	87	19.16
5	155	134	112	91.6	113	96.5	23.83
6	104	75.2	119	125	145	134	24.73
7	119	125	96	94.1	97.7	90.8	14.43
8	97.5	99.2	87	85	68.2	64.7	14.45
9	109	100	88	64.9	74.9	74.6	16.88
10	140	103	107	76	75.8	76.1	25.73
11	137	101	99	99.5	101	104	14.84
12	108	93.1	113	84	79.8	85.3	13.68
13	110	101	112	114	115	111	5.01
14	148	123	137	101	105	97.9	20.71

注:监测结果均已扣除宇宙射线响应值。

的不确定度,是通过监测数据组的标准偏差、置信度值、监测数据量等参数予以得到;B类不确定度主要是分析统计分析之外的其他影响因素引起的不确定度。B类不确定度包含的因素很多,为便于计算,我们利用该监测项目和仪器校准报告给出的不确定度来确定,通过确定A类和B类不确定度,能够得到合成标准不确定度,选取置信因子 $k=2$,可以得到各个监测结果的扩展不确定度,将其作为 En 值比对分析的参数因子。

3.2 En 值比对方法

在比对两组数据之间是否存在显著性差异,通常情况可利用 En 值^[18-21]对不同来源试验数据进行比对评价, En 值的计算公式如下:

$$En = \frac{|X - Y|}{\sqrt{Ux^2 + Uy^2}} \quad (4)$$

式中, X 、 Y 分别为两台仪器的检测值; Ux 、 Uy 为对应的扩展不确定度。

En 值用以分析仪器试验数据之间是否存

在显著性差异, $|En|$ 值越大代表显著性差异越明显,通常选择 $|En| \leq 1$, 表示两试验数据无显著性差异; $|En| > 1$, 表示两试验数据有显著性差异。

结合监测结果及其扩展不确定度,并利用 En 值计算公式,可以计算得到3类监测方法14个监测点位7—12月的比对 En 值。自动连续监测与即时测量 En 值如图2所示,累积剂量监测与即时测量 En 值如图3所示,累积剂量监测与自动连续监测 En 值如图4所示。

将14个监测点位的即时测量、自动连续监测、累积剂量监测的原始结果按照标准方法进行修正并扣除宇宙射线响应后,分别进行两两比对,共获得140个 En 值。其中大于1的点位达到100个,小于1的点位达到40个,无显著性差异的监测结果仅占28.6%。

对两两比对的 En 值分别进行统计分析:自动连续监测与累积剂量监测结果进行比对,共获取28个 En 值,小于1的点位为21个,无显著性差异的点位占比达到75%;将自动连续监

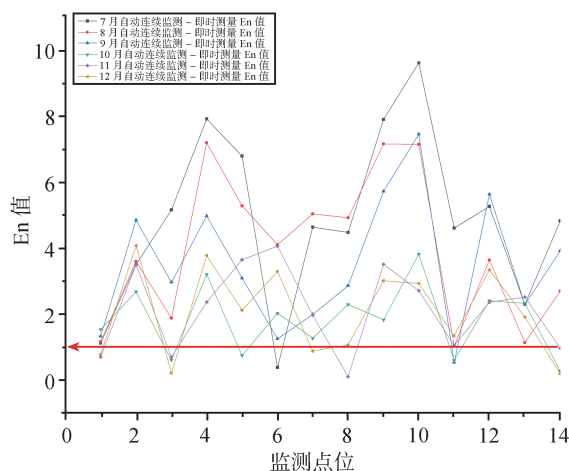


图2 自动连续监测-即时测量En值分布

Fig.2 Automatic continuous monitoring-immediate measurement of En value distribution

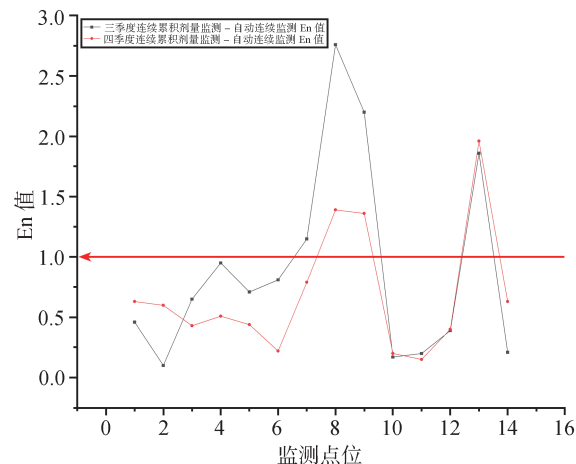


图4 累积剂量监测-自动连续监测En值分布

Fig.4 Cumulative dose monitoring-automatic continuous monitoring of En value distribution

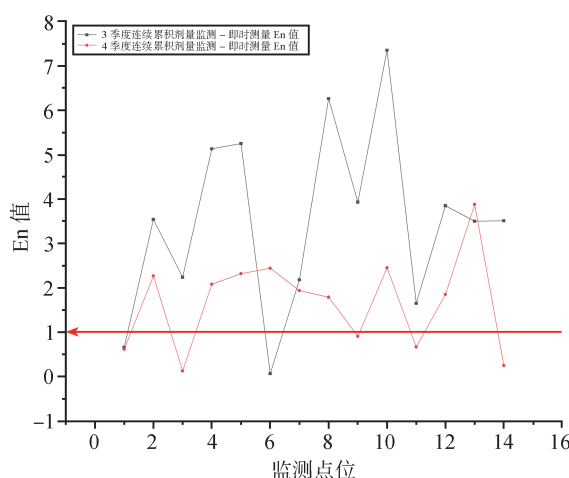


图3 累积剂量监测-即时测量En值分布

Fig.3 Cumulative dose monitoring-immediate measurement of En value distribution

测与即时测量的监测结果进行比对,共获取 84 个 En 值,En 值小于 1 的点为 12 个,无显著性差异的点占比仅为 14.3%;将累积剂量监测与即时测量的监测结果进行比对,共获取 28 个 En 值,En 值小于 1 的点为 7 个,无显著性差异的点占比仅为 25%。

4 讨论

自动连续监测具备实时、快速、自动化程度高等特点,可实现辐射事故预警功能;能够获取连续大量的辐射剂量率监测数据,能够更准确、

更稳定、更连续地掌握监测点位的真实辐射环境质量时域变化趋势和状况,具备替代固定点位的即时测量工作的能力。在条件资金允许的情况下,通过优化布点研究,建设一定数量的自动连续辐射监测点位,甚至能够替代区域辐射环境质量监测功能。

累积剂量监测则可衡量一段监测时期内所有辐射剂量的累加值,价格低廉,增设补充点位较为方便,但无法在时域方向体现连续辐射剂量率的变化趋势。

即时测量用于单次巡测,能简单快速出结果,通过大面积布设点位,具有空间代表性。但因其仅监测某一瞬时剂量率,存在每次监测时间不同、天气情况不同、测点表面含水量不同、人工监测有误差等特点,导致在同一区域、同一监测标准要求、同一监测仪器的情况下,月监测数据的标准偏差较大(表 3)。因此依靠即时测量获取的即时数据在体现城市固定监测点位的辐射环境状况时存在局限性。

以上三类监测方法各有优势,在一定程度上验证了三种监测方法的可比性和替代性。由于监测对象剂量值的偏低,各仪器的能量测量范围和探测器类型不同等原因^[3],致使该次研究中三类监测方法的监测结果与实际结果可能存在一定的偏差。如何对三类设备测量的偏差进行修正,值得后续再进行研讨。

5 结论

结论1:自动连续监测与累积剂量监测的比对结果差异性相对最小,自动连续监测与即时测量的比对结果差异性相对最大,因此在同等条件下,自动连续监测与累积剂量监测的监测结果具备较好的可比性和替代性。

结论2:即时测量因其监测方法和仪器的特点,在辐射环境质量定点监测方面存在局限性,更适合用于大区域网格化的城市辐射环境质量调查,为反映城市多地域点的辐射环境状况进行补充。

参考文献

- [1] 潘自强. 电离辐射环境监测与评价 [M]. 北京: 原子能出版社, 2007.
- [2] 许文琴, 陈加涛, 陈晓云, 等. 不同测量方法对环境 γ 辐射空气吸收剂量率测量结果的影响分析 [J]. 环保科技, 2022, 28 (5): 45-51.
- [3] 宫增艳, 赵广翠, 李雪贞, 等. 不同方法监测环境 γ 辐射剂量率的结果比较与分析 [J]. 中国辐射卫生, 2018, 27 (1): 69-73.
- [4] 田坤, 王辉, 夏冰. 环境 γ 辐射累积剂量率与高压电离室空气吸收剂量率的比对 [J]. 科技创新导报, 2019, 16 (22): 92-93+95.
- [5] 中华人民共和国生态环境部. 辐射环境监测技术规范: HJ 61-2021 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2021.
- [6] 中华人民共和国生态环境部. 环境 γ 辐射剂量率测量技术规范: HJ 1157-2021 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2021.
- [7] 中华人民共和国生态环境部. 辐射环境空气自动监测站运行技术规范: HJ 1009-2019 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2019.
- [8] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. 个人和环境监测用热释光剂量测量系统: GB/T 10264-2014 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2014.
- [9] 国家卫生健康委员会. 职业性外照射个人监测规范: GBZ 128-2019 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2019.
- [10] 中国原子能科学研究院. 环境热释光剂量计及其使用方法: GB/T 8998-1988 [S]. 北京: 国家标准局, 1988.
- [11] 张华, 陈志东, 徐润龙, 等. 环境 γ 辐射剂量率比对及宇宙射线响应测量结果与分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (05): 88-94.
- [12] 张华, 陈志东, 徐润龙, 等. 辐射测量仪的宇宙射线响应和校准系数的陆地测算法验证 [J]. 核技术, 2021, 44 (5): 3-10.
- [13] 时劲松, 冯江平, 王珍华, 等. 基于LOF算法的核辐射自动监测系统设计与实现 [J]. 核电子学与探测技术, 2024, 44 (2): 303-310.
- [14] 黄超云, 王海鹏, 杨涛, 等. 西藏地区环境累积剂量 (TLD) 测量及其不确定度分析 [J]. 核电子学与探测技术, 2016, 36 (7): 714-718.
- [15] 张德春, 龚宇东, 李乐. 热释光法测量环境累积剂量不确定度分析 [J]. 辐射防护通讯, 2020, 40 (2): 12-16.
- [16] 曹鹏涛, 王文军, 王雪. 基于FH40G环境地表X- γ 剂量率测量不确定度评定研究 [J]. 科技创新与应用, 2020 (13): 23-24+27.
- [17] 李春阳, 邵明刚. 环境地表 γ 辐射剂量率的测量不确定度评定 [J]. 资源节约与环保, 2014 (6): 136+138.
- [18] 马秀凤, 韩巧叶, 许芝剑, 等. 环境X- γ 辐射剂量率监测不确定度评定 [J]. 中国检验检测, 2019, 27 (5): 37-38+74.
- [19] 中国合格评定国家认可委员会. 能力验证结果的统计处理和评价指南: CNAS-GL02 [S]. 北京: 中国合格评定国家认可委员会, 2018.
- [20] 王震, 耿上帅, 乔冕, 等. En值在环境测量仪器结果间的显著性差异分析应用 [J]. 科技创新导报, 2020, 17 (1): 127+129.
- [21] 张金帆, 林择华, 郭键锋, 等. 医用DR曝光时间对周围剂量当量率检测影响研究 [J]. 轻工科技, 2022, 38 (3): 99-102+147.

Comparative Analysis of Gamma Dose Rate Obtained by Three Methods

Peng Lijun^{1,2}, Liu Yan^{1,*}, Ping Xiukun¹, Tao Yang², Liu Dingwei², Zhang Jinfan^{1,2}

(1. Shenzhen Nuclear and Radiation Technology Application Association, Shenzhen 518049, China;
2. Guangdong Shenzhen Ecological Environmental Monitoring Centre Station, Shenzhen 518049, China)

Abstract: [Objective] The comparability and substitution of three monitoring methods of environmental gamma radiation dose rate were discussed, the different application requirements of the three methods were analyzed. [Methods] A total of 14 monitoring sites in Shenzhen were selected as the research objects, three monitoring methods of automatic continuous monitoring, cumulative dose monitoring and Immediate measurement were used to monitor environmental gamma radiation dose rate from July to December 2023 as the monitoring period, and the three methods were analyzed and verified by En value comparison. [Results] The monitoring results of the three methods were compared in pairs, The difference in comparison results between automatic continuous monitoring and cumulative dose monitoring is relatively minimal, The comparison results between automatic continuous monitoring and Immediate measurement show the greatest relative difference. [Conclusions] Automatic continuous monitoring and cumulative dose monitoring have better comparability and substitution. Due to the characteristics of its monitoring methods and instruments, Immediate measurement has limitations in the fixed-point monitoring of radiation environmental quality, and is more suitable for large-scale grid urban radiation environmental quality survey.

Key words: gamma radiation dose rate; automatic continuous monitoring; cumulative dose monitoring; immediate measurement; En value

(责任编辑: 许龙飞)

张春超,陶龙龙,夏冬琴,等.基于DFT与DBN的反应堆紧急停堆系统可靠性评估方法[J].核安全,2024,23(6):85-92.

Zhang Chunchao, Tao Longlong, Xia Dongqin, et al. Reliability Evaluation Method for Reactor Trip System based on DFT and DBN [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(6):85-92.

基于DFT与DBN的反应堆紧急停堆系统可靠性评估方法

张春超^{1,2}, 陶龙龙², 夏冬琴², 王飞鹏², 雍诺², 李洋², 吴洁², 戈道川^{2,*}

(1. 中国科学技术大学, 合肥 230026; 2. 中国科学院合肥物质科学研究院, 合肥 230031)

摘要: 目前, 缺乏针对反应堆紧急停堆系统共因失效、人机交互以及设备可维修特性的可靠性耦合建模分析。为解决上述问题, 本文提出一种耦合动态故障树(DFT)与动态贝叶斯网络(DBN)的可靠性综合评估方法。首先, 利用DFT对系统存在的共因失效与人机交互现象进行融合建模; 其次, 为表征事件之间存在的时间依赖关系, 考虑设备的可维修性, 构建系统失效DBN模型; 最后, 通过对系统进行可靠性分析以验证本文所提方法的合理性与可行性。结果表明: 系统在有无维修下的可靠度分别为0.9996和0.9979, 最有可能失效的路径有4个, 设备间通信故障、人机交互中锁孔效应问题为系统的薄弱环节。本文研究工作可为紧急停堆系统及具有相似特征的可维修系统的安全设计优化提供理论参考。

关键词: 反应堆紧急停堆系统; 动态故障树; 动态贝叶斯网络; 共因失效; 人机交互; 可靠性

中图分类号: TL4 **文献标识码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0085-08

仪表与控制系统(Instrumentation and Control System, I&C系统)是核电厂正常运行至关重要的组成部分。早期的仪控系统使用模拟技术, 存在零部件易老化等安全问题。随着信息时代的到来, 数字化I&C系统开始广泛应用于新建核电厂系统中^[1]。反应堆紧急停堆系统(Reactor Trip System, RTS)作为I&C系统的关键子系统, 是核电厂安全系统。而RTS一旦发生故障, 可能导致核电厂放射性物质泄漏等一系列重大安全问题。因此, 确保RTS安全对核电厂安全稳定运行具有重要意义。

RTS具有冗余、人机交互以及可维修等

特性, 传统的可靠性评估方法难以对这些安全特性进行精确建模和量化分析。Fahmy R A利用动态故障树(Dynamic Fault Tree, DFT)方法对反应堆保护系统进行可靠性建模分析^[2], 实现相对真实和准确的安全分析。吴镛利用DFT对核电安全级仪控系统进行可靠性分析^[3]。虽然DFT能够较好地表征系统顺序逻辑关系, 但难以表征实际系统设备存在的时间依赖关系及可维修特征。

动态贝叶斯网络(Dynamic Bayesian Network, DBN)能够表征节点之间的时间依赖关系^[4], 体现系统的可维修性。在系统可靠性分析时,

收稿日期: 2023-12-06 修回日期: 2024-11-07

基金项目: 国家自然科学基金项目, 项目编号: 72204246; 中国科学院合肥物质科学研究院院长基金项目, 项目编号: YZJJ2022QN39

作者简介: 张春超(1999—), 男, 硕士, 现主要从事核能复杂系统可靠性与概率安全评价方面研究工作

*通讯作者: 戈道川, E-mail: daochuan.ge@inest.cas.cn

将 DFT 与 DBN 模型进行耦合,往往能够提高系统的精确建模能力^[5]。李坤祥等人针对“华龙一号”RTS 利用 DFT 和 DBN 进行建模^[6],考虑了维修因素但未考虑设备共因失效(Common Cause Failure, CCF)问题。曾丽芳等人将 RTS 的 T-S 故障树模型转化为 DBN,再进行定量分析^[4],虽然考虑了维修概率的影响但未对人机交互现象进行建模。

因此,本文提出一种耦合 DFT 与 DBN 的 RTS 可靠性综合评估方法。综合考虑系统设备 CCF、人机交互以及可维修因素,对 RTS 进行 DFT 和 DBN 耦合建模,分析 RTS 在有无维修下的动态可靠度以及可能的失效路径,找出 RTS 失效的潜在薄弱环节和关键风险因素,为后续 RTS 的运行安全、设计优化以及维修策略提供理论参考。

1 RTS 简介

RTS 是一个控制功能非常复杂的系统,其工作原理如下:首先经传感器输出信号,信号经过仪表预处理装置之后,在采集与处理单元(APU)进行阈值对比,大于阈值才能输出局部脱扣信号,并把局部脱扣信号分配到其他逻辑与驱动单元(ALU),逻辑与驱动单元接收自身保护组以及其他保护组的局部脱扣信号进行逻辑表决,表决成功产生驱动信号。RTS 的结构如图 1 所示。

RTS 由四个独立保护组组成,每个保护组都可以触发停堆断路器^[7]。本文的 RTS 采用的是 4 取 2 的逻辑结构,每个保护组包括两个子组。

2 RTS 的 DFT 建模

2.1 DFT 基本原理

DFT 在静态故障树基础上引入了动态逻辑门以表征系统的时序失效行为^[6]。本文 RTS 建模主要考虑两类动态逻辑门:优先与门、冷备门,如图 2 所示。优先与门是指底事件依据从左向右的顺序依次发生失效时,优先与门才会发生。冷备门是指主件与冷储备的备件都发生失效时,冷备门才会发生。

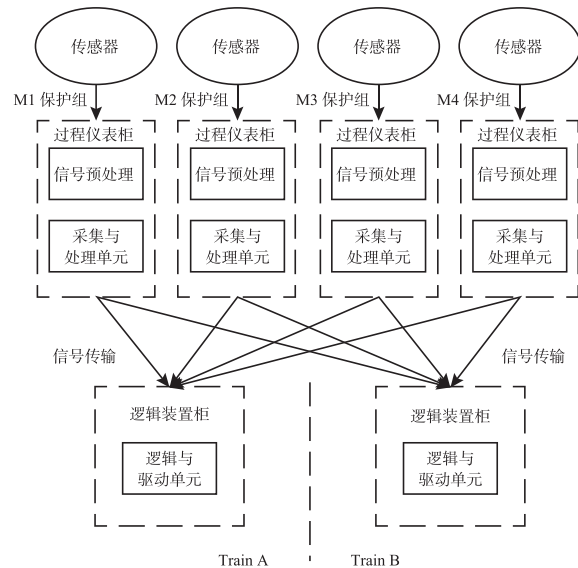


图 1 RTS 结构简图

Fig.1 Structural diagram of RTS

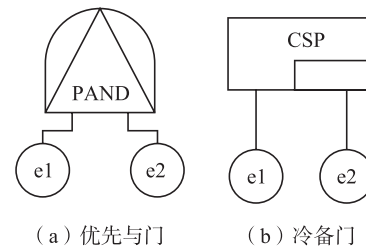


图 2 动态逻辑门

Fig.2 Dynamic logic gates

2.2 DFT 模型建立

RTS 有四个保护组,分别为 M1、M2、M3、M4,均采用 4 取 2 的逻辑结构,因此当三个及以上保护组发出局部脱扣信号输入表决逻辑失效时,驱动功能丧失。本文使用表决门(3/4)表示该系统失效故障树,以驱动信号失效为顶事件,用符号 T 表示,故障树如图 3 所示。

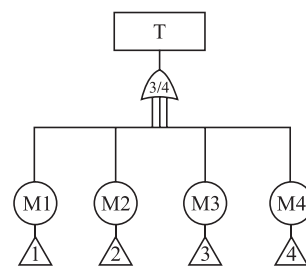


图 3 RTS 的故障树

Fig.3 Fault tree of RTS

CCF 是指在系统中由于某种相同的原因导致两个及以上的单元同时发生失效,其容易发生在多冗余通道的系统中^[8]。RTS 因冗余配置的原因,故易发生 CCF^[9]。此外,核电厂数字化的人机交互界面是核电厂 RTS 运行的“窗口”^[10]。人机界面的数字化使得控制室屏幕呈现的信息更加复杂多样。随着核电厂运行数据的增多,通过人机界面获取数据变得有限,同时核电厂操纵员会面临一些安全问题,例如锁孔效应问题、信息显示过量等;若操纵员处理核电厂运行状况的

经验不足,这些耦合因素将导致操纵员出现失误的可能性加大。综上所述,在进行 RTS 可靠性建模时有必要对 CCF 与人机交互事件进行考量。

对其中一个保护组(M1)进行 DFT 建模分析,同时考虑到 CCF1(指 M1 保护组的子组中两个 APU 处理器工作环境相同,更易发生 CCF,CCF 计算参考 IEC61508-6^[11],本文采用 β 因子法^[12]计算共因失效)事件和人机交互类基本事件 X10、X11、X12、X13 对 RTS 故障的影响。M1 保护组的 DFT 模型如图 4 所示,其基本事件含义见表 1。

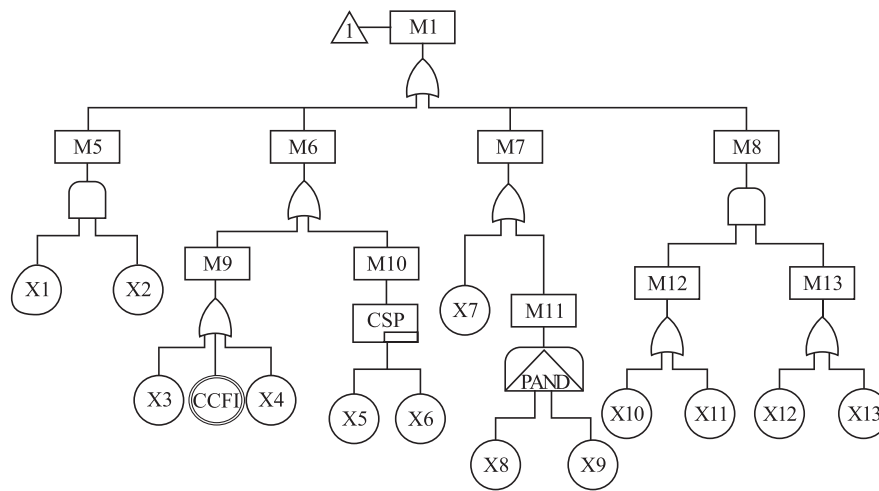


图 4 M1 的 DFT 模型

Fig.4 DFT model of M1

表 1 DFT 基本事件含义

Table 1 DFT event meaning table

符号	事件描述	符号	事件描述
X1	温度传感器失效	T	驱动信号失效
X2	压力传感器失效	M1	M1 保护组信号输出失效
X3	APU1-x 处理器失效	M2	M2 保护组信号输出失效
CCF1	APU 处理器共因失效	M3	M3 保护组信号输出失效
X4	APU1-y 处理器失效	M4	M4 保护组信号输出失效
X5	APU 主用电源故障	M5	传感器故障
X6	APU 备用电源故障	M6	APU 故障
X7	ALU 与 APU 之间通信故障	M7	信号传输失败
X8	启动元件失效	M8	人机交互失败
X9	DO 失效	M9	APU 处理模块失效
X10	锁孔效应问题严重	M10	供电失效
X11	信息过量现象严重	M11	继电器失效
X12	技术系统复杂度高	M12	信息获取不完整
X13	知识技能退化严重	M13	运行情况难以评估

3 RTS 的 DBN 建模

3.1 DBN 基本原理

DBN 在静态贝叶斯网络基础上考虑了时间维度。设系统总运行时间为 T , m 个平均时间间隔, 则每个平均时间间隔为 $\Delta t = T/m$ 。设当前时刻为 t , 则节点相邻平均时间间隔的条件概率分布如公式(1)所示^[13]。

$$P(X_{t+\Delta t} | X_t) = \prod_{i=1}^n P(X_{t+\Delta t}^i | Pa(X_{t+\Delta t}^i)) \quad (1)$$

公式(1)中, X_t 为 t 时刻的节点; $X_{t+\Delta t}$ 为 $t+\Delta t$ 时刻节点; $X_{t+\Delta t}^i$ 为 $\Delta t+t$ 时刻里第 i 个节点; $Pa(X_{t+\Delta t}^i)$ 为 $X_{t+\Delta t}^i$ 节点的父节点集合; n 代表父节点个数。

扩展到 DBN 中任一节点的联合概率分布, 正向推理计算如公式(2)所示^[13]。

$$P(X_{1:m}) = \prod_{i=1}^m \prod_{i=1}^n P(X_t^i | Pa(X_t^i)) \quad (2)$$

公式(2)中, $X_{1:m} = (X_1, X_2, \dots, X_m)$ 。

3.2 DFT 向 DBN 转化

DFT 中的底事件能转化为 DBN 中的父节点, 含有动态逻辑门和静态逻辑门的中间事件用中间节点表示, 而顶事件用子节点表示。DFT 中基本事件的连接关系可以用 DBN 中的有向弧表示, 有向弧表示节点之间的相互依赖关系。

假设 DBN 的父节点代表 DFT 的底层基本事件, 且失效概率密度函数为 $f(t)$, Y 和 N 分别代表节点的失效和工作两种状态。DFT 中优先与门、冷备门向 DBN 转化模型分别如图 5、图 6 所示^[13]。当设备不可修时, 优先与门和冷备门节点状态转化的条件概率分别如公式(3)、(4)所示^[13]。

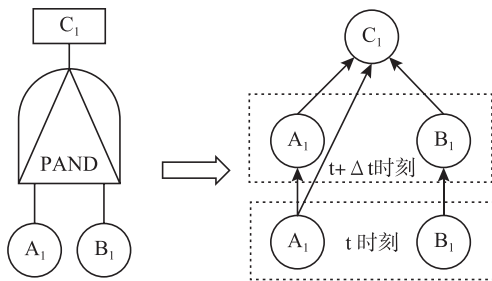


图 5 优先与门转化为 DBN 模型

Fig.5 Convert Priority-AND gate to DBN model

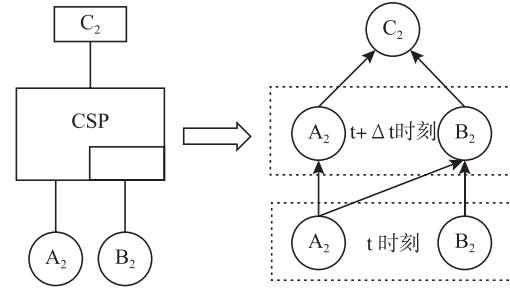


图 6 冷备门转化为 DBN 模型

Fig.6 Convert Cold-Spare gate to DBN model

$$\begin{cases} P(A_1(t + \Delta t) = Y | A_1(t) = Y) = 1 \\ P(A_1(t + \Delta t) = Y | A_1(t) = N) = \int_t^{t+\Delta t} f_{A_1}(t) dt \\ P(B_1(t + \Delta t) = Y | B_1(t) = Y) = 1 \\ P(B_1(t + \Delta t) = Y | B_1(t) = N) = \int_t^{t+\Delta t} f_{B_1}(t) dt \\ P(C_1 = Y | A_1(t) = Y, B_1(t + \Delta t) = Y) = 1 \\ P(C_1 = Y | \text{else}) = 0 \end{cases} \quad (3)$$

$$\begin{cases} P(A_2(t + \Delta t) = Y | A_2(t) = Y) = 1 \\ P(A_2(t + \Delta t) = Y | A_2(t) = N) = \int_t^{t+\Delta t} f_{A_2}(t) dt \\ P(B_2(t + \Delta t) = Y | B_2(t) = Y) = 1 \\ P(B_2(t + \Delta t) = Y | B_2(t) = N) = \int_t^{t+\Delta t} f_{B_2}(t) dt \\ P(B_2(t + \Delta t) = Y | A_2(t) = Y, B_2(t) = N) \\ = \int_t^{t+\Delta t} f_{B_2}(t) dt \\ P(C_2 = Y | A_2(t) = Y, B_2(t + \Delta t) = Y) = 1 \\ P(C_2 = Y | \text{else}) = 0 \end{cases} \quad (4)$$

3.3 DBN 模型构建

本文针对核电厂 RTS 的 DBN 模型构建的步骤如下:

(1) 利用 DFT 到 DBN 的转化模型, 将 DFT 中的顶事件、中间事件、底事件依次转化为 DBN 中的子节点、中间节点、父节点。

(2) 本文设定工作时间为 10000 h, 分析时间间隔为 1000 h。RTS 设备硬件失效事件及可靠性数据参考文献[14-16], 其中人机交互事件和数据来源于文献[17], 确定节点先验概率或失效率见表 2。

(3) 利用 DFT 中逻辑门的转化模型,将静态逻辑门和动态逻辑门转化为中间节点或子节点的条件概率表,假设设备的失效率为 λ ,同时考虑设备的可维修性且维修率为 μ ^[13],通过节点相邻时间间隔的状态转移概率公式,如公式(5)、(6)所示^[16]。将表 2 中数据输入 DBN 的父节点

中,利用公式(2)、(5)以及(6)进行计算推理。

$$\begin{cases} P(X(t + \Delta t) = N | X(t) = N) = e^{-\lambda \Delta t} \\ P(X(t + \Delta t) = Y | X(t) = N) = 1 - e^{-\lambda \Delta t} \end{cases} \quad (5)$$

$$\begin{cases} P(X(t + \Delta t) = Y | X(t) = Y) = e^{-\mu \Delta t} \\ P(X(t + \Delta t) = Y | X(t) = N) = 1 - e^{-\mu \Delta t} \end{cases} \quad (6)$$

表 2 节点事件先验概率 / 失效率表
Table 2 Table of prior probability/failure rate of node events

节点	事件描述	先验概率 / 失效率	节点	事件描述	先验概率 / 失效率
X1	温度传感器失效	$2.59 \times 10^{-7}/h$	X7	ALU 与 APU 之间通信故障	$4.30 \times 10^{-6}/h$
X2	压力传感器失效	$1.03 \times 10^{-6}/h$	X8	启动元件失效	$7.00 \times 10^{-6}/h$
X3	APU1-x 处理器失效	$1.62 \times 10^{-7}/h$	X9	DO 失效	$7.54 \times 10^{-6}/h$
CCF1	APU 处理器共因失效	$1.64 \times 10^{-9}/h$	X10	锁孔效应问题严重	1.20×10^{-1}
X4	APU1-y 处理器失效	$1.62 \times 10^{-7}/h$	X11	信息过量现象严重	8.00×10^{-2}
X5	APU 主用电源故障	$9.71 \times 10^{-7}/h$	X12	技术系统复杂度高	1.00×10^{-1}
X6	APU 备用电源故障	$1.02 \times 10^{-6}/h$	X13	知识技能退化严重	1.00×10^{-1}

依据 DFT 建立相互依赖的 RTS 的 DBN 模型如图 7 所示。

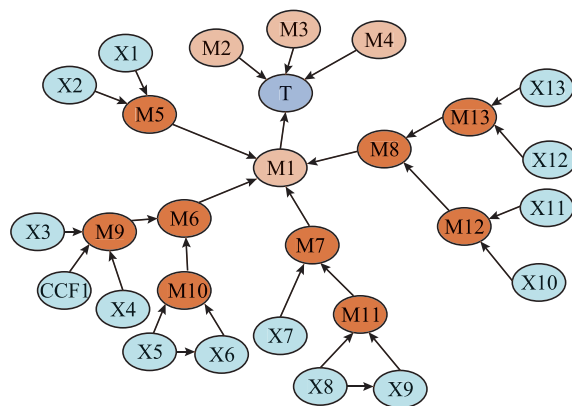


图 7 RTS 的 DBN 模型
Fig.7 DBN model of RTS

4 可靠性分析

4.1 可靠度分析

利用公式(2)、(5)、(6),采用 DBN 正向推理,分别为考虑维修和未考虑维修条件下,计算 RTS 可靠度随时间的变化,结果如图 8 所示。

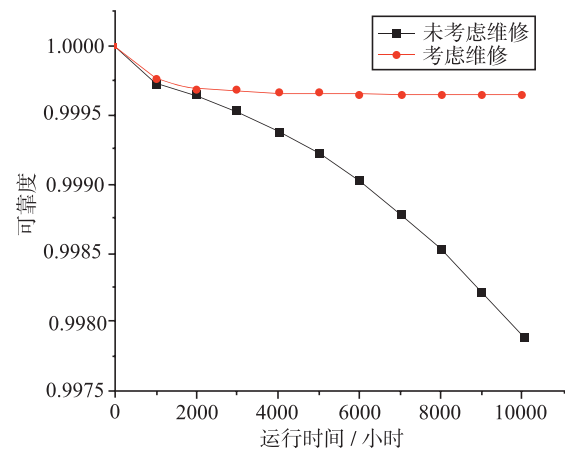


图 8 可靠度结果对比
Fig.8 Comparison of reliability results

从图 8 可以看出,在第 10000 h 时,在不考虑维修的情况下,RTS 的可靠度为 0.9979;考虑维修的情况下,RTS 可靠度为 0.9996。RTS 投入运行越久,系统部件发生累积故障的概率越高,可靠度随时间逐渐下降,开展维修工作能够显著提高 RTS 可靠度。

4.2 最小割集分析

最小割集分析能够识别出 RTS 失效的潜在路径,从而进行针对性事故预防。经计算导致

RTS 失效的最小割集有 5324 个,割集阶数分布在 3~6 之间,根据概率大小对这些最小割集排序,得到排名前 10 的最小割集,见表 3。

结果表明,4 个 3 阶的设备类相关的最小割集发生概率最大,是最有可能导致 RTS 失效的基本事件组合,均包含 ALU 与 APU 之间通信故障;因此,在事故预防中应对 RTS 四个通道中的采集与处理单元 (ALU) 和逻辑与驱动单元 (APU) 之间的通信故障进行重点防范。且由于

RTS 存在多个冗余设计,无单独部件故障可导致顶事件发生故障。

4.3 重要度分析

对于系统中重要始发事件和人因事件进行 FV (Fussell-Vesely) 重要度分析能够识别出系统潜在薄弱环节中的关键因素。依据 FV 重要度公式^[18],FV 数值越大,说明此事件对系统失效贡献越大。分析得到设备和人因 FV 重要度见表 4。

表 3 最小割集分析
Table 3 Minimum cut set analysis table

符号	割集描述	阶数	概率
{X7(M2),X7(M3),X7(M4)}	{ALU 与 APU 之间通信故障(M2),ALU 与 APU 之间通信故障(M3),ALU 与 APU 之间通信故障(M4)}	3	7.46×10^{-5}
{X7(M1),X7(M2),X7(M4)}	{ALU 与 APU 之间通信故障(M1),ALU 与 APU 之间通信故障(M2),ALU 与 APU 之间通信故障(M4)}	3	7.46×10^{-5}
{X7(M1),X7(M3),X7(M4)}	{ALU 与 APU 之间通信故障(M1),ALU 与 APU 之间通信故障(M3),ALU 与 APU 之间通信故障(M4)}	3	7.46×10^{-5}
{X7(M1),X7(M2),X7(M3)}	{ALU 与 APU 之间通信故障(M1),ALU 与 APU 之间通信故障(M2),ALU 与 APU 之间通信故障(M3)}	3	7.46×10^{-5}
{X10(M2),X12(M2),X7(M3),X7(M4)}	{锁孔效应问题严重(M2),技术系统复杂度高(M2),ALU 与 APU 之间通信故障(M3),ALU 与 APU 之间通信故障(M4)}	4	2.13×10^{-5}
{X10(M1),X12(M1),X7(M2),X7(M4)}	{锁孔效应问题严重(M1),技术系统复杂度高(M1),ALU 与 APU 之间通信故障(M2),ALU 与 APU 之间通信故障(M4)}	4	2.13×10^{-5}
{X10(M1),X12(M1),X7(M3),X7(M4)}	{锁孔效应问题严重(M1),技术系统复杂度高(M1),ALU 与 APU 之间通信故障(M3),ALU 与 APU 之间通信故障(M4)}	4	2.13×10^{-5}
{X10(M1),X12(M1),X7(M2),X7(M3)}	{锁孔效应问题严重(M1),技术系统复杂度高(M1),ALU 与 APU 之间通信故障(M2),ALU 与 APU 之间通信故障(M3)}	4	2.13×10^{-5}
{X7(M1),X7(M2),X10(M3),X12(M3)}	{ALU 与 APU 之间通信故障(M1),ALU 与 APU 之间通信故障(M2),锁孔效应问题严重(M3),技术系统复杂度高(M3)}	4	2.13×10^{-5}
{X7(M1),X7(M2),X10(M4),X13(M4)}	{ALU 与 APU 之间通信故障(M1),ALU 与 APU 之间通信故障(M2),锁孔效应问题严重(M4),知识技能退化严重(M4)}	4	2.13×10^{-5}

表 4 事件重要度分析及排序

Table 4 Event importance analysis and ranking table

符号	事件描述	FV 重要度
X7	ALU 与 APU 之间通信故障	3.61×10^{-1}
X10	锁孔效应问题严重	1.79×10^{-1}
X13	知识技能退化严重	1.46×10^{-1}
X12	技术系统复杂度高	1.46×10^{-1}
X11	界面信息显示过量	1.14×10^{-1}
X3	APU1-x 处理器失效	1.32×10^{-2}
X4	APU1-y 处理器失效	1.32×10^{-2}
X9	DO 失效	2.02×10^{-2}
X8	启动元件失效	2.02×10^{-2}
X5	APU 主用电源失效	4.04×10^{-4}
X6	APU 备用电源失效	4.04×10^{-4}
X2	压力传感器失效	2.18×10^{-4}
X1	温度传感器失效	2.18×10^{-4}
CCF1	APU 处理器共因失效	1.35×10^{-4}

由表 4 重要度排序结果可知,ALU 与 APU 之间通信故障(X7)、人机交互中的锁孔效应问题严重(X10)、知识技能退化严重(X13)对 RTS 失效的贡献较大。因此,核电厂应定期对 ALU 与 APU 之间的通信系统进行维护,并加大对操纵员的培训力度,及时有效地处理复杂系统中的过量界面信息,降低人因失误和设备故障对系统失效的影响。

5 结论

本文针对 RTS 中存在 CCF、人机交互与可维修特性问题,提出一种耦合 DFT 与 DBN 模型的可靠性综合评估方法。通过对 RTS 进行精确建模分析,准确刻画了设备与设备之间的动态逻辑关系以及设备与系统之间的时间依赖关系。可靠性分析结果如下:(1)在不考虑维修和考虑维修条件下,RTS 运行 10000 h 的可靠度分别为 0.9979 和 0.9996,系统可靠度较高,同时开展设备维修能显著提高系统可靠度;(2)RTS 存在 4 个最有可能发生失效的路径,也是 RTS 不可靠性的重要贡献项,需要重点预防;(3)通过对

设备和人因事件进行 FV 重要度分析得出:ALU 与 APU 之间通信故障(X7)、人机交互过程中锁孔效应问题严重(X10)等因素为系统的潜在薄弱环节。本文研究成果为进一步提高 RTS 的可靠性提供了科学依据,然而在工程实际中 RTS 部分部件(如备用电源)等存在启动失效的现象,需进一步研究。

参考文献

- [1] 黄晓津,朱云龙,周树桥,等.核电厂数字仪控系统动态可靠性分析方法综述[J].自动化仪表,2020,41(12):1-8.
- [2] Fahmy R A. Development of dynamic fault tree model for reactor protection system [J]. Process Safety Progress, 2020, 40(2): e12201.
- [3] 吴镛.基于动态故障树的核电安全级仪控系统可靠性分析及应用[D].南京:东南大学,2018.
- [4] 朱明敏.贝叶斯网络结构学习与推理研究[D].西安:西安电子科技大学,2013.
- [5] 曹闰烽,刘瑞贤,刘婧.基于故障树和贝叶斯网络的危化品罐式运输车道路运输系统的可靠性分析[J].山东大学学报(理学版),2022,57(1):20-29.
- [6] 李坤祥,隋阳,戴滔,等.“华龙一号”反应堆紧急停堆系统动态可靠性评估方法[J].核动力工程,2023,44(4):163-169.
- [7] 刘冲.核电厂数字化仪表与控制系统[M].北京:中国原子能出版社,2016.
- [8] 王佳佳.反应堆紧急停堆系统可靠性分析[D].衡阳:南华大学,2021.
- [9] 李玉明,姜巍巍,王海清,等.基于改进 RPS 的共因失效模型及在安全仪表系统中的应用研究[J].安全、健康和环境,2012,12(4):1-5+18.
- [10] 蒋建军,张力,胡鸿,等.核电厂主控室数字化人机界面失误模式及原因分析[J].南华大学学报(社会科学版),2020,21(6):7-12.
- [11] International Electrotechnical Commission. Functional safety of electrical/electronic/programmable electronic safety-related systems-Part 6: IEC 61508-6 [S]. Switzerland: International Electrotechnical Commission, 2010.
- [12] 张振海,王悦榕,党建武.考虑共因失效的列控车载子系统可靠性分析[J].铁道学报,2021,43(9):63-70.
- [13] 邢尚鹏,隋阳.核电厂设备冷却水系统动态可靠性评估方法[J].科学技术与工程,2022,22(23):10092-10101.
- [14] 戴志辉.继电保护可靠性及其风险评估研究[D].保定:华

- 北电力大学, 2012.
- [15] 国家核安全局. 中国核电厂设备可靠性数据报告(2022版) [R]. 北京: 国家核安全局, 2022.
- [16] Xu J T, Gui M L, Ding R, et al. A new approach for dynamic reliability analysis of reactor protection system for HPR1000 [J]. Reliability engineering & system safety, 2023: 234.
- [17] 张力. 数字化核电厂人因可靠性 [M]. 北京: 国防工业出版社, 2019.
- [18] Mcnelles P, Renganathan G, Zeng Z C, et al. A comparison of fault trees and the dynamic flowgraph methodology for the analysis of FPGA-based safety systems part 2: Theoretical investigations [J]. Reliability engineering & system safety, 2019, 183: 60-83.

Reliability Evaluation Method for Reactor Trip System based on DFT and DBN

Zhang Chunchao^{1,2}, Tao Longlong², Xia Dongqin², Wang Feipeng², Yong Nuo², Li Yang²,
Wu Jie², Ge Daochuan^{2,*}

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

Abstract: At present, the coupled reliability modelling analysis for the reactor trip system with respect to common cause failure, human-computer interaction and equipment repairable characteristics is lacking. In order to resolve the above problems, this paper proposes a coupled dynamic fault tree (DFT) and dynamic Bayesian network (DBN) method for comprehensive reliability evaluation. Firstly, the DFT is used to integrate and model the common cause failure and human-computer interaction phenomena in the system. Secondly, the DBN model is constructed to characterise the time-dependence between events and to take into consideration the repairability of the equipment. Finally, a reliability analysis of the system is carried out to validate the reasonableness and feasibility of the methodology proposed in this paper. The results show that the reliability of the system with and without the maintenance is 0.9996 and 0.9979, respectively, and there are four most possible failure paths, with inter-device communication failures and the problem of lock-hole effect in human-computer interaction as the weak links of the system. The research work in this paper can supply a theoretical reference for the safety design optimisation of trip systems and repairable systems with similar features.

Key words: reactor trip system; dynamic fault tree; dynamic Bayesian network; common cause failure; human-computer interaction; reliability

(责任编辑: 许龙飞)

周少恒,常博,陶应龙,等.基于热中子计数比的可控中子源密度测井方法研究[J].核安全,2024,23(6):93-100.

Zhou Shaoheng, Chang Bo, Tao Yinglong, et al. Research on Controllable Neutron Source Density Logging Based on Thermal Neutron Counting Rate [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(6):93-100.

基于热中子计数比的可控中子源密度测井方法研究

周少恒^{1,2,3}, 常博³, 陶应龙³, 郝丽娟^{3,4,*}, 李亚洲^{3,5}, 王芳^{3,5},
甘佳^{3,5}, 凤麟核团队

- (1. 中国科学院合肥物质科学研究院, 合肥 230031; 2. 中国科学技术大学, 合肥 230026;
3. 中子科学国际研究院, 青岛 266199; 4. 中科石金(安徽)中子技术有限公司, 合肥 230031;
5. 山东省中子科学技术重点实验室, 青岛 266199)

摘要: 研究基于可控中子源的地层密度测井方法, 该方法已成为核测井的一种发展趋势。受地层环境的影响, 氚中子源产生的次生伽马源是一个与快中子输运过程相关的动态分布, 仅采用伽马探测器计数的密度方法精度较差。为提高地层密度测量的精确性, 通过引入热中子计数比与快中子减速长度的映射关系, 建立了一种基于近、远非弹性散射伽马射线计数比与近、远热中子计数比的可控中子源密度测井方法。首先采用理想岩层环境模型验证了本文方法中的非弹性散射伽马射线计数比和热中子计数比与密度的响应关系符合快中子在地层中的输运规律, 同时验证了该方法在不同岩性下的适用性, 结果表明在密度为 $1.7 \sim 2.8 \text{ g/cm}^3$ 的范围内偏差小于 0.025 g/cm^3 。进一步, 基于TopMC/SuperMC建立四探测器中子密度测井仪器与标准井模型开展了本文方法的应用研究, 结果表明, 在不同岩性和密度条件下本文方法计算得到的计算密度与真实密度的相对误差都小于2.5%, 初步验证了本文方法拥有较好的精确度, 且对地层岩性敏感性较低。

关键词: 氚中子源; 地层密度测井; 热中子计数; 蒙特卡罗

中图分类号: TE19 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0093-08

密度测井是裸眼井测井中非常重要的一部分^[1]。传统的密度测井是以Cs-137为放射源, 通过测量距离放射源一定位置处的伽马射线强度, 计算出地层密度^[2-4]。但是, 这种方法一方面在测井前/后都需要人工添加/卸载放射源, 对操作人员造成辐射风险; 另一方面在使用化学源测井时存在井下卡源的危险, 一旦打捞失败, 就会对环境造成较大的辐射危害。随

着可控中子源技术的发展以及健康、安全、环保(HSE)测井理念的提出^[5-8], 越来越多的石油公司和相关研究人员开始研究利用可控中子源进行地层密度的测量。

可控中子源密度测井作为一种绿色、环保的放射性测井技术, 自20世纪90年代开始, 便得到快速发展。1997年, Odom等人提出一种利用非弹性散射伽马射线计数测量地层密度

收稿日期: 2024-01-17 修回日期: 2024-02-22

基金项目: 安徽省科技重大专项“高性能油气勘探中子发生器工程化研发”, 项目编号: 201903c08020003

作者简介: 周少恒(1988—), 男, 工程师, 博士在读

* 通讯作者: 郝丽娟(1983—), E-mail: lijuan.hao@fds.org.cn

的方法^[9]。1998年, Badruzzaman 等通过分析近、远伽马探测器所测量的计数, 提取出仅表征地层性质的信号, 进一步获得相对精确的地层密度^[10]。2007年, W. Allen 对不同伽马探测器组合的密度响应进行了研究, 提出了一种基于多伽马探测器计数的密度测井方法, 该方法在裸眼井密度测量中取得了较为显著的成果^[11]。2017年, Mathilde 等对随钻密度测井进行研究, 构建了地层密度与近、远伽马计数比以及快中子计数比的关系, 并提出了一种能够应用于脉冲中子源密度测井的方法^[12]。

国内地层密度测量的研究起步较晚。2009年, 于华伟等人针对随钻环境下基于脉冲中子源的密度测量进行了探讨, 提出了通过快中子通量来调整非弹性散射扩散长度, 从而有效减少了次生伽马源对密度测量的干扰^[13]。2012年, 何雄英在蒙特卡罗仿真模拟的基础上, 提出地层密度与混合伽马射线之间存在复合函数关系, 与非弹性散射伽马射线计数之间存在一阶线性关系^[14]。2017年, 张泉滢等人探讨了用于中子伽马密度测量的耦合场理论, 分析了非弹性散射伽马射线的分布、反应截面以及平均自由程与密度的关系, 并提出了一种利用快中子计数修正的密度测量方法^[15]。2020年, 岳爱忠等在仪器设计的基础上, 通过分析地层密度与热中子计数、超热中子计数以及非弹性散射伽马射线计数之间的响应关系, 得到了适合于该测井仪的地层密度测井方法^[16]。

在可控中子源密度测井中, 中子与地层中的核素发生非弹性散射产生次生伽马射线源, 伽马计数结果受次生伽马源动态分布的影响^[17], 因此在实际测量中必须考虑利用中子计数进行修正, 通常人们使用超热中子或快中子计数进行修正。但是超热中子或者快中子探测器的测量效率低, 结构也较为复杂, 这些不仅增加了仪器的复杂度, 还降低了测量的精度。

针对上述情况, 本文首先基于可控中子源密度测井原理, 构建了一种结合非弹性散射伽马射线计数比与热中子计数比的密度测量方法。本方法采用热中子进行修正, 不但能够获

得更高的测量效率, 而且能够提高测井的速度, 同时减少了仪器设计的复杂度。在此基础上在理想岩石环境下, 通过模拟计算研究了地层密度与近、远非弹性散射伽马射线计数比以及热中子计数比之间的响应关系, 对不同岩性下密度的分布趋势进行了分析。最后利用一体化核设计与安全评价软件系统^[18](TopMC/SuperMC) 建立仪器与标准井地层的模型, 对本文方法进行了仿真模拟与验证。

1 可控中子源密度测井方法

1.1 可控中子源密度测井原理

在进行可控中子源密度测井时, 以氘-氚(D-T)源作为中子源, D-T源释放的快中子与地层中的核素发生非弹性散射、弹性散射和俘获等相互作用。其中, 由非弹性散射产生的伽马射线可以当成次生伽马射线源, 是一个以D-T源为中心的球状源。伽马射线从次生伽马射线源出发, 在扩散过程中与地层发生以康普顿散射为主的核反应后, 到达伽马探测器。接收到的伽马射线的强度受到次生伽马射线源的分布和强度的影响, 也受到地层密度的影响。因此, 可由探测器计数反推地层密度, 实现地层密度的测量。

根据玻尔兹曼方程, 可以推导出非弹性散射伽马射线通量的空间分布为:

$$\varphi_{\gamma}(r) = \frac{i \sum_{in} S_0 L_{\gamma}^2 L_f^2}{4\pi D_{\gamma} D_l (L_{\gamma}^2 - L_f^2) r} (e^{-r/L_{\gamma}} - e^{-r/L_f}) \quad (1)$$

式中, i 为每次非弹性散射产生的平均光子数; \sum_{in} 为快中子的非弹性散射截面; S_0 为点中子源的强度; L_{γ} 、 L_f 分别是非弹性散射伽马射线的扩散长度和快中子减速长度; D_{γ} 、 D_l 分别是非弹性伽马射线的扩散系数和中子扩散系数; r 是从探测器到中子源的距离。

则近、远伽马探测器位置的非弹性散射通量密度比 R_m 为^[19]:

$$R_m = \frac{\varphi_{in}^s}{\varphi_{in}^l} = \frac{r_l}{r_s} \frac{e^{-r_s/L_{\gamma}} - e^{-r_s/L_f}}{e^{-r_l/L_{\gamma}} - e^{-r_l/L_f}} \quad (2)$$

式中, r_s 为近伽马探测器到中子源的距离; r_l 为

远伽马探测器到中子源的距离。

1.2 密度测井方法

引入热中子探测器计数,建立近、远热中子通量密度比 R_t 与快中子减速长度 L_f 的响应关系,过程如下。

根据双群中子扩散方程,热中子通量密度的分布为^[1]:

$$\varphi_t = \frac{S_0}{4\pi D_f r} \frac{L_f^2}{L_f^2 - L_t^2} (e^{-r/L_f} - e^{-r/L_t}) \quad (3)$$

在常见地层中,快中子减速长度通常都远超过热中子扩散长度 ($L_f \gg L_t$),因此公式(3)可简化为:

$$\varphi_t = \frac{S_0}{4\pi D_f r} \frac{L_f^2}{L_f^2 - L_t^2} e^{-r/L_f} \quad (4)$$

则近、远热中子探测器位置的热中子通量密度比 R_t 为:

$$R_t = \frac{r_{t1}}{r_{t2}} e^{(r_{t1} - r_{t2})/L_f} \quad (5)$$

式中, r_{s1} 为近热中子探测器到中子源的距离; r_{t1} 为远热中子探测器到中子源的距离。

把公式(5)中的 L_f 代入公式(2),化简可以得到:

$$\frac{r_s}{r_1} R_{in} e^{-r_s/L_f} - e^{-r_s/L_f} = \frac{r_s}{r_1} R_{in} \left(\frac{r_{s1}}{r_{t1}} R_t \right)^{\frac{-r_1}{r_{t1} - r_{s1}}} - \left(\frac{r_{s1}}{r_{t1}} R_t \right)^{\frac{-r_s}{r_{t1} - r_{s1}}} \quad (6)$$

两边取对数,化简:

$$-\frac{r_s}{L_f} + \ln \left(\frac{r_s}{r_1} R_{in} e^{\frac{r_s - r_1}{L_f}} - 1 \right) = \ln \left(\left(\frac{r_{s1}}{r_{t1}} R_t \right)^{\frac{-r_1}{r_{t1} - r_{s1}}} \right) + \ln \left(\frac{r_s}{r_1} R_{in} - \left(\frac{r_{s1}}{r_{t1}} R_t \right)^{\frac{-r_s}{r_{t1} - r_{s1}}} \right) \quad (7)$$

探测器探测到的非弹性伽马射线是由康普顿散射导致,且有康普顿减弱系数^[1]:

$$\mu = -\frac{1}{L_f} = N_A \sigma_c^c \frac{Z}{A} \rho \quad (8)$$

式中, N_A 为阿伏伽德罗常数; σ_c^c 为康普顿散射截面; ρ 为地层密度。

对于地层中的主要核素,单位体积内的原子序数 Z 和单位体积内的原子数 A 成正比, $\frac{Z}{A}$ 为常数。

将公式(8)代入公式(7),对 $\ln \left(\frac{r_s}{r_1} R_{in} e^{\frac{r_s - r_1}{L_f}} - 1 \right)$ 进行泰勒展开,并忽略高阶微小项,可以得到一个基于四探测器(近、远热中子计数比和近、远非弹性散射伽马射线计数比)的可控中子源密度测量的响应公式为:

$$\rho = A * \ln(R_t + BR_{in} + C) + D \ln(R_t) + E \quad (9)$$

公式(9)中, A 、 B 、 C 、 D 、 E 为刻度系数,与仪器设计相关。地层密度的测量数据处理流程如图1所示。

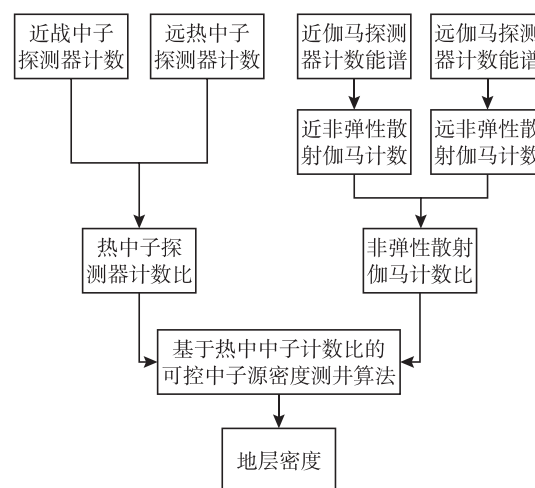


图1 可控中子源密度测量方法数据处理流程

Fig.1 Data process of density measurement method in D-T source

根据公式(9)的推导过程,本文所提出的密度测井方法中的系数仅与仪器和源距设计有关,在假定地层均匀的情况下,本文方法与地层岩性无关。另外,相对于超热中子和快中子,热中子在实际的仪器测量中具有更高的探测效率和体积需求,因此本文方法所适合的密度测井仪器的探测效率更高,而且仪器设计更为简单。此外,由于热中子计数可以用于孔隙度测量,本文方法所适用的测井仪器还可以进一步地推广到同时测量中子密度和中子孔隙度两种测井所需的参数。

2 密度响应关系分析

为了验证本文提出方法的适用性,利用 TopMC/SuperMC 在理想岩层模型的情况下进行模拟计算与分析。

如图 2 所示,理想的岩层是直径为 200 cm 的球形均匀岩层,D-T 中子源位于球心,将不同孔隙度的砂岩、白云岩、石灰岩的材质代入模型中,并在距离源 40 cm 和 90 cm 两处进行非弹性伽马通量密度和热中子通量密度的计数。

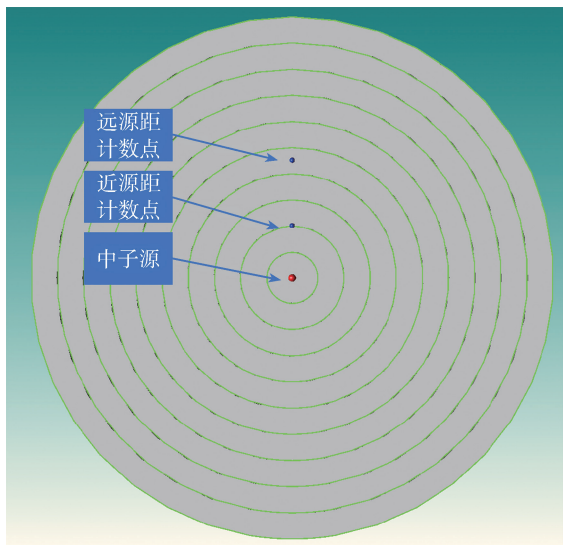


图 2 理想岩层模型在 TopMC 中的截面

Fig.2 Visualization profile of the Ideal rock model in TopMC

2.1 热中子密度响应

热中子通量密度比与真实地层密度的关系如图 3 所示,可以看出热中子通量密度比随着密度基本上呈单调变化,符合公式(5)中快中子的减速长度的变化规律。快中子减速长度 L_f 随着地层密度的减小逐渐减小,在高孔隙度下接近常数,甚至会略有减小。这就导致高密度时,热中子通量密度比随着真实地层密度的减小逐渐变大;低密度时,热中子通量密度比的变化不大。符合 D-T 中子在地层中产生热中子的变化规律。

2.2 非弹性伽马密度响应

非弹性伽马通量密度比与真实地层密度

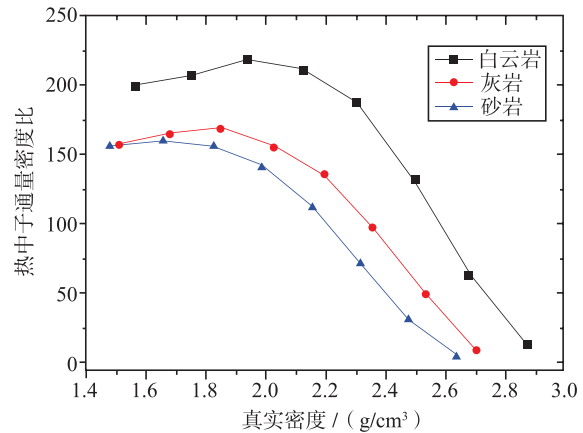


图 3 热中子通量密度比与真实密度的关系

Fig.3 Relationship between the formation density and the thermal neutron flux density rate

的关系如图 4 所示,非弹性伽马通量密度比总体上随密度变大而增大,呈单调变化趋势。在地层密度较小时,不同岩性的非弹性伽马通量密度比趋于一致。在地层密度较大时,灰岩和砂岩出现非弹性伽马通量密度比增长趋缓的情况,是因为地层对中子的平均对数能降低,碰撞次数变多导致中子减速长度急剧增大,从而出现次生伽马源的分布范围变大,使得远处的非弹性伽马通量密度相对近处的增长更多,从而导致计数比增长趋缓。

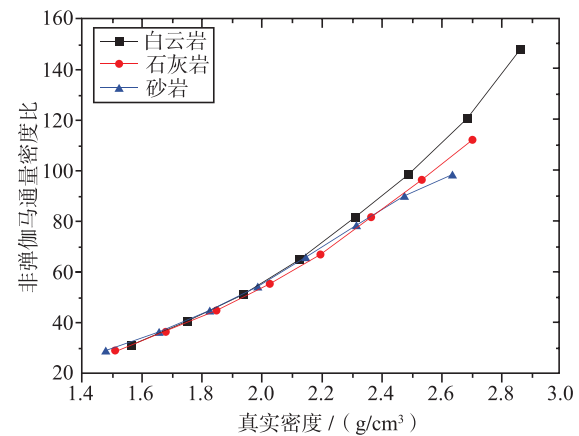


图 4 非弹性伽马通量密度比与真实密度的关系

Fig.4 Relationship between the inelastic scattering gamma ray flux density rate and the formation density

2.3 岩性影响分析

为了分析岩性对密度的影响,在白云岩、灰

岩、砂岩三种岩性条件下,各取对应地层的8个密度点进行模拟计算。不同岩性的密度范围:白云岩为 $1.561\sim 2.87\text{ g/cm}^3$; 石灰岩为 $1.511\sim 2.703\text{ g/cm}^3$; 砂岩为 $1.472\sim 2.64\text{ g/cm}^3$ 。岩石的主要成分见表1。

表1 标准井岩石成分
Table 1 Rock composition of standard wells

成分	含量 /%wt		
	砂岩	石灰岩	白云岩
CaCO ₃	0.9	97.2	53.3
SiO ₂	98.9	1.0	0.86
MgCO ₃	0.2	1.8	45.8

将三种岩性中得到的非弹性伽马通量密度和热中子通量密度代入公式(9)中进行拟合。将地层密度与本文研究方法的计算密度进行对比,结果如图5所示。

从图5中可以看出,不同岩性条件下地层密度的计算结果与真实密度符合较好,当地层密度在 $1.4\sim 2.9\text{ g/cm}^3$ 时,地层密度的计算误差均小于2%;当地层密度在 $1.7\sim 2.8\text{ g/cm}^3$ 时,地层密度的计算误差小于1%,且分布与岩性的相关性较低,可以看出公式(8)对岩性的敏感性较低。

3 仿真与验证

为了验证本文方法的有效性,本文设计了一个基于可控中子源的四探测器密度测井仪器,基于标准井环境,开展模拟环境下的地层密度测量方法的应用研究。利用 TopMC/SuperMC 建立了测井仪器模型和标准井地层模型,主要组成如图6所示。

3.1 测井仪器模型

可控中子源密度测井仪的外壳为 0.5 cm 的不锈钢。以 D-T 中子源作为中子发生器,脉冲宽度设置为 $40\ \mu\text{s}$,向地层发射各向同性的高能中子。布置近、远两个 He-3 计数管,源距分别为 35 cm 、 70 cm ,记录热中子通量密度;布置近、远两个 NaI 探测器,源距分别为 35 cm 、 100 cm ,

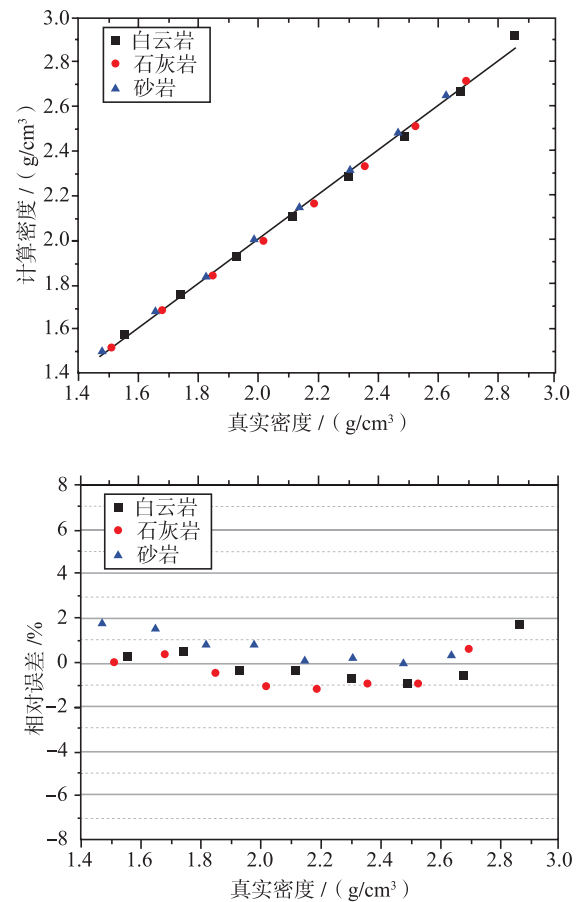


图5 球形岩层中真实密度与本文方法拟合密度的对比
Fig.5 Comparison of the results and errors between the actual density and the fitted density in spherical rocks

记录伽马通量密度。同时,为了减小干扰,在 D-T 中子源与探测器之间布置厚度为 10 cm 的钨合金和 3 cm 的含硼聚乙烯作为屏蔽体,近、远探测器之间布置厚度为 7 cm 的钨合金和 2 cm 的含硼聚乙烯。

3.2 地层模型

在图6的模型中,地层设置为直径 200 cm ,高度 200 cm 的圆柱体,地层中心放置直径为 20 cm 的井眼。井眼内部、岩石的孔隙之间充满纯水。

利用图6的计算模型,地层孔隙度分别设置为 0% 、 10% 、 20% 、 30% 、 40% 、 50% 和 60% ,岩性设为石灰岩、白云岩、砂岩,模拟计算得到的近、远热中子计数和近、远伽马计数能谱;伽马计数能谱取 $10\sim 40\ \mu\text{s}$ 和 $50\sim 80\ \mu\text{s}$ 时间段的能谱^[16],利用减氢峰法^[19]获取近、远非弹性散射伽马计数,采用公式(9)进行拟合,得到的可控

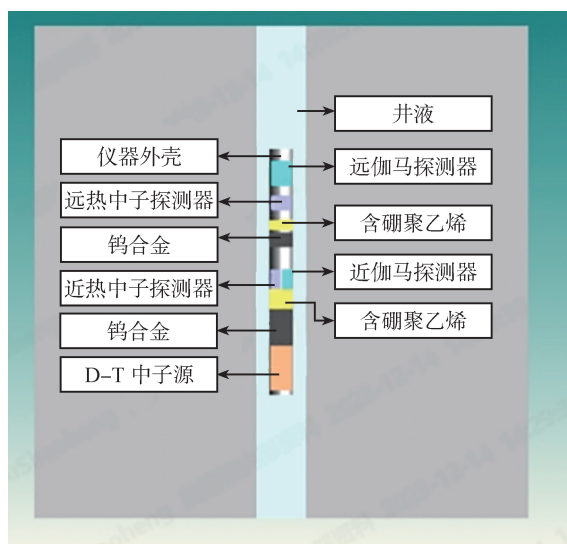


图6 可控中子源密度测井模型在 TopMC/SuperMC 中的剖面图

Fig.6 Visualization profile of neutron density logging instrument in TopMC/SuperMC

中子源密度计算公式的系数:

$$\rho = 1.37 \ln(R_l + 0.658R_m - 18.8) - 0.471 \ln(R_l) - 2.31 \quad (10)$$

为了进一步验证公式(10)在四探测器可控中子源密度测井仪器下的精度,模拟得到密度的计算值和真实密度的关系,如图7所示。

如图7所示,从中可以看到,基于本文提出的密度测井方法可以在地层密度大于 1.7 g/cm^3 的情况下获得比较容易得到拟合的精度:所有的拟合点的密度与真实密度的绝对偏差都小于 0.035 g/cm^3 ,均方差为 0.023 g/cm^3 ;在这三种岩性下,所有的相对误差小于 2.5%。说明该拟合公式对地层岩性的敏感性较低,已经消除了岩性相关的依赖,结果达到一个较高的精度。

D-T 中子在地层中的减速长度主要是由非弹性散射和弹性散射贡献的,并且主要是由非弹性散射决定的^[21,22]。因而,热中子也可以反映非弹性伽马射线在空间中产生的分布。图5的结果表明,只用热中子也可以校正非弹性伽马射线对密度的响应关系,并能取得较好的结果。相比于利用俘获伽马射线计数的校正,热中子的计数率更高,因而其探测效率更高,测量精度也更好。

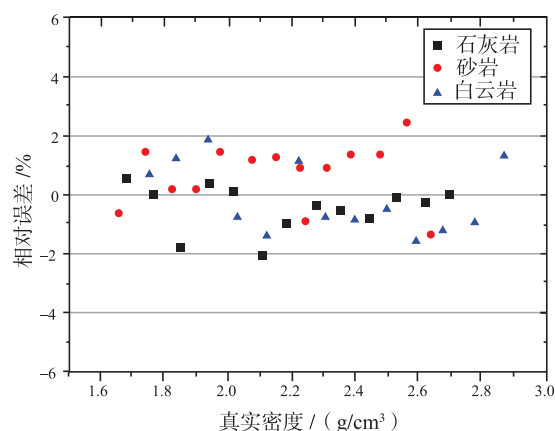
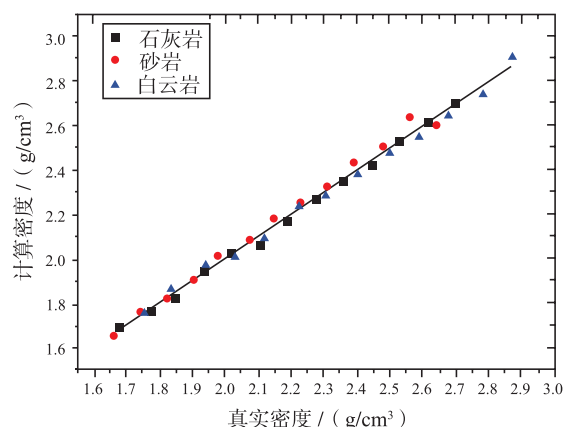


图7 计算密度与和真实密度的关系

Fig.7 Relationship between the calculated density and the actual density

4 结论和展望

本文提出了一种基于热中子计数比的可控中子源密度测井方法,研究了非弹性伽马通量密度比、热中子通量密度比与真实地层密度的响应关系,并对方法的岩性敏感性进行了分析。在此基础上,采用 TopMC/SuperMC 建立氘氚中子源可控中子源密度测井仪器模型以及相关的标准井模型模拟计算验证了方法的有效性。

综上所述,本文所建密度测井方法具有较高的计算精度,且对岩性的敏感性较低,满足可控中子源地层密度测井的要求。由于采用了热中子计数比进行密度计算,因此本文方法所适合的密度测井仪器的探测效率更高,而且仪器设计更为简单。此外,该中子源密度测井仪器还可以进一步地推广到可控中子源中子密度-孔

隙度双功能测井仪器。

本文研究主要针对标准井环境开展分析,对实际测井中的井径、间隙等环境因素的影响与校正分析有待进一步研究。

致谢

本文工作是基于 TopMC/SuperMC 进行了文中所述模型的模拟计算,并得到了凤麟核团队成员的技术支持,在此表示感谢。

参考文献

- [1] 黄隆基. 核测井原理 [M]. 北京: 石油工业出版社, 2000.
- [2] Tittman J.Wahl JS. The physical foundations of formation density logging (gamma-gamma) [J]. Geophysics, 1965, 30 (2): 284-294.
- [3] Wahl J.S., Tittman J., Johnstone C. W. The dual spacing formation density log [J]. Journal of Petroleum Technology, 1964, 16 (12): 1411-1416.
- [4] Ellis D.V. Gamma ray scattering measurements for density and lithology determination [J]. IEEE Transactions on Nuclear Science, 1988, 35 (1): 806-811.
- [5] 潘自强. 放射源安全管理中一些问题的讨论 [J]. 辐射防护, 2002, 22 (5): 257-262.
- [6] 赵海生, 范静梅. 关于加强废放射源管理的对策研究 [J]. 北方环境, 2004, 29 (4): 7-9.
- [7] 李祥明, 霍砾云. 加强放射源监督管理确保环境和公众安全 [J]. 中国辐射卫生, 2004, 13 (3): 184-185.
- [8] Gjerdingen T., Hilton J., Bounoua N., et al. Sourceless LWD Porosity Determination: A Fit For Purpose Formation Evaluation With Significant HS& E Benefits [C]. SPE Annual Technical Conference and Exhibition. Society of Petroleum Engineers, 2012.
- [9] Odom R.C., Hogan G. P., Crosby B. W., et al. Applications and derivation of a new cased-hole density porosity in shaly sands [C]. SPE Annual Technical Conference and Exhibition. Society of Petroleum Engineers, 1997.
- [10] Badruzzaman A., Badruzzaman T., Zalan T. A., et al. Multi-sensor through-casing density and saturation measurement concepts with a pulsed neutron source: A modeling assessment [C]. SPE International Petroleum Conference in Mexico. Society of Petroleum Engineers, 2004.
- [11] W.Allen Gilchrist. Method and apparatus for an improved formation density indicator using pulsed neutron instruments [P]. Unite State: 7294829.
- [12] Luyex M., Torres-Verdín C. Resolution and Accuracy of Neutron-Gamma Density Measurements Compared to Conventional Gamma-Gamma Density Measurements [C] // SPE Annual Technical Conference and Exhibition. Society of Petroleum Engineers, 2017.
- [13] 于华伟, 孙建孟, 朱文娟, 等. 随钻脉冲中子密度测井的蒙特卡罗模拟研究 [J]. 测井技术, 2009, 33 (6): 23-26.
- [14] 何雄英. 中子- γ 密度测井及地层元素测井的蒙特卡罗模拟研究 [D]. 兰州: 兰州大学, 2013.
- [15] Zhang Q, Zhang F, Liu J, et al. A Method of Determining Formation Density Based on Fast-Neutron Gamma Coupled Field Theory [J]. Petrophysics, 2017, 58 (04): 411-425.
- [16] 岳爱忠, 陈海铮, 张清民, 等. 可控中子源密度测井仪的密度响应特性与算法研究 [J]. 原子能科学技术, 2020, 54 (7): 1318-1325.
- [17] Richard C.Odom, et al. Improvements in a Through-Casing Pulsed-Neutron Density Log [C] // SPE 71742, SPE Annual Conference & Exhibition, New Orleans, Louisiana, 2000.
- [18] Wu Yican. Multifunctional Neutronics Calculation Methodology and Program for Nuclear Design and Radiation Safety Evaluation [J]. Fusion science & technology: An international journal of the American Nuclear Society, 2018, 74 (4): 321-329.
- [19] 王虎, 岳爱忠, 王树声, 等. 脉冲中子伽马密度测井密度敏感度研究 [J]. 测井技术, 2020, 44 (02): 159-164.
- [20] 侯伟华, 刘宪伟. 减氢峰法获取碳氧比测井非弹谱的实施 [J]. 测井技术, 2001 (03): 184-188+241.
- [21] Huawei Yu, Zhe Wang, Zhibo Xue, et al. Corrections of fast neutron inelastic scattering effects on D-T neutron porosity logging [J]. Applied Radiation and Isotopes, 2022, 190: 110486.
- [22] Zhou Sha o-heng, et al. Study of the elastic scattering effects of a slowing-down model on D-T neutron porosity logging [J]. Nuclear Science and Techniques, Submitted.

Research on Controllable Neutron Source Density Logging Based on Thermal Neutron Counting Rate

Zhou Shaoheng^{1,2,3}, Chang Bo³, Tao Yinglong³, Hao Lijuan^{3,4,*}, Li Yazhou^{3,5}, Wang Fang^{3,5},
Gan Quan^{3,5}, FDS Consortium

(1. Hefei Institutes of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China; 2. University of Science and Technology of China, Hefei 230026, China; 3. International Academy of Neutron Science, Qingdao 266199, China; 4. Thinking Neutron Technology Co., Ltd., Hefei 230031, China; 5. Shandong Key Laboratory of Neutron Science and Technology, Qingdao 266199, China)

Abstract: In the evolution of nuclear logging, nuclear density logging, as a conventional logging method in the open hole logging, is used to quantify the formation porosity. The conventional density logging technique employs cesium-137 (Cs-137) as a radiation source, which presents a radiation risks to health, safety, and the environmental (HSE). Therefore, the exploration of formation density logging methods based on controllable neutron sources has emerged as a developmental trend in nuclear logging. The fast neutrons generated by the deuterium-tritium (D-T) source undergo inelastic scattering reactions with nuclides in the formation, resulting in a secondary gamma ray source. Due to the influence of geological environment, the gamma ray source exhibit a dynamic distribution which are closely associated with the transport process of the fast neutron. Therefore, the accuracy of the density measurement method which relying solely on gamma detector counting is unsatisfactory during actual measurements; hence it becomes necessary to consider for neutron counting as a means of correction. To enhance the precision of formation density measurement, by considering the response relationship between inelastic scattering counting ratio, diffusion length of inelastic scattering gamma rays and fast neutron slowing-down length, a thermal neutron counting rate was introduced to correct the effect of fast neutron slowing-down length on inelastic scattering counting. And a controllable neutron source density logging approach based on the ratio of near and far inelastic scattering gamma ray counts and the ratio of near and far thermal neutron counts is established in this study. Firstly, an ideal rock environment model was employed, and it was used to validate the correlation between the inelastic scattering gamma ray count ratio and thermal neutron count ratio with density in the established methodology, which adheres to the transport law of fast neutrons within the formation. Simultaneously, the applicability of the method was confirmed across diverse rock types. The results show a deviation of less than 0.025 g/cm^3 within the density range of 1.7 g/cm^3 to 2.8 g/cm^3 . Furthermore, utilizing the Super Multi-functional Calculation Program for Nuclear Design and Safety Evaluation (TopMC/SuperMC) platform, a four-detector neutron density logging instrument was employed alongside a standardized well model to conduct empirical research on the established methodology in this study. The obtained results demonstrated that the relative error between the calculated densities and actual densities, under varying lithological and density conditions, remained below 2.5%. These findings provide preliminary evidence supporting the high accuracy and low sensitivity of the proposed method towards formation lithology.

Key words: deuterium tritium neutron source; density logging; thermal neutron; Monte Carlo

(责任编辑: 徐晓娟)

赵欢欢, 杨阳, 曹龙生, 等. 环境 γ 辐射剂量率与宇宙射线响应比对研究[J]. 核安全, 2024, 23(6): 101-107.

Zhao Huanhuan, Yang Yang, Cao Longsheng, et al. Environment Gamma Radiation dose rate and Cosmic Ray Response Comparison Research [J].

Nuclear Safety, 2024, 23(6): 101-107.

环境 γ 辐射剂量率与宇宙射线响应比对研究

赵欢欢^{1,*}, 杨阳², 曹龙生², 钮云龙²

(1. 浙江省嘉兴生态环境监测中心, 嘉兴 314000; 2. 浙江省辐射环境监测站, 国家环境保护辐射环境监测重点实验室, 杭州 310012)

摘要: 为检验和提高浙江省辐射环境监测能力, 确保监测数据和信息准确可靠, 2022年9月在宁波市东钱湖开展全省环境 γ 辐射剂量率测量和宇宙射线响应比对, 共有22家成员单位的37台仪器参与了5个监测点位的比对测量。其中, 宇宙射线响应测试创新采用水面浮动码头平台, 监测结果统一为 γ 辐射空气吸收剂量率, 通过 Z 比分数方法进行评价。采用 Z 比分数得出仪器在5个监测点位均取得满意结果, 从综合 Z 值来看, 37台仪器中有35台仪器测量结果为满意。高压电离的稳定性和能量响应较好, 塑料闪烁体的离散性较大, 同类型的仪器响应值一致性较好。

关键词: 仪器比对; 宇宙射线; γ 空气吸收剂量率; 剂量率仪

中图分类号: TL99 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0101-07

为进一步提高浙江省辐射环境监测技术水平, 使监测数据更具有代表性和准确性, 检验和评估全省各单位对环境 γ 辐射剂量率和宇宙射线响应测量的能力和掌握程度, 识别和掌握各单位在用监测仪器的差异, 提高监测结果的可比性, 发现和解决可能存在的问题, 评估典型监测仪器的部分性能指标, 2022年9月在宁波市东钱湖开展了环境 γ 辐射剂量率及宇宙射线响应比对测量工作。本文介绍了该次比对测量结果并进行评价。

1 材料与方

1.1 比对仪器

参加本次比对的单位有22家, 选择了24

台 FHZ672E+FH40G 型塑料闪烁体 X- γ 辐射剂量率仪和13台 RSS-131 型高压电离室进行比对测量分析, 仪器的基本情况见表1。分析表明, 各比对仪器具有足够的灵敏度、准确度、精密度, 长期稳定性高, 自身本底低, 对陆地 γ 及宇宙射线均有较好的响应, 角响应不大, 对恶劣条件有较强的耐受力, 便携及低功耗等性能, 仪器均经过性能检查, 并在有效的检定周期内。为便于比对分析, 将仪器编号为1~37。参加比对的人员均持有浙江省辐射环境监测站颁发的辐射监测上岗证。

1.2 比对场地

在比对监测时, 选择在同一个场地, 使用不同测量仪器进行测量。场地的选择一方面要能

收稿日期: 2024-01-03 修回日期: 2024-02-24

基金项目: 浙江省生态环境科研和成果推广项目, 项目编号: 2022HT0059

作者简介: 赵欢欢(1989—), 男, 现从事辐射监测工作

* 通讯作者: 赵欢欢, E-mail: 712678737@qq.com

表 1 参加比对仪器的基本情况

Table 1 Basic information about participating in comparison instruments

探测器名称	型号	数量	能量响应	量程	其他参数
塑料闪烁体	FHZ672E+FH40G	24	40 keV~4.4 MeV	1 nSv/h~100 μSv/h	圆柱体: Φ90 mm×90 mm,角响应值: 0°~45°,灵敏度:2500 cps/μSv·h ⁻¹ ,极限偏差 ±15%
高压电离室	RSS-131	13	60 keV~10 MeV	0~0.1 R/h 0~10 R/h 0~100 R/h	精度:5%(在 100 μGy·h ⁻¹),零点漂移: <5 μGy·h ⁻¹ (-25℃~55℃),增益漂移 <读数的 1%,角响应:<2%

全面地反映仪器的性能,另一方面要尽可能接近常见的环境,保证辐射场的均匀性和稳定性,满足《环境 γ 辐射剂量率测量技术规范》(HJ 1157-2021)中相关监测的技术要求^[1]。本次比对选取了宇宙射线测点^[2]、原野测点、道路测点、室内测点、高剂量率测点共 5 个比对场地。宇宙射线测点选择东钱湖湖心,距离岸边大于 1 km,水深大于 3 m,由 100 个 HDPE-聚乙烯材料安全型浮筒组装成的比对水上平台,如图 1 所示。原野测点和道路测点距离高大建筑物 30 m 以上,地势开阔、平坦、无积水^[3]。仪器固定于三脚架,仪器探测中心距离地面(基础面)为 1m,其中高剂量率测点在室内测点放置三枚 ⁶⁰Co 点源,仪器探头离源 0.5 m。

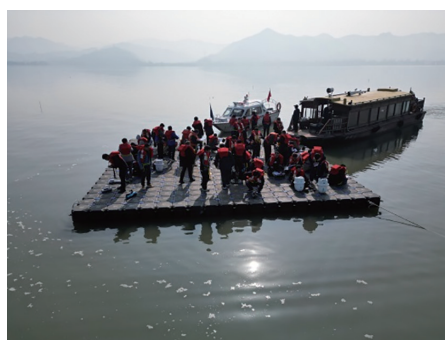


图 1 宇宙射线测点

Fig.1 Cosmic ray comparison point

1.3 比对计算方法

比对测量时气象条件满足 HJ 1157-2021 要求,同时记录地理位置、气象条件等环境参数。比对监测人员使用统一的原始记录单,在宇宙射线测点记录 100 个监测数据,原野测点、道路测点、室内测点、高剂量率测点分别记录

10 个监测数据,读数间隔为 10 s,原始数据经过 Grubbs 检验,对歧离值进行标记剔除离群值^[4],然后可求出读数平均值和标准差,再由公式(1)和公式(2)计算空气吸收剂量率。

宇宙射线电离成分空气吸收剂量率的响应值 R_c ,可用公式(1)计算:

$$R_c = K_1 \times K_2 \times R_{\text{水}} \quad (1)$$

式中: R_c —宇宙射线电离成分空气吸收剂量率的响应值。

K_1 —空气吸收剂量率与 γ 辐射照射量率之间的转换系数(当读数值是空气比释动能率时,该转换系数为 1;当读数值是照射量率时,该转换系数为 8.76 nGy·h⁻¹/μR·h⁻¹^[5];当读数值是周围剂量当量率以及刻度源是 ¹³⁷Cs 时,该转换系数为 1/(1.20 nSv·h⁻¹/nGy·h⁻¹)。

K_2 —仪器的校准因子或者量程刻度系数。

$R_{\text{水}}$ —仪器在水面测量时的读数均值。

环境 γ 辐射剂量率计算数值使用公式(2):

$$D_{\gamma} = k_1 \times k_2 \times R_{\gamma} - k_3 \times D_c \quad (2)$$

式中: D_{γ} —该监测点位环境 γ 辐射空气吸收剂量率, Gy/h。

k_1 —该仪器经过检定/校准有效期内的系数。

k_2 —该仪器经检验源测量的效率因子 [$k_2 = A_0/A$ (若 $k_2 > 1.1$ 或 $k_2 < 0.9$, 需要对该仪器进行检修,之后重新检定/校准;若 $0.9 \leq k_2 \leq 1.1$, 计算结果需要修正),其中 A_0 是检定/校准时仪器对检验源的净响应值, A 是测量当天仪器对检验源的净响应值,检验源需要衰变校正;如果该仪器没有检验源,效率因子取 1]。

R_{γ} —该监测点位仪器读数结果的平均值(周围剂量当量和空气比释动能的换算因子按照 JJG 393 要求,在检定/校准时,使用辐射源 ^{137}Cs 换算因子是 $1.20 \text{ Sv}\cdot\text{Gy}^{-1}$,使用 ^{60}Co 换算因子是 $1.16 \text{ Sv}\cdot\text{Gy}^{-1}$), $\text{Gy}\cdot\text{h}^{-1}$ 。

k_3 —宇宙射线的屏蔽修正系数(原野、道路是 1,楼房是 0.8,平房是 0.9)。

D_c —该监测点位宇宙射线响应值(受经纬度、海拔的影响,该仪器监测得出的宇宙射线响应值需要修正), $\text{Gy}\cdot\text{h}^{-1}$ 。

2 结果

2.1 比对结果

2 种型号仪器在宇宙射线测点、原野测点、

道路测点、室内测点、高剂量率测点的空气吸收剂量率结果如图 2 所示。宇宙射线随着海拔和经纬度的不同,对外照射的贡献也会不同^[6],环境地表 γ 辐射剂量率也受海拔、降雨、日照时间和大气压力影响^[7],原野测点、道路测点、室内测点、高剂量率测点的剂量率需要扣除宇宙射线响应值,此值忽略地理经纬度的影响,近似为东钱湖湖心宇宙射线测点的宇宙射线响应值^[8]。

从图 2 可以看出,在宇宙射线测点同一种仪器监测结果一致性比较好,2 种仪器之间比较存在不同,RSS-131 型高压电离室测量结果普遍高于 FHZ672E+FH40G 型 X- γ 辐射剂量率仪,因为 RSS-131 型高压电离室对宇宙

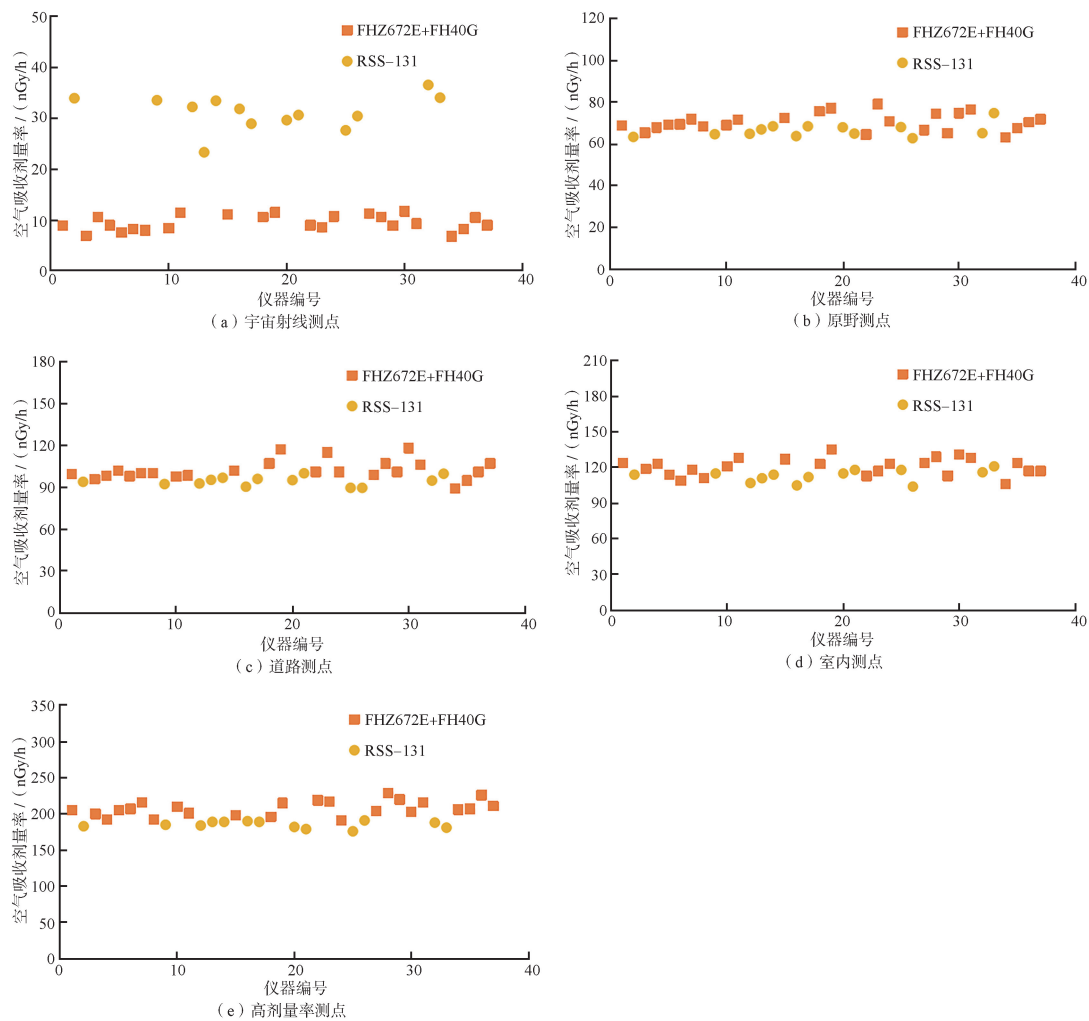


图 2 各比对测点的空气吸收剂量率结果

Fig.2 The air absorption dose rate results of each comparison measurement point

射线响应测量较灵敏,能量响应范围较大,而 FHZ672E+FH40G 型 X- γ 辐射剂量率仪能量范围小,对高能宇宙射线的响应不灵敏^[9,10],由仪器本身性能决定,属于正常现象。从原野测点、道路测点及室内测点中各仪器空气吸收剂量率的测量结果可以看出,测量结果均在浙江省环境天然放射性水平范围内^[11],表明参加比对仪器能较好地满足环境辐射监测任务的需求。原野测点的空气吸收剂量率主要来自土壤中天然放射性核素和人工放射性核素^[12],室内测点的空气吸收剂量率除了建筑材料本身具有

的放射性核素贡献外,还受地基岩石、土壤、建筑材料等释放出的氡的影响^[13]。

从表 2 监测点位比对结果可以看出,两种仪器的稳定性有一定差别,高压电离室的稳定性较好,X- γ 辐射剂量率仪在一定范围有所波动。在原野测点、道路测点、室内测点、高剂量率测点可以发现,FHZ672E+FH40G 型塑料闪烁体测量结果平均值比高压电离室偏高,主要是受到扣除自身宇宙射线响应值的影响。总体来看,不同监测点位 2 种仪器的空气吸收剂量率趋势较为一致,基本符合预期。

表 2 监测点位比对结果

Table 2 Comparison results of monitoring points

监测点位	FHZ672E+FH40G 型				RSS-131 型			
	最大值 nGy/h	最小值 nGy/h	平均值 nGy/h	相对偏差	最大值 nGy/h	最小值 nGy/h	平均值 nGy/h	相对偏差
宇宙射线	11.7	6.8	9.5	1.46	36.5	23.3	31.2	3.27
原野	79.0	63.1	70.4	4.14	74.7	62.7	66.4	3.07
道路	118	89.1	102	6.72	100	89.6	94.3	3.27
室内	135	106	121	7.18	121	104	113	4.95
室内高剂量	229	191	208	10.3	191	176	185	4.51

2.2 结果评价

考虑到不同型号仪器的结果存在差异,尤其是在宇宙射线测点差异较大,所以宇宙射线测点两种仪器单独评价,对原野测点、道路测点、室内测点和高剂量测点两种仪器一起评价。监测结果采用四分位数的稳健 Z 比分数来分析评价^[14,15],计算公式为:

$$Z = \frac{X - M}{0.7413 \times IQR} \quad (3)$$

式中: X—22 个比对单位的监测结果;

M—监测结果的中位值;

IQR—四分位的间距。

当 $|Z| \leq 2$ 时,监测结果是满意;当 $2 < |Z| < 3$ 时,监测结果是可疑;当 $|Z| \geq 3$ 时,监测结果是不满意。

为了便于对 5 个测点不同仪器进行综合评价,根据 Z 比分数值用公式(4)得出均方根综合 \bar{Z} 值:

$$\bar{Z} = \sqrt{\sum_{i=1}^n Z_i^2 / n} \quad (4)$$

式中: n 为用这台仪器监测的点位数量。

两种仪器的 Z 比分数值分布情况如图 3 所示,仪器 Z 比分数值和综合 \bar{Z} 值的统计结果见表 3。比对采用 Z 比分数法进行评价,30 台仪器在 5 个监测点位均取得满意的测量结果,5 个比对测点处的接受率均在 83.8% 以上。宇宙射线测点、原野测点、道路测点、室内测点和高剂量测点共有 185 个结果,满意的结果有 176 个,占比为 95.1%;可疑的结果有 6 个,占比为 3.2%;不满意的结果有 3 个,占比为 1.6%。综合 \bar{Z} 值的分布情况如图 4 所示,从综合 \bar{Z} 值来看,37 台仪器中有 35 台仪器测量结果满意,满意的比率为 94.6%。19 号、23 号、30 号仪器在道路测点处测量结果为不满意,25 号、26 号、34 号仪器在道路测点处测量结果为可疑,13 号仪器在宇宙射线测点处测量

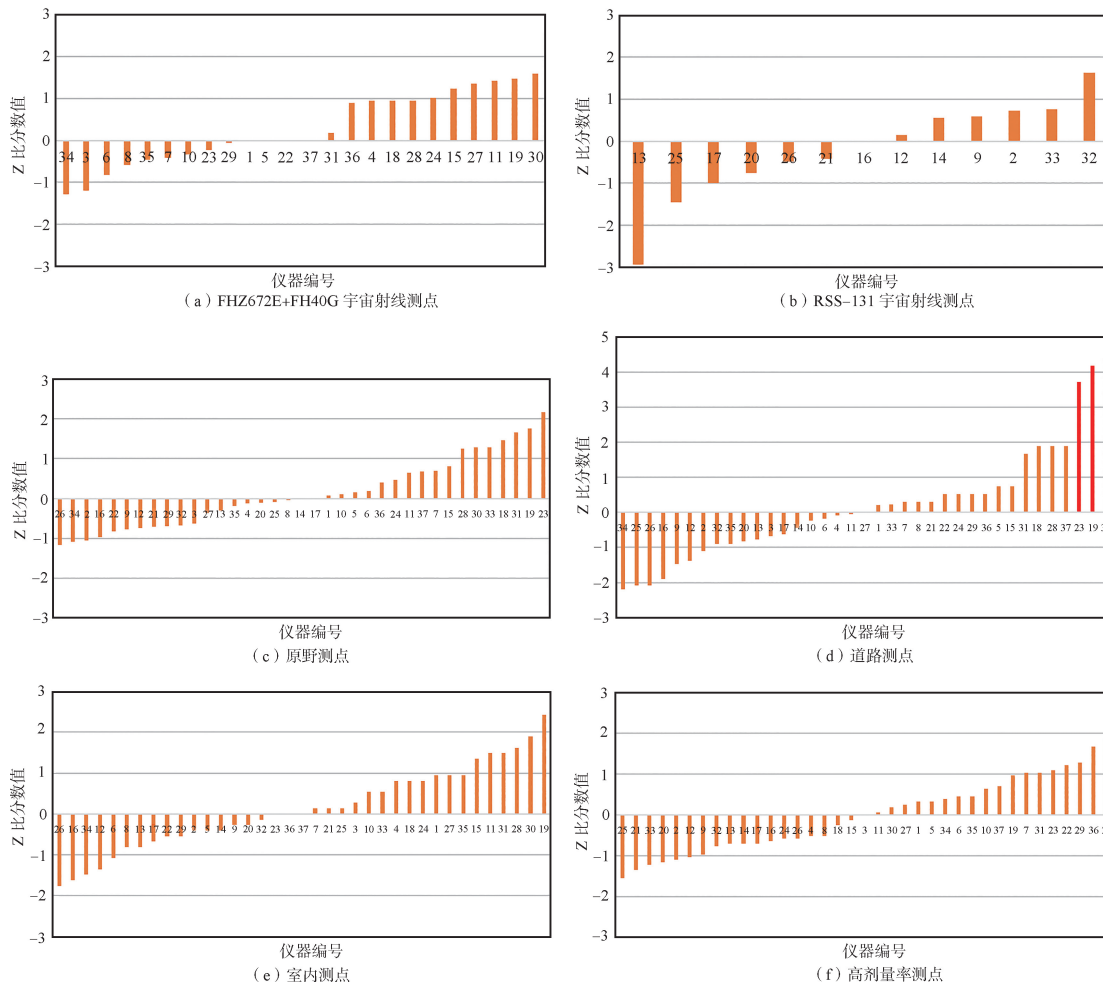


图 3 Z 比分数值分布情况

Fig.3 Distribution map of Z-score values

结果为可疑,23 号仪器在原野测点处测量结果为可疑,19 号仪器在室内测点处测量结果为可疑,19 号、30 号的仪器综合 \bar{Z} 值测量结果为可疑。

表 3 仪器 Z 比分数值和综合 \bar{Z} 值的统计结果
Table 3 Statistical results of instrument \bar{Z} score values and comprehensive values

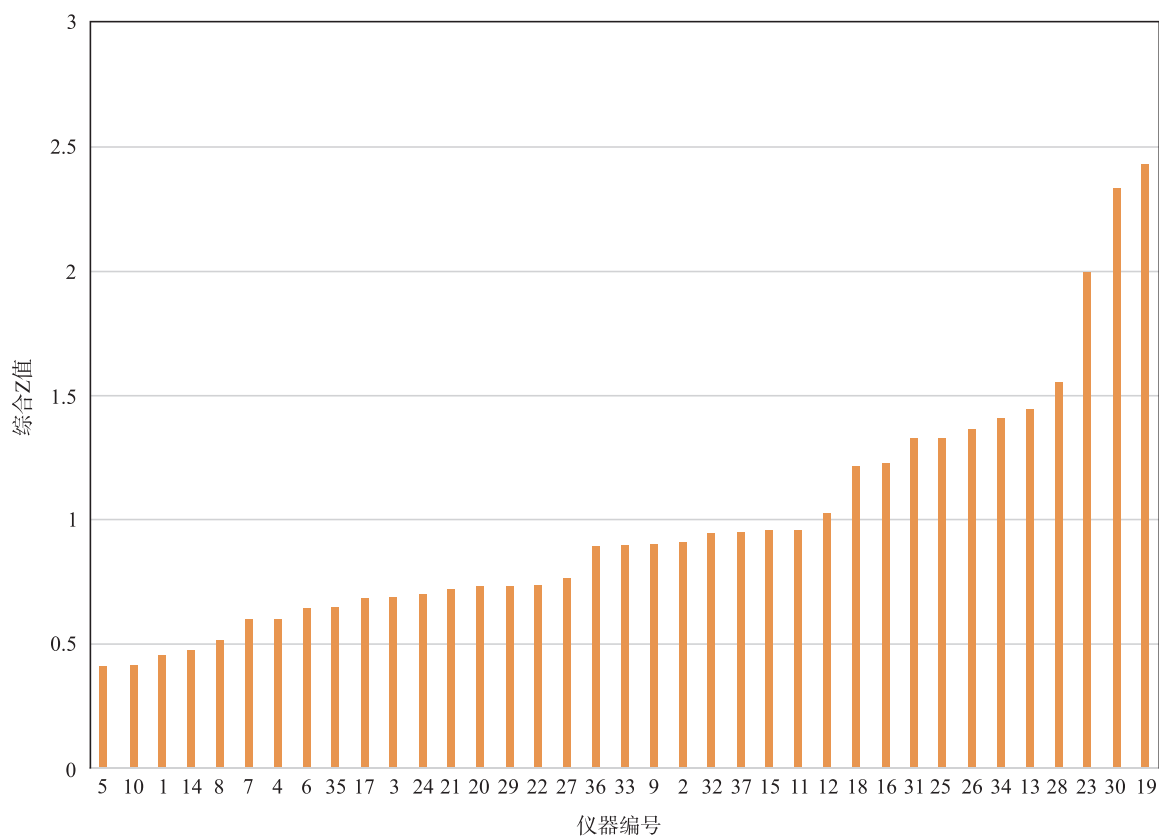
监测点位	接受	警告	离群	总数	接受率
宇宙射线	36	1	0	37	97.3%
原野	36	1	0	37	97.3%
道路	31	3	3	37	83.8%
室内	36	1	0	37	97.3%
室内高剂量	37	0	0	37	100%
综合 \bar{Z} 值	35	2	0	37	94.6%

3 结论

通过全省 22 家成员单位的 37 台仪器进行宇宙射线响应比对及环境 γ 辐射剂量率测量,得出如下结论:

(1)本次比对活动依托宁波东钱湖适合宇宙射线测量的环境优势(离开湖岸 1000 米以上且较为平稳)、场地优势和设施优势,创新采用水面浮动码头平台,平台由 100 个 HDPE- 聚乙烯材料安全型浮筒组装成,聚乙烯材料本身的 X- γ 辐射剂量率几乎为零,有效避免了使用不规范船只导致的船体干扰等难题。

(2)宇宙射线响应比对及环境 γ 辐射剂量率测量结果采用 Z 比分数值方法进行分析评价。不同类型仪器的稳定性和能量响应有区

图4 所有比对点位综合 \bar{Z} 值分布情况Fig.4 Distribution map of comprehensive \bar{Z} -score values for all comparison points

别,RSS-131型高压电离的稳定性和能量响应较好,FHZ672E+FH40G型塑料闪烁体X- γ 辐射剂量率仪离散性较大,不同监测点位两种类型仪器的空气吸收剂量率趋势较为一致,基本符合预期,比对结果表明参加比对仪器能较好地满足环境辐射监测任务的需求。通过Z比分数法进行评价,30台仪器在5个监测点位均取得满意测量结果,5个比对测点处的接受率均在83.8%以上。从综合 \bar{Z} 值来看,37台仪器中有35台仪器测量结果满意,满意的比率为94.6%。

(3)不同类型的仪器之间存在较大的差异,个别仪器的校准因子较大。建议对Z比分数值结果为不满意的监测仪器重新进行检查和校准。本次比对的RSS-131型高压电离室数量约为FHZ672E+FH40G型塑料闪烁体的二分之一,高压电离室本身具有较好的稳定性,同时精确度和灵敏度高,所以比对测量需要增加高压电离室的数量,有益于提高比对水平,建议比对单

位至少具有1台高压电离室。在室内高剂量比对测量时,所使用 ^{60}Co 点源活度较小,因仪器离放射源距离较近,所处辐射场并不完全均匀,并且对仪器设备定位精度要求很高,因此对高剂量点建议选择较大活度放射源或天然的均匀高剂量辐射场。

参考文献

- [1] 中华人民共和国生态环境部. HJ 1157-2021 环境 γ 辐射剂量率测量技术规范[S]. 2021.
- [2] 王桂花, 秦欢, 李晓恒, 等. X- γ 剂量率仪对宇宙射线响应的测量研究[J]. 中国辐射卫生, 2019, 28(2): 166-167, 170.
- [3] 宫增艳, 赵广翠, 李雪贞, 等. 不同方法监测环境 γ 辐射剂量率的结果比较与分析[J]. 中国辐射卫生, 2018, 27(1): 69-73.
- [4] 常青, 许明发, 向辉云, 等. 防城港市环境地表 γ 辐射剂量率调查研究[J]. 中国辐射卫生, 2021, 30(6): 743-747, 756.

- [5] 中华人民共和国卫生部. GBZ/T 144-2002 用于光子外照射放射防护的剂量转换系数 [S]. 北京: 法律出版社, 2002.
- [6] 郑国文, 陈凌. 宇宙射线剂量率随海拔变化规律研究 [J]. 中国辐射卫生, 2017, 26 (2): 142-144.
- [7] 齐晨阳, 张巍, 张显鹏, 等. 石岛湾核电站周边地表 γ 辐射水平调查及影响因素研究 [J]. 中国辐射卫生, 2023, 32(1): 15-20.
- [8] 吴昱城, 胡丹, 赵顺平, 等. 全国辐射环境监测网络环境 γ 辐射剂量率测量比对 [J]. 辐射防护通讯, 2016, 36 (1): 1-9.
- [9] 曹龙生, 丁逊, 杨阳, 等. 不同 γ 辐射剂量率仪空气吸收剂量率测量比对分析 [J]. 中国辐射卫生, 2021, 30 (2): 159-164.
- [10] 张华, 陈志东, 徐润龙, 等. 环境 γ 辐射剂量率比对及宇宙射线响应测量结果与分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (05): 88-94.
- [11] 何振芸, 罗国桢, 黄家矩. 全国环境天然放射性水平调查研究 (1983~1990年) 概况 [J]. 辐射防护, 1992, 12 (2): 81-95.
- [12] 熊强, 葛潇, 闫琳琳, 等. 土壤中总 α 、总 β 放射性检测方法比较 [J]. 中国辐射卫生, 2023, 32 (3): 245-249.
- [13] 寇珊珊, 武云云, 宋延超, 等. 降氡方法在室内氡污染治理中的应用与分析 [J]. 中国辐射卫生, 2023, 31 (2): 149-152.
- [14] 国家市场监督管理总局. GB/T 27043-2012 合格评定能力验证的通用要求 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2013.
- [15] 能力验证结果的统计处理和评价指南. CNAS-GL02: 2014 [S]. 北京: 中国合格评定国家认可委员会, 2014.

Environment Gamma Radiation dose rate and Cosmic Ray Response Comparison Research

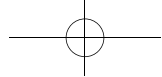
Zhao Huanhuan^{1,*}, Yang Yang², Cao Longsheng², Niu Yunlong²

- (1. Zhejiang Province Jiaxing Ecological Environment Monitoring Center, Jiaxing 314000, China;
2. Zhejiang Province Environmental Radiation Monitoring Center, State Environmental Protection Key Laboratory of Environmental Radiation Monitoring, Hangzhou 310012, China)

Abstract: To test and improve the monitoring capacity of the radiation environment monitoring network in the province, and ensure the accuracy and reliability of monitoring data and information. In September 2022, a provincial cosmic ray response comparison and environmental Gamma Radiation dose rate measurement will be conducted in Dongqian Lake of Ningbo City, 37 instruments of a total of 22 member units participated in the comparative measurement of 5 monitoring points, Innovative use of floating dock platform on water surface for cosmic ray monitoring points. The monitoring results are unified as Gamma Air absorption dose rate, Evaluated through Z-score method. Using Z-score, 30 instruments achieved satisfactory results at 5 monitoring points. From the comprehensive Z-score, 35 out of 37 instruments have satisfactory measurement results. The stability and energy response of high-pressure ionization are good, and the discreteness of plastic scintillators is relatively large. The response values of instruments of the same type are consistent.

Key words: instrument comparison; cosmic rays; gamma air absorption dose rate; dose retemater

(责任编辑: 梁 晔)



雷少娟,刘新华,戴文博,等.福岛核事故后舆情分析及应对策略研究[J].核安全,2024,23(6):108-116.

Lei Shaojuan,Liu Xinhua,Dai Wenbo,et al. Public Opinion Analysis and Response Strategy Research After the Fukushima Nuclear Accident [J]. Nuclear Safety,2024,23(6):108-116.

福岛核事故后舆情分析及应对策略研究

雷少娟,刘新华*,戴文博,王桂敏

(生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082)

摘要: 舆情管理是福岛核事故后面临的长期问题,为了深入地了解舆情事件的发生原因、演化规律、公众态度以及应对策略,通过梳理福岛核事故后在我国引起的大量舆情事件,将事件类型划分为辐射事件、食品安全事件和核污水排海事件。深入研究3种类型中典型舆情事件的演化过程和发展趋势,并通过文本挖掘技术对各类型事件中公众情感进行分析。结合生命周期理论提出了福岛核事故后舆情事件管理应对策略,为福岛核事故后舆情事件的管理应对提供参考。

关键词: 福岛核事故;舆情分析;生命周期;应对策略

中图分类号: TL48, C913.2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)06-0108-09

2011年3月11日,日本东北部太平洋海域发生矩震级达9.0级的强烈地震^[1,2]。此次地震引发的巨大海啸对日本东北部地区造成毁灭性破坏,并引发福岛第一核电站核泄漏。福岛核事故已经过去13年,日本乃至世界各国政府和民众至今仍然被周边土地放射性污染整治、损毁的核燃料处理、核电站报废工作、上百万吨核废水如何处理等事故遗留问题所困扰^[3]。恢复和处理过程中引发了多起舆情事件,具有代表性的如2021年4月13日日本发布核污染水排海计划^[4],2023年8月24日日本正式启动核污染水排海^[5],引起了国内外公众广泛的关注,舆情呈现发酵期短、热度高的特点。

在福岛核事故后,日本政府和东电公司一方面缓慢地推进着善后工作,另一方面又积极推进核电重启的步伐^[6]。核事故善后工作还需

要进行很多年,在这个过程中,不管是对于作为事故国的日本,还是对于作为邻近国的我国,如何进行舆情管理和公众沟通都非常重要。因此本文对福岛核事故发生以来在国内引起的舆情进行分析,梳理典型的舆情事件及其特征,为后续舆情管理应对及公众沟通决策提供有针对性的建议。

1 福岛核事故后公众态度及焦点问题

造成福岛核事故的直接原因是自然因素,超强地震和超强海啸并发远超设计基准。但是许多学者从对核安全意识薄弱和监督管理制度的漏洞方面给出了引发核事故的逻辑基础^[1,2,7]。第一,福岛第一核电站是日本最早建设的核电站,在安全、技术、炉型和设计等方面相对落后,且发生核泄漏的1号机组在事故发生前已经达到了法律规定的40年使用期限;第二,核事故

收稿日期:2024-04-11 修回日期:2024-04-29

作者简介:雷少娟(1985—),女,博士,现主要从事涉核舆情分析与核能公众沟通等方面的研究工作

*通讯作者:刘新华, E-mail: Liuxhua225@sina.com

发生前,福岛核电站发生过多次小的核事故,许多安全隐患并未引起东电的高度重视;第三,早在2004年和2007年就有论证指出“福岛第一核电站遭遇海啸袭击的可能性很高”“福岛核电站应尽快进行防海啸对策”,但均未被重视。第四,日本“国策民营”的管理模式,使得核电公司具有逐利属性及政府在监管行动上带有迟滞性。福岛核事故后,国际上多个国家暂缓核能发展计划,世界核协会数据显示,2011年核电全球发电量较核事故之前下降了284 TW·h;我国也暂停审批核电项目,且核事故的发生在我国引发部分地区短时抢盐事件^[8]。

1.1 福岛核事故发生后公众的态度

自福岛核事故以来,尽管政府做了大量的沟通和安抚工作,日本反核声浪高涨且一直持续,2012年日本产业经济省的民调显示,民众要求废止核能的比例达到七成,45%的民众要求应立即停止核能发展。2013年以来的民调中,反对核能发展的民众均高达50%~60%^[3]。2021年以来由于日本电力供应紧张等原因,反对核电的比例下降为46%,2022年为47%,支持核电站重启的比例达到53%^[9]。日本民间发生了多次大规模的反核示威活动^[3,10],除了资深的反核人士外,民众对于核电抵触首先源于对政府处置灾害的应急能力的质疑,南开大学日本研究院教授尹晓亮,从危机管理及其绩效的角度分析福岛核事故前、紧急处理中和事故发生

后日本政府的危机管理的失效和失范^[7];其次源于民众对日本科技水平的信任度下降,很多民众认为:技术因素导致了灾难后果升级为不可控制性的巨大毁灭^[3]。

1.2 福岛核事故后公众关注的焦点问题

福岛核事故造成了大量放射性物质的释放,放射性物质对人体、环境和食物的辐射影响是民众最关心的问题之一。从网络上近十万篇包含“辐射放射性”关键词在内的新闻素材梳理结果来看,媒体和公众关注点集中在以下几个方面:(1)放射性物质的泄漏与处理情况,放射性物质对生物及环境的影响等;(2)对食品安全的影响,事故后各国相继暂停输入日本受福岛核事故污染影响地区的食品;(3)对核电安全性和核电发展的重新思考。此外,福岛核事故对渔业发展、旅游业等产业都造成了不同程度的影响。

2 福岛核事故后相关舆情事件分析研究

自福岛核事故发生以来,公众始终保持着对有关核事故相关话题的讨论热度。事故处理、辐射超标、食品安全、核污水处理等报道和信息都会引发舆情事件。

2.1 福岛核事故后典型舆情事件梳理

以百度指数中的检索结果来对福岛核事故后相关舆情事件的讨论趋势分析,结果如图1所示。以“福岛核电站”为关键词检索了2011年1月1日至2023年9月6日国内话题讨论的趋势。

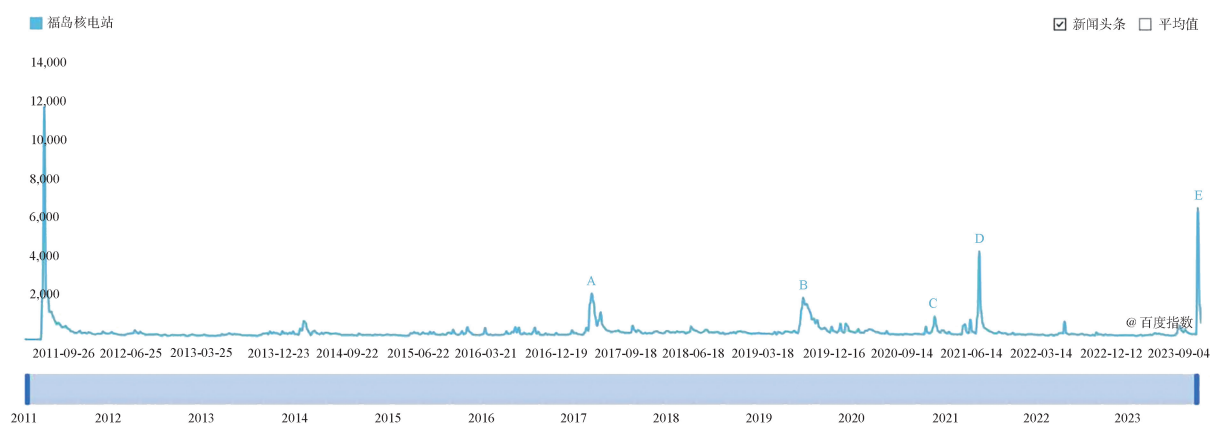


图1 福岛核事故以来搜索趋势

Fig.1 Search trend chart since the Fukushima nuclear accident

从图中可以看出,福岛核事故后在国内引起了多次舆情事件。通过梳理将舆情事件划分为辐射事件、食品安全事件和核污染水排海事件3种类型,见表1。选取6件典型舆情事件进行分析,研究舆情事件的特征及演化趋势、公众观点及情感等特征,对处理类似复杂议题和危机事件具有借鉴意义,同时也有助于促进公众对核能和环境问题更全面的理解。

表1 福岛核事故后典型舆情事件
Table 1 Typical public opinion events after the Fukushima nuclear accident

类型	事件	时间
辐射事件	日本福岛核电厂事故泄漏放射性物质波及美国海岸舆情事件	2015年
	福岛核电厂泄漏高辐射污水,高出平时50~70倍舆情事件	2015年
	日本福岛辐射量超高舆情事件	2017年
食品安全事件	“3.15”晚会曝光日本核污染区食品流入中国舆情事件	2017年
核污染水排海事件	日本提出的核污染水排海计划舆情事件	2021年
	日本正式启动核污染水排海舆情事件	2023年

2.2 辐射事件舆情分析

福岛核事故后辐射问题是公众最关注的焦点问题之一。截止到2023年11月,使用百度引擎以“福岛辐射放射性”为关键词搜索,共有网页、资讯、视频、文库等形式的内容7380万条。本文选取3个典型的辐射事件进行舆情分析。

2015年福岛核电厂泄漏高出平时50~70倍的高辐射污水舆情事件^[11]。事件是由国际在线发布新闻,后由新闻网、人民网等主流媒体转载报道引发公众关注,舆情发展趋势如图2(a)所示,事件热度最高点为255篇,高热度持续1天,网民评论和转发数量为200余条。公众的观点以对日核电管理方的谴责和食品安全的担忧为主,均表现为负面情绪。

2015年日本福岛核电厂事故泄漏放射性物质波及美国海岸舆情事件^[11]。事件首先由中国

新闻网转发外媒的报道,然后由各大主流媒体相继转载报道,并有网民转发与评论,舆情发展趋势如图2(b)所示,事件热度最高点为433篇,高热度持续1天,网民评论和转发数量为1000余次。网民的观点以担忧国内辐射安全、辐射监测能力、嘲讽日本为主,均表现为负面情绪。

2017年日本福岛辐射量超高舆情事件^[12]。该事件由东京电力公司发布福岛核电站2号机组超高辐射剂量开始,随后各大媒体转发报道触发舆情事件。主流媒体的连续跟踪报道以及我国外交部安全提醒等信息使舆情呈现出多次起伏,但整体处于先上升后回落趋势,且周期较长,如图2(c)所示。舆情传播的媒介主要集中在微博平台,占信息量的86%。此次舆情事件再次引发了公众强烈的担忧情绪(图2(d)),一方面是对日本产成品安全性担忧,另一方面是对核电安全尤其是内陆核电安全的担忧,少量网民还表现出了绝望情绪,认为大力发展核电会让“地球毁灭”。

2.3 食品安全事件舆情分析

食品安全是福岛核事故后公众最关注的问题之一。本文选取2017年“3·15”晚会曝光日本核污染区食品流入中国舆情事件^[12]为实证研究对象来进行舆情分析。

2017年3月15日晚,央视3·15晚会曝光产自日本福岛核污染地区的食品已流入国内市场,随后多家主流媒体跟进发布相关报道,舆论热度迅速走高;3月16日,外交部回应表态、无印良品发布声明函、各地迅速展开稽查并发布结果、上海出入境检验检疫局回应,助推了舆情事件达到高峰,随后舆论热度开始回落并稳定在低处(图3(a))。食品安全的话题发酵期短且热度高,对处置的时效性要求非常高。处置结果也再次验证了,官方的表态、各相关部门开展调查并及时充分地披露信息虽然会助推舆情升高但能够引导舆情良性发展,是正向的舆情管理手段。

从公众的观点情绪(图3(b))来看,负面情绪占81%,其中32%的网民指责海关等部门对进口食品的监管不严;随后在无印良品和上海国检局发布回应后,28%的公众认为央视报道不负

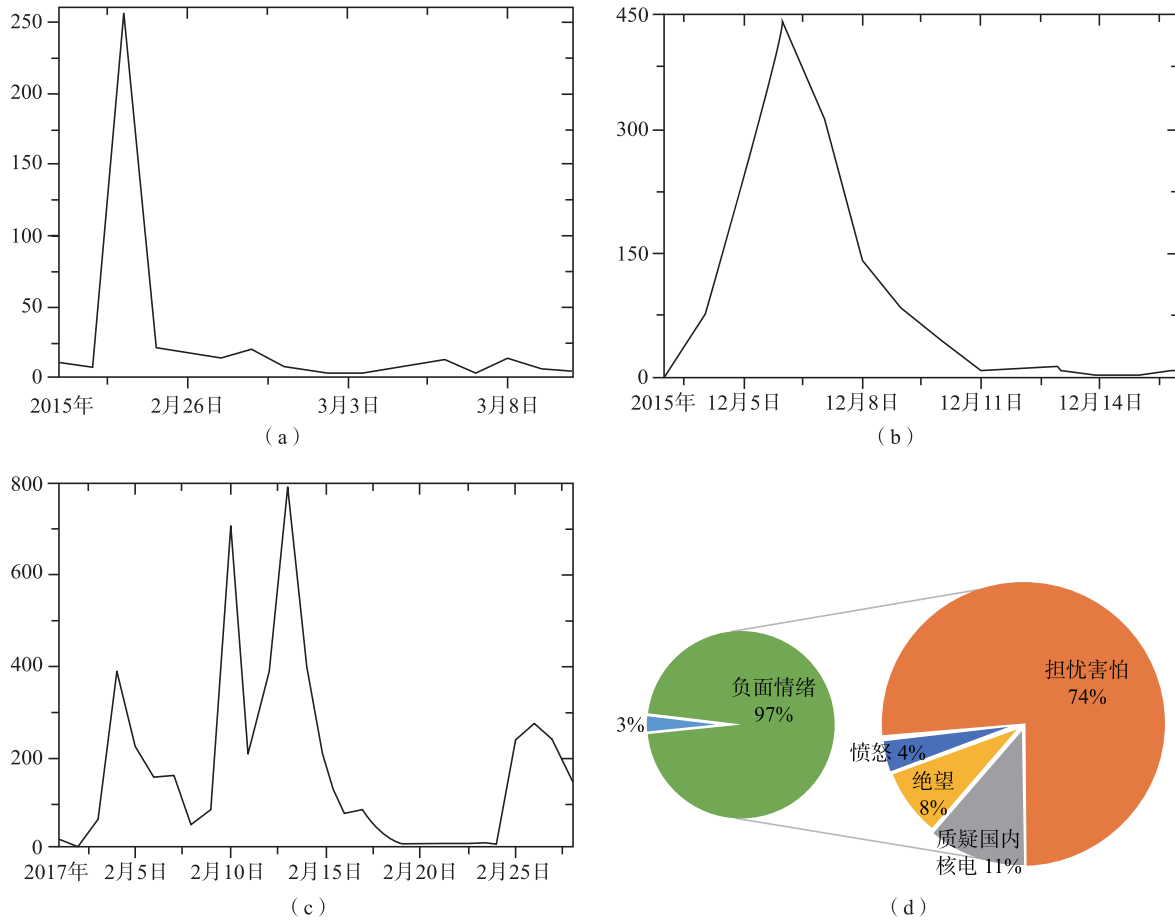


图 2 典型辐射型舆情事件的发展趋势

Fig.2 Development trend chart of typical radiative public opinion events

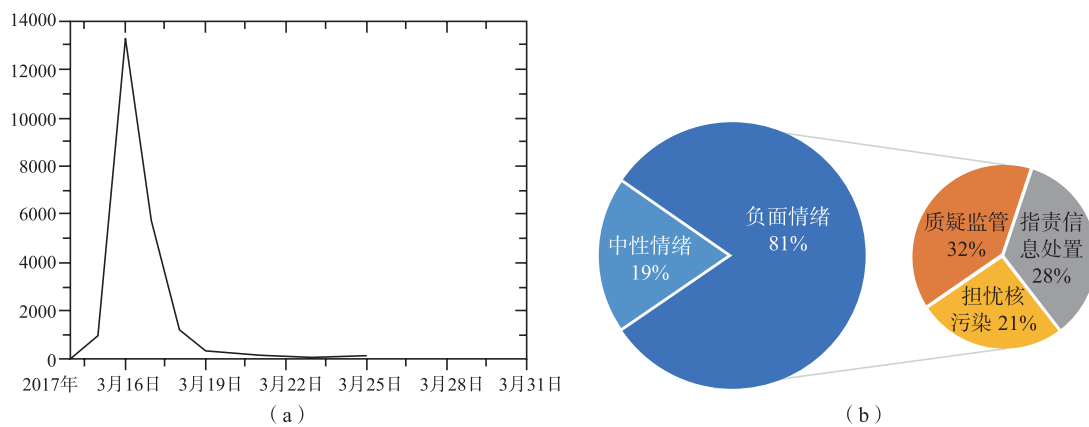


图 3 食品安全型典型舆情事件的发展趋势和情感分析

Fig.3 The development trend and emotional analysis chart of typical public opinion events related to food safety

责任、误导公众;21%的网民探讨了核污染的相关问题,19%的公众的观点未表现出情感特征。

2.4 核污水排海事件舆情分析

2021年4月13日,日本政府发布核污染水

排海决策和基本方针,2023年8月24日正式启动核污水排海。通过监测系统检索统计,排海计划发布的一个月时间,各平台共搜索到相关信息53.6799万条;核污水排海启动后的一个月

时间里,百度指数和微博指数中检索量达到了2449万条,资讯指数达到9.3亿条。这反映出全网对福岛核污水排海事件的关注度非常高。整个舆情事件的发展呈现急增缓降、持续时间久、热度极高的特点。图4是日本政府发布核污水排海计划舆情发展趋势,图5是启动核污水排海事件舆情发展趋势。以这两次舆情事件作为核污水排海典型事件进行舆情分析。

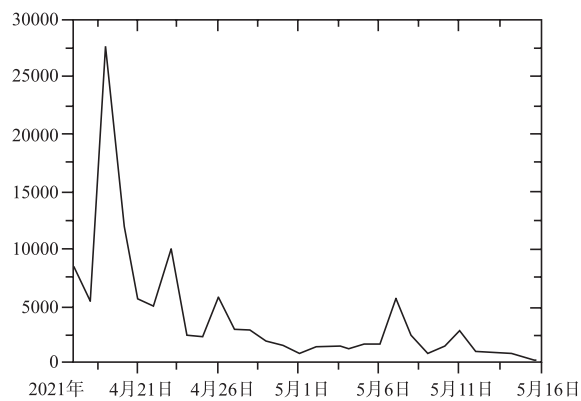


图4 日本政府发布核污水排海计划舆情趋势
Fig.4 Trend chart of public opinion development

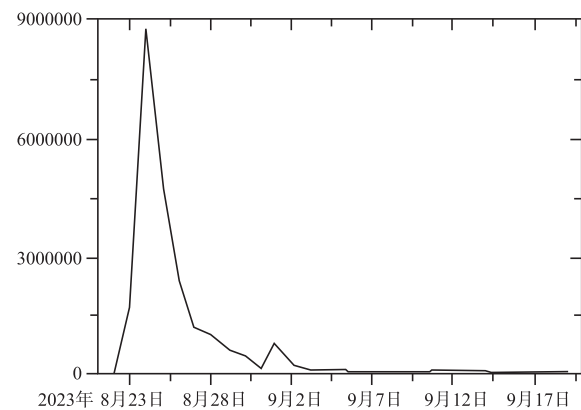


图5 启动核污水排海事件舆情发展趋势
Fig.5 Trend chart of public opinion development

2.4.1 日本政府发布核污水排海计划舆情事件

2021年4月13日,日本政府正式发布了将福岛第一核电站核废水经过处理后排入大海的决定^[13]。4月18日,相关部门答记者问并发布说明文章,主流媒体转载并广泛传播,引导了舆情良性发展。舆论态度从气愤不解到理性观望,在网络空间充分表达了各自的观点,舆情的发展从快速发酵至最高点后进入长期缓慢平静的

发展时期。以百度平台和微博平台中公众对舆情事件的评论内容为基础数据,经过数据抓取、文本预处理、情感分析及主题挖掘分析等研究,使结果能够更清晰准确地反映出公众对话题的情感倾向和公众关注的焦点问题。

首先对所有评论内容进行整体分析。分析的内容包括文本清洗、分词,采用TF-IDF算法提取评论特征,筛选关键词,统计词频、数量等信息,生成词云图、共词矩阵表等。核污水排海计划公众评论内容词云图如图6所示。从词云图我们可以看到,围绕该话题公众讨论的内容为人类、地球、海洋、海鲜等,下面将做进一步的情感分析和主题分析。



图6 词云图
Fig.6 Word cloud diagram

情感分析结果见表2,从表中可以看出公众的情感特征以负面情绪为主,占88.62%,从特征词能够看出公众对日本政府的排海方案表达了强烈的谴责和愤怒,认为这是“污染整个地球的海洋”“人类的公敌”。有部分网民由此表达了对日本民族的谴责。还有一部分公众的评论中虽未体现出明显的情感特征,但依然充满了对排海计划的不满与对海洋环境的担忧,如“不敢吃生鱼片啦”“排完就不吃海鲜了”“日本这是在给全地球人投毒”。

通过LDA主题挖掘模型挖掘出三个主题,见表3,一是认为核污水排海是反人类行为,这样做是在“祸害全人类”,并质疑日本政府单方面发布核污水排海计划的合理性与安全性,如“日本人能决定全世界人类的生存吗?”“日本大概想把全世界人类变成进击的巨人”等;二是对核污水危害的讨论,主要集中在对海洋环境和海

洋生物安全的担忧以及对渔业的影响,如“太恶劣!这下全球要共同承担核污水排入海洋后对环境污染的后果了”“这样对海洋产业肯定会有影响的,谁敢吃,亏的还是渔民”;三是对日本民族进行谴责,很多网友指出这“符合日本这个民族的特点”,指责日本是“有小节无大义的国家”。

表 2 情感分析

Table 2 Emotional Analysis Table

情感分类	特征词	占比
负面	遭殃、污染、毁灭、灭绝、禁止、自私自利、抗议、破坏、灭绝、不负责任、恶劣、自掘坟墓、强烈谴责、一意孤行、自食其果等	88.62%
中性	国家、全人类、排放、海洋、地球、海鲜、政府、行为、应该等	11.38%

表 3 主题统计

Table 3 Topic Statistics Table

主题名称	特征词
反人类行为	废水、祸害、公敌、渔民、环境、反人类、毁灭人类、报复、灭绝等
对日本民族的谴责	国家、制裁、世界、地球、大义、民族、不负责任、小国、自私自利、全人类等
核污水的危害	海洋、海鲜、影响、全球、核污染、渔民、污染、食物链、渔业、损失、海盐、变异、涨价、利益、方案、核战争等

2.4.2 日本政府启动核污染水排海輿情事件

2023年8月24日中午12点(当地时间13点)日本政府正式启动福岛核污水排海^[14]。排海启动当日海关总署办公厅发布了自8月24日(含)起全面暂停进口原产地为日本的水产品(含食用水生动物)的决定^[15],此话题仅在微博平台的阅读量就超过了5亿,评论量56万条;生态环境部(国家核安全局)相关负责人就日本福岛核污水排海答记者问^[16],外交部也多次就福岛排海问题发布回应和答记者问^[17];主流媒体、学者专家等均以文章、评论报道等形式对排海事件进行评论^[18-20]。2023年8月21日至9月25日时间段内輿情发展趋势如图5所示。由于我

国与日本地理位置相邻,我国公众通过网络表达了反对的态度和担忧的情绪。日本正式启动核污水排海话题在微博平台的讨论量达到154万条,排海当日国内大量主流媒体通过直播、视频、文章等形式报道,国内大量公众关注并发表了评论,评论文本预处理后生成的词云图如图7所示。



图 7 公众评论文本的词云图

Fig.7 Word cloud diagram

情感分析结果见表4,情感特征以负面情绪为主,公众对排海行为表达了强烈的反对和愤怒,认为这一行为是“人类灾难”“不止大海被污染,大气层也会被污染,人类不可能独善其身”。还有一部分公众的评论未体现出具体的情感特征,比如“循环是迟早的事”“海洋生物是流动的”“元素会富集……”等,但是依然能感受到公众对于排海事件的愤怒和悲观态度。

表 4 情感分析

Table 4 Emotional Analysis Table

情感分类	特征词	占比
负面	反对、抗议、愤怒、低劣、辐射、肆无忌惮、灭绝、自私、世界末日、侵害、污染、消失、灾难、战争、可怕、制裁等	72.1%
中性	重点、逻辑、核废水、长远、影响、进口、衰变等	27.9%

主题统计情况见表5,公众讨论的主题有3个方面:一是核污水的危害,内容包括核污水和核废水的区别、核污水对海洋生物和人类的影响,并强烈谴责了此行为的不负责,对全世界的伤害,认为这是“核战争”;二是受洋流影响核污

水的流向,也就是洋流会使核污水依次到达哪些海域,影响哪些国家,如“就别说洋流了,地球本身就是个球体,海洋就占70%,甭管从哪个方向往海里排,都会流得到”;三是公众对其他国家,尤其是欧美国家为什么没有阻止排海行为提出疑问和不解,如“有个问题,为啥其他国家,特别是最先受到核污水影响的加拿大和美国,咋没听到他们反对的声音?”“核污水!!!美国为什么会允许他排,美国也是临着太平洋啊”。

表5 主题统计
Table 5 Topic Statistics Table

主题名称	特征词
核污水的危害	核污水、放射性物质、核电站、人类、变异、海洋生物、辐射、氢弹、海水、循环、全世界
受洋流影响核污水的流向	洋流、影响、核污水、海洋、海域、淡水、地球、水资源、危害、模型、流向、管道、试验、水循环
其他国家态度	全世界、欧美国家、事故、地震、问题、变异、政府、祸害、危害、水资源、地球、进口、消失、办法、人类

3 基于生命周期理论的舆情管理应对范式

基于以上三类舆情事件发展规律及特征的分析,结合生命周期理论及舆情管理应对的过程,本文提出了一个福岛核事故后舆情演化与应对处置的标准范式,如图8所示。

生命周期理论是指事物的生命从孕育到消亡的阶段化评价与管理的理论^[21]。国内外学者从多个方面论证了突发事件的网络舆情传播特性和生命周期演化过程^[22,23],本文基于以上福岛核事故后6件典型舆情事件发展趋势和特征的研究,将舆情演化的趋势划分为启动期、发展期、衰退期和平息期4个时期(图8),各时期演化原理如下。

启动期:舆情事件由主流媒体报道,引发公众关注并触发舆情;

发展期:随后大量主流媒体转载报道,且相关管理或责任部门展开调查并回应,助推舆情快速发展,公众关注度呈爆发式增长;

衰退期:随着信息或调查结果的不披露,

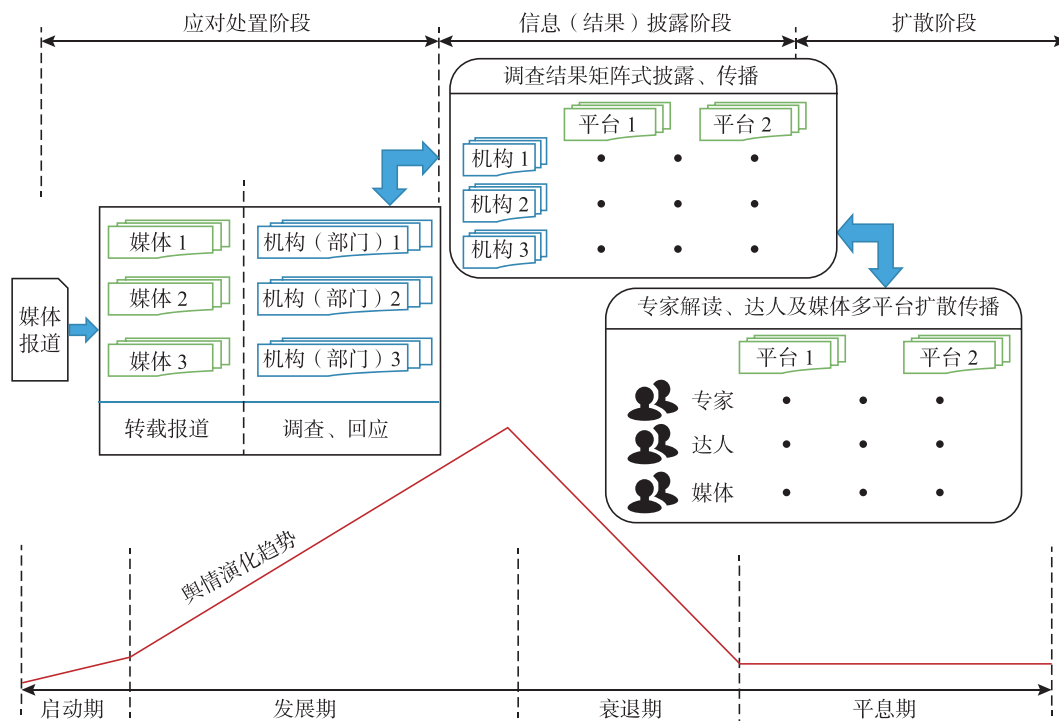


图8 舆情演化及应对管理范式示意图

Fig.8 Schematic diagram of public opinion evolution and response management paradigm

以及专家、网络达人和媒体通过不同平台对信息或调查结果进行矩阵式扩散,公众的关注度会慢慢下降;

平息期:讨论热度保持在较低的水平并逐渐退出公众视野。

同时,通过典型事件的舆情分析我们还发现,舆情发展的速度与公众对自身安全威胁的感知程度有关,舆情从发展期进入衰退期的进度与相关管理部门的调查、处置、信息披露及信息扩散进程相关。因此,结合舆情演化各时期的特征,我们提出一个三阶段的舆情管理范式,分别为应对处置阶段、信息(结果)披露阶段和扩散阶段。各阶段的应对建议如下:

应对处置阶段是舆情管理的关键阶段,调查和回应开始得越早越有利于舆情控制,这需要对舆情发生有较高的监测能力和敏感度。

信息(结果)披露阶段会助推舆情的进一步爆发但会引导舆情良性发展,对于公众情绪的安抚也起到了至关重要的作用。因此,应对调查结果进行及时、充分、准确的披露。

扩散阶段是对信息或调查结果的进一步披露和扩散,由于核相关知识的专业性较强,尤其是福岛核事故的特殊性,如果配合专家、网络达人或媒体对事件和调查结果进行进一步解读,就会使公众放松警惕,降低舆论热度,使舆情进入平息期,同时也有利于提高公众对我国核能安全性和监管能力的信心,有助于提高公众对我国核能发展的支持。

4 结论及启示

通过对福岛核事故后大量舆情事件的梳理,划分了辐射型、食品安全型及核污水排海型3种事件类型;选取6件典型舆情事件,研究舆情演化的规律特征和公众的情绪等关键问题;最后基于生命周期理论将舆情发展划分为4个时期,并提出了一个三阶段的舆情管理范式。通过研究得出了如下结论:

(1)公众情绪以负面为主,负面情绪体现在3个方面:一是对日本政府或东电公司的处置过程安全性和合理性的谴责和质疑;二是对辐射

影响人类健康和生态环境安全的担忧,尤其核污水排入海后,更是引发了公众对于海洋环境和人类生存环境影响的担忧;三是对食品安全的担忧,事故后公众主要抵制福岛食品,核污水排海后抵制扩大到了水产品 and 海洋食品。

(2)福岛核事故后,相关的舆情事件发生都会引发公众对于核电发展、核电安全的再次讨论与思考。

(3)对于公众沟通的启示,在互联网大数据时代,舆论的发展呈现出爆炸式、无规律的发展特点;面对日本福岛核事故后相关的舆情事件,我们在公众沟通方面要做的是,以不变应万变:无论舆情的导火索是什么事件,公众最关心辐射问题、食品和环境安全、我国核电厂的运行情况,因此做好这三个方面的沟通能力建设,适度适量地公开监测数据,提高公众对我国监管能力的了解和信心,提高我国核电发展的公众基础;以万变应万变:互联网大数据时代,舆情可能会出现预想不到的发展方向,应做好实时的舆情监测,对舆论进行深入的分析,挖掘关键问题,快速应对,遏制舆情的野蛮发酵;多种沟通方式结合:公众沟通除了通过政府信息发布平台来进行外,还应发挥主流媒体和网络大V的意见领袖作用,进行多维度解读与扩散。

参考文献

- [1] 环境保护部核与辐射安全监管二司, 环境保护部核与辐射安全中心. 日本福岛核事故 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2014.
- [2] 田野之弥. 福岛第一核电站事故 [R]. 奥地利: 国际原子能机构, 2015.
- [3] 环境保护部核与辐射安全中心. 日本核电重启之路: 写在福岛核事故 10 周年之际 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2014.
- [4] 中国新闻网. 日媒: 日本政府基本决定将福岛核污水排入大海 [EB/OL]. (2021-04-19) [2024-04-28]. https://news.cctv.com/2021/04/09/ARTIE8fFoExNPpMeaQd3ZmzU210409.shtml?ivk_sa=1024320u.
- [5] 核电新闻网. 日本启动核污染水排海! [EB/OL]. (2023-08-24) [2024-03-04]. <http://www.heneng.net.cn/home/zc/infotwo/id/71552/sid/10/catId/162.html>.

- [6] 罗佐县. 日本重启核电的借鉴 [J]. 中国石油石化, 2014 (16): 35-35.
- [7] 尹晓亮. 福岛核事故的危机管理及其反思 [J]. 南开学报 (哲学社会科学版), 2016 (06): 104-113.
- [8] 戴文博, 王晓峰, 张瀛, 等. 核与辐射事故下的公众沟通 [J]. 中国核电, 2018, 11 (03): 311-316.
- [9] 中国新闻网. 民调: 若能确保安全, 过半日本人支持重启核电 [EB/OL]. (2022-03-29) [2024-04-28]. http://m.people.cn/n4/0/2022/0329/c58-15507824_1.html.
- [10] 澎湃新闻. 日本今日重启核电站, 小泉纯一郎、菅直人等前首相抗议 [EB/OL]. (2015-08-11) [2024-04-24]. https://www.thepaper.cn/newsDetail_forward_1362833?t_t_t=0.5914301439188421.
- [11] 环境保护部核与辐射安全中心. 2015 年度核与辐射安全网络舆情汇编 [M]. 北京: 原子能出版社, 2016.
- [12] 环境保护部核与辐射安全中心. 2017 年度核与辐射安全网络舆情汇编 [M]. 北京: 原子能出版社, 2018.
- [13] 罗欢欣. 日本核污水排海问题的综合法律解读——对国际法与国内法上责任救济规定的统筹分析 [J]. 日本学刊, 2021 (4): 35-61+145+149.
- [14] 新华社. 综述: 福岛民众反对日本政府决定启动核污水排海 [EB/OL]. (2023-08-23) [2024-04-11]. http://www.news.cn/world/2023-08/23/c_1129819838.htm.
- [15] 中国网. 全面暂停进口原产地为日本的水产品, 中方强烈谴责日本核污水排海 [EB/OL]. (2023-08-24) [2024-03-19]. http://news.china.com.cn/2023-08/24/content_107078801.html.
- [16] 中华人民共和国生态环境部官网. 生态环境部 (国家核安全局) 相关责任人就日本启动福岛核污水排海答记者问 [EB/OL]. (2023-08-24) [2024-04-20]. https://nnsa.mee.gov.cn/ywdt/gzdt/202308/t20230824_1039255.html.
- [17] 新华网. 外交部发言人就日本政府启动核污水排海发表谈话 [EB/OL]. (2023-08-24) [2024-03-04]. http://news.china.com.cn/2023-08/24/content_107180290.shtml.
- [18] 梅宏, 邹克渊, 张晏瑜, 等. “福岛核污水有关的法律问题”笔谈 [J]. 中国海洋大学学报 (社会科学版), 2023 (04): 1-11.
- [19] 陈佳. 日本核污水排海凸显的核安全治理困境与应对方略 [J]. 长沙理工大学学报 (社会科学版), 2024 (01): 117-124.
- [20] 澎湃新闻. 首日 183 吨! 中方呼吁共同督促日方停止排海 [EB/OL]. (2023-08-26) [2024-03-04]. https://www.thepaper.cn/newsDetail_forward_24375822.
- [21] 梁冠华, 鞠玉梅. 基于舆情演化生命周期的突发事件网络舆情风险评估分析 [J]. 情报科学, 2018, 36 (10): 48-53.
- [22] 杜蓉, 梁红霞. 公共危机事件中政府对网络舆论的引导仿真 [J]. 情报杂志, 2011, 30 (11): 61-66.
- [23] 孔建华. 当代中国网络舆情治理: 行动逻辑、现实困境与路径选择 [D]. 长春: 吉林大学, 2019.

Public Opinion Analysis and Response Strategy Research After the Fukushima Nuclear Accident

Lei Shaojuan, Liu Xinhua*, Dai Wenbo, Wang Guimin

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

Abstract: Public opinion management is a long-term problem faced after the Fukushima nuclear accident. In order to better understand the causes, evolution patterns, public attitudes, and response strategies of public opinion events. By sorting out the large number of public opinion events caused after nuclear accidents, the types of events are divided into Radiation events, Food safety events, and Nuclear sewage disposal events. Conduct in-depth research on the evolution process and development trends of typical public opinion events in three types, and analyze public sentiment in each type of event through text mining techniques. Based on the life cycle theory, a response strategy for post Fukushima nuclear accident public opinion events was proposed, providing reference for the management and response of post Fukushima nuclear accident public opinion events.

Key words: fukushima nuclear accident; public opinion analysis; life cycle; response strategies

(责任编辑: 徐晓娟)

李小莉,阳立林,高山,等.基于新闻搜索的社会热点主题分析——以日本核污水排海为例[J].核安全,2024,23(6):117-124.

Li Xiaoli, Yang Lilin, Gao Shan, et al. Analysis of Social Hot Topics Based on News Search—Take Japan's Nuclear Sewage Discharge into the Sea as an Example [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(6): 117-124.

基于新闻搜索的社会热点主题分析——以日本核污水排海为例

李小莉, 阳立林, 高山*, 李玉琼

(南华大学 经济管理与法学学院, 衡阳 421001)

摘要: 为全面了解日本核污水排海对我国各群体带来的影响, 本文从官方媒体、民间媒体及公众自媒体等视角, 运用 python 软件对新闻文本数据进行挖掘分析, 探索日本核污水排海的舆情关注热点, 把握日本该项行为决定对我国各群体带来的影响。研究表明: (1) 从 2021 年日本宣布核污水排海计划开始至 2023 年间, 这一热点问题的关注度呈逐步上升, 然后迅速下降的趋势, 即使在第二轮排放时, 仍未出现明显的提升; (2) 从官方媒体、民间媒体及公众自媒体等三个视角热点关键词可以看出, 社会各群体对该事件的关注内容不尽相同。

关键词: 新闻搜索; 福岛核污水排海; 数据挖掘; 热点主题

中图分类号: X22 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 06-0117-08

2021年4月13日,日本政府正式决定将福岛第一核电站的核污水排放入海,并于2023年8月24日,强行启动排海计划^[1]。尽管日本政府宣称此次排放的核污水经过了一定程度的处理,但也明确表示仍存在多种放射性元素(如氚等),因此,海洋生态必然会受到一定程度的影响,遭到国际社会的强烈质疑与反对。作为日本的周边邻国之一,我国海洋环境不可避免地会遭到一定程度的破坏,从长远来看,空气、土壤等都会受到影响,导致人们的身体健康受到损坏,引起我国社会各界的不安与担忧^[2-4]。因此,本文通过对新闻文本数据的挖掘分析,探索日本核污水排海的国内舆情热点,把握日本该项决定给我

国各群体带来的影响,旨在为我国有效应对各群体所关注的相关问题提供理论参考。

目前,国内外学者已从不同角度对日本核污水排海问题进行了深入研究。例如,基于法律权责的维度,杨亚杰^[5]分析了日本核污水排海的违反国际义务性,并提出维护我国海洋资源利益的应对措施。董世杰与鄢攀曲^[6]以福岛核污水排海为例,认为周边邻国既可以基于受害国主张诉权,也可以依据对世义务主张诉权。王慧^[7]从法律角度对核废水排海造成的环境损害赔偿问题进行深入研究,并提出相关的立法建议。胡正良与李雯雯^[8]探究了日本周边国家应对福岛核废水排海的法律措施,以保护本国

收稿日期: 2024-05-02 修回日期: 2024-05-07

基金项目: 国防基础科研计划资助(JCKY2022403C003); 教育部人文社会科学研究项目(23YJC630096); 湖南省自然科学基金青年项目(230SZK081); 湖南省社会科学成果评审委员会一般项目(XSP22YBZ049); 湖南省教育厅优秀青年项目(21B0418)

作者简介: 李小莉(1988—),女,副教授,博士,研究方向为应急管理

*通讯作者: 高山, E-mail: gs@csu.edu.cn

公民健康安全与海洋环境安全。付本超^[9]从司法程序的角度提出我国应对日本核废水排海污染的法律应对及损害赔偿救济制度等。那力、袁泉^[10,11]阐述了日本核废水排海违背国际法的具体条款,并提出应对措施。Chen and Xu^[12]在对日本核废水排海可能存在的国际争端解决机制进行广泛审查后,从法律视角为潜在受影响国家提出了应对措施。另外,陈涛和周益^[13]基于中国传统哲学中的体用论,分析了日本核污水排海的发生逻辑,揭示全球环境治理的现状,并提出应对策略。Zhang 等^[14]运用演化博弈论,构建了日本政府、利益相关方和国内公众对核废水排放的最优战略行为的博弈模型,并通过分析三方决策者的利益,探讨了战略组合的稳定平衡点。Liu and Hoskin^[15]认为对于整个国际社会来说,需要考虑长期(区域和全球合作)和短期措施(国家间合作),以应对日本的决定,并为可能效仿日本的任何类似排放奠定框架。Liu 等^[16]从宏观和微观两个角度分析了2023年起排放到太平洋的福岛核事故污染水的扩散过程。结果表明,氚气将在1200天内扩散到整个北太平洋。吴俊文等^[17]分析了日本核污水排海进入中国海域的路径及其潜在风险。同时,关于日本核污水排海的舆情方面,戴建华与杨楠^[18]对比分析了国际上关于日本核污水排海决定的舆论差异,重点剖析了西方国家主流媒体的舆论立场。黄楚新^[19]探析了日本核污染水排海事件引起的舆情风险及相关社会问题。

综上,现有研究已对日本核污水排海问题进行了深入的研究,主要从法律权责的角度剖析了日本核污水排海问题的不合理性及其应当承担的义务、核污水的扩散路径及对海洋环境的影响,等等。然而,关于日本核污水排海舆情方面的研究仍待深入,且较少基于新闻搜索,从官方媒体、民间媒体及公众自媒体等三个视角探索日本核污水排海的舆情关注热点。其中,由于新浪微博是国内用户数量最多、影响力最大和用户群体最为广泛的社交媒体平台^[20],因此,将新浪微博作为社会公众视角的代表。基于此,本文运用python软件对日本核污水排海

的新闻文本数据进行挖掘分析,探索日本核污水排海的舆情关注热点,把握日本该项决定给我国各群体带来的影响,旨在为我国寻求解决相关问题的办法与对策。

1 研究方法

1.1 系统分析方法

Anaya-Arenas 等^[21]指出系统分析法是指涵盖清晰的问题描述、相关研究、质量评价与综合结果分析的文献梳理方法。与传统分类相比,系统分析主要在于对某个特定问题的研究内容进行梳理与总结,具体包括计划、检索、审查和提取等四个步骤。本文将继承和拓展文献^[21]的方法,采用数据采集、数据筛选、数据整理、数据分析四个环节对日本核污水排海的相关新闻和评论进行梳理,主要流程如图1所示。

(1)数据采集。以各大新闻网站和微博相关论坛为检索平台,以核污水、核废水排放、日本排放等关键词及其组合为检索词,共计检索到新闻1509条和6547条微博用户评论。

(2)数据筛选。通过对重复数据进行剔除,同时界定时间范围为2021年4月15日至2023年11月11日,最后共计保留1176条新闻和5712条微博评论。

(3)数据整理。排除与本文内容不相关的新闻,最后保留1084条新闻和5648条微博评论。

1.2 分类标准

文献分类主要从时间和来源两个维度进行,以便更深入地理解事件的不同方面。通过时间维度,研究者可以追踪事件的发展过程,并把握相关热点的演变趋势。这种分类方法有助于形成一个时间轴,能够更全面地了解事件随时间的推移所呈现的变化。同时,通过来源分类,可以将文献按照不同的信息提供者或观点来源进行划分,从而深入挖掘不同视角下对事件关注的焦点。这样的分类方法不仅能更好地理解事件,还能揭示不同社会群体的态度和观点。在本文的研究中,经过对前述两个标准的分析,总计收集到了1084条新闻和5648条微博评论,为对事件进行全面深入的研究奠定了

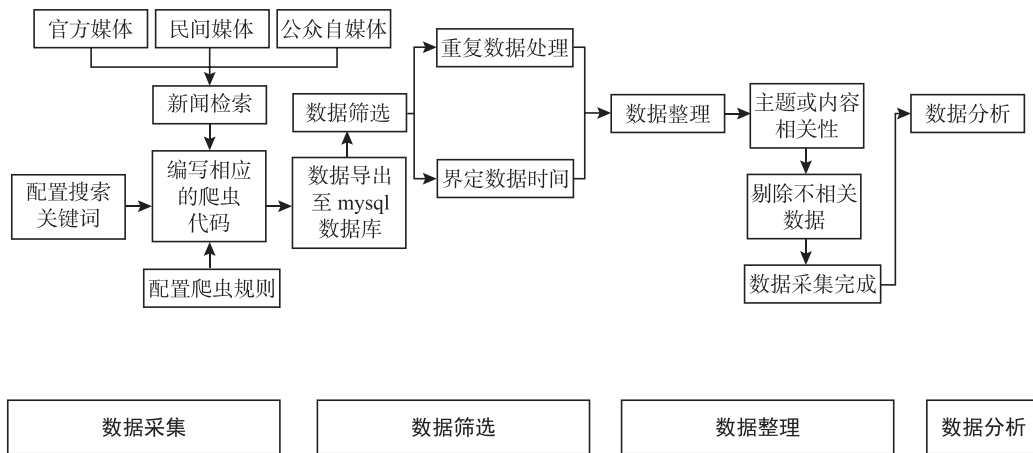


图1 系统分析流程框架

Fig.1 System analysis process framework

基础。通过对这些文献的分析,能更全面地了解该事件的发展历程、不同社会群体的关注点以及事件的整体影响。

2 基于不同分类标准的日本核污水排海热点主题分析

2.1 基于时间的维度

针对筛选出的 1084 条新闻和 5648 条微博评论,根据文献[22-23]的研究视角,首先从时间维度,按照日本核污水排海的时间(排放前为 2023 年 8 月 24 日前,第一轮排放时间为 2023 年 8 月 24 日至 10 月 5 日,第二轮排放时间为 2023 年 10 月 5 日后)绘制日本核污水排放的热点新闻、评论时间序列图谱,具体如图 2、图 3 所示。

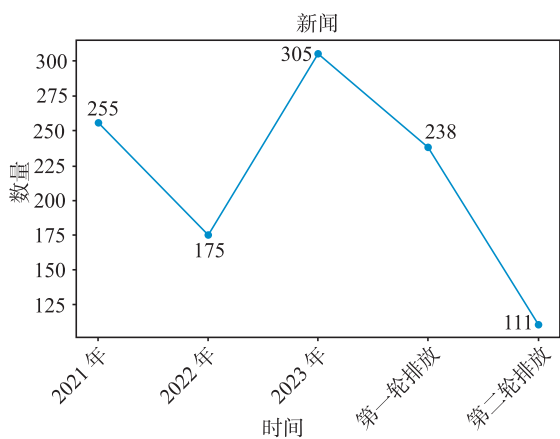


图2 热点新闻的时间序列

Fig.2 The time series of hot news

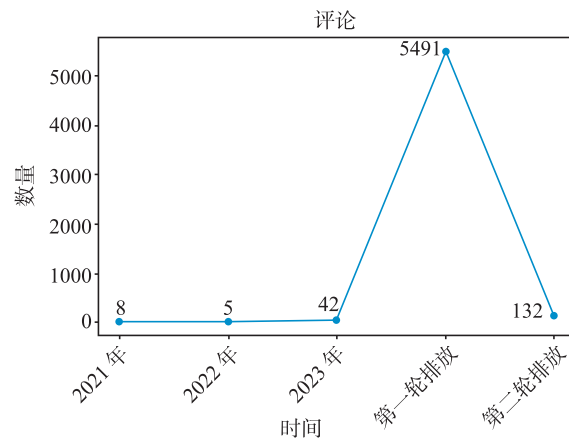


图3 微博评论的时间序列

Fig.3 The time series of Weibo comments

从图 2 可以看出,在 2021 年日本宣布核污水排海计划后到第一轮排放之前,官方媒体和民间媒体对该事件关注程度很高,在 2023 年达到峰值 305 条。但是,由图 3 可知,该阶段的微博评论数量最高时仅为 42 条,说明公众对该事件关注度较低。然而,在第一轮排放前后微博相关讨论达到了峰值 5491 条,然后热度迅速下降,而官方媒体和民间媒体关注度在排放后也在降低。这在一定程度上说明,在事情发生前,虽然媒体对该事件进行了大量报道,但并未引起社会公众的高度关注,在一定程度上反映了公众并不认为日本会真正实施排海行为。而当事件真正发生后,公众的关注度暴增,一定程度上说明了公众情绪的非理性。同时,随着时间

逐渐推移,关注度越来越低,且当再次发生相同事件时关注度也不会再次提高。

2.2 基于数据来源的维度

根据新闻的发布平台,将筛选出的 1084 条新闻和 5648 条微博评论进行分类,参考李从东等的研究^[24],按照三个视角的各个新闻来源的数量进行降序排列,其中以微博评论代表社会公众视角,人民网、中国新闻网、央视新闻代表官方媒体视角,今日头条、腾讯新闻、观察者网代表民间媒体视角。

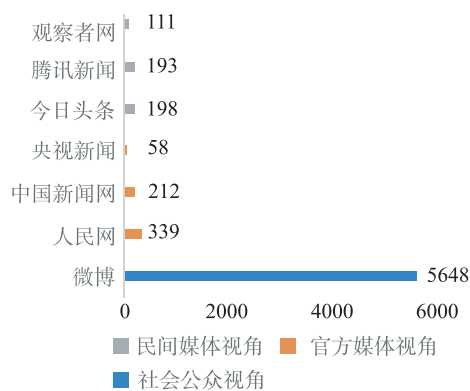


图 4 热点新闻、评论来源分布情况

Fig.4 Distribution of comment sources

特别地,图 4 中并未罗列出所有新闻来源,只保留数量超过 10 条具有代表性的新闻来源,且由于社会公众基数太大,从而无法与其他视角进行一个较好的比较,因此在这一节中,不将社会公众视角与其他视角进行比对。

图 4 显示,人民网和中国新闻网在整个媒体视角中占据前二的位置,所占比例约为 50%,总数量高达 551 条,在一定程度上也说明国家对该事件比较重视。而今日头条和腾讯新闻发布的新闻数量分别为第三和第四,作为民间的门户网站,它们也对日本核污水排海事件给予了较高的关注程度,但关注程度不及官方媒体。综上所述,政府和非政府群体对日本核污水排海事件的发展趋势给予了高度关注,且事件发展前期以官方媒体为主,这有利于政府部门对舆论的引导及舆情发展方向的控制。但是,随着事件的发展,当日本第一次核污水排海事件发生后,以微博为代表的社会公众群体的关注

程度呈爆发式发展,此时往往容易滋生谣言及各类线下的不理性行为,如发生抢盐事件。因此,官方媒体应该积极关注事件的发展及采取谣言应对措施。

2.3 基于关键词的维度

根据所筛选出的 1084 条新闻及 5648 条微博评论,根据文献[22-23]的研究,结合内容分析法,运用 python 绘制出不同时期不同视角下的词云,从而分析各个阶段、各个视角下的关注点是否存在较大差异。

2.3.1 官方媒体视角

由图 5、图 6,以及表 1 和表 2 可知,在日本核污水排放前后的两个不同时间段,官方媒体对该事件的关注点也在不断发生变化。在排海前,出现频率较高的关键词主要为:反对(599)、入海(504)、全球(393)、太平洋(383)、污染(351)等。从这些关键词可以看出,排海前官方媒体主要关注的是核污水对海洋环境的污染以及对核废水排海行为的谴责。在排海后,出现频率较高的关键词主要为:食盐(56)、日料(24)、集团(39)、监测(20)、储备(20)等。可见,此时官方媒体重点关注核污水排海的负面影响的后续处理问题,以及该社会热点事件所引发的一系列连锁反应(如普通民众哄抢食盐)等。



图 5 官方媒体视角(排放前)

Fig.5 Official media perspective (before discharge)

表 1 官方媒体视角（排放前）下的主题—特征词
Table 1 Theme-feature words from the perspective of official media (before discharge)

主题名称	主题词汇
态度	反对(599)、关切(196)、责任(175)、抗议(171)
危害	全球(393)、太平洋(383)、污染(351)、经济(308)、健康(296)、人类(265)、环境(239)、放射性(217)、渔业(189)、辐射(163)、地区(194)、海洋环境(217)、周边国家(184)、入海(504)
行动	合作(233)、评估(203)、方案(199)
事件主体	组织(196)、政府(254)、国际原子能机构(232)、机构(222)
事件关注点	处置(347)、污染(351)、持续(189)、利益(229)、风险(194)



图 6 官方媒体视角（排放后）

Fig.6 Official media perspective (after discharge)

表 2 官方媒体视角（排放后）下主题—特征词
Table 2 Theme-feature words from the perspective of official media (after discharge)

主题名称	主题词汇
态度	反对(17)、抗议(13)
危害	生态环境(13)、海洋环境(14)
行动	监测(20)、储备(20)
事件主体	集团(39)、公司(15)
事件关注点	食盐(56)、日料(24)、健康(20)、盐业(20)、水产品(14)、矿盐(14)、进口(15)

2.3.2 民间媒体视角

根据图 7、图 8 和表 3、表 4,在日本核污水排放前后,民间媒体对核污染水排放事件的关注点并未发生太大变化。排放前出现频率较高的关键词为:太平洋(256)、污染(288)、国际原子能机构(232)、机构(222)、放射性(199)等。排放后出现频率较高的关键词为:人类(170)、健康(139)、环境(123)、放射性物质(204)、放射性(136)。可以看出,民间媒体一直关注核污染水排海会对海洋环境、人类健康造成巨大危害以及谴责核污水排海这一不负责任的行为。

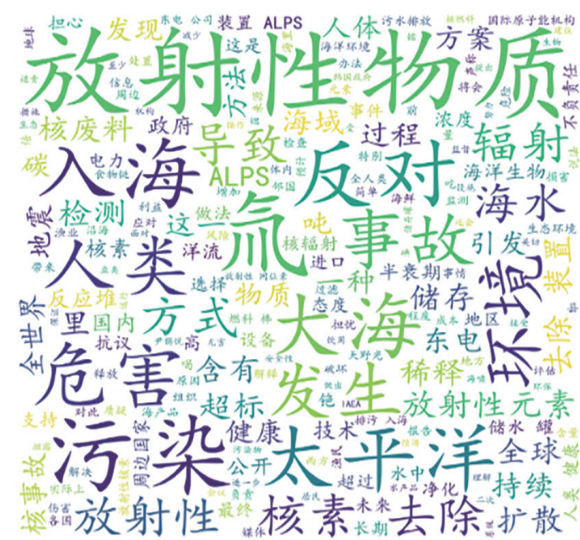


图 7 民间媒体视角（排放前）

Fig.7 Perspective of non-governmental media (before discharge)

表 3 民间媒体视角（排放前）下的主题—特征词
Table 3 Theme-feature words from the perspective of non-governmental media (before discharge)

主题名称	主题词汇
态度	反对(195)
危害	太平洋(256)、污染(288)、健康(159)、入海(237)、环境(152)、大海(169)、海域(129)、海水(128)、全球(143)
行动	检测(115)、方式(132)、去除(179)
事件主体	ALPS(147)、东电(117)、国际原子能机构(232)、机构(222)
事件关注点	放射性(199)、装置(133)、稀释(109)

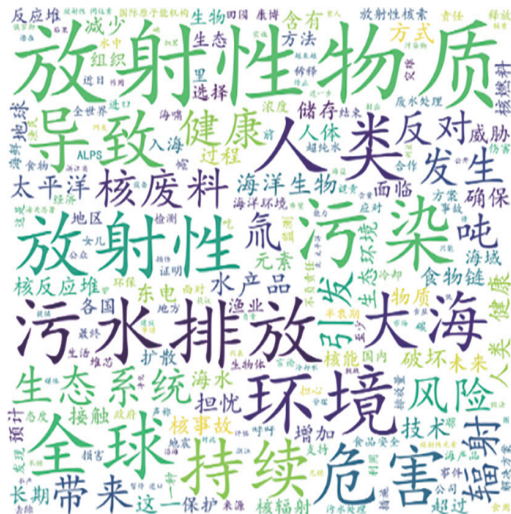


图8 民间媒体视角(排放后)

Fig.8 Non-governmental media perspective (after discharge)

表4 民间媒体视角(排放后)下的主题—特征词
Table 4 Theme-feature words from the perspective of non-governmental media (after discharge)

主题名称	主题词汇
态度	反对(73)
危害	人类(170)、健康(139)、环境(123)、全球(118)、太平洋(84)、海域(69)、水产品(66)、海洋生物(64)、生态环境(62)
行动	
事件主体	集团(39)、公司(15)
事件关注点	污水排放(115)、放射性物(204)、持续(90)、放射性(136)、危害(96)、核事故(72)

2.3.3 社会公众视角

由图9、图10和表5、表6可知,在排放前后,社会公众对核污染水排放事件的关注点未发生明显变化。微博评论的主要关键词是:人类(425)、地球(424)、大海(341)、历史(278)、记住(184)、抵制(169)、太平洋(118)、海洋生物(103)等。可以看出,社会公众最关心的是核污水对海洋环境及水产品的危害,以及谴责排放核污染水的行为,并声称历史会永远记住这一恶行。但在排放后,出现了抵制日货的宣称,可以看出日本的不负责行为已经激起了国人的爱国情操及抵制日货的情绪,不利于两国的国际交往及双边贸易关系。



图9 社会公众视角(排放前)

Fig.9 Public Perspective (Before Discharge)

表5 社会公众视角(排放前)下的主题—特征词
Table 5 Theme-feature words from the perspective of the public (before discharge)

主题名称	主题词汇
态度	历史(278)、记住(184)、抵制(169)、反对(150)、自私(116)
危害	人类(425)、地球(424)、大海(341)、全世界(177)、全球(143)、水产品(95)、太平洋(118)、海洋生物(103)、民族(82)
行动	抵制(169)
事件主体	官员(90)
事件关注点	健康(115)、海鲜(114)、水产品(95)、日货(82)、未来(81)



图10 社会公众视角(排放后)

Fig.10 Public perspective (after discharge)

表6 社会公众视角(排放后)下的主题-特征词
Table 6 Theme-feature words from the perspective of the public (after discharge)

主题名称	主题词汇
态度	历史(153)、记住(128)、反对(115)、真相(108)
危害	大海(195)、人类(124)、地球(113)、全世界(111)、太平洋(103)、海水(54)
行动	抵制(124)
事件主体	东电(83)
事件关注点	吃(142)、进口(127)、日货(69)、超标(55)

3 结论

基于官方媒体、民间媒体及公众自媒体等三个视角,本文运用 python 软件对新闻文本数据进行挖掘分析,探索日本核污水排海的舆情关注热点,把握日本该项决定对我国各群体带来的影响,结果表明:

(1)从2021年日本宣布核污水排海计划开始至2023年,这一热点问题的关注度呈逐步上升然后迅速下降的趋势,即使在第二轮排放时,也未出现明显的提升。因此,在一定程度上可以预测,当日本后续再实施排海计划时,将不会再出现较高的社会关注度,但核污水排海对人类及全球环境的破坏性是不容置疑的,仍需高度重视,采取应对措施。因此,以人民网为代表的官方媒体仍需持续关注日本核污水排海的相关动态,引导社会公众理性对待日本该行为导致的负面影响。

(2)从官方媒体、民间媒体及公众自媒体等三个视角的热点关键词可以看出,社会各群体对该事件的关注内容不尽相同。官方媒体在排放前更多地是谴责日本的不负责行为以及关注核污水的海洋环境污染问题;而在排放后则开始关注核污水排海引发的一系列连锁反应(如普通民众哄抢食盐等)以及对水产品的监测措施。

民间媒体在排放前后并没有发生太大变化,始终关注的是海洋污染问题。社会公众最关心的是核污水对海洋环境及水产品的危害,

以及谴责排放核污水的行为,并声称历史会永远记住这一恶行。但在排放后,出现了抵制日货的宣称。因此,根据线上舆情的演化与研判,政府应采取相关措施引导线上舆情的理性发展及积极应对线下非理性行为,营造健康的舆论环境。

参考文献

- [1] 央广网. 日本一意孤行排放核污水! 焦点问题带你一图读懂 [EB/OL]. [2024-03-28]. https://news.cnr.cn/dj/20230826/t20230826_526396221.shtml.
- [2] 陈亮. 华南理工核能专家解读: 日本核废水为何急于排海? 对中国有何影响? [EB/OL]. [2024-03-28]. https://www.thepaper.cn/newsDetail_forward_12196970.
- [3] Xie T, Wei YY, et al. Cross-domain integrating and reasoning spaces for offsite nuclear emergency response [J]. Safety Science, 2016, 85 (6): 99-116.
- [4] Xie T, Wei YY, Chen WF, Huang HN. Parallel Evolution and Response Decision Method for Public Sentiment based on System Dynamics [J]. European Journal of Operational Research, 2020, 287 (3): 1131-1148.
- [5] 杨亚杰. 福岛核污水排放问题的国际法规制及我国的应对措施 [J]. 环境工程, 2023, 41 (S2): 1287-1289+212.
- [6] 董世杰, 鄢攀曲. 国际法上的诉权及其在福岛核污水问题中的运用 [J]. 南大法学, 2022 (04): 22-39.
- [7] 王慧. 论核废水排入海洋的环境损害赔偿 [J]. 法学, 2023 (02): 180-192.
- [8] 胡正良, 李雯雯. 日本福岛核废水排海的违法性与周边国家的危机应对 [J]. 学术交流, 2022 (10): 65-80+192.
- [9] 付本超. 日本核废水排放入海的司法应对——基于国内司法程序的视角 [J]. 海南大学学报(人文社会科学版), 2022, 40 (04): 14-20.
- [10] 那力. 日本向海洋排放核污水决定与国际法: 应尽未尽的环保、环评、通知与协商义务 [J]. 太平洋学报, 2021, 29 (10): 1-14.
- [11] 袁泉. 核污水排放入海引发的国际法问题及其应对 [J]. 求索, 2022 (04): 169-177.
- [12] Chen XD, Xu Q. Reflections on international dispute settlement mechanisms for the Fukushima contaminated water discharge [J]. OCEAN & COASTAL MANAGEMENT, 2022, 226: 106278.
- [13] 陈涛, 周益. 从体用分离到体用合一——日本核污水排海折射的全球环境治理危机与出路 [J]. 探索与争鸣, 2023 (11):

- 103-114+194.
- [14] Zhang XX, Qu TK, Wang YC. Optimal strategies for stakeholders of Fukushima nuclear waste water discharge in Japan [J]. MARINE POLICY, 2022, 135: 104881.
- [15] Liu D, Hoskin M. Contemporary international Law: Regulating the upcoming fukushima radioactive wastewater discharge [J]. OCEAN & COASTAL MANAGEMENT, 234: 106452.
- [16] Liu Y, Guo XQ, Li SW, et al. Discharge of treated Fukushima nuclear accident contaminated water: macroscopic and microscopic simulations [J]. NATIONAL SCIENCE REVIEW, 2023, 9 (1): 1-6.
- [17] 吴俊文, 陈吉生, 赵化德, 等. 福岛第一核电站事故及核污水排海进入中国海路径及其影响 [J]. 海洋科学, 2022, 46 (06): 135-144.
- [18] 戴建华, 杨楠. 日本核污水排放的国际舆论解析 [J]. 当代世界, 2021 (06): 74-79.
- [19] 黄楚新. 日本核污染水排海事件舆情传播研判 [J]. 人民论坛, 2023 (18): 78-81.
- [20] 王晰巍, 贾若男, 韦雅楠, 等. 多维度社交网络舆情用户群体聚类分析方法研究 [J]. 数据分析与知识发现, 2021, 5 (06): 25-35.
- [21] Anaya-Arenas A M, Renaud J, Ruiz A. Relief distribution networks: a systematic review [J]. Annals of Operations Research, 2014, 223: 53-79.
- [22] 颜德如, 张玉强. 中国环境治理研究 (1998—2020): 理论、主题与演进趋势 [J]. 公共管理与政策评论, 2021, 10(03): 144-157.
- [23] 张云婷, 方世南. 生态文明观视域下国内生态安全研究的热点主题与未来展望 [J]. 城市与环境研究, 2021 (01): 88-102.
- [24] 李从东, 李文博, 曹策俊, 等. 基于新闻搜索的城市公共安全及其风险热点主题分析 [J]. 中国安全生产科学技术, 2017, 13 (08): 73-79.

Analysis of Social Hot Topics Based on News Search—Take Japan's Nuclear Sewage Discharge into the Sea as an Example

Li Xiaoli, Yang Lilin, Gao Shan*, Li Yuqiong

(School of Economics Management, and Law, University of South China, Hengyang 421001, China)

Abstract: In order to comprehensively understand the impact of Japan's nuclear sewage discharge on various groups in China. From the perspectives of official media, non-governmental media and public self-media, this paper uses python software to mine and analyze the news text data, explore the hot spots of public opinion on Japan's nuclear sewage discharge into the sea. And then, the impact of Japan's behavior decision on various groups in China is grasped. The results show that: (1) from 2021, when Japan announced the plan to discharge nuclear sewage into the sea, the attention to this hot issue has gradually increased, and then decreased rapidly, and even in the second round of discharge, there has been no significant increase; (2) From the hot keywords of official media, non-governmental media and public self-media, it can be seen that the attention of different groups in society to the incident is different.

Keywords: news search; Fukushima nuclear sewage discharge into the sea; data mining; hot topics

(责任编辑: 徐晓娟)