

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

版权所有 未经许可 不得转载

如发现印刷、装帧等刊物质量问题请与发行部联系。

声明：本刊与网络数据库合作，以数字化方式传播本刊全文。作者著作权使用费与本刊稿酬一次性给付，不再另行发放。作者如不同意将文章入编，投稿敬请说明。

2022年第1期 总第84期

双月刊 公开发行

2022年2月28日出版

阅读·检索



关于·我们



《核安全》微信公众号



生态环境部
核与辐射安全中心



《核安全》杂志
微信公众号



《核安全》杂志
官方微博

《核安全》编委会

编委会主任

王大中
清华大学·科学院院士·副主席

编委会副主任

于俊崇
中国核动力研究设计院·工程院院士

陈佳洱
北京大学·科学院院士

叶奇蓁
秦山核电集团筹备组·工程院院士

林忠钦
上海交通大学·工程院院士

孙玉发
中国核动力研究设计院·工程院院士

郑建超
中国广核集团有限公司·工程院院士

吴祖泽
军事医学科学院·科学院院士

徐 铎
中国原子能科学研究院·工程院院士

张金麟
中国船舶重工集团公司
第七一九研究所·工程院院士

魏炳波
西北工业大学·科学院院士

(按姓氏笔画排序)

编委会委员

于 涛

王 为

田文喜

史克亮

刘 非

张庆贤

陈义学

周 涛

顾汉洋

黄小桁

蒋诗平

程琦福

谭思超

(按姓氏笔画排序)

◆ 政策法规

- 1 省级核安全“十四五”规划编制思路与重点工作研究——以广西为例……………于 嵘, 黄美琴, 姚宗林, 等

◆ 辐射安全

- 7 基于 MC 方法的高放废液玻璃固化厂屏蔽窗辐射屏蔽性能设计研究……………陈 爽, 何庆驹, 周 强

◆ 核电厂实践

- 13 核电厂主泵专用变压器 1 级能效限值推算……………李 焯, 赵厚钦
19 运行核电厂放射性固体废物管理实践与探讨……………张蔚华, 张一民, 郭海峰, 等
26 某核电厂主泵变频器故障分析与可靠性提升……………郑海龙, 宋光耀, 田士蒙

◆ 研究与探讨

- 31 反应堆中心孔道辐照材料的中子与 γ 释热研究……………李 敏, 于成波, 廖 路, 等
36 基于 MCNP 程序的海洋核动力平台堆芯核设计校核计算研究……………杨 文, 姚世卫, 邵 云, 等
42 关于贫化铀容器露天存放的安全分析……………杨 震, 连茜雯, 杨掌众, 等
51 废树脂热态压实废物包自辐照产气的初步计算分析……………甘学英, 徐春艳, 张 宇, 等
59 信源可信度对核电公众接受影响的研究……………何燕玲, 夏冬琴, 雍 诺
69 CAP1400 控制棒提升极限分析方法研究……………李 薇, 施建锋, 秦玉龙, 等
75 华龙一号失水事故后安全壳内气溶胶自然沉降现象研究……………刘建昌, 陈忆晨, 余 剑, 等
82 浅谈我国核电厂重要厂用水系统换热器隔离阀门与放射性监测仪表配置优化……………许友龙, 刘 莹, 郑丽馨
89 群厂核安全监管数据治理研究……………卢 洋, 许俊俊, 刘治刚
93 抗震分析中关于反应谱与功率谱密度函数之间关系的解析……………姚彦贵, 熊珍琴, 唐力晨, 等
104 核电厂放射性废物管理策略研究……………张 根, 熊 骁, 任丽丽, 等

◆ 一线风采

- 112 党建引领促发展 创新驱动添活力

◆ 参考文献

- 114 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 许龙飞)

- 6 Research on General Idea and Key Work of Chinese Provincial 14th Five-Year Plan for Nuclear and Radiation Safety Supervision-A Case of Guangxi
(Yu Rong,Huang Meiqin,Yao Zonglin,Wang Kun,Ju Zhiping)
- 12 Study on Shielding Design of Shielding Window for High Level Liquid Waste Vitrification Plant Based on Mc Method
(Chen Shuang,He Qingju,Zhou Qiang)
18. The Problem of Class 1 Energy Efficiency Loss Calculated of A Nuclear Power Plant Project RCP Dedicated Double-Wound Transformer
(Li Ye,Zhao Houqin)
- 25 Practice and Discussion on Management of Radioactive Solid Waste in Nuclear Power Plant
(Zhang Weihua,Zhang Yimin,Guo Haifeng,Ding Zhibo,Yue Huiguang,Wang Renke,Feng Jianping)
- 30 Fault Analysis and Reliability Improvement of Variable Frequency Drive for Reactor Coolant Pump in A NPP
(Zheng Hailong,Song Guangyao,Tian Shimeng)
- 35 Researching on Neutron and γ Heat Release of Irradiated Materials in the Central Hole of Reactor
(Li Min,Yu Chengbo,Liao Lu,Xu Tao,Gao Shenfu,Sun Shijie,Liu Xudong)
- 41 Nuclear Design Verification Calculation of Marine Nuclear Power Platform based on MCNP Code
(Yang Wen, Yao Shiwei, Tai Yun, Qiu Jinrong, Chao Fei, Li Xing)
- 50 Safety Analysis of Depleted Uranium Containers for Open Storage
(Yang Zhen,Lian Qianwen,Yang Zhangzhong,Shen Gang,Zhang Shucong)
- 58 Preliminary Calculation and Analysis of Self-irradiation Gas Production for the Hot Resin Compaction Waste Package
(Gan Xueying, Xu Chunyang, Zhang Yu, Li Xiaolong, Jiang Jing, Zhang Chunlong)
- 68 The Role of Source Credibility on Public Acceptance of Nuclear Energy
(He Yanling, Xia Dongqin, Yong Nuo)
- 74 Research on Control Rod Withdrawal Limit Analysis Methodology for CAP1400 Plants
(Li Wei, Shi Jianfeng, Qin Yulong, Wang Lihua)
- 81 Research on Aerosol Natural Deposition Phenomenon of HPR1000 Loss of Coolant Accident
(Liu Jianchang, Chen Yichen, Yu Jian, Chen Yunying, Shen Yonggang, Zhang Yapei, Su Guanghui)
- 88 Optimization of Configuration of Heat Exchanger Isolation Valve and Radioactivity Monitoring Instrument in Essential Service Water System of Nuclear Power Plant in China
(Xu Youlong, Liu Wan, Zheng Lixin)
- 92 Study on Data Government in Fleet Nuclear Safety Supervision
(Lu Yang, Xu Junjun, Liu Zhigang)
- 103 Analysis of the Relationship Between Response Spectrum and Power Spectrum Density Function in Seismic Analysis
(Yao Yangui, Xiong Zhenqin, Tang Lichen, Yao Weida)
- 111 Reflections and Suggestions on Radioactive Waste Management in Nuclear Power Plants
(Zhang Gen, Xiong Xiao, Ren Lili, Zhao Mu, Yao Zhenyu, Zhou Jin)

于嵘,黄美琴,姚宗林,等.省级核安全“十四五”规划编制思路与重点工作研究——以广西为例[J].核安全,2022,21(1):1-6.

Yu Rong,Huang Meiqin,Yao Zonglin,et al.Research on General Idea and Key Work of Chinese Provincial 14th Five-Year Plan for Nuclear and Radiation Safety Supervision—A Case of Guangxi [J]. Nuclear Safety,2022,21(1):1-6.

省级核安全“十四五”规划编制思路与重点工作研究 ——以广西为例

于 嵘^{1,*}, 黄美琴¹, 姚宗林², 王 昆¹, 鞠志萍¹

(1. 广西壮族自治区辐射环境监督管理站, 南宁 530222; 2. 百色市生态环境局, 百色 533000)

摘要: 本文以广西壮族自治区为例, 针对“十四五”期间面临的新形势和工作新要求, 分析并提出了省级核安全“十四五”规划, 以构建核安全监管及治理体系和能力现代化框架为主线的总体思路和推进地方核安全法律法规体系建设、确保核电厂场内外辐射环境安全等5项重点工作建议, 以期为相关规划提供参考。

关键词: 核安全; “十四五”规划; 总体思路; 重点工作

中图分类号: TL75 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0001-06

中国核安全观是习近平新时代中国特色社会主义思想的重要内容,核安全也是国家安全的重要组成部分。2017年3月,国务院批复《核安全与放射性污染防治“十三五”规划及2025年远景目标》(以下简称国家核安全“十三五”规划),对全国“十三五”期间核安全与放射性污染防治工作做出全面部署,全国各省区也相继印发了地方专项规划或实施方案,进一步细化国家下达的各项规划目标和重点工作任务。“十四五”时期,是我国做好顶层设计、统筹谋划“十四五”核安全工作的开局时期,具有重要战略意义。《中共中央关于制定国民经济和社会发展第十四个五年规划和二〇三五年远景目标的建议》明确“十四五”期间将进一步推进国家治理体系和治理能力现代化,因而对全国各省区核安全监管工作提出了新要求。本文在《核安全与放射性污染防治“十三五”规划及2025年远景目标广西实施

方案》终期评估的基础上,针对“十四五”期间核安全面临的新形势和新挑战,从省区层面提出基本工作思路和重点工作建议。

1 “十三五”广西核安全状况

“十三五”以来,广西各级部门认真落实国家核安全“十三五”规划相关重点工作,核安全与放射性污染防治工作取得明显进展和成效:(1)地区辐射环境水平以及各种环境介质中的放射性核素的浓度均在天然本底的波动范围之内;核与辐射环境风险有效管控,“十三五”期间年平均辐射事故发生率为1.6起/万枚,未发生较大及以上辐射事故;废旧放射源100%安全收贮(回收)。(2)核与辐射监测网络不断完善。辐射环境自动监测网络实现“设区市全面覆盖,核电厂重点监控”,率先建成国内首座核电厂海域辐射监测预警系统(海上自动站)及与国家监管平台无缝对

收稿日期: 2021-04-19 修回日期: 2021-09-14

基金项目: 广西生态环境厅核安全“十三五”规划终期评估项目,项目编号: GXST20200721

作者简介: 于嵘(1978—),男,高级工程师,博士,地图学与地理信息系统专业,主要研究方向为环境规划和生态遥感

*通讯作者: 于嵘, E-mail: yurongen@163.com

接的省级高风险移动源在线监控平台。(3)核与辐射应急能力明显提升,较好地完成各项省内和跨省区核应急演练。在重点工作方面,防城港核电站保持高安全水平运行;与自治区质检、海关、交通等部门积极合作不断强化放射性物品运输监管;2017年完成全区放射源和探伤设备清查工作,严防严控核技术利用辐射事故;对区内桂林703-1矿等3个铀矿持续开展铀矿冶辐射环境监测,确保周边地区辐射环境安全;2020年,获批“国家级生态环境科普教育基地”。

2 面临的机遇与挑战

2.1 面临的机遇

2.1.1 国家核安全观形成法律制度

2016年,习近平总书记在全球第四届核安全峰会会议上首次完整阐述了“理性、协调、并进”的核安全理念和国家核安全观^[1]。2018年实施的《中华人民共和国核安全法》,将国家核安全观纳入法律法规体系,该法案明确了各相关主体责任,实现了监管全覆盖,强化了信息公开和公众参与,建立了监督检查制度,提高了监管能力。

国家层面,在总结过去核安全监管工作经验的基础上,我国将以习近平核安全理论为核心内容的国家核安全观上升为法律制度,逐步构建与国际接轨的核安全保障体系,将相关的管理和技术性工具制度化,实现对涉核活动的全过程、全要素监管,不断强化监管程序的法制化和规范化。

2.1.2 生态环境治理体系和治理能力建设不断强化

党的十九大报告提出“构建政府为主导、企业为主体、社会组织和公众共同参与的环境治理体系”;2019年,中共中央、国务院印发的《生态文明体制改革总体方案》,明确提出推进生态文明领域国家治理体系和治理能力现代化^[2];党的十九届四中全会通过的《中共中央关于坚持和完善中国特色社会主义制度 推进国家治理体系和治理能力现代化若干重大问题的决定》,明确要求“构建系统完备、科学规范、运行有效的制度体系”^[3]。

总体来看,包括核安全监管体系的生态环境领域治理体系和治理能力现代化,是国家治

理体系和治理能力现代化建设的重要内容。党的十八大以来,以习近平同志为核心的党中央从实践出发,形成了关于生态文明建设的系列重要理论思想,并做出了相应的制度和政策体系设计,引领我国生态环境领域治理体系和治理能力现代化水平进一步提高。

2.1.3 “十四五”期间沿海省区核能产业迅速发展

截至2021年9月30日,我国在运核电机组共52台,总装机容量53485.95 MWe。从图1、图2分析^[4],2009~2019年,全国核电装机规模从913万千瓦上升到4875万千瓦,全国核电发电量从738.80亿千瓦时上升到3481.31亿千瓦时。“十四五”期间,核能在我国清洁能源低碳系统中的定位将更加明确,作用将更加凸显,“华龙一号”、“国和一号”等自主化三代核电将进入规模化、批量化建设阶段,核电建设有望按照每年6~8台持续稳步推进。

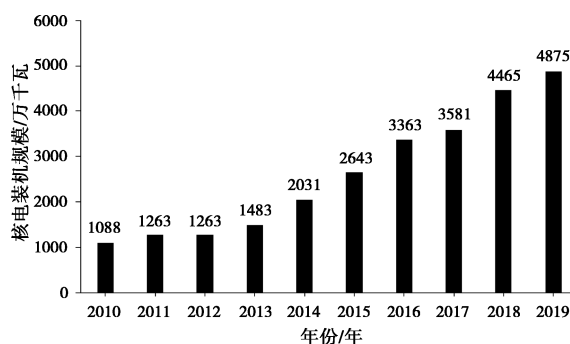


图1 2010~2019年全国核电装机规模

Fig.1 Nuclear power installed capacity in China from 2010 to 2019

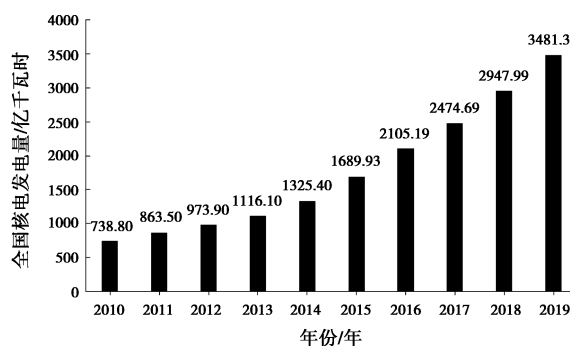


图2 2010~2019年全国核电发电量

Fig.2 Nuclear power generation capacity in China from 2010 to 2019

广西区内,防城港核电站1~4号机组已投运,5、6号机组正在建设,建成后将新增两百万千瓦级运行能力。此外,广西和中国电力投资集团公司正在积极推动防城港白龙核电项目,规划建设6台百万千瓦级压水堆核电机组。由此可见,“十四五”期间,包括广西在内的我国沿海省区核能产业将进入快速发展的新时期。

2.2 面临的挑战

2.2.1 地方核安全法律法规、技术标准和规范体系建设滞后

美国、法国、日本等核电发达国家较早建立了以原子能法、辐射防护法、核安全法为基础的核能法律体系,构建了适应本国国情的核事故应急相关法律制度^[5-7]。而我国的核安全监管法规主要包括《中华人民共和国核安全法》、国务院颁布的《核电厂核事故应急管理条例》,以及国家核安全局、原国防科工委、原卫生部等相关部门颁布的部门规章、安全导则和管理规定。与美国、法国、日本等核电发达国家相比,我国核安全法律规章制度的种类、数量和涵盖范围都存在欠缺,标准体系方法建设不完善^[8,9]。一般情况下,地方省级党委、政府要等到国家核安全相关法律规章制度出台后,才推进地方对应的法律法规体系建设。以广西为例,“十三五”期间,随着行政审批及生态环境机构改革的深入,辐射安全管理体系、机构、队伍等均有较大调整,出现了诸多问题:自治区本级及各地市级在核技术利用、辐射安全许可、日常监督、行政执法等管理环节的主体单位不一致;高风险移动放射源在线监控推广使用在法律法规层面的制度支持不足;相关工作与高风险放射源异地使用备案等管理工作缺乏联动;省际间高风险移动源在线监控平台信息未实现共享等等。这些核安全监管过程中出现的问题迫切需要通过完善地方核安全监管相关法律法规、技术方法和规范标准体系予以解决。

2.2.2 涉核产业快速发展对核安全监管带来新的挑战

“十三五”以来,广西涉核产业快速发展,在

用放射源和废(旧)放射源的收储数量不断增加。2015年12月底全区在用放射源1660枚,2017年6月底上升至1750枚。截至2020年3月31日,广西废物库已收贮各类废(旧)放射源2200余枚,其中自2016年以来新增357枚,总量增加16.2%。此外,随着防城港核电站5、6号机组投建运行、“十四五”期间核能产业覆盖范围扩大、反应堆堆型多样、风险源数量增加,核安全监管的工作压力也会随之上升。

从全国范围来看,“十三五”初期,我国在用核放射源已达到10万余枚,涉及单位超过1万家,在用核射线装置12万余台(座),涉及单位近5万家^[10]。“十四五”期间,大型先进压水堆及高温气冷堆核电重大专项继续稳步推进,小型反应堆的研究和应用开发进一步深入,第四代核能技术的研发也列入计划,沿海核电站加速建设,各省区核技术利用企事业单位的数量不断增加,核安全监管的工作范围和工作难度也不断增加,监管机构将面临新的风险和挑战^[11,12]。

2.2.3 核应急

“十三五”以来,广西组织完成了历年的自治区级核与辐射事故应急演练和防城港核电站、供电、交通、卫生等单项核应急演练。其中包括2019年自治区核与辐射事故应急演练,该演习在全国范围内首次使用真实高危放射性源模拟重大辐射事故。此外,广西与广东等周边省份建立了核应急联席会议和联络员机制。从历次核应急演练来看,广西核应急前沿指挥所及核应急机动指挥平台的信息化建设亟待完善,当前的状态难以满足核与辐射应急工作的实际需要。此外,核与辐射应急的实战能力有待加强,部分成员单位、地方核应急机构的人员配备不齐,专业人员缺失,装备的各类辐射监测设备不足。

自2014年以来,在生态环境部(国家核安全局)的统一协调下,全国各省区市陆续开始组织省级辐射事故应急演练工作,各级应急响应能力得到了较大的提升。与此同时,也发现了预案修订工作滞后、实施程序不完善、实战性有待增强、应急响应专业化和规范性操作有待加

强、市县应急能力薄弱等问题^[13]。“十四五”期间,核技术利用发展迅速,区域辐射环境日趋复杂,这给核应急工作带来巨大压力。

3 总体思路和重点工作建议

3.1 总体思路

深入贯彻党的十九大和十九届二中、三中、四中、五中全会精神,深入贯彻习近平总书记系列重要讲话精神和核安全新理念、新思想、新战略,认真落实党中央、国务院决策部署,统筹推进“四个全面”战略布局,牢固树立和贯彻落实理性、协调、并进的核安全理念,推进核安全监管及治理体系和能力现代化,构建并不断完善以核安全、核在建在运营设施、辐射安全许可证制度、环境影响评价制度和辐射环境监测制度五大体系为核心的核安全监管制度框架。实行分阶段审批许可制度以及全过程监督模式,确保核设施安全运营,严控在用放射源、退役铀矿冶项目环境风险,不断提升核应急能力,建立全民参与的核安全科普文化体系,持续提升核安全水平,为全面建成小康社会提供强大支撑。

3.2 重点工作任务

3.2.1 推进地方核安全法律法规体系建设

核安全领域监管和治理体系治理能力现代化,核心在于不断完善相关法律法规体系。针对广西“十三五”期间存在的核安全法律法规体系不完善问题,“十四五”期间,在评估广西已发布的法律法规和规章制度实施成效的基础上,推进广西辐射环境监管地方立法工作,出台辐射工作人员培训教育等工作制度文件,修订《广西壮族自治区放射性废物管理暂行办法》等已颁布实施的法规制度;不断完善核应急预案和执行程序,建立健全地方核与辐射法律法规制度。此外,针对修改后部分地市核与辐射监管工作弱化问题,完善制度体系,加强地市核与辐射监管能力建设。

3.2.2 确保核电厂场内外辐射环境安全

“十四五”期间,防城港核电厂应不断加强培养本公司专业监测人员,加大环境监测的软硬件投入,完善环境管理与监测技术,不定期对

广西防城港核电厂周边的官山辽水库、山口水库、东兴黄淡水库地表水和白云村、沙螺辽饮用水进行放射性监测,定期(每半年)对广西防城港核电厂周边白云村、沙螺辽地下水进行放射性监测。广西核与辐射环境监测部门将增设5个防城港核电厂海域辐射监测预警系统(海上自动站),引入卫星遥感、无人机等监测手段^[14],加强毗邻海域生态环境本底状况监测,完善核电厂周边环境自动监测与手工监测相融合的监测体系。

3.2.3 加强放射源等重点风险点源头监管

确保广西城市放射性废物库日常安全运行管理,强化放射源、退役铀矿冶、移动高风险源等重点风险源监管,持续提升核与辐射环境风险监管能力。将放射性废物(源)安全管理理念渗透到辐射安全管理的各个环节,“全流程”跟踪,在流转环节上抓好废旧放射源安全管理。“十四五”期间,持续深化核技术利用“放管服”体制改革,依法依规,持续抓好涉源行政审批管理,推进辐射工作场所监督性监测,切实消除放射源安全隐患。铀矿冶监督方面,建立实施一套全面覆盖辐射环境及流出物抽样核查监测、核设施辐射监测监督检查、铀矿冶辐射环境安全监管三大重点监管领域的现场监督与执法体系文件。做好中核金原铀业有限责任公司桂林分公司铀采冶工程(703-1矿)、南宁新原核工业有限公司701矿铀采冶工程和中核韶关锦原铀业公司新村铀矿3个铀矿冶的监督性监测。完善广西高风险移动源在线监控系统,在实现与国家级移动源在线监管系统平台数据无缝对接的基础上,根据监管需求,不断升级扩展模块功能。此外,积极推进广西防城港核电站配套低中放固体废物处置场。

3.2.4 不断增强核应急能力

在“十三五”历年核应急演习经验总结的基础上,完善《广西壮族自治区核应急预案》《广西防城港核电厂场外应急预案》及核应急执行程序,修订核应急岗位行动指引程序。统筹规划,加强核与辐射应急能力信息化建设,完善广西核应急前沿指挥所(防城港市核应急指挥中心)的应急设施建设,完成固定洗消场所的选址

和建设。查漏补缺,强化地方核与辐射应急队伍建设,补齐地市核与辐射应急能力建设短板。根据广西发改委批复,开展广西核辐射紧急医学救援基地建设。此外,在防城港核电厂海域新增5个海上自动监测站,健全核事故海上辐射监测预警体系,不断加强海洋核与辐射应急预警能力和核应急领域科研创新。广西防城港核电有限公司按照相关要求,开展实物保护系统有效性评估,针对薄弱环节进行升级改造,开展生物智能识别、低空飞行物管控、海面安全防范设备应用研究,不断提高防城港红沙核电厂的核安保水平。

3.2.5 构建核安全科普文化体系

依托广西国家生态环境科普基地,强化文化培育,提高安全意识,全方位开展核安全文化宣传。继续推进“自治区生态环境科普基地”和“自治区生态环境教育基地”建设,联合广西科协等相关单位,组织企事业单位职工、社区群众、媒体记者等积极参与公众开放日、“六·五”世界环境日、核与辐射科普座谈等类型主题科普活动。通过强化信息公开,多方式、多形式、多载体开展核与辐射公众宣传活动,缓解公众的“恐核”心理。

参考文献

- [1] 生态环境部. 贯彻总体国家安全观 开创生态环境领域国家安全工作新局面 [J]. 环境保护, 2020, 48 (9): 8-10.
- [2] 刘哲. 解读《生态文明体制改革总体方案》 [N]. 中国科学报, 2015-11-06.
- [3] 佚名. 生态文明体制改革总体方案 [J]. 居业, 2015 (18): 5-11.
- [4] 中国核能行业协会. 中国核能发展报告 (2020) [M]. 北京: 社会科学文献出版社, 2021.
- [5] 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 (1): 114-119.
- [6] 陈慧玲, 石磊, 马强, 等. 国内外核应急管理体系及相关标准规范研究 [J]. 船舶标准化与质量, 2018 (2): 4-11.
- [7] 温玉姣, 封祎, 栾海燕, 等. 英国核安全监管实践 (2018—2019) 研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 31-38.
- [8] 吴宜灿, 李静云, 李研, 等. 中国核安全监管体制现状与发展建议 [J]. 中国科学: 技术科学, 2020, 50 (8): 1009-1018.
- [9] 彭建军, 李伯钧. 我国核与辐射安全监督执法能力建设初探 [J]. 工业安全与环保, 2020, 46 (3): 54-58.
- [10] 刘华. 核安全在总体国家安全中的地位与作用 [J]. 紫光阁, 2014 (7): 78.
- [11] 白云生. 核电“十四五”及中长期发展建议 [J]. 电力设备管理, 2020 (8): 20-22.
- [12] 李光辉, 邱国盛, 李小丁, 等. 核安全“十四五”规划的思考与建议 [J]. 环境保护, 2020, 48 (Z2): 80-83.
- [13] 张彦, 杨端节, 乔清党, 等. 省级辐射事故应急演练存在问题及对策研究 [J]. 中国辐射卫生, 2020, 29 (3): 288-291.
- [14] 韩善彪, 吕雪艳, 任建保, 等. 航空辐射监测发展现状和建议 [J]. 核电子学与探测技术, 2019, 39 (1): 111-117.

Research on General Idea and Key Work of Chinese Provincial 14th Five-Year Plan for Nuclear and Radiation Safety Supervision—A Case of Guangxi

Yu Rong^{1,*}, Huang Meiqin¹, Yao Zonglin², Wang Kun¹, Ju Zhiping¹

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

2. Baise Municipal Ecology and Environment Bureau, Baise 533000, China)

Abstract: During the 14th Five-Year Plan period, with the rapid development of nuclear industries across the country, nuclear safety supervision is facing many new challenges. This article takes Guangxi as an example. On the basis of evaluating the effectiveness of Guangxi's implementation of the key tasks of the national 13th Five-Year plan for nuclear safety, in response to the new situation and new work requirements of the 14th Five-Year work, it analyzes and proposes general idea of the provincial nuclear safety 14th Five-Year Plan to build a nuclear safety management system and capacity modernization framework as the main line, and to promote the construction of local nuclear safety laws and regulations, strengthening the supervision of the environmental risk source, continuously enhancing nuclear emergency capabilities, and building a nuclear safety science and culture system, in order to provide reference for related planning.

Key words: nuclear safety, the 14th Five-Year Plan, general idea, key work

(责任编辑: 许龙飞)

陈爽,何庆驹,周强.基于MC方法的高放废液玻璃固化厂屏蔽窗辐射屏蔽性能设计研究[J].核安全,2022,21(1):7-12.

Chen Shuang, He Qingju, Zhou Qiang. Study on Shielding Design of Shielding Window for High Level Liquid Waste Vitrification Plant Based on Mc Method [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (1): 7-12.

基于MC方法的高放废液玻璃固化厂屏蔽窗 辐射屏蔽性能设计研究

陈 爽¹, 何庆驹², 周 强³

(1. 中核清原环境技术工程有限责任公司, 北京 100037; 2. 中国核动力设计研究院, 成都 610041; 3. 中核四川环保工程有限责任公司, 广元 621010)

摘要: 屏蔽窗是高放废液玻璃固化厂重要的观察设备, 安装在热室与操作廊之间的混凝土墙体内, 起辐射防护和气密通风隔离作用。为确保厂房运行人员所受的照射剂量控制在电离辐射防护标准的限值内, 需要对屏蔽窗的辐射屏蔽性能进行优化设计。本文使用 MCNP 蒙卡模拟程序, 对硼玻璃和铅玻璃两种屏蔽窗进行辐射屏蔽性能的蒙卡模拟研究, 计算出能保障运行操作人员职业照射安全的屏蔽窗的相对最优材质及最小厚度, 该厚度下的操作廊剂量率满足辐射防护管理规定, 可以保障屏蔽窗前工作的运行人员的辐射安全。

关键词: 高放废液; 玻璃固化; 蒙卡模拟; 屏蔽窗

中图分类号: TL77 **文章标志码:** J **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0007-06

高放废液玻璃固化厂是对高放废液进行玻璃固化处理, 将高放废液转化为稳定的高放废物玻璃固化体的设施。由于高放废液包含¹³⁷Cs、⁹⁰Sr、²⁴¹Am、¹⁵⁴Eu、¹⁵⁵Eu、²³⁷Np等几十种主要的放射性核素, 具有放射性强、毒性大、半衰期长、发热率高等特点^[1], 故玻璃固化工艺设备必须安装在热室内进行屏蔽, 通过远程遥控操作和维修。屏蔽窗是高放废液玻璃固化厂重要的观察设备, 安装在熔炉热室、产品容器转运热室、产品容器操作热室以及干法尾气处理等热室与操作廊之间的混凝土墙体内^[2], 起辐射防护和气密通风隔离作用, 避免操作人员遭受潜在的放射性照射危险。玻璃固化厂屏蔽窗主要采用硼玻璃和铅玻璃作为辐射屏蔽材料, 硼玻璃同时具备优异的耐 γ 射线辐照以及中子辐照

屏蔽性能, 铅玻璃具有加工技术简便、成本低和屏蔽效果良好等优点。屏蔽窗的工程设计与辐射安全验证是相互推进的过程, 由于条件限制, 尚无法通过实验验证其屏蔽性能。在众多领域, MC模拟方法已成为一种越来越重要的技术^[3], MC模拟技术非常适用于解决粒子运输的问题, 可自动考虑元素间效应, 并可部分代替实验。由于MC方法在解决粒子运输问题上的优越性, 以及在核反应堆设计、保健物理等方面有着广泛应用, 是一种经济、实用、精确、简易的方法^[4-5]。

本文使用MCNP蒙卡模拟程序, 以产品容器转运热室屏蔽窗为例, 对两种分别使用硼玻璃和铅玻璃作为屏蔽材料的屏蔽窗进行辐射屏蔽性能的蒙卡模拟研究, 通过模拟计算结果分析, 根据运行操作人员职业照射安全的相关标

收稿日期: 2021-05-08 修回日期: 2021-11-04

作者简介: 陈爽(1991—), 男, 工程师, 工程硕士, 核能与核技术工程专业, 现主要从事放射性物品运输工作

准,综合确定屏蔽窗材料及厚度的最优化设计。

1 物理模型构建

1.1 屏蔽窗物理结构及组成

高放废液玻璃固化厂房工艺区的屏蔽窗主要由墙框、热室侧 α 密封玻璃板、屏蔽玻璃、操作廊侧防护玻璃板组成。墙框的主要材料为碳钢,热室侧为不锈钢板。墙框镶嵌在混凝土中,与热室和前区之间的墙成为一体。在操作廊一侧,屏蔽玻璃与墙面平齐,屏蔽玻璃厚度小于墙体厚度,墙框在热室一侧需要做成漏斗形,以便屏蔽窗获得最佳视角。屏蔽窗开度 135° ,屏蔽窗长780 mm,高680 mm,距操作廊地面高度为1310 mm。常用的屏蔽玻璃材料主要有密度为 $2.5\text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 的硼玻璃和密度为 $3.2\text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 的铅玻璃两种,具体成分见表1。

表1 硼玻璃及铅玻璃的组成成分

Table 1 The composition of boron and lead shielding glass

硼玻璃			铅玻璃		
密度 ($\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$)	元素	占比 (w%)	密度 ($\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$)	元素	占比 (w%)
2.5	Si	31.74	3.2	Si	24.16
	Na	7.05		Na	5.03
	K	6.89		K	5.96
	^{10}B	0.76		Pb	30.06
	^{11}B	3.06		-	-
	Fe	1.64		Fe	1.44
	O	48.86		O	33.15

1.2 辐射源成分分析

在高放废液玻璃固化厂房的产品容器操作过程中,产品容器转运热室用于通过产品容器升降小车转运产品容器,转运分为两个过程:在空产品容器转运过程中,转运小车在此房间内等待接收来自产品容器操作热室V5的空产品容器;在注满高放废物玻璃固化体的产品容器转运过程中,转运小车在此热室等待V5热室吊

车将转运小车内产品容器吊入V5热室,并最终转运至暂存库。

故热室中唯一的辐射源为产品容器中注满的高放废物玻璃固化体,产品容器结构如图1所示。

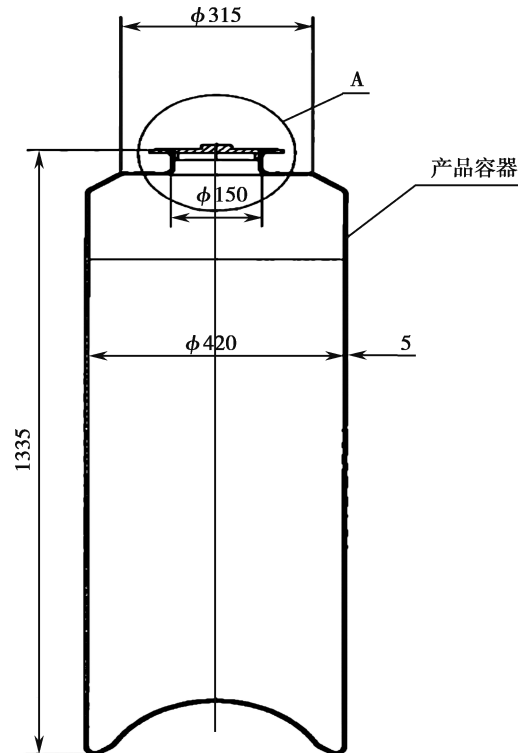


图1 产品容器示意图

Fig.1 Canister diagram

产品容器的外径为430 mm,高1335 mm,材料采用厚度5 mm的304L不锈钢,可盛装400 kg密度为 $2.6\text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 的玻璃固化体。将玻璃固化体等效为直径420 mm,高1100 mm的均匀圆柱体各向同性辐射源(不考虑产品容器及保温外罩)。由于产品容器放置于产品容器转运小车上,故设定辐射源离热室的地面高度为680 mm。模拟计算中需要考虑玻璃固化体的自吸收效应,玻璃固化体的元素组成见表2。由于厂房的中子通量远小于 γ 射线通量,故不考虑中子剂量。辐射源中所含放射性核素的 γ 射线能谱主要来源于 ^{137}Cs 。根据厂房的放射性平衡和物料平衡,辐射源的放射性活度为 $7.05 \times 10^{14}\text{ Bq}$ 。

表 2 玻璃固化体的元素组成

Table 2 The elements composition of product glass

元素	占比 (w%)	元素	占比 (w%)
Al	2.6434	Mo	0.0767
¹⁰ B	3.0502	Na	8.2207
¹¹ B	0.7578	Ni	0.2963
Ca	4.8033	O	45.5513
Cr	0.2046	²⁴⁰ Pu	0.0100
Fe	7.2008	Si	20.9855
K	0.0739	Ti	0.0282
⁶ Li	0.9360	²³⁵ U	0.0176
⁷ Li	0.0769	²³⁸ U	2.4314
Mg	2.6356	-	-

1.3 屏蔽窗辐射屏蔽模型

屏蔽窗辐射屏蔽模型示意图如图 2 所示, 辐射源放置于移动过程中与屏蔽窗距离最短的位置固定不变(位于屏蔽窗的中心线上), 此时距屏蔽窗热室侧表面距离为 1850 mm, 同时在操作廊距屏蔽窗侧表面(中心)300 mm 处设置测量点。操作廊与热室之间的混凝土为普通混凝土, 厚度为 1500 mm, 密度为 $2.2 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 。

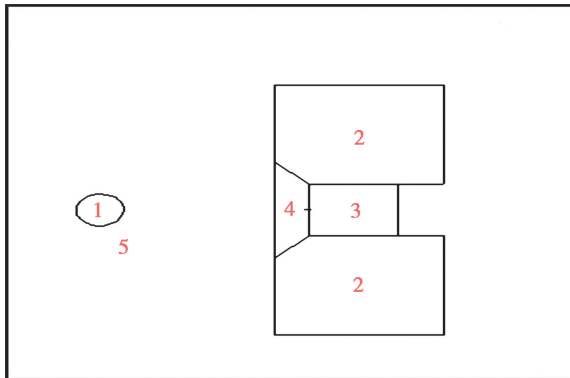


图 2 屏蔽窗辐射屏蔽模型示意图

(注: 1. 辐射源; 2. 混凝土; 3. 屏蔽玻璃; 4、5. 空气)

Fig.2 Schematic diagram of shielding model for shielding windows

1.4 厂房分区剂量率要求

为控制正常工作条件下的正常照射和防止污染扩散, 并预防潜在照射和限制潜在照射范围, 将需要和可能需要专门防护手段或安全

措施的区域定义为控制区。为便于辐射防护管理和职业照射控制, 根据放射性操作水平, 将控制区按放射性操作水平从低到高划分为三个子区, 即绿区、橙区和红区。监督区为白区。按照 GB18871—2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》的规定, 连续 5 年内的平均有效剂量为 20 mSv。高放废液玻璃固化厂的工作人员年有效工作时间为 250 天, 每天工作 8 小时, 在正常工作条件下所受职业照射的个人年有效剂量的设计目标值采用 $10 \text{ mSv}\cdot\text{a}^{-1}$, 即剂量率限值不超过 $5 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 。表 3 为厂房分区屏蔽设计采用的剂量率限值。由表 3 可知, 操作廊属于绿区, 屏蔽设计剂量率限值要求小于 $2 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 。

表 3 剂量率限值

Table 3 Dose rate limits

分区	剂量率限值	屏蔽设计限值	备注
白区 (White area)	$<2.5 \mu\text{Sv}/\text{h}$	$1 \mu\text{Sv}/\text{h}$	监督区 (主控室)
绿区 (Green area)	$<5 \mu\text{Sv}/\text{h}$	$2 \mu\text{Sv}/\text{h}$	放射性操作区 (操作廊)
橙区 (Amber area)	$<100 \mu\text{Sv}/\text{h}$	$5 \mu\text{Sv}/\text{h}$	放射性检修区 (阀门廊)
红区 (Red area)	—	$100 \mu\text{Sv}/\text{h}$	放射性物质设备区 (熔炉热室)

2 蒙特卡罗模拟模型

根据辐射源和屏蔽窗的相对几何位置建立屏蔽窗辐射屏蔽蒙特卡罗模拟模型(如图 3 所示),

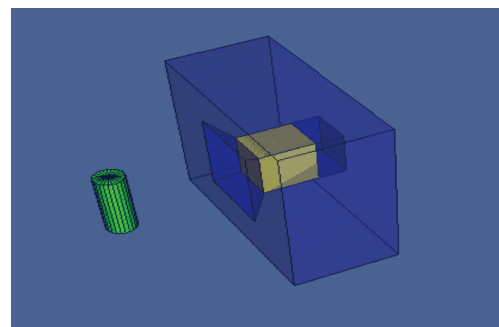


图 3 屏蔽窗辐射屏蔽蒙特卡罗模拟模型

Fig.3 Monte Carlo simulation model for radiation shielding of shielding window

同时将辐射源与屏蔽窗的元素组成参数写入 MCNP 程序。为缩短计算时间和减少统计误差,将硼玻璃屏蔽窗和铅玻璃屏蔽窗按 100 mm 的厚度进行分层处理(如图 4 所示),进行接续运行计算。并选择其中的 700、800、900、1000、1200 和 1500 mm 共 6 个厚度进行模拟计算。选择 F5 点注量计数器和 DEn/DFn 剂量卡,在操作廊侧距屏蔽玻璃表面(中心)300 mm 处计数。

3 数据处理及分析

在操作廊侧距离屏蔽窗(中心)300 mm 处的测量点 MCNP 模拟剂量率为 D ,单位为 $\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ (1 个 γ 光子的贡献)。根据 ^{137}Cs 的衰变机理,1 次衰变放出 2 个光子,能量分别为 0.662 MeV 和 0.184 MeV,其中 0.184 MeV 光子的能量分支比很小,可忽略不计。辐射源的活度 A 为 $7.05 \times 10^{14} \text{ Bq}$ 。因此,测量点的模拟剂量率 D_0 为:

$$D_0 = A * D \quad (1)$$

式中, D_0 的单位为 $\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。

分别对硼玻璃屏蔽窗和铅玻璃屏蔽窗用 MCNP 进行蒙特卡洛模拟,每种厚度 MCNP 模拟 1 亿次源粒子输运过程,则根据公式(1)模拟计算结果 D_0 ,见表 4。

表 4 不同厚度下硼玻璃和铅玻璃测量点的剂量率
Table 4 Dose rate of boron glass and lead glass under different thickness

厚度 / mm	硼玻璃测量点的剂量率 / ($\mu\text{Sv/h}$)	铅玻璃测量点的剂量率 / ($\mu\text{Sv/h}$)
700	42.09	6.63
800	8.32	1.23
900	1.43	0.22
1000	0.24	0.04
1200	0.009	0.003
1500	0.0007	0.0006

不同厚度下的硼玻璃和铅玻璃与测量点的剂量率关系如图 5 所示。

由图 5 可以看出,采用密度为 $2.5 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 的硼玻璃作为屏蔽玻璃时,随着厚度增加,测量点的剂量率数值整体呈指数衰减趋势。由表 4 可知,当硼玻璃厚度为 800 mm 时,测量点的剂量率为 $8.32 \mu\text{Sv/h}$;厚度为 900 mm 时,测量点的剂量率为 $1.43 \mu\text{Sv/h}$,小于 $2 \mu\text{Sv/h}$ 的剂量率限值;厚度大于 900 mm 时,测量点剂量率的衰减幅度受硼玻璃厚度增加的影响较小,变化趋势平缓。所以,根据设计原则,在满足测量点所在操作廊的剂量率限值要求的情况下,硼玻璃屏蔽窗的最小厚度

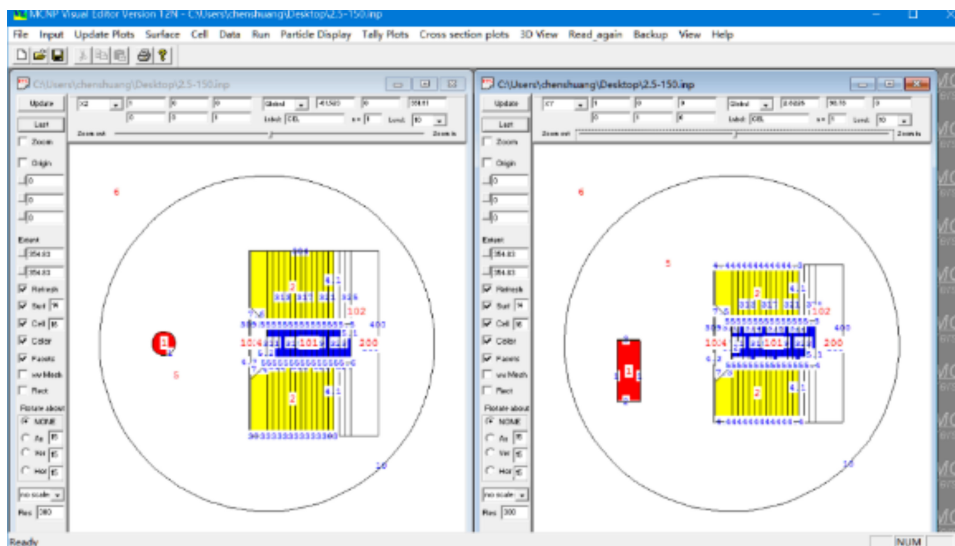


图 4 MCNP 分层模拟屏蔽玻璃示意图

Fig.4 Stratified MCNP simulation of shielding window

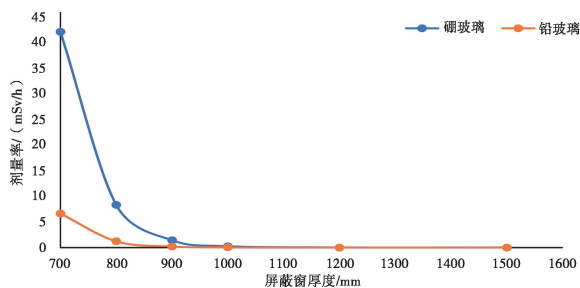


图 5 硼玻璃及铅玻璃厚度与测量点剂量率的关系
Fig.5 Relationship between thickness of boron glass and lead glass with dose rate of measuring point

应设定为 900 mm。

由图 5 可以看出,采用密度为 $3.2 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 的铅玻璃作为屏蔽玻璃时,随着厚度增加,测量点的剂量率数值整体呈指数衰减趋势。由表 4 可知,当铅玻璃厚度为 700 mm 时,测量点的剂量率为 $6.63 \mu\text{Sv/h}$;厚度为 800 mm 时,测量点的剂量率为 $1.23 \mu\text{Sv/h}$,小于剂量率限值 $2 \mu\text{Sv/h}$;厚度大于 800 mm 时,测量点剂量率的衰减幅度受铅玻璃厚度增加的影响较小,变化趋势平缓。所以,根据设计原则,在满足测量点所在操作廊的剂量率限值要求的情况下,铅玻璃屏蔽窗的最小厚度应设定为 800 mm。

4 结论

通过以常用的元素玻璃硼玻璃、铅玻璃为

屏蔽材料的屏蔽窗 MC 方法模拟结果可以表明:

(1) 在同等厚度的屏蔽窗情况下,铅玻璃屏蔽窗的屏蔽性能优于硼玻璃屏蔽窗。

(2) 在达到操作廊屏蔽设计剂量率限值(小于 $2 \mu\text{Sv/h}$)要求的情况下,铅玻璃屏蔽窗的最小厚度小于硼玻璃屏蔽窗。

(3) 在综合考虑模拟数据结果及辐射防护职业标准的情况下,产品容器转运热室与操作廊之间的屏蔽玻璃材质应选择铅玻璃,最小厚度应设定为 800 mm。

参考文献

- [1] 罗上庚.放射性废物处理与处置[M].北京:中国环境科学出版社,2007.
- [2] 宋露莹,邹树梁,陈晓丽.高放废液玻璃固化厂中屏蔽窗辐射屏蔽的工程计算[J].科技创新与应用,2014(12):26-27.
- [3] 李哲,庾先国,张金钊,周建斌,等.能量色散 X 荧光分析中元素间效应的蒙特卡罗模拟[J].强激光与粒子束,2013,25(1):215-218.
- [4] 陈爽.深孔 X 射线荧光测井关键技术研究[D].成都:成都理工大学,2016.
- [5] 马小强,李兴义,刘登奎.MCNP 程序对某坑式废物库贮存废物放射性活度验证计算[J].原子能科学技术,2010,44(S1):583-586.

Study on Shielding Design of Shielding Window for High Level Liquid Waste Vitrification Plant Based on Mc Method

Chen Shuang¹, He Qingju², Zhou Qiang³

(1. CNNC Everclean Co.,Ltd., Beijing 100037, China; 2. Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610041, China; 3. Sichuan Environment Protection Engineering Co.,Ltd., Guangyuan 621010, China)

Abstract: Shielding window is an important observation equipment for High Level Liquid Waste Vitrification Plant, which installed between hot cell and operation gallery inside concrete wall to perform the role of radiation protection and air tight ventilation isolation. To ensure that the radiation dose which the operator of the plant taken is controlled within the limits of the ionizing radiation protection standard, the shielding effectiveness of shielding window is need to be verified. This article uses the Monte Carlo simulation program MCNP to perform the Monte Carlo simulation study on shielding effectiveness for two shielding windows of boron glass and lead glass, to calculate the relative optimum material and minimum thickness of shielding window which can guarantee the occupational exposure safety of operators. The dose rate of the operating gallery under this thickness meets the requirements of radiation protection management and ensures the radiation safety of the operators working in front of the shielding window.

Key words: high level liquid waste ; vitrification ; Monte Carlo simulation ; shielding window

(责任编辑: 许龙飞)

李焯,赵厚钦. 核电厂主泵专用变压器 1 级能效限值推算[J]. 核安全,2022,21(1):13-18.

Li Ye,Zhao Houqin. The Problem of Class 1 Energy Efficiency Loss Calculated of A Nuclear Power Plant Project RCP Dedicated Double-Wound Transformer [J]. Nuclear Safety,2022,21(1):13-18.

核电厂主泵专用变压器1级能效限值推算

李 焯¹, 赵厚钦²

(1. 上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233; 2. 上海浩晟网络科技有限公司, 上海 200041)

摘要: 高效率的变压器能够最大限度降低损耗,对能源节约和环境保护也具有重要意义。本文结合第三代核电某核电厂主泵变压器的技术参数要求,参考国标 GB 20052-2013^[1]、GB/T 10228-2015^[2]和 T/CEEIA 258-2016^[3],按照能效 1 级要求合理推算出空载损耗和负载损耗限定值,量化评判标准,对采购方能够评选出满足能效要求的高质量变压器具有现实参考意义。

关键词: 变压器;能效;空载损耗;负载损耗;损耗推算

中图分类号: TM412 **文献标识码:** B **文章编号:** 1672-5360(2022)01-0013-06

第三代核电某核电机组具有一个主泵(反应堆冷却剂泵,简称主泵)专用三相双绕组变压器。该变压器额定容量 16 MVA,额定电压 10/6.3(7.2) kV,二次侧电压根据主泵额定电压确定,其技术规范书中要求“变压器损耗限值参考《干式电力变压器技术参数和要求》(GB/T 10228-2015)”;但在 GB/T 10228-2015 中,对于 10.5 kV/6.9 kV 干式变压器适用的容量最大只到 6300 kVA,不适用 16 MVA 变压器。目前也未有相关变压器能效标准适用于 16 MVA/10.5 kV/6.9 kV 的变压器。针对节能环保的大方向,采购方与设计方最终商定,主泵专用变压器参考相关标准按照 1 级能效标准进行损耗值推算,其推算结果作为供应商设计变压器能耗的最低要求。

1 主泵专用变压器

在该核电机组中,主泵电压为 6 kV(屏蔽泵)或 6.9 kV(湿绕组泵),频率为 50 Hz。变频

器在启动主泵阶段投入使用,当变频器输出频率达到 50 Hz,主泵稳定运行后,将主泵的电源由变频器输出供电同步切换到厂用电电网旁路供电,因此需要主泵专用变压器将中压 10.5 kV 电源降至 6 kV 或者 6.9 kV 后向主泵供电。表 1 为主泵专用变压器的技术参数。

表 1 技术参数表

Table 1 Technical parameter

参数名称	参数值
额定容量	16 MVA
相数	3 相
频率	50 Hz
额定电压	10/6.3 (7.2) kV
联结组标号	DYn-11
阻抗电压	9%, 偏差为 ±7.5%

2 变压器能效标准

变压器能效等级分为 3 级,1 级能效最高,

收稿日期: 2021-04-09 修回日期: 2021-08-30

作者简介: 李焯(1988—),女,工程师,硕士,电气工程专业,现主要从事核电站电气设备设计管理工作

损耗最低。其中空载损耗和负载损耗是在规定测试条件下允许的最高限制。变压器的损耗主要受变压器工艺设计、变压器生产设备、铁芯材料三个方面的影响^[4],并不是能效越低越好,需兼顾功能、环保与成本。

目前,关于干式变压器能效的标准主要有:《干式电力变压器技术参数和要求》(GB/T 10228-2015),对于 10 kV 电压等级变压器,额定容量适用范围为 30~2500 kVA,但 35 kV 电压等级变压器的适用容量范围为 800~25000 kVA;《三相配电变压器能效限定值及能效等级》(GB 20052-2013)也仅适用于 10 kV 电压等级,额定容量为 30~2500 kVA 的干式变压器;中国电器工业协会标准《6 kV~35 kV 变压器能效限定值及能效等级》(T/CEEIA 258-2016)中,针对 10 kV 电压等级电力变压器适用容量范围为 630~6300 kVA。以上三个标准均不适用于 16000 kVA/10.5 kV/6.9 kV 变压器能效的损耗要求。因此,依据现有标准进行 1 级能耗的合理推算解决此问题的一个思路。

3 变压器按 1 级能效推算空载损耗和负载损耗具体过程

下面结合标准 GB 20052-2013、GB/T 10228-

2015 和 T/CEEIA 258-2016,通过三种推算方式计算出主泵专用变压器 1 级能效的空载损耗和负载损耗值。

3.1 推算方法一:以 GB/T 10228 中 35 kV/16000 kVA 电力变压器损耗(3 级能效),按照 GB-20052 的推算比例折算出其对应的 1 级能效

通过 GB/T 10228 和 GB 20052 两个标准能效参数对比,GB/T 10228 中对应不同电压不同容量变压器能效只出了一个等级的损耗值,且相当于 GB 20052 中同电压同容量变压器的 3 级能效值。首先根据 GB 20052 折算出同容量变压器 1 级能效与 3 级能效的比例关系,其次根据 GB/T 10228 中 35 kV/16000 kVA 电力变压器损耗(3 级能效),根据 GB 20052 的折算比例,折算出与主泵专用变压器同容量 16000 kVA/10.5 V/6.9 V 的 1 级能效值。

根据 GB/T 10228 同一容量可对应几个不同变比,此处忽略电压等级问题。

(1) GB 20052-2013 给出了典型的配电变压器能效等级损耗(见表 2,额定容量适用于 30~2500 kVA,此处仅列出额定容量为 2000 kVA 和 2500 kVA)。

从表 2 可以看出,额定容量为 2500 kVA,电工钢带型变压器的能效如下。

表 2 干式配电变压器能效等级
Table 2 Energy efficiency grade of dry-type distribution transformer

额定容量 /kVA	1 级								
	电工钢带				非晶合金				
	空载损耗 /W	负载损耗 /W			空载损耗 /W	负载损耗 /W			
B (100℃)		F (120℃)	H (145℃)	B (100℃)		F (120℃)	H (145℃)		
2000	2195	12240	13005	14005	1000	12920	13725	14780	
2500	2590	14535	15455	16605	1200	15340	16310	17525	
额定容量 /kVA	2 级					3 级			
	空载损耗 /W		负载损耗 /W			空载损耗 /W	负载损耗 /W		
	电工钢带	非晶合金	B (100℃)	F (120℃)	H (145℃)		B (100℃)	F (120℃)	H (145℃)
2000	2440	1000	13600	14450	15560	3050	13600	14450	15560
2500	2880	1200	16150	17170	18450	3600	16150	17170	18450

1级能效:对应的空载损耗为2590 W,负载损耗(100℃)为14535 W。

3级能效:对应的空载损耗为3600 W,负载损耗(100℃)为16150 W。

计算可知,1级能效空载损耗较3级能效空载损耗下降28%,负载损耗下降10%。

对于额定容量为2000 kVA的电工钢带型变压器,空载损耗和负载损耗存在同样的下降比例。由此推算,1级能效空载损耗限值较3级能效空载损耗限值近似线性关系;1级能效负载损耗限值较3级能效负载损耗限值也近似线性关系。

根据上述规律,推算16000 kVA变压器的1级能效空载损耗较3级能效空载损耗下降28%,1级能效负载损耗较3级能效负载损耗下降10%。

(2) GB/T 10228-2015标准给出了6 kV、10 kV电压等级的630~6300 kVA电力变压器的损耗。但表3中只给出了6 kV/10 kV电压等级,最大容量6300 kVA的变压器,而没有16000 kVA容量的

的对应值。

其中,在GB/T 10228-2015中给出了800~25000 kVA,35 kV/10 kV电力变压器的损耗标准,见表4。

根据表4,35 kV级16000 kVA变压器3级能效空载损耗为19.3 kW,负载损耗(100℃)为71.7 kW。结合上述折算比例,空载损耗和负载损耗如下。

空载损耗: $19.3 \times (1-0.28)=13.896 \approx 13.90$ kW

负载损耗(100℃): $71.7 \times (1-0.1)=64.53$ kW

3.2 推算方法二:以GB/T 10228中10 kV对应6300 kVA数据按经验公式推算16000 kVA 3级能效损耗,再按照比例进行能效1级折算

以GB/T 10228-2015对应6300 kVA 10~6.9 kV的3级能效损耗,根据公式推算16000 kVA 3级能效损耗,再根据标准T/CEEIA 258-2016进行能效1级折算。T/CEEIA 258-2016标准给出了对应GB/T 10228-2015的1级能效的损耗水平。具体见表5、表6。

根据表5和表6,其基本原则是1级能效

表3 6 kV/10 kV级630~6300 kVA无励磁调压电力变压器

Table 3 630~6300 kV excitation-free voltage regulating power transformer of 6 kV/10 kV class

额定容量 /kVA	电压组合及分接范围			联结组 标号	空载损耗 /kW	不同绝缘系统温度下的负载损耗 /kW		
	高压 /kV	高压分 接范围	低压 /kV			130℃ B (100℃)	155℃ F (120℃)	180℃ H (145℃)
6300	10	$\pm 2 \times 2.5$ ± 5	3	Dyn11 Yd11 Yyn00	8.5	33.3	35.3	37.8
	10.5		3.15					
	11		6					
			6.3					

表4 35 kV级800~25000 kVA无励磁调压电力变压器

Table 4 800~25000 kVA excitation-free voltage regulating power transformer of 35 kV class

额定容量 /kVA	电压组合及分接范围			联结组 标号	空载损耗 /kW	不同绝缘系统温度下的负载损耗 /kW		
	高压 /kV	高压分 接范围	低压 /kV			130℃ B (100℃)	155℃ F (120℃)	180℃ H (145℃)
16000	35	$\pm 2 \times 2.5$ ± 5	6	Dyn11 Yd11 Ynd11	19.3	71.7	76.0	81.3
	36		6.3					
	37		10					
	38.5		10.5					
			11					

相较于3级能效,空载损耗下降20%,负载损耗(100℃)下降10%。

以GB/T 10228-2015对应6300 kVA 10~6.9 kV的3级能效损耗,根据变压器经验公式推算16000 kVA 3级能效损耗,再按T/CEEIA 258-2016进行能效1级折算,具体计算如下。

$$\text{空载损耗: } 8.5 \times \sqrt[4]{\left(\frac{16000}{6300}\right)^3} \times (1-0.2) = 13.68 \text{ kW}$$

$$\text{负载损耗 (100℃): } 33.3 \times \sqrt[4]{\left(\frac{16000}{6300}\right)^3} \times (1-0.1) = 60.294 \text{ kW} \approx 60.3 \text{ kW}$$

3.3 推算方法三:以GB/T 10228中10 kV对应6300 kVA按乘幂拟合方式推算16000 kVA 3级能效损耗,再按照比例进行能效1级折算

以GB/T 10228-2015对应630~6300 kVA、10 kV/6.9 kV的3级能效损耗,根据乘幂拟合($y = ax^b + c$)推算16000 kVA 3级能效损耗,再按T/CEEIA 258-2016进行能效1级折算。

(1) 利用Matlab工具对630~6300 kVA 10kV/6.9kV的3级能效损耗进行乘幂拟合,见表7。

空载损耗拟合曲线如下: $y = 0.01439x^{0.734} - 0.303$

负载损耗拟合曲线如下: $y = 0.0498x^{0.7437} - 0.05986$

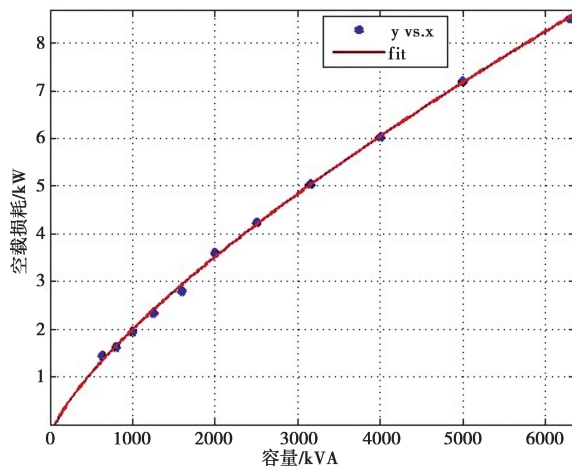


图1 Matlab工具下的空载损耗拟合曲线

Fig.1 Fitting curve of no-load loss under MATLAB tool

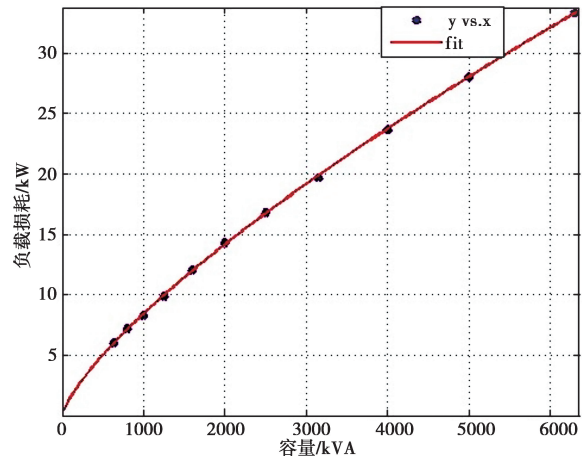


图2 Matlab工具下的负载损耗拟合曲线

Fig.2 Fitting curve of load loss under MATLAB tool

(2) 计算1级能效损耗:

$$\text{空载损耗: } (1-0.2) \times (0.01439 \times 16000^{0.734} - 0.303) \approx 13.79 \text{ kW}$$

$$\text{负载损耗 (100℃): } (1-0.1) \times (0.0498 \times 16000^{0.7437} - 0.05986) \approx 59.94 \text{ kW}$$

3.4 推算结果总结

根据以上分析,可以得出几种推算方案的损耗,见表8。

根据以上推算得出的三组数据,通过对比分析,建议该变压器的能效限定值选择空载损耗小于14 kW,负载损耗小于65 kW的范围。

4. 总结

根据上述三种推算方法,推算出了某核电机组主泵专用变压器1级能效对应的空载损耗和负载损耗的限定值。此限定值作为采购招标、供应商设计制造的必要条件,对选择和制造出满足高能效要求的变压器具有指导意义。

另外,技术标准新的版本GB 20052-2020将于2021年6月1日正式实施,对能效要求进行了升级,要求损耗更低,选用高能效的变压器是一个大趋势,对能源节约和环境保护具有重要意义。同时,也建议后续修改相关标准中能够涵盖大容量变压器的能效限定值。

表 5 6 kV、10 kV 级 630~6300 kVA 三相干式电工钢带铁心无励磁调压电力变压器能效限定值及能效等级 《T/CEEIA 258—2016》
Table 5 630~6300 kVA three-phase dry-type electrical steel belt core non-excitation voltage regulating power transformer of 6 kV/10 kV class energy efficiency limit value and energy efficiency grade (T/CEEIA 258-2016)

容量 /kVA	能效等级						3				
	电压组合及分接范围		联结组标号	不同绝缘系统温度下的负载损耗 /kW		空载损耗 /kW	不同绝缘系统温度下的负载损耗 /kW				
	高压 /kV	高压分接		130℃ B (100℃)	155℃ F (120℃)		180℃ H (145℃)	130℃ B (100℃)	155℃ F (120℃)	180℃ H (145℃)	
6300	10 10.5 11	±2×2.5 ±5	3 3.15 6 6.3	Dyn11 Yd11 Yyn0	30.0	31.8	34.0	8.5	33.3	35.3	37.8

表 6 35 kV 级 800~25000 kVA 三相干式电工钢带铁心无励磁电力变压器能效限定值及能效等级 《T/CEEIA 258—2016》
Table 6 35 kV 800~25000 kVA three-phase dry-type electrical steel belt core unexcitation power transformer energy efficiency limit value and energy efficiency grade (T/CEEIA 258-2016)

容量 /kVA	能效等级						3				
	电压组合及分接范围		联结组标号	不同绝缘系统温度下的负载损耗 /kW		空载损耗 /kW	不同绝缘系统温度下的负载损耗 /kW				
	高压 /kV	高压分接		130℃ B (100℃)	155℃ F (120℃)		180℃ H (145℃)	130℃ B (100℃)	155℃ F (120℃)	180℃ H (145℃)	
16000	35 36 37 38.5	±2×2.5 ±5	6 6.3 10 10.5 11	Dyn11 Yd11 YNd11	64.4	68.4	73.2	19.3	71.7	76.0	81.3

表 7 630~6300 kVA 10 kV/6.9 kV 的变压器 3 级能效损耗数据
Table 7 Level 3 energy efficiency loss data of 630~6300 kVA 10 kV/6.9 kV transformer

能效损耗 /kW	容量 /kVA										
	630	800	1000	1250	1600	2000	2500	3150	4000	5000	6300
空载损耗 /kW	1.44	1.62	1.94	2.34	2.79	3.60	4.23	5.04	6.03	7.20	8.50
负载损耗 /kW	6.00	7.17	8.28	9.86	12.0	14.3	16.8	19.7	23.7	28.0	33.3

参考文献

- [1] 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. 三相配电变压器能效限定值及能效等级: GB 20052-2013 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2013.
- [2] 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. 干式电力变压器技术参数和要求: GB/T 10228-2015 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2015.
- [3] 中国电器工业协会. 6 kV-35 kV 变压器能效限定值及能效等级: T/CEEIA 258-2016 [S]. 北京: 中国电器工业协会, 2016.
- [4] 章国枫. 解读 GB20052-2013 三相配电变压器能效限定值及能效等级 [J]. 宁波节能, 2014 (1): 40-41.
- [5] 赵跃进. 我国配电变压器能效标准的内容与作用 [J]. 电器工业, 2005 (10): 50-53.
- [6] 李春霞, 赵祥光, 卢金铎, 等. 我国变压器能效标准和 IEC TS 60076-20: 2017 研究 [J]. 河南科技, 2018 (28): 112-114.
- [7] 姜益民. 浅谈配电变压器能效 [J]. 变压器, 2007, 44 (10): 1-3.
- [8] 颜中玉. 三相配电变压器能效标准解读 [J]. 机械工业标准化与质量, 2009 (1): 25-28+31.

The Problem of Class 1 Energy Efficiency Loss Calculated of A Nuclear Power Plant Project RCP Dedicated Double-Wound Transformer

Li Ye¹, Zhao Houqin²

- (1. ShangHai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China;
2. ShangHai Haosheng Network Technology Co., Ltd., Shanghai 200041, China)

Abstract: Energy-efficient transformer can minimize loss in electric distribution system. Meanwhile, it is also significant for environment protection. This paper combines with GB/T10228-2015, GB20052-2013, T/CEEIA 258-2016 and technical parameters requirements of a nuclear power plant RCP dedicated double-wound transformer, according to the requirements of class 1 energy efficiency to calculate no-load loss and load loss limit value and quantify judgment criteria. It has practical referenced value for the purchasers to choose the high-quality transformers which meet the requirement of energy efficiency.

Key Words: transformer; energy efficiency; no-load loss; load loss; loss calculated

(责任编辑: 许龙飞)

张蔚华,张一民,郭海峰,等.运行核电站放射性固体废物管理实践与探讨[J].核安全,2022,21(1):19-25.

Zhang Weihua,Zhang Yimin,Guo Haifeng,et al. Practice and Discussion on Management of Radioactive Solid Waste in Nuclear Power Plant [J].

Nuclear Safety,2022,21(1):19-25.

运行核电站放射性固体废物管理实践与探讨

张蔚华,张一民,郭海峰,丁志博,岳会国,王仁科,冯建平*

(生态环境部东北核与辐射安全监督站,大连 116001)

摘要:我国核电事业的快速发展导致中、低水平放射性固体废物的产生迅速增加,本文通过对运行核电站放射性固体废物管理现状及问题进行分析,提出了持续推进放射性固体废物最小化、加快处置场建设、改善放废运输条件、提升固体废物处理效能,专业运作强化监督等对策建议。

关键词:放射性固体废物;减容;处置;放射性废物管理

中图分类号: TL941 **文章标志码:** C **文章编号:** 1672-5360(2022)01-0019-07

放射性废物,是指含有放射性核素或者被放射性核素污染,其放射性核素浓度或者比活度大于国家确定的清洁解控水平,预期不再使用的废弃物。核电站放射性废物的安全管理,减量化、无害化和妥善处置,保证放射性废物永久安全,是清洁、高效利用核能的前提,事关生态安全和公众健康。

截至2020年8月,我国共有62台核电机组,其中47台机组装料投入运行,分布在18座核电站中^[1]。我国采用闭环燃料循环模式的技术路线:运行核电站产生的乏燃料经处理后再次利用。所以,乏燃料不属于放射性废物。运行核电站放射性废物按照形态可分为放射性固体废物和放射性流出物。其中放射性流出物经过滤、去污、贮存衰变等措施,当放射性水平达到国家标准后,按照相应规范排出。放射性固体废物则因其特性,需经收集、处理、贮存,最终被运输至处理厂进行处置。因此,不断实践、总结运行核电站放射性固体废物管理经验具有重要意义。

1 放射性固体废物管理现状

运行核电站放射性固体废物的处理,主要有监测、处理、贮存及运输4个步骤,如图1所示。其中监测贯穿废物管理全过程,保证放射性物质始终在可控范围内。处理是核心,细分为收集、分类、去污、压缩、固化及包装。处理完成后,形成稳定货包临时放置于专门建造的放射性废物暂存库内进行保管,待条件允许时,将放射性固体货包运输至处置厂最终放置。

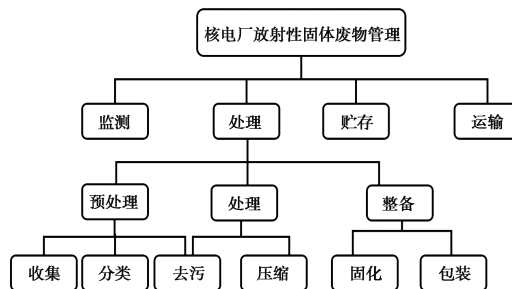


图 1 运行核电站放射性固体废物处理

Fig.1 The disposal of radioactive solid waste in operating nuclear power plant

收稿日期:2021-01-21 修回日期:2021-11-22

作者简介:张蔚华(1989—),男,硕士,现主要从事核与辐射安全监督工作

*通讯作者:冯建平, E-mail: fengjianping@nero.mec.gov.cn

1.1 放射性固体废物的产生及分类

在核电厂运行期间,不可避免会因生产、维修、沾污、回路设备更换、裂变物质释放、辐照活化、滤芯报废等原因直接或间接产生放射性废物。国家对放射性废物实行分类管理,将其分为高水平、中水平、低水平放射性废物。

按照《关于发布〈放射性废物分类〉的公告》(公告 2017 年第 65 号)规定,运行核电厂正常运行产生的放射性废物属低水平放射性废物。为提高放射性废物管理水平,运行核电厂通常根据废物的产生途径、物理性状、放射性水平,将放射性固体废物分为工艺废物、技术废物和一般废物三种,见表 1。

1.2 放射性固体废物的管理流程

1.2.1 监测

运行核电厂对放射性固体废物实施实时监测,电厂辐射监测系统覆盖自废物产生到外运处置的全过程。运行核电厂依据国家监测限值设定报警值,如发生监测数值超报警值或数据异常波动,则自动报警,确保运行核电厂场区内外安全。

1.2.2 处理

放射性固体废物的处理,改变了原有废物的

表 1 运行核电厂放射性固体废物分类

Table 1 The classification of radioactive solid waste from operating nuclear power plants

类型	产生途径	主要废物
工艺废物	运行过程	浓缩液固化体 ¹ 、离子交换树脂、水回路/通风滤芯、废水淤积物等
技术废物	维修活动	维修用辅助设备/防护物品、被污染衣物等
一般废物	剩余途径	被污染溶剂、报废一回路大部件、APG 树脂等

注:1. 核电厂硼回收、废液处理、废水排出等系统产生的,经处理不能达到直接排放标准的废液,需固化处理形成固化体贮存。

属性、形态和体积,以达到能够安全和经济地运输、贮存、处置放射性废物货包的目的,运行核电厂根据固体废物的不同种类特点采取相对应的压缩、固化、去污等处理方法和流程,如图 2 所示。

工艺废物相对其他废物接触剂量率较高、不易转运,同时部分放废物的物体形态、性状不适宜压缩(树脂、水滤芯内含液态),故仅采取固化的手段。其中,对浓缩液、树脂不能直接灌浆,需根据其体积、活度浓度计算填充量后搅拌均匀进行固化处理;技术废物多为维修产生的辅助物品,

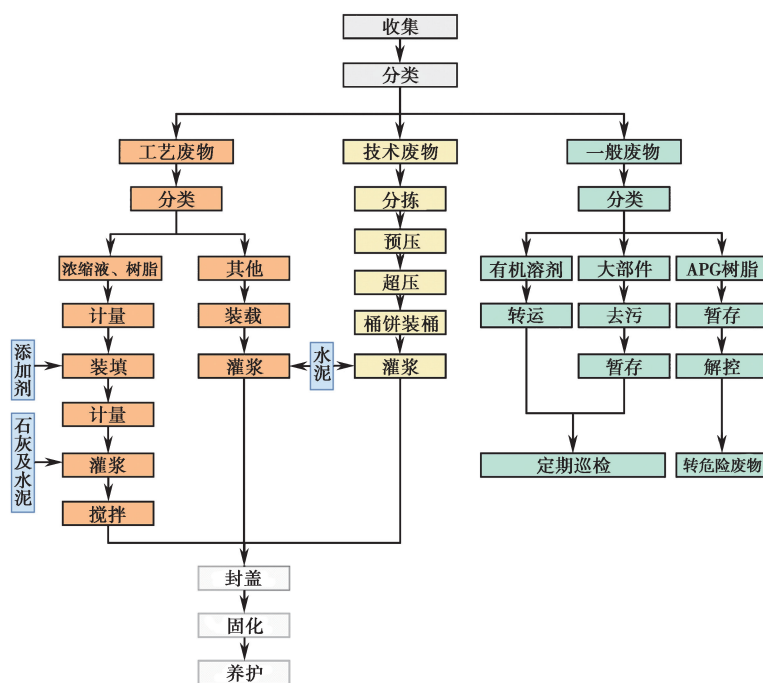


图 2 放射性固体废物处理流程图

Fig.2 The flow chart of radioactive solid waste treatment

具有剂量低、体积大、密度小、不含或极少含液体的特点,故对其采用减容处理;废物中有机溶剂不易处理且产生量较少,一般将其转运至贮存罐暂存。对于报废的大部件受其体积、质量限制,常采用去污后暂存的方式处理。APG树脂属极低放废物,暂存后,经检测确认低于国家标准要求的限值后,可以清洁解控,而非不具有放射性后解控。一般情况下,放射性低于仪器探测下限的放射性固体废物,按照危险固体废物实施管理。

1.2.3 运输

放射性固体废物运输包括场内运输和场外运输。场内运输需根据被运放射性固体废物的特性选择合适的运输工具,运输过程按流程管理并保证记录完整,同时制定专门的应急预案;场外运输运送品为经处理后的完整货包,运行核电厂应按照国家相关规定向审批机关提交外运申请,经批准后由符合条件的承运方实施运输。运行核电厂应建立场内/外运输管理规程和程序,对路径、安全设置、辐射防护、废物接收、运输申请、工具等各类运输环节实施管理,并保障运输记录完整。

2 目前存在的问题

2.1 管理能效有待提高

运行核电厂放射性固体废物的最终产量取决于废物管理政策、实施落实、处理工艺、大修策略、排放控制等管理能效。图3统计了某核电厂A自运行以来历年单机组年产生放射性固废产量,A核电厂放废管理工作在其集团内连续5年考核成绩属中位水平,具有较高的国内代表性。

由图3可知:(1)2013—2016年,A核电厂运行机组数量逐年增加,其单机组年产量并未随机组数量的增加而持续保持上升,反而呈波动状态;(2)2016年、2017年,运行机组数目保持在4台,单机组年产量增多;(3)2017—2019年,单机组年产量逐步下降。

分析上述表现原因:(1)2013年A核电厂首台机组运行,随后直至2016年每年新增1台机组,新机组的增加不仅使固废总量增加,而且对放废管理能效造成较大压力,单机组产量

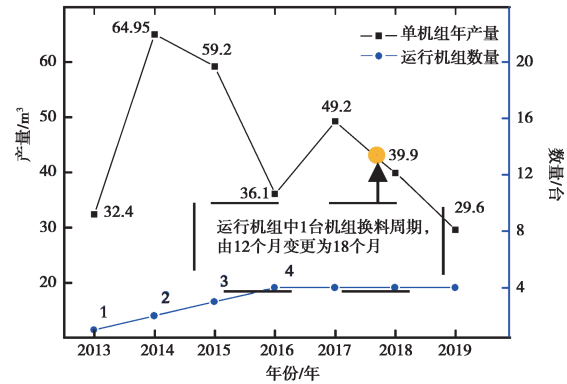


图3 某核电厂2013—2019年单机组放射性固废年产量

Fig.3 The annual output of single unit radioactive solid waste in a nuclear power plant from 2013 to 2019

于2014年达到峰值,之后随管理策略、人员能力、技能经验的提高而逐渐下降,表现为波动状态;(2)机组运行一个换料周期后,为保证机组安全,需开展例行大修检查,日常和大修期间产生的放射性固废构成了机组整个换料周期的固废产量,机组首次大修检查项目最多,固废产量远高于后续大修,因此,在放废管理逐渐成熟,机组数量保持在4台,再无其他变量条件的情况下,2017年较2016年固废产量再次升高;(3)2017—2019年,A核电厂4台机组均完成首次大修,放废管理水平持续提高,1台机组延长换料周期减少了大修次数等多重因素的作用下,单机年产量保持了下降趋势。

表2为WONO(世界核电运营者协会)统计的世界主要核能国家压水堆核电厂单机组固废年产量中位值和最优值^[2]。由表2可见,就单机组固废产量的中位值和最优值而言,A核电厂与世界主要核能国家压水堆核电厂有较大差距。

表2 世界主要核能国家压水堆核电厂单机组固废产量
Table 2 The single unit solid waste production of PWR in the world's major nuclear power countries

国家	日本	美国	比利时	西班牙	韩国	法国	A核电厂
单机组年产量中位值/m ³	8	20	23	46	52	84	44.55
单机组年产量最优值/m ³	6	7	21	30	11	45	29.6

2.2 放射性固体废物贮存超期

运行核电厂对其产生的放射性固体废物和不能经处理后排放的放射性废液进行处理,使其转变为稳定的、标准化的固体废物货包后集中贮存,并交送放射性固体废物处置单位处置。目前,我国运行核电厂放射性固体废物贮存管理面临最突出的问题是贮存时间超期。国家强制性标准 GB 11928—1989《低、中水平放射性固体废物暂时贮存规定》对贮存时间做出了明确要求:“4.7 废物暂时贮存期为五年”。

图 4 统计了我国现存 47 台核电机组的首次运行时间,从图 4 中可知,大部分现存核电厂运行时间已超过或接近五年,但部分运行核电厂并未完全或从未将其产生的放射性固体废物货包在贮存期内运送至处置场,造成贮存超期问题的主要原因有以下几个。

(1)放射性废物处置场建设滞后。根据国务院颁布的《关于我国中、低水平放射性废物处置的环境政策》(国发[1992]45号),我国提出区域处置低中放射性废物的方针;2006年全国人大通过的国民经济和社会发展“十一五”规划纲要第二十四章,明确提出“加快中低放射性废物处置场建设”。根据全国放射性废物产生量,规划 2020 年全国建成华北、华东、西北、西南、华南 5 个区域处置场^[3],但目前仅完成西北、西南、华南 3 个处置场的部分建设。

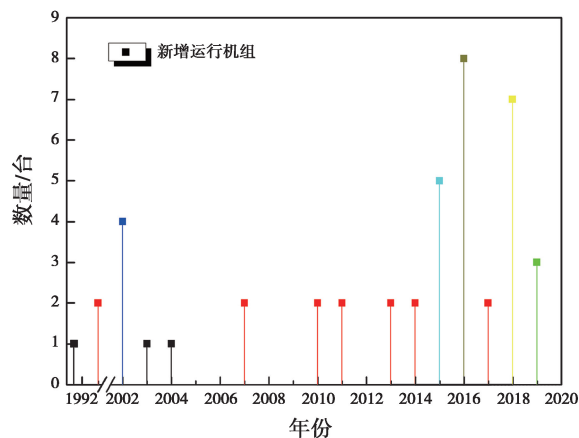


图 4 中国 (大陆) 历年新增运行核电机组

Fig.4 The new nuclear power units in operation over the years in China (mainland)

(2)放射性固废运输条件不佳。我国国土广袤,已建成的 3 个处置场分别位于甘肃、广东和四川,而现存运行核电厂由南至北分布在我国沿海地区。除广东、福建核电厂外,其他核电厂的运输距离、运输条件均不佳。以我国最北端的辽宁红沿河核电厂为例,其运输一次放射性废物至西北处置场,需途经 8 个省(区、市),总行程近 3000 km,而运送量仅有 100~200 m³,运输成本极高。同时,目前关于核电厂中低放射性废物的对外运输,托运人(运行核电厂)需向起运地及发运地省级生态环境厅备案,经托运人所在地县级以上人民政府公安机关批准,并受交通运输等有关部门监督管理,运输审批流程复杂。

(3)处置能力与放射性固体废物产量不平衡。核电厂在运行及退役期间会积累大量放射性固体废物。以上述 A 核电厂单机组放射性固体废物年产中位值 44.55 m³,粗略测算现存 47 台核电机组,自运行至 2020 年年底产生的放射性固体废物约为 15300 m³。

表 3 统计了已运行低、中放处置场的基本数据,在运处置场建成容量为 68800 m³。我国现存 15 台在建机组,按照正常工期 4~5 年后将全部商运,届时 62 台运行机组每年将产生近 2800 m³ 放射性固废。在不考虑已处置废物量、地区限制、运输条件、机组退役、核技术废物处置等诸多因素的理想状态下,已建成处置场将在十多年后满存,处置压力巨大。

表 3 已运行低、中放处置场的基本数据

Table 3 The Basic data of low and medium level radioactive disposal sites in operation

	西北处置场	西南处置场	华南处置场
持证单位	中核清原环境技术工程有限公司	中核清原环境技术工程有限公司	广东大亚湾核电环保有限公司
规划容量 /m ³	200000	180000	80000
已建容量 /m ³	20000	40000	8800

注:统计数据截止时间为 2020 年 8 月。

2.3 放射性固体废物减容系统不完善

部分放射性废物减容系统不合理。我国运行核电厂废物辅助厂房通常设计建造了半干和湿式放射性废物烘干的设施设备,用于减少废物体积、防止超压后出现废液外泄,但实际操作中初始设计容量小、烘干时间过长等因素导致烘干效率低下。以某核电厂为例,其烘干系统单次烘干容积约 200 L,单次烘干时间长达 6~7 h。同时,烘干通风系统缺少过滤装置,存在放射性气体外泄风险,所以核电厂烘干设施设备多处于闲置状态。

3 探讨与建议

3.1 持续推进放射性固体废物最小化

我国核电厂应将减少源项、废物再循环利用、减容处理和优化管理^[4]相结合,在确保核与辐射安全的前提下,以废物处理和处置为核心,通过技术手段和管理措施持续推进固体废物最小化。国家层面进一步完善放射性废物最小化政策标准,制定放废最小化目标值和理想值;加快核能利用技术改进,延长换料周期,减少单位年内的大修次数,降低固体废物产量;优化运行核电厂放废管理,分类管理,分级处理,集中贮存,积极处置;加强放废最小化技术研发及国际合作,从放废回收与去污,废物分拣,减容,熔融处理等方面进一步研究,追赶世界同行业放废管理先进水平。

3.2 加快处置场建设

(1) 国家层面统筹管理,规划低、中放废物的处置场建设。稳步推进、强化落实既定建设目标,设定建设的时间点和目标值,分阶段、分批次、分地域实施,加快处置场在运行核电厂集中地区的建设,集合中央、地方、社会、企业等各方力量,确保处置场良性规划、设计、建设和运行,避免国家资源运用浪费,保障处置场的建设与核能发展的要求相适应,全面实现放射性固体废物减量化、无害化处置,确保永久安全。

(2) 充分发挥地方政府作用。《中华人民共和国放射性污染防治法》第四十四条规定:“有关地方人民政府应当根据放射性固体废物处置

场所选址规划,提供放射性固体废物处置场所的建设用地,并采取有效措施支持放射性废物的处置”。我国法律对地方政府多为义务性要求,无权益性支持,在一定程度上导致地方政府对处置场建设积极性不高。建议探索引入常规环保所采取的“补偿机制”,研究制定相关处置费用和使用管理办法,以调动和发挥地方政府积极性,推动处置场建设。

(3) 强化公众沟通,提高公众理解。通过科普宣传、公众参与、信息公开、舆情应对等公众沟通手段,让公众全方位了解固体废物处置,缓解除除公众阻力,持续增强公众对核安全的信心,促进放射性固体废物处置事业健康发展。

3.3 改善放废运输条件

(1) 优化运输方式,提高运输能力。目前,运行核电厂放废外运均通过公路运输,存在运力低、速度慢、易受道路限制、路途突发风险较高的缺点。《中华人民共和国核安全法》(以下简称《核安全法》)第五十三条规定:“通过公路、铁路、水路等运输……放射性废物……适用相关法律、行政法规和规章关于放射性物品运输、危险货物运输的规定”。探索由铁路替代公路运输放废物的新方式,将改善部分核电厂运输条件不佳的窘境,提高核与辐射安全,降低运输成本。

(2) 建立放废运输联合机制。《放射性物品运输安全管理条例》第四条明确规定:“县级以上地方人民政府环境保护主管部门和公安、交通运输等有关主管部门……负责本行政区域放射性物品运输安全的有关监督管理工作”,在符合相关法律规定、保证核安全的前提下固化审批流程,探索联合审批制度,提高审批效率。

3.4 提升固体废物处理效能

(1) 改造核电厂现有系统设备,激活自身放废处理能效。运行核电厂制定相关改造方案,开展安全性、可行性论证,经国务院核安全管理部门审批后,改造现有放废处理系统,提高烘干设备容积,增设放射性固体废物烘干用废气过滤设备,解决核电厂共性问题;在贮存库增设辐射环境剂量测量探头,并纳入核电厂辐射监测

系统,提高放射性固体废物监测水平,进一步保证贮存安全。

(2) 盘活放射性废物处置费用准备金,在低、中水平放射性废物处置领域引入社会力量。《核安全法》第四十八条规定:“核设施营运单位应当预提……放射性废物处置费用,列入投资概算、生产成本……”目前,核电厂放废处置的费用标准、上交单位均不明确,各运行核电厂通常自行制定单位体积放射性固体废物的处置费用,设置单独账号,按年产实际放射性固废体积进行提存。

完善放废处置费用的相关标准,制定按照放废种类、辐射剂量水平等影响因素分级分类地确定处置费用的评价标准,明确放废处置费用的上缴单位部门,出台放射性废物处置费用的提取和管理办法,统一管理、综合运用、定期检查,避免少缴漏缴、挪用流失和资产浪费。

早在 2018 年,社会资本便注意到放废处置领域,兴业证券发布研究报告:预计至 2020 年,中、低放废料处置市场空间可达到 300 亿^[5],市场前景广阔。《核安全法》第四十条和第四十三条明确了国家建立放射性废物管理许可制度。在符合相关法律法规要求,保证核安全的前提下,合理稳步引入社会力量,鼓励国内企业申领低、中水平放射性废物处置许可,参与放废处置。

3.5 专业运作强化监督

随着我国核事业的快速发展以及大量机组投入运行,近年来,生态环境部(国家核安全局)通过制定管理更加细化、实用性更强的二、三级监督检查程序,增加检查频次,设定监督管理控制点等多种手段进一步增强对放射性固体废物的监督管理。

核与辐射安全监督站(以下简称监督站)是根据法律法规授权和生态环境部委托,负责一定区域内核与辐射安全监督工作的部署外派机构。2019 年下半年,某地区监督站根据监督对象、监督方向、监督重点,优化监督方式、调整组织结构、明确职责,建立了以监督小组为抓手,分

专业、分板块实施监督的新模式。其中,新成立的三废管理专业组负责统筹辖区内核电厂放射性固体废物及流出物的监督管理。

图 5 显示,在专业板块化监督运行后,该辖区内核电厂放射性固体废物管理相关问题的发现量大幅提高,可以看出这种优化后的监督方式对放射性废物的管理具有良好促进作用,倒逼运行核电厂强化放废管理、提高人员素质、开展预防性工作,有效提高了放射性固体废物管理水平,确保了核事业的健康发展。

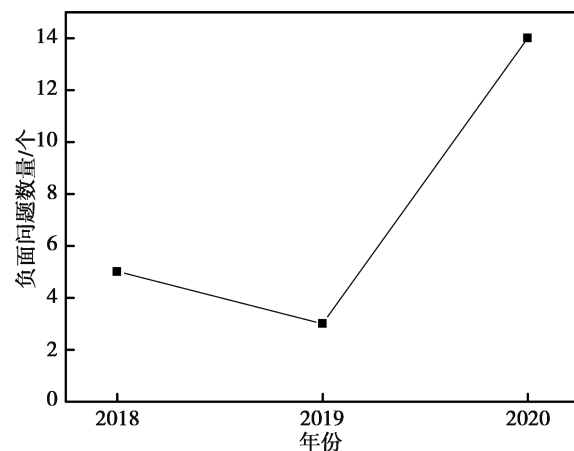


图 5 某核电厂放射性固体废物管理综合检查负面问题数量变化趋势

Fig.5 Negative problems in comprehensive inspection of radioactive solid waste management in a nuclear power plant

参考文献

- [1] 国家核安全局. 中国核电厂总体安全状况 [EB/OL]. <http://spi.mec.gov.cn:8080/spi/> [2020-08-20].
- [2] 国家核安全局. 核设施放射性废物最小化: HAD 401/08-2016 [S]. 北京: 中国环境出版社, 2016: 11.
- [3] 腾柯延, 吕彩霞. 我国低中放固体废物处置场现状及建议 [C]. 核与辐射安全中心. 核与辐射设施退役及放射性废物治理研讨会论文集. 四川绵阳, 2012: 288-292.
- [4] 罗上庚. 放射性废物处理与处置 [M]. 北京: 中国环境科学出版社, 2007: 58-59.
- [5] 宗子木. 核废物处置场 [EB/OL]. (2018-03-15) [2020-08-21]. https://www.sohu.com/a/225642735_100129349.

Practice and Discussion on Management of Radioactive Solid Waste in Nuclear Power Plant

Zhang Weihua,Zhang Yimin,Guo Haifeng,Ding Zhibo,Yue Huiguo,Wang Renke,Feng Jianping*

(Northeast Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection,MEE,Dalian 116000,China)

Abstract: With the development of nuclear power industry in China,the production of solid waste with medium and low radioactive levels is increasing rapidly. Based on the analysis of the current situation and problems of radioactive solid waste management in nuclear power plants,this paper puts forward some countermeasures and Suggestions,such as continuously promoting the minimization of radioactive solid waste,speeding up the construction of disposal site,improving the conditions of waste discharge and transportation,enhancing the efficiency of solid waste treatment,and strengthening the supervision of professional operation.

Key words: radioactive solid waste; volume reduction; disposal; radioactive waste management

(责任编辑：徐晓娟)

郑海龙,宋光耀,田士蒙.某核电厂主泵变频器故障分析与可靠性提升[J].核安全,2022,21(1):26-30.

Zheng Hailong, Song Guangyao, Tian Shimeng. Fault Analysis and Reliability Improvement of Variable Frequency Drive for Reactor Coolant Pump in A NPP [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (1): 26-30.

某核电厂主泵变频器故障分析与可靠性提升

郑海龙, 宋光耀, 田士蒙

(山东核电有限公司, 烟台 265116)

摘要: 我国某三代压水堆机组主泵必须配置变频器, 且变频器与主泵长时间同时运行, 因而变频器的可靠性对机组的稳定运行和经济效益具有重要意义。本文主要介绍了主泵变频器的可靠性设计, 分析了某核电厂 1、2 号机组变频器历史故障, 找出了影响主泵变频器可靠性的薄弱点, 提出了相应故障的应对措施和提升可靠性的措施, 对国内后续该机型主泵变频器的设计优化、设备制造和运行维护有一定的借鉴意义。

关键词: 核电; 主泵; 变频器; 故障分析; 可靠性

中图分类号: TL334 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0026-05

主冷却剂泵采用大容量全密封式的屏蔽电动机是我国引进的某三代大型压水堆核电机组的特点之一。该堆型每台机组设置四台主泵, 每台主泵须配置一台变频器 (VFD)。标准电站与我国电站的主泵供电接线图如图 1 所示。由于主泵电机按 60 Hz 设计, 而我国交流电工频为 50 Hz, 因此, 目前我国机组的变频器不仅在主泵启动过程中运行, 而且在机组正常运行期间需要与主泵电机同时运行, 这样才能使主泵维持在额定转速。因此, 我国机组需采用具备高可靠特征的高压变频器。

本文从主泵变频器的可靠性设计入手, 分析保证主泵变频器可靠性的关键措施, 结合某核电厂变频器历史故障, 提出提升主泵变频器可靠性的措施, 对于主泵变频器的设计优化、设备制造、运行维护都具有重要意义。

1 可靠性设计

1.1 可靠性设计要求

主泵变频器是非 IE 级、抗震 II 类设备, 按 60 年寿命设计。根据电厂设备发电可靠性分级

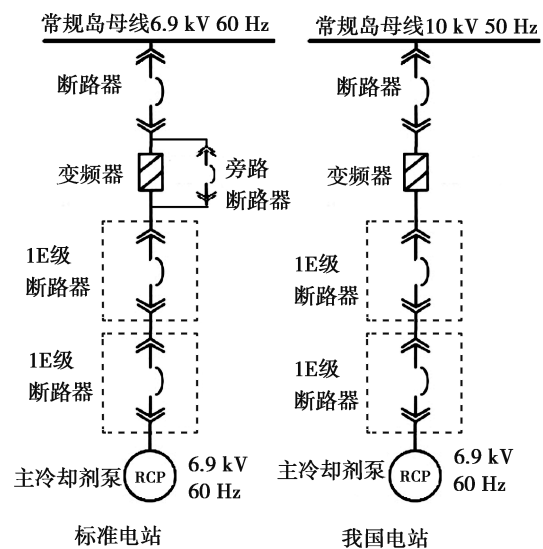


图 1 某三代核电主泵供电接线图

Fig. 1 Power diagram of RCP in a third generation NPP

方法, 主泵变频器为 R-I 类设备。电厂设计方在设备规范书中要求: 供货商应尽可能提供理论上最高可靠性的设计, 在其核心技术上应具有至少 10 年的产品制造经验; 在 18 个月的运行期内目标可用性应该高于 0.9999; 变频器的

收稿日期: 2021-02-25 修回日期: 2021-11-18

作者简介: 郑海龙 (1988—), 男, 工程师, 工程管理硕士, 现主要从事核电工程设计管理工作

设计须满足在任一功率器件失效的情况下,实际的平均修复时间(MTTR)小于1 h;变频器的平均无故障时间(MTBF)应大于100000 h。

1.2 可靠性保证措施

我国引进项目采用西门子生产的水冷完美无谐波变频器(WC III -HA型)。该机组针对不同发电可靠性等级的设备提出了发电可靠性保证措施,分为三个层次^[1]:第一,变频器设计、制造、试验等采用核电厂设计方给出的UL、ANSI、NEMA、IEEE、EN、CSA、EPRI、NFPA和IEC等标准规范;第二,供货商提供变频器的运行经验报告(Operating Experience, OPEX)。报告内容包括设备关键特性、应用业绩以及设备图纸,特别说明了从INPO获得变频器在核电厂的运行故障及解决方案等情况;第三,供货商提交故障模式和影响分析(Failure Mode and Effects Analysis, FMEA)报告。利用故障树方法(FTA)建立变频器故障的数学模型,将变频器失效作为顶上事件,对元器件故障进行逻辑分析,并对变频器失效的各种故障进行概率计算,得出变频器的整体可靠性和故障概率。在电气回路、冷却系统和控制系统采取冗余设计、容错设计的基础上,计算得出变频器在18个月运行期内的可靠性为95.6%,相当于33.5年运行期内发生一次跳闸。FMEA分析得出对变频器失效的主要贡献因素依次是冗余控制器之间的光纤转换开关失效、FPC柜热交换器失效、输出母线失效和冷却泵共因失效等。

1.3 可靠性设计措施

可靠性的定量设计分析方法的应用需要大量的基础数据,而准确的可靠性基础数据难以获得,因此,可靠性的定性设计分析方法非常重要。在产品设计和开发中制定和实施可靠性设计准则,是提高设计开发产品可靠性最为有效的方法。设计人员常用的可靠性设计方法有降额设计、简化设计、冗余设计、热设计、耐久性设计、标准化与模块化设计等。WC III -HA型变频器采用了延边三角形多重结构、宽脉冲调制技术,选用高性能的IGBT电力电子器件,

输出波形良好,不会给主泵电机带来附加发热、转矩脉动、噪声、共模电压、电压闪变等问题^[2,3]。除此之外,变频器还采用了以下冗余设计、容差设计:变频器控制系统采取冗余设计、功率单元采用旁路及中性点偏移技术、采用冗余的双路冷却环路等,以保证其可靠性^[4]。

2 某核电厂故障统计与分析

2.1 故障统计

某核电厂1、2号机组的8台主泵变频器在送电调试至首次大修期间频繁发生故障,主要包括:3次控制系统故障导致主泵非预期停运,1次功率单元短路导致主泵非预期停运,3次隔离变压器内部冷却铜管漏水导致停机,3次控制系统非预期切换,3次失去控制器或通讯冗余,4次功率单元旁路,以及多起其他元器件故障等。部分故障直接导致机组瞬态、主泵跳闸、机组停堆小修、大修提前等,给机组的安全稳定运行带来了较大影响。

2.2 原因分析与应对措施

2.2.1 控制系统故障

控制板卡是控制系统的主要执行器件,每个板卡在CPU的统一管理下相互配合,共同实现变频调压、监测保护的功能。综合分析板卡的结构、安装方式、工作原理、寿命和现场运行环境,引发控制系统缺陷的可能原因如下:变频器房间温湿度和清洁度控制不好;板卡插接不牢,接触不良,如图2所示:板卡版本老旧,稳定性差。

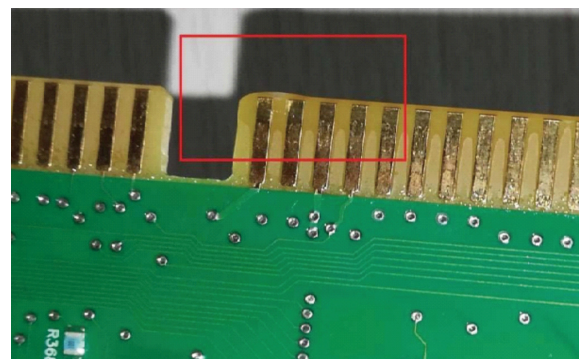


图2 变频器 Modulater 板卡部分被绝缘层覆盖
Fig.2 Modulater board partially covered with insulation

2018年9月首次出现控制系统非预期切换后,维修人员分析是由板卡脏污导致。因此,编制了变频器控制系统专项检查维护方案:要求每次停堆窗口都要对板卡进行重新插拔并清洁,但两台机组在小修后重启时都遇到了多次变频器不能成功预充电的情况,此后仅使用压缩空气清洁板卡,而不对板卡重新插拔。

2019年6月维修人员在对1号机组EV61变频器跳闸消缺时,发现控制系统的板卡背板插槽夹持不牢,不同插槽的加持力存在较大差异,分析认为这是导致板卡接触不良、工作不稳定、保护误动等控制系统故障的直接原因。机组第一次大修时将主泵变频器的控制系统背板全部更换。

2.2.2 隔离变压器铜管漏水

设备供货商认为隔离变压器铜管断裂或出现漏点的缺陷是变频器在运输或吊装时遭受冲击造成的。将漏水变压器送至国内变压器厂家进行解体检查时发现绕组内部的铜管存在接缝,漏水点位于焊接处的铜管套管上(如图3所示)。对拼接铜管取样进行材料分析,确定是套管在拼接处的焊缝因钎料填充不足导致缝隙腐蚀而穿孔漏水。变频器厂家从2014年开始使用无拼接点的整根铜管导线,但2014年之前生产的变压器无此要求。因此,该核电厂一期工程主泵变频器隔离变压器的冷却铜管可能都存在接缝的情况。临时应对措施为加强巡检,由运行人员巡检并记录冷却水箱液位,若发现异常,及时通知维修人员进行检查处理。

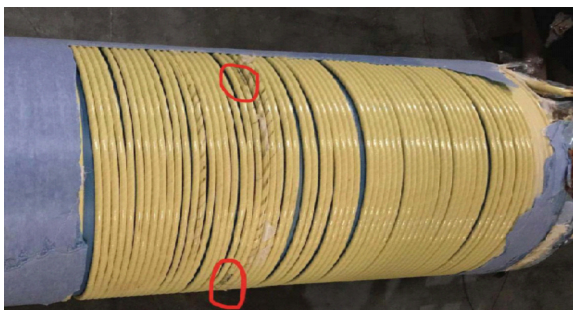


图3 隔离变压器绕组铜管接头处漏水

Fig.3 Water leakage at copper pipe joint of isolation transformer winding

为彻底解决隔离变压器漏水问题,该核电厂采购了8台隔离变压器备件,新隔离变压器的高低压绕组所用铜管为整根铜管,铜管壁厚综合考虑了设备60年运行寿命及冷却水腐蚀、金属材料的振动疲劳、机械强度等因素。采购方对设备制造进行了监造并见证了隔离变压器绕组绕制、铜管弯管加工等重要制造活动,制定了详细的包装要求和运输要求,在包装箱及隔离变压器单元内装设了三维加速度检测仪。

2.2.3 功率单元故障

当出现通讯故障或控制异常时,功率单元可旁路切除,而功率单元交流输入侧与隔离变压器二次绕组直连,一旦变频器出现内部故障,将导致主保护动作——变频器跳闸。目前,该核电厂已制定功率单元旁路后的运行决策,并积极与供货商研究功率单元的定期检测手段,在检修时对功率单元进行测试,发现异常及时更换,以确保元器件性能稳定可靠。

2.2.4 冷却系统漏水

变频器冷却系统的漏水缺陷主要是由垫片失效、安装接口卡箍松动、接口处的螺纹密封胶失效等导致,如图4所示。螺纹密封胶的使用年限一般为5~10年,变频器从出厂至今,螺纹密封胶已达使用寿命。供货商在冷却水系统管道设计上使用了较多的接头,但冷却系统与电气设备不同,少量的泄漏不影响设备运行,可以通过加快补水频度的方式保证设备的冷却。维修部门针对厂家的工艺制造问题制定了变频器保养方案,并完善预防性维修内容,对垫片和冷却水管定期抽查。



图4 变频器冷却系统铜管漏点

Fig.4 Copper tube leakage point of VFD cooling system

2.2.5 通讯类故障

通讯故障发生后,重启就能恢复正常,因此,故障可能是由通讯系统内 PLC 及通讯模块短时工作中断造成的,并非元器件的原因。但 WC III 型变频器并没有在线重启后恢复的设计,导致一旦出现异常,设备就立刻失去冗余,可靠性降低。

参考自动化控制行业的做法,控制系统和通讯系统可以做到单系统消缺后可继续恢复备用,即来回切换的冗余设计。设备厂家正在研究对原控制系统进行升级换代,以解决控制系统、通讯系统消缺后不能恢复备用问题。

2.2.6 元器件故障

主泵变频器于 2011 年完成制造,大多数元器件已使用十年左右,而且真正上电运行时间不长,因此,故障率较高。除与变频调压核心功能相关的元器件外,其余元器件均为供货商外购,外购部件质量较差,选型老旧。目前,维修部门考虑将塑壳开关、阀门、按钮指示灯等元器件进行国产化替代。

3 可靠性提升措施

(1) 改善变频器的运行环境。将变频器安装区域隔离成为独立的房间,增设空调,按仪控设备电子间的环境要求对变频器房间温湿度进行控制,保证设备的工作环境良好。

(2) 优化变频器检修规程。根据维修经验与同行良好实践,完善主泵变频器保养方案和检修规程,加强日常巡检、保养,机组大修期间对变频器进行全面的检查和功能试验,并在每次主泵启动前进行控制系统切换试验。

(3) 加强设备可靠性管理。建立故障报告、分析和纠正措施制度(FRACAS),对发生的所有硬件故障和软件错误,采用“质量问题双五条归零”管理方法,即技术归零五条(定位准确、机理清楚、问题复现、措施有效、举一反三)和管理归零五条(过程清楚、责任明确、措施落实、严肃处理、完善制度)^[5]。通过设备可靠性管理,探索设备运行状态监测手段,防止类似故障再次发

生,并为后续新产品的研发提供借鉴。

(4) 逐步实现设备的升级。在机组大修期间将隔离变压器全部更换为冷却铜管无中直接头的新产品。推动供货商升级变频器控制系统,使用更可靠的专用工控主板,实现控制器在线消缺和回切等功能;合作研制功率单元测试装置,研究功率单元在线更换技术,实现功率单元性能测试、在线修复、在线更换。

(5) 推动变频器的国产化。与国内设计院所和制造厂家合作,对主泵变频器进行全面升级或国产化。可以通过对国内高压级联变频器运行、维护数据进行可靠性分析,得出系统可靠性分配方案,确定系统的设计改进措施,如采用三主控冗余控制、优化控制系统和功率单元的硬件选型与测试等,研制出具有更高可靠性的变频器^[6]。

(6) 探索主泵供电新方案。与国内设计院所合作,研究增设一组电动发电机组,将 50 Hz/10 kV 厂用电变换为 60 Hz/6.9 kV 电源的可行性,以实现主泵启停期间由变频器驱动,正常运行期间旁路至 60 Hz 厂用电源,摆脱主泵在机组功率运行期间对变频器的依赖。

4 结论

本文通过分析某三代压水堆机组主泵配置变频器的可靠性设计和历史故障,总结运行维修经验,提出可靠性改进方向,可进一步降低变频器失效率,提升该堆型机组的可用率。主要结论:

(1) 设计方面,设计方与供货商采用 OPEX 和 FMEA 方法分析计算变频器的整体可靠性和故障概率,进而针对变频器失效的主要贡献因素制定可靠性设计措施。

(2) 实际运行中,变频器的控制系统、功率单元、冷却系统等故障频发,直接降低了变频器的可用性,是变频器可靠性的薄弱点。

(3) 核电厂可通过改善运行环境、优化检修规程、强化可靠性管理、推动设备升级换代及国产化等措施逐步提升变频器可靠性。

参考文献

- [1] 张怀远. 浅析 AP1000 核电厂设备发电可靠性分级方法 [J]. 核标准计量与质量, 2014 (1): 58-62.
- [2] 肖卉. AP1000 核电机组冷却剂泵变频器特点及供电回路优化 [J]. 华电技术, 2013, 35 (3): 48-51.
- [3] 田少新, 袁牧. AP1000 主泵变频器的应用及故障风险分析 [J]. 中国核电, 2013, 6 (4): 337-342.
- [4] 罗洪章. AP1000 主泵变频器可靠性分析 [J]. 自动化与仪器仪表, 2013 (5): 174-177.
- [5] 李良巧. 可靠性工程师手册 [M]. 北京: 中国人民大学出版社, 2017.
- [6] 刘天武. 三代核电主泵变频器设计与实现 [D]. 中国科学院大学, 2017.

Fault Analysis and Reliability Improvement of Variable Frequency Drive for Reactor Coolant Pump in A NPP

Zheng Hailong, Song Guangyao, Tian Shimeng

(Shandong Nuclear Power Co.Ltd., Yantai 265116, China)

Abstract: The reactor coolant pump of a third generation nuclear power plant in our country is equipped with variable frequency drive (VFD) and they operate at the same time for a long time. Therefore, the reliability of the VFD is of great significance to the stable operation and economic benefits of the unit. This paper mainly introduces the reliability design of the VFD, analyzes the historical faults of the VFDs used in a nuclear power plant No.1 and No.2 units, finds out the weak points that affect the reliability of the VFD, and puts forward the corresponding countermeasures to faults and measures to improve the reliability of the VFD. It has certain reference for the design optimization, equipment manufacturing and operation maintenance of the VFD used in domestic follow-up units.

Key words: nuclear power plant; reactor coolant pump; variable frequency drive; fault analysis; reliability

(责任编辑: 徐晓娟)

李敏,于成波,廖路,等. 反应堆中心孔道辐照材料的中子与 γ 释热研究[J]. 核安全,2022,21(1):31-35.

Li Min, Yu Chengbo, Liao Lu, et al. Researching on Neutron and γ Heat Release of Irradiated Materials in the Central Hole of Reactor[J]. Nuclear Safety, 2022, 21(1):31-35.

反应堆中心孔道辐照材料的中子与 γ 释热研究

李敏, 于成波, 廖路, 徐涛, 高燊甫, 孙世杰, 刘旭东

(中国核动力研究设计院, 成都 610213)

摘要: 反应堆辐照材料上中子与 γ 的释热率是该材料在堆中热工计算的重要输入参数。本文基于蒙特卡罗粒子输运程序 (MCNP), 计算了某堆首炉高热中子堆芯布置下, L12 中心孔道中不同材料 (水、T6061 铝、单晶硅、不锈钢、锆合金) 轴向的中子、 γ 释热率分布。计算结果表明, 活性区轴向高度为 0~1000 mm, 中子与 γ 在材料上的最大释热率点出现在 310 mm 处。不同材料上的中子与 γ 释热率分布不同, 相较于中子, 同一材料上的 γ 释热率更大, 是材料发热的主要因素。

关键词: MCNP; 辐照材料; 中子释热率; γ 释热率

中图分类号: TL325 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0031-05

国内某堆是根据我国核动力技术发展及工程应用需要建设的高性能、多用途、高安全性的高通量工程试验堆^[1-4]。该反应堆可以设置多个不同类型的辐照孔道, 在建成之后, 可以承担多种辐照任务。首炉堆芯为高热中子堆芯, 仅 L12 中心孔道为辐照孔道。首炉在正常运行工况时, 孔道会根据任务需要而放置不同材料。因此, 有必要计算中心孔道放置不同材料 (包括水) 时, 在材料上的中子、 γ 的释热率。为热工计算提供输入参数, 从而确保堆芯装载的安全性。

MCNP 是由美国洛斯阿拉莫斯国家实验室 (Los Alamos National Laboratory) 开发的基于蒙特卡罗方法的用于计算三维复杂几何结构中的 γ 、中子和电子粒子输运问题的通用软件包, 被广泛运用于核物理计算领域^[5-8]。例如, 被用于计算高通量工程试验堆 (HFETR) 典型辐照孔道样品精细中子通量密度谱^[9]和堆芯内的 γ 释热分布与 $\phi 63$ 辐照孔道 γ 释热分布^[10]。本文基于

MCNP 程序, 建立了某堆首炉高热中子堆芯模型, 计算了 L12 中心孔道辐照 T6061 铝、不锈钢、单晶硅、锆合金和水等材料, 材料轴向高度的平均中子与 γ 的释热率分布。这些结果为反应堆及辐照材料上的热工计算提供了参考及参数输入。

1 分析方法及模型建立

1.1 分析方法

一般 MCNP 程序的运用步骤大致如图 1 所示。首先是查阅资料, 获得反应堆的几何结构及材料的成分参数, 再根据参数和 MCNP 建模规则建立反应堆的三维模型, 最后根据计算目的不同, 选择相应的计数卡和设置相应的源项参数并开始计算。

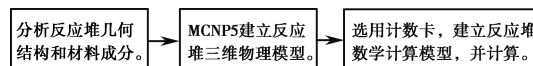


图 1 MCNP 程序使用步骤

Fig.1 Use steps of MCNP program

收稿日期: 2021-03-22 修回日期: 2021-05-11

作者简介: 李敏 (1992—), 男, 助理工程师, 硕士研究生, 现主要从事反应堆运行调试工作

本次计算中,中子与 γ 的释热率选用栅元能量沉积卡 F6 来分析。F6 卡可以用公式 1.1 来描述^[11]。

$$H_i = \frac{\rho}{m} \int dE \int dt \int dV \int \sigma(E) H(E) \Psi(\vec{r}, \hat{\Omega}, E, t) \quad (1.1)$$

式中:

Ht 为栅元中的总能量沉积;

ρ 为栅元材料原子密度;

m 是栅元质量;

$H(E)$ 为碰撞数;

Ψ 为通量, σ 为反应截面。

由于 F6 卡只能得出归一化值,实际值则需要乘上相应的系数,该系数由公式 1.2 得出。

$$X = \frac{P}{E_i \cdot K_{eff}} \quad (1.2)$$

式中:

P 为反应堆功率;

E_i 为用 MCNP 计算得出的整个活性区吊篮内的总能量沉积;

K_{eff} 为此时的 K 有效值。

源项选择临界源卡 KCODE (kcode 20000 1.0 50 500), 表示为每次迭代源大小是 20000 个中子, 初始 $K_{eff}=1$, 忽略前 50 次迭代, 总共迭代 500 次。配合源点卡 KSRC (ksrc -20.17 0 50) 表示初始裂变源点坐标为 $X=-20.17, Y=0, Z=50$ 。

物理模型的建立则需要运用相应的卡片来减少工作量。本次计算用到的卡片包括 Universe、LIKE、BUT、TRCL、LAT、FILL 等卡。该类卡可实现重复结构建模和堆芯装载填充, 能极大简化建模过程。

1.2 堆芯模型

首炉装载为高热堆芯装置, 堆芯活性段高度为 1000 mm, 共有 308 个栅元, 其中包括 290 个标准栅元及 18 个控制棒组件栅元。标准栅元中共有 40 根新燃料组件与其他相关组件呈规则的正三角形紧密排列。燃料组件由多层同心圆套管组成, 外部为铝包壳, 中心为实心铝棒。燃料元件的 ^{235}U 的富集度为 19.75%。燃料组件占用的栅元中穿插着控制棒组件栅元, 控制棒吸收体材料为 Ag-In-Cd, 长度为 800 mm。其下部有长度为 200 mm 的不锈钢过渡段和长

度为 1000 mm 的铍跟随体。燃料组件边缘分布有少量的钴靶作为靶材和中子的吸收体, 其钴为钴粒, 装填在 T6061 铝环状包壳中。除上述各组件和 L12 中心辐照孔道占据的栅元外, 其余位置根据需要布置铍组件或铝组件。

L12 中心辐照孔道的内径为 69 mm, 其中放置着外径为 69 mm, 内径为 61 mm 的辐照装置, 辐照装置的材料是 T6061 铝, 如图 2 所示。

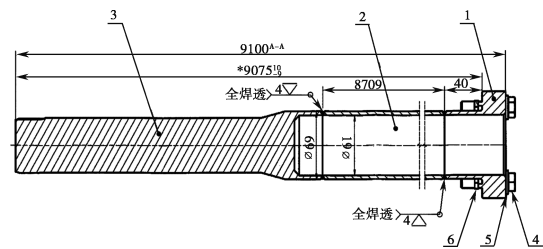


图 2 φ69 辐照装置

Fig.2 φ69 irradiation device

首炉装载时, 辐照装置中会辐照某些材料, 所以此计算考虑了材料为单晶硅、不锈钢 (06Cr18Ni11Ti)、T6061 铝、锆合金 (Zr-4) 等的情况, 也考虑了辐照装置腔中全为水的情况。建模时, 假设这些材料为圆柱状, 高为 1000 mm, 直径为 57 mm, 放置在辐照装置中, 且正好处在堆芯活性区。同时为方便分析中子与 γ 在材料上的释热率分布, 将材料每 10 mm 划分为 1 段, 共划分为 100 段。如图 3 所示。

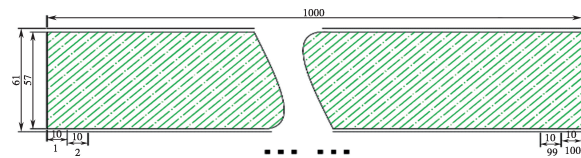


图 3 活性区内的材料与辐照装置

Fig.3 Materials and irradiation device in the active zone

2 计算结果

2.1 中子释热率

基于首炉装载, 计算了 0~20 MeV 能量区间内, 中心孔道中不锈钢、单晶硅和 T6061 铝、锆合金 (Zr-4) 与水上每一段的中子平均释热率, 结果如图 4 所示。

图 4 为 0~20 MeV 能量区间上的中子在样

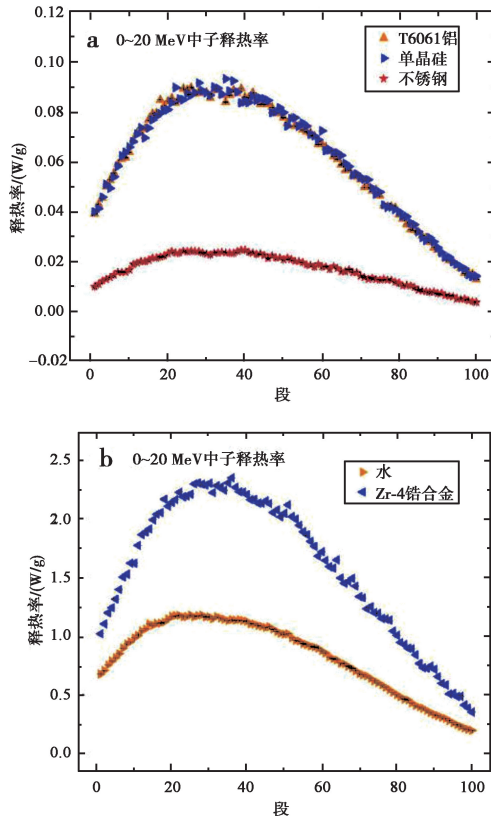


图4 中子平均释热率分布, a中材料为不锈钢、单晶硅和 T6061 铝; b中材料为锆合金 (Zr-4)、水
Fig.4 Neutron average heat release rate distribution, the material in a is stainless steel, single crystal silicon and T6061 aluminum, and the material in b is zirconium alloy (Zr-4), water

品上的平均释热率,呈现边缘低中间高的分布,但平均释热率最大值并不在活性区的中心[第50~51段之间(500 mm左右)],而是偏活性区中心的下方,第30~32段范围内(310 mm左右)。这是由于个别控制棒的棒位在活性区中部,上部的强吸收体吸收中子,下部的铍跟随体具有慢化能力,且具有光激中子效应,从而造成了中子通量分布的改变,最终导致了中子平均释热率在材料上分布的变化。

图4中,中子在水中的平均释热率最大,其次是锆合金、T6061铝和单晶硅,最小的是不锈钢。这是由于各能量区间中子与材料反应的宏观截面 Σ 不同,导致了各材料上中子释热率的差异(具体中子在材料各元素上的微观截面见ENDF/B)。由计算结果得出材料310 mm左右为中子最大释热率点,各材料上的最大释热如

表1所示。

表1 材料上的最大中子平均释热率

Table 1 Maximum neutron average heat release rate on the materials

材料	水	不锈钢	单晶硅	T6061 铝	锆合金
平均释热率 $W \cdot g^{-1}$	2.36	0.02	0.09	0.09	1.18

2.2 γ 释热率

基于首炉装载,同样计算了0~200 MeV能量区间内,中心孔道中不锈钢、单晶硅和 T6061 铝、锆合金 (Zr-4) 与水上每一段的 γ 平均释热率,结果如图5所示。

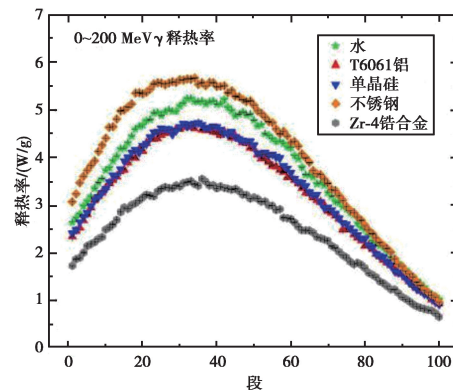


图5 γ 平均释热率分布

Fig.5 Distribution of average heat release rate of γ

图5所示,0~200 MeV能量区间上的 γ 在样品上的平均释热率同样呈现边缘低、中间高的分布,平均释热率最大值也并不在活性区的中心,而是偏活性区中心的下方,第30~32段范围内(310 mm左右)。原因和中子的平均释热率相同。

图5所示的结果中, γ 在不锈钢上的平均释热率最大,其次是水、T6061铝和单晶硅,最小的是锆合金。这同样由于各能量区间 γ 与材料反应的宏观截面 Σ 不同导致了各材料上 γ 释热率的差异(具体 γ 在材料各元素上的微观截面见ENDF/B)。材料上310 mm左右为 γ 最大释热率点,各材料上的最大 γ 平均释热率如表2所示。

从整个计算结果可以看出,在孔道中的同一材料上, γ 光子相较中子的释热占的比重更

大,是材料发热的主要因素。

表2 材料上的最大 γ 平均释热率
Table 2 Maximum average heat release rate of γ on the materials

材料	水	不锈钢	单晶硅	T6061 铝	锆合金
平均释热率 $W \cdot g^{-1}$	5.25	5.68	4.74	4.72	3.56

3 结论

本文运用MCNP程序,计算了某堆首炉高热堆芯布置下,L12中心孔道内的辐照装置中,辐照不锈钢、单晶硅和T6061铝、锆合金(Zr-4)遇水时的中子及 γ 平均释热率,发现在活性区轴向高度0~1000 mm的各材料上,中子与 γ 的最大释热率点出现在轴向高度310 mm处,此处的中子与 γ 最大释热率见表1和表2。在同一材料上,相较于中子, γ 光子的释热占比更重,是材料发热的主要因素。0~20 MeV能量区间,中子在水中的平均释热率最大,其次是锆合金、T6061铝和单晶硅,最小的是不锈钢。0~200 MeV能量区间, γ 在不锈钢上的平均释热率最大,其次是水、单晶硅和T6061铝,最小的是锆合金。这些结果为热工计算提供了参数输入,指出了中子及 γ 光子在不同材料上的释热率区别,对于核反应堆的安全运行有重要意义。

参考文献

- [1] 睦曦,王盛,杨祖毛,等.中国工程试验堆堆芯入口流量分配特性实验研究[J].原子能科学技术,2020,54(02):257-263.
- [2] 何正熙,刘宏春,肖鹏,等.CENTER高通量工程试验堆保护系统设计[J].科技视界,2018(33):21-24.
- [3] 冯建,刘爱华,沈海波,等.中国工程试验堆严重事故辐射后果研究[J].核动力工程,2018,39(S2):103-106.
- [4] 吴小飞,李硕,聂常华,等.CENTER高通量工程试验堆控制棒驱动线缓冲选型分析[J].核动力工程,2017,38(05):62-66.
- [5] 樊睿辰.基于MCNP和SuperMC的压水堆堆芯建模方法研究[D].东华理工大学,2018.
- [6] 李松发,赵家强,肖盾,等.HFETR入单晶硅的反应性扰动分析[J].核动力工程,2018,39(S2):98-102.
- [7] 聂星辰,李佳,赵平辉,等.蒙特卡罗模拟CFETR中子输运计算中的全局减方差方法应用及对比[J].核技术,2016,39(03):42-47.
- [8] 周琦.田湾核电站堆芯的MCNP中子输运建模与验证[J].中国原子能科学研究院年报,2012(00):148.
- [9] 王皓,向玉新,徐涛忠,等.高通量工程试验堆(HFETR)材料辐照中子注量率计算方法验证[J].核动力工程,2017,38(S1):154-156.
- [10] 邓才玉,邱立青,王振东,等.HFETR堆芯及 $\phi 63$ 辐照孔道 γ 释热研究[J].核动力工程,2007(06):97-100.
- [11] X-5 Monte Carlo Team. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 Volume I: Overview and Theory [M]. California: Los Alamos National Laboratory, 2003.

Researching on Neutron and γ Heat Release of Irradiated Materials in the Central Hole of Reactor

Li Min, Yu Chengbo, Liao Lu, Xu Tao, Gao Shenfu, Sun Shijie, Liu Xudong

(Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China)

Abstract: The heat release rate of neutrons and gamma on the irradiated material of the reactor is an important input parameter for the thermal calculation of the material in the reactor. Based on the Monte Carlo Particle Transport Program (MCNP), this paper calculates the distribution of neutron and gamma heat release rate of the axial direction of different materials (water, T6061 aluminum, single crystal silicon, stainless steel, zirconium alloy) in the L12 central channel under the core layout of a reactor first furnace high thermal neutron core. The calculation results show that, in the 0~1000 mm axial height of the active zone, the point of maximum heat release rate of neutron and γ on the material appears at 310 mm. The distribution of neutrons and gamma heat release rates on different materials is different. Compared with neutrons, the gamma heat release rate on the same material is larger, which is the main factor of material heating.

Key words: MCNP, irradiated material, neutron heat release rate, photon heat release rate

(责任编辑：梁 晔)

杨文,姚世卫,邵云,等.基于MCNP程序的海洋核动力平台堆芯核设计校核计算研究[J].核安全,2022,21(1):36-41.

Yang Wen, Yao Shiwei, Tai Yun, et al. Nuclear Design Verification Calculation of Marine Nuclear Power Platform based on MCNP Code [J].

Nuclear Safety, 2022, 21 (1): 36-41.

基于MCNP程序的海洋核动力平台堆芯核设计校核计算研究

杨文*, 姚世卫, 邵云, 邱金荣, 巢飞, 李兴

(武汉第二船舶设计研究所, 武汉 430046)

摘要: 海洋核动力平台是小型核反应堆与船舶工程技术的有机结合, 具有机动性好、一次性装料运行周期长、功率密度大、运行成本低、节能环保等特点。本文采用蒙特卡罗粒子输运程序 (MCNP), 建立海洋核动力平台反应堆堆芯几何模型, 计算该反应堆首循环初始装料冷态、常压下的堆芯反应性和控制棒价值, 并与核设计计算结果进行对比。结果表明: MCNP 程序适用于海洋核动力平台反应堆堆芯核设计校核计算, 并可与核设计值互相验证。

关键词: 海洋核动力平台; 核设计; MCNP 程序; 反应性; 控制棒价值

中图分类号: TL329 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0036-06

海洋核动力平台是小型核反应堆^[1]与船舶工程技术的有机结合, 是一种具有复杂系统工程特征的海上浮核核电站 (Floating Nuclear Power Plant, FNPP), 可对外持续提供电力、淡水等能源保障, 具有机动性好、一次性装料运行周期长、功率密度大、运行成本低、节能环保等特点, 不占用宝贵的陆地资源, 在海洋资源开发、岛礁建设、未来深海探测等若干能源保障方案中具有明显优势, 满足可持续发展的需求, 具有广阔的应用前景。海洋核动力反应堆是海洋核动力平台的“心脏”, 是产生用于对外电力或淡水输出或作为动力推进船舶航行的能量源泉。

核设计校核计算^[2]在海洋核动力平台反应堆安全分析中一直发挥着重要作用, 其计算的准确性和可靠性是安审始终关注的焦点。本文采用 MCNP 程序^[3], 建立海洋核动力平台反应堆堆芯的精准 MC 模型, 对首循环初始装料冷态、常压下的反应性分配和控制棒价值进行计算, 为海

洋核动力平台反应堆的安全分析提供指导。

1 研究对象

海洋核动力平台反应堆堆芯是为系统提供裂变热能的核心装置。作为海洋核动力平台的重要组成部分, 海洋核动力平台反应堆堆芯^[4]采用热中子压水型反应堆, 采用轻水为冷却剂和慢化剂。燃料元件采用 ²³⁵U 富集度为 3% 左右的 UO₂ 烧结芯块。反应堆堆芯由 283 盒燃料组件、77 根固体可燃毒物棒和 25 束控制棒组成。堆芯径向反射层主要包括水、吊篮和压力容器, 轴向反射层主要包括燃料棒气腔、端塞、管座、栅格板、水等。堆芯燃料组件为六角形栅格布置, 如图 1 所示。每 7 根或 6 根控制棒组成一束, 25 束控制棒分为 A、C1、C2、E1、E2、F1、F2、N 共 8 组, 每组控制棒联合动作实现反应性控制。白色为纯组件, P 和 S 分别为一次中子源和二次中子源装配位置。

海洋核动力平台反应堆堆芯有三类燃料组

收稿日期: 2021-04-03 修回日期: 2021-05-12

作者简介: 杨文 (1989—), 男, 工程师, 博士, 现主要从事反应堆物理分析与安全分析

* 通讯作者: 杨文, E-mail: yangwen49784636abc@163.com

件^[5],包括含纯组件、含控制棒组件以及可燃毒物组件。组件盒和中心导向管材料均为 Zr-4 合金,两者之间按角度均匀排布两圈燃料元件,内圈 12 根,外圈 18 根,共排布 30 根燃料元件。燃料元件由 Zr-4 合金包壳、氦气气隙和二氧化铀燃料芯块组成。可燃毒物棒结构采用环状芯块套管的形式,中间夹层为 B4C-Zr-2 吸收体。控制棒为环状铅吸收体,吸收体总长 1300 mm。海洋核动力平台燃料组件主要参数如表 1 所示。

表 1 海洋核动力平台燃料组件参数

Table 1 Parameters of fuel assembly for marine nuclear power platform

物项	物性参数	数值
燃料棒	外径 / mm	8.00
	内径 / mm	6.70
	UO ₂ 芯块直径 / mm	6.55
	包壳壁厚 / mm	0.65
燃料棒束	布置方式	双同心圆
	外圈燃料棒数	18
	内圈燃料棒数	12

2 研究方法

MCNP 程序是美国阿拉莫斯实验室研制的大型多功能蒙特卡罗程序。与确定性数值方法不同,该程序采用非确定性数值方法,可用于计算中子输运问题和系统的本征值问题。MCNP 程序凭借强大的三维描述能力,可处理较复杂的几何结构问题。由于 MCNP 是国际公认的中子和光子输运程序,在对堆芯进行建模时常选择这一软件进行参考对比。MCNP 模拟在适当简化反应堆支撑构件的基础上,由内向外进行建模:从构建燃料棒到组件再到堆芯,最后是堆芯构件。采用 MCNP 建立全堆芯计算模型,如图 2 和图 3 所示。

计算中忽略了组件轴向方向布置的定位格架,对组件轴向顶部和底部反射层采用均匀化处理。计算模型顶部和底部的反射层外表面采用真空边界条件,压力容器外侧也为真空。本研究对反应堆堆芯进行特征值计算,堆芯的中子注量率高,且分布比较均匀。因此,堆芯中各

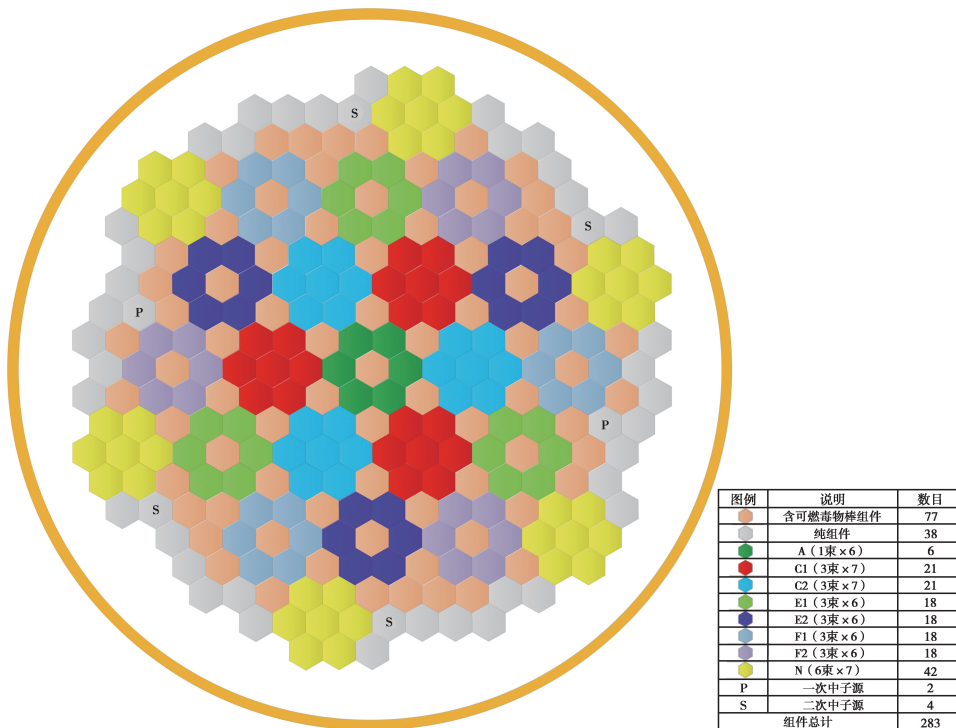


图 1 堆芯布置示意图

Fig.1 Schematic diagram of core layout

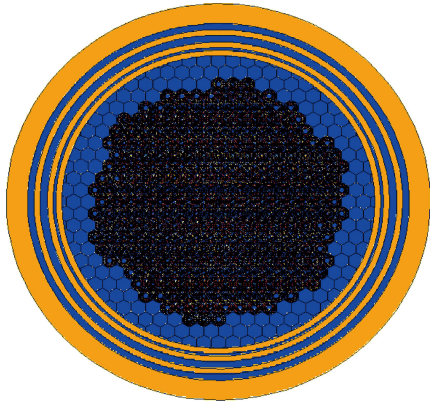


图2 海洋核动力平台反应堆 MCNP 模型横剖面示意图

Fig.2 Radial section of MCNP model for marine nuclear power platform

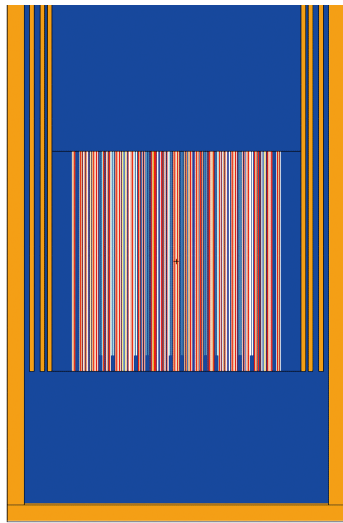


图3 海洋核动力平台反应堆 MCNP 模型纵剖面示意图

Fig.3 Axial section of MCNP model for marine nuclear power platform

个栅元的中子重要性 IMP 均设为 1; 反应堆以外区域中子重要性设定为 0, 表示中子离开反应堆将自动湮灭。建立计算模型时, 使用 KCODE 卡来定义临界源, 每代 20 万个中子, 计算 500 代, 其中跳过 100 代。使用评价过的核数据库为 ENDF/B-VI^[6]。

3 数值结果

3.1 反应性计算

反应堆应留有足够的初始剩余反应性以补偿运行过程中温度效应、中毒、燃料消耗等引起的反应性损失, 以保证预期的燃耗深度和堆芯寿期。反应堆在所有运行模式下, 假设反应性价值最大的一束控制棒卡在堆芯外部(卡棒准则), 要求 k_{eff} 小于 0.99, 以保证安全停堆且具有一定的停堆裕量^[7]。当燃料组件已装入压力容器而容器顶盖开启时, 所有控制棒投入堆芯, k_{eff} 应小于 0.95。堆芯初始冷态临界计算结果见表 2。

计算结果表明, 反应堆具有足够的初始剩余反应性和停堆裕量, 满足卡棒设计准则要求。同时, 核设计值与 MCNP 校核计算结果之间的最大反应性偏差出现在控制棒全部插入时, 这可能是由多束控制棒偏差叠加导致的。

3.2 控制棒价值计算

控制棒价值的计算即为计算堆芯插入某控制棒时和提出该控制棒时的反应性, 两种情况下的反应性之差即为控制棒的价值。而往往控制棒价值与堆芯不断变化的状态有关, 如堆芯

表 2 初始堆芯不同状态下 k_{eff} 和反应性值Table 2 k_{eff} and reactivity values in different states of the initial core

计算状态	k_{eff}			反应性		
	设计值 /pcm	MCNP/pcm	偏差 /pcm	设计值 /pcm	MCNP/pcm	偏差 /pcm
冷态, 无控制棒、无可燃毒物	1.29750	1.29502	-248	22929	22781	-148
冷态, 无控制棒、有可燃毒物	1.21157	1.20965	-192	17462	17331	-131
冷态, 控制棒全插入、有可燃毒物	0.93112	0.92780	-332	-7397	-7782	-384
冷态, 卡一束最大价值控制棒、有可燃毒物	0.97944	0.97867	-77	-2099	-2179	-80

中子能谱,慢化剂密度,控制棒所在位置的中子注量率等因素都会影响控制棒价值的大小。

表 3 给出了寿期初冷态各组控制棒的反应性价值计算结果。可以看出,各组控制棒单独插入的价值总和为 14578 pcm,小于控制棒全部插入时的价值(24860 pcm),控制棒组间总的干涉效应为正。另外,在控制棒单独插入的情况下,核设计值与 MCNP 校核计算结果之间的偏差均小于 100 pcm。

控制棒间有较强的干涉效应,因此堆内有其他控制棒时,提出某棒与其单独插入时价值有较大差别。由于净堆无控制棒时,中心中子注量率高,中心棒价值高;当控制棒全插入时,中子注量峰移至外围,外围控制棒价值相对会变大。按提棒程序依次提出各组控制棒时的价值,对反应堆运行更具有参考意义。表 4 和表 5 中分别给出了以 E1 和 C1 作为调节棒,其他棒组按相应提棒程序依次提出堆芯时的控制棒价

表 3 各组控制棒单独插入控制棒价值计算结果

Table 3 Calculation results of control rod worth

计算状态	控制棒组位置								价值 /pcm		
	A	C1	C2	E1	E2	F1	F2	N	设计值	MCNP	偏差
控制棒全部提出	O	O	O	O	O	O	O	O	-	-	-
单独插入 A	I	O	O	O	O	O	O	O	1352	1397	45
单独插入 C1	O	I	O	O	O	O	O	O	3931	3978	47
单独插入 C2	O	O	I	O	O	O	O	O	3930	3997	67
单独插入 E1	O	O	O	I	O	O	O	O	1442	1536	94
单独插入 E2	O	O	O	O	I	O	O	O	1484	1548	64
单独插入 F1	O	O	O	O	O	I	O	O	989	985	-4
单独插入 F2	O	O	O	O	O	O	I	O	928	969	41
单独插入 N	O	O	O	O	O	O	O	I	520	557	37
控制棒全部插入	I	I	I	I	I	I	I	I	24860	25113	253

表 4 E1 作为调节棒控制棒价值计算结果

Table 4 Calculation results of control rod worth

计算状态	控制棒组位置								价值 /pcm		
	A	C1	C2	E1	E2	F1	F2	N	设计值	MCNP	偏差
调节棒 E1 提至 600	I	I	I	600	I	I	I	I	3713	3717	4
按序依次提出 N	I	I	I	600	I	I	I	O	4232	4328	96
按序依次提出 F1	I	I	I	600	I	O	I	O	3574	3638	64
按序依次提出 F2	I	I	I	600	I	O	O	O	2193	2174	-19
按序依次提出 A	O	I	I	600	I	O	O	O	358	317	-41
按序依次提出 E2	O	I	I	600	O	O	O	O	2525	2602	77
按序依次提出 C1	O	O	I	600	O	O	O	O	3241	3248	7
按序依次提出 C2	O	O	O	600	O	O	O	O	4164	4188	24

表5 C1作为调节棒控制棒价值计算结果
Table 5 Calculation results of control rod worth

计算状态	控制棒组位置								价值 /pcm		
	A	C1	C2	E1	E2	F1	F2	N	设计值	MCNP	偏差
调节棒 C1 提至 600	I	I	I	600	I	I	I	I	6444	6426	-18
按序依次提出 N	I	I	I	600	I	I	I	O	1707	1782	75
按序依次提出 F1	I	I	I	600	I	O	I	O	2883	2926	43
按序依次提出 F2	I	I	I	600	I	O	O	O	2294	2310	16
按序依次提出 E2	O	I	I	600	I	O	O	O	3233	3258	25
按序依次提出 E1	O	I	I	600	O	O	O	O	2164	2192	28
按序依次提出 C2	O	O	I	600	O	O	O	O	3118	3109	-9
按序依次提出 A	O	O	O	600	O	O	O	O	1182	1219	37

值。可以看出,核设计值与 MCNP 校核计算结果之间的偏差均小于 100 pcm。

表 6 为冷态调节棒 E1 积分价值曲线,计算时其他棒组棒位分别为:N、F1、F2、A/1400 mm, E2、C1、C2/100 mm。核设计值和校核计算的 E1 棒组总积分价值分别为 3288 pcm 和 3313 pcm,偏差为 25 pcm。核设计值和校核计算在棒位

600 mm 附近,E1 棒组微分价值分别为 4.6 pcm/mm 和 4.3 pcm/mm,偏差为 -0.3 pcm/mm。总之,对于控制棒价值,核设计值与校核计算结果互相吻合良好。

4 结论

本文基于 MCNP 程序建立海洋核动力平台反应堆堆芯校核计算模型,计算获取了冷态下的反应性分配和控制棒价值等数值结果。通过将校核计算结果与核设计值对比,可知基于 MC 方法的全堆芯计算结果与核设计值基本一致。

参考文献

- [1] IAEA. Status of small and medium reactor designs [R]. Vienna: IAEA, 2012.
- [2] 杨文, 刘保林, 邵云, 等. 基于 Bamboo 程序的小型压水堆物理启动计算 [J]. 核动力工程, 2020: 39-42.
- [3] Briesmeister J F. MCNP-A General monte carlo N-Particle transport code, LA-12625M [R]. USA: LANL, 1997.
- [4] 李龙, 吴晓春. 海洋核动力平台压力容器快中子注量分析优化 [J]. 科技创新导报, 2019, 16 (6): 118-121.
- [5] 宋仕钊, 刘兴民, 郭春秋, 等. 海洋核动力平台堆芯子通道分析 [J]. 原子能科学技术, 2016, 50 (12): 2165-2169.
- [6] 邹旸. 基于不同 ENDF 格式数据库的 MCNP 温度相关中子截面库研究 [J]. 核动力工程, 2012, 33 (3): 12-16.
- [7] 核工业标准化研究所. 压水堆核电厂反应堆系统设计 堆芯第 1 部分: 核设计: NB/T 20057.1-2012 [S]. 北京: 原子能出版社, 2012: 2.

表 6 E1 棒组控制棒积分价值计算结果

Table 6 Calculation results of integral control rod worth for E1 bank

E1 棒位 /mm	核设计值 /pcm	MCNP/pcm	偏差 / pcm
100	0	0	-
200	111	139	28
300	359	341	-18
400	766	759	-7
500	1246	1261	15
600	1709	1690	-19
700	2099	2102	3
800	2460	2444	-16
900	2700	2713	13
1000	2928	2929	1
1100	3086	3095	9
1200	3189	3220	31
1300	3247	3276	29
1400	3288	3313	25

Nuclear Design Verification Calculation of Marine Nuclear Power Platform based on MCNP Code

Yang Wen*, Yao Shiwei, Tai Yun, Qiu Jinrong, Chao Fei, Li Xing

(Wuhan Second Ship Design and Research Institute, Wuhan 430064, China)

Abstract: The marine nuclear power platform is an organic combination of small nuclear reactor and ship engineering technology. It has the characteristics of good maneuverability, long on-time charging operation cycle, high power density, low operating cost, energy saving and environmental protection. In this paper, The core geometry model is built based on the design of the marine nuclear power platform reactor core. The core reactivity and control rod worth are calculated by a Monte Carlo code MCNP for this core design at first cycle, initial loading, normal temperature, and normal pressure condition. The results of the calculation are compared with nuclear design values. It shows that MCNP code is suitable for marine nuclear power platform core design calculation, and can be verified with nuclear design values.

Key words: marine nuclear power platform; nuclear design; MCNP code; reactivity; control rod worth

(责任编辑：梁 晔)

杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 关于贫化铀容器露天存放的安全分析[J]. 核安全, 2022, 21(1): 42-50.

Yang Zhen, Lian Qianwen, Yang Zhangzhong, et al. Safety Analysis of Depleted Uranium Containers for Open Storage[J]. Nuclear Safety, 2022, 21(1): 42-50.

关于贫化铀容器露天存放的安全分析

杨震*, 连茜雯, 杨掌众, 沈钢, 张树丛

(生态环境部西北核与辐射安全监督站, 兰州 730020)

摘要: 贫化铀是铀浓缩的副产品, 随着核能行业的发展, 贫化铀的存储量逐年增加。通过对贫化铀的现有存量、年新增量的模拟推算, 对从目前贫化铀存放面临的问题, 如容器露天存放仅有一道放射性包容的屏障、贮存需要很多容器、自然环境对容器的腐蚀等对贫化铀容器的露天存储现状进行归纳总结, 从流出物排放限值、核事故等级、最大假象事故等方面对贫化铀容器露天存放存在的安全隐患进行分析, 进而从核安全监管角度对贫化铀的存放提出意见和建议。

关键词: 贫化铀; 露天存放; 安全

中图分类号: TL25+2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0042-09

核能利用迅猛发展^[1-4], 核电需求和发展潜力巨大^[5]。目前, 全球核电站应用最多的堆型是压水堆^[6], 使用低浓缩铀。铀浓缩既能产生浓缩铀, 也能产生贫化铀 UF_6 (DUF_6)^[7]。贫化铀不能作为废料进行处置, 其潜在利用价值巨大^[8-10]。如果按照现有核能利用模式只使用 ^{235}U , 则全世界的铀资源只能再持续使用约 80 年^[11]。理论上, 充分利用 ^{238}U 增殖的快堆, 是压水堆燃料一次通过的利用率的 130~160 倍。

截至 2019 年 12 月底, 我国核电机组运行情况如表 1 所示^[12]。

一座 1000 MW 级的压水堆核电机组每年需要补充约 24 t 低浓铀燃料。从天然铀原料生产 1 t 富集度为 3% 的浓缩铀^[13], 大约需要 4.3 t SWU 以及 5.5 t 天然铀原料。浓缩过程中产生 4.5 t 贫化铀^[14], 其富集度下降到 0.2% 左右, 目前作为尾料贮存, 一般无工业应用价值, 因此总量巨大。

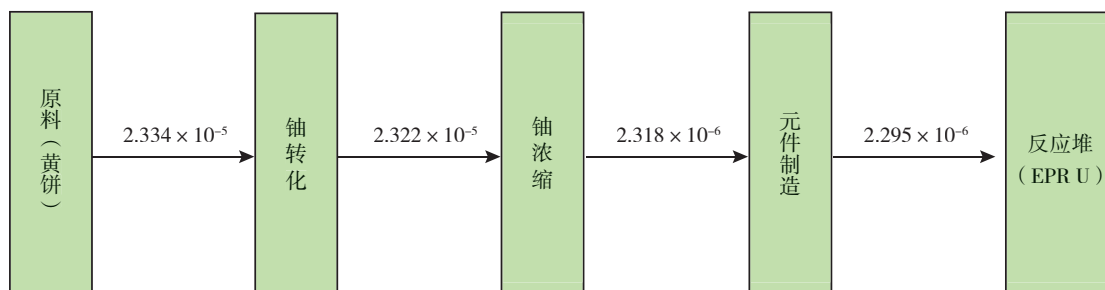


图 1 燃料循环环节每发电 1 度所需的物料质量 (kg_{HM})

Fig.1 Material flow diagrams describing the mass flows (in units of kg_{HM}) of uranium, required per kWh

收稿日期: 2021-05-18 修回日期: 2021-07-21

作者简介: 杨震 (1987—), 男, 本科, 现从事核安全监管工作

* 通讯作者: 杨震, E-mail: yang.zhen@nwro.mee.gov.cn

表 1 2019 年核电厂运行数据^[12]

Table 1 Nuclear power plant operation data for 2019

核电厂类别	机组数	总额定功率/MW	总机组发电量/TWh	平均负荷因子/%	平均能力因子/%
压水堆	45	47304	335.266	84.5	90.3
重水堆	2	1456	11.635	91.2	93.8

贫化铀具有以下特点:(1)我国乃至全世界贫化铀的产量巨大,且随着核电发展将会更大;(2)自 20 世纪 40 年代人类开始利用浓缩铀以来^[15],部分贫化铀面临长时间贮存的历史遗留问题:贮存容器腐蚀严重;(3)铀浓缩厂更侧重技术工艺指标的研究,安全管理则延续了“事后管理”的原则^[16],且现阶段贫化铀的工业应用需求量小、可预期用途有限,营运单位从经济效益上考虑不会对其重视^[17]; (4)贫化铀放射性比活度很小^[18]。因此,在法律法规方面存在一些监管空白,对贫化铀长期贮存、贮存形式及最终处置的要求缺少相关强制或指导依据。

1 基本情况

1999 年,主要核能国家贫化铀管理现状和趋势,如表 2 所示^[19]。

由表 2 可知,截至 1999 年,全球铀浓缩工业化生产累计存放了约 120 万吨贫化铀,且多

以贫化六氟化铀的形态暂存在钢制容器中^[20]。现行的《六氟化铀容器使用规定》(EJ/T 307-2014)^[21],如表 3 所示。

目前,国内外铀浓缩行业储存 DUF₆ 的专用容器主要有 48G、48X、国标 2.5 m³ 等专用钢制容器,其壁厚为 8~16 mm (如表 4 所示)。

铀浓缩厂发生核事故或核事件,大部分属于泄漏事故^[22],职业接触可造成内照射危害^[23],并在体内沉积^[24],造成永久的健康伤害^[25]。六氟化铀的泄漏不仅会造成放射性辐射危害,而且会造成不同程度的化学危害,有时化学危害甚至大于辐射危害^[26]。贫化铀的主要存在形态是六氟化铀。固体 UF₆ 是一种白色的高密结晶体, O₂、N₂、CO₂ 或干燥空气在 UF₆ 固相中很难溶,且不与 UF₆ 发生反应。但 UF₆ 与水和烃类都能发生反应,与大多数金属反应生成金属氟化物和低挥发或不挥发的低价氟和铀的化合物。UF₆ 的三相点出现在 0.15 MPa 和 63.9℃,这是三相(固、

表 2 部分国家贫化铀管理现状 (1999 年)

Table 2 Status of lean uranium management in some countries (1999)

国家	贫化铀现状	存量/tU	计划
美国		~480000	
俄罗斯		~450000 ~10000	
法国	(1) 储存在容器内,然后露天存放或室内存放。	~50000 ~140000	(1) 转化成金属铀或氧化铀形式,再进行储存。
英国	(2) 转化成金属铀或氧化铀形式,再进行储存。	~30000	(2) 作为 MOX 燃料。
Urenco		~16000	(3) 以 UF ₆ 形式储存,便于再富集。
日本		~10000	
中国		~2000	
韩国		~200	

表3 六氟化铀容器工作参数表
Table 3 Working parameters of uranium hexafluoride container

容器名称	最大工作压力 / MPa (表压)	器壁最高温度 / °C	冷冻允许最低温度 / °C	最大装料量 / kg	允许装料丰度限制
740L	1.4	120	-40	2277	5%
3 m ³	1.4	120	-40	9270	4.5%

注:慢化控制条件下,3 m³ 容器厂内使用时丰度限制为 5%。

表4 六氟化铀容器表面测量参数表
Table 4 Uranium hexafluoride vessel surface measurement parameters

容器名称	操作规定	
	测量点数 / 个	允许最小壁 / mm
740 L	≥ 7	9
3 m ³	≥ 10	13

液、气)同时平衡共存的唯一条件^[27]。

目前贫化铀的贮存面临以下问题:

1.1 容器露天存放,放射性包容的屏障只有一道

贫化铀容器露天贮存完全依赖容器质量,除此之外,基本无其他措施,一旦容器密封性出现故障,放射性物质就突破最后一道屏障,直接释放到环境中。按照 INES 事件分级的一般准则,至少达到一般事件 2 级,即“安全措施明显失效,但无实际后果”^[28]。

1.2 贫化铀贮存容器需求量大

若将 120 万吨铀即约 177 万吨六氟化铀盛装在 3 m³ 容器中,需要约 20 万个容器。假设单台容器的干厂址条件下发生泄漏的概率为 ξ ^[29],则 n 台容器的泄漏概率将为 $n \cdot \xi$ 。显然, n 越大,风险概率越大。

露天贮存需要巨大的人力物力进行维护,而阀门与容器本体连接处是最薄弱的地方。随着贮存时间的增加,再进行转运或倒料操作的风险也将更大。按照《放射性物品分类和名录》^[30]中的规定,贫化铀属于三类放射性物品,货包(相应容器)为例外货包。此类货包的运输将免于核安全监管部门的监管。

1.3 自然环境腐蚀

贫化铀露天存放地区一般为化学工业区或人口聚集地区,而部分城市的空气污染问题严重,酸雨、氮氧化物气体、风沙侵蚀都不可避免。

一般露天存放的条件下,容器内外表面腐蚀速率合计约 $0.043 \text{ mm} \cdot \text{a}^{-1}$,且外表面腐蚀要强于内表面。48X、48Y 型容器的安全存放年限约为 70 年,48G 型容器的安全存放年限约为 40 年^[7]。

随着贫化铀容器贮存时间增加,仅满足于当下的暂存方式是不够的,必须对贫化铀的最终处置方式进行研究和规划。

1.4 冷热交替变化导致容器疲劳

露天储存,容器温度主要受气候温度影响。容器结构材料为钢,会因冷热交变疲劳。以美国橡树岭工厂厂址为例,夏季高温多雨,冬季温和少雨。夏季潮热,7 月平均气温为 32 °C。冬季无严寒,1 月平均气温为 -2 °C。

若物料在容器内形成致密固体,而该地昼夜温差大,在阳光直射导致受热不均匀的情况下,六氟化铀物料密度受温度影响大。60 °C 以下,UF₆ 以固体形式存在,其密度与温度的变化成正比下降,约 $5 \text{ kg} \cdot \text{°C}^{-1} \cdot \text{m}^{-3}$ 。假设对于局部约 1 kg 物料,因局部受热温度为 30 °C,比周边物料高出 10 °C,则将会膨胀体积为 $\frac{0.198-0.196}{0.196} = 1\%$ 。容器局部温差越大,对容器的局部压强也越大。

1.5 最高温度的影响

假设容器装料净重为 10.5 t,按照凝华装料来计算轻杂质,温度按 0 °C 计算,六氟化铀

密度按 $5.1 \text{ t}\cdot\text{m}^{-3}$ 计算, 则容器内物料体积为 $\frac{10.5}{5.1} = 2.059 \text{ m}^3$ 、轻杂质体积为 0.941 m^3 。若物料在夏天受阳光直射, 导致物料温度达到 64.1°C , 物料在容器内处于液态, 密度按 $3.6 \text{ t}\cdot\text{m}^{-3}$ 计算, 则容器内物料体积为 $\frac{10.5}{3.6} = 2.917 \text{ m}^3$ 、轻杂质体积为 0.083 m^3 。根据气态方程 $PV=nRT$, 设容器装料结束因连接管拆装失误、关阀不及时, 则拆卸后容器内平衡压力为大气压, 按式(1)推算得到, 轻杂质产生的压强为 1.4 MPa , 约 14 个大气压, 且容器内六氟化铀气体分压约 0.15 MPa , 总压为 1.55 MPa 。该压强高于 48X 型容器安全使用压力 (1.4 MPa)。

$$\frac{\text{大气压} \times 0.941}{273.15} = \frac{Px \times 0.083}{273.15 + 64.1} \quad (1)$$

2 排放限值情况

GB/T 13695—1992《核燃料循环放射性流出物归一化排放量管理限值》^[31]如表 5 所示。

表 5 铀同位素分离厂放射性流出物归一化排放量管理限值 Bq/GW (e) a

Table 5 Normalized emission limit of radioactive effluents from uranium isotope separation plants

放射性核素	气载	液态
总铀	1.5×10^9	5.0×10^9

注: 1 GW(e)a 相当于 130 t 分离功。

根据《铀转化和浓缩市场依旧低迷》^[32]中的描述, 2017 年世界主要铀浓缩服务供应商情况如表 6 所示。

按照全球铀浓缩产能规模计算, 放射性气载流出物排放限值为

$$\max \text{气} = \frac{59175}{130} \times 1.5 \times 10^9 = 6.83 \times 10^{11} \quad (2)$$

液态放射性流出物排放限值为

$$\max \text{液} = \frac{59175}{130} \times 5.0 \times 10^9 = 2.28 \times 10^{12} \quad (3)$$

放射性流出物排放总限值为

表 6 全球主要铀浓缩服务供应商

Table 6 The world's leading supplier of uranium enrichment services

供应商	额定产能 /tSWU
俄罗斯国家原子能集团公司	26600
欧洲铀浓缩公司	19100
阿海珐集团	7500
其他	5975
总计	59175

$$\max \text{总} = \max \text{气} + \max \text{液} = 2.96 \times 10^{12} \quad (4)$$

假定一个铀浓缩厂, 按 5000 t SWU 来计算, 只考虑泄漏物料释放至大气环境, 则气态放射性流出物排放限值为

$$\frac{5000}{130} \times 1.5 \times 10^9 = 5.77 \times 10^{10} \text{ Bq} \quad (5)$$

对于贫化铀, 活度计算过程如表 7 所示。

1000 kg 贫化铀的总活度为 $1.48 \times 10^{10} \text{ Bq}$, 对于 5000 t SWU 额定产能, 流出物排放总限值超限对应的贫化铀泄漏量为

$$\frac{5.77 \times 10^{10}}{1.48 \times 10^{10}} = 3.9 \text{ t} \quad (6)$$

即 3.9 t 贫化铀 (5.77 t 六氟化铀) 的泄漏等效于该铀浓缩工厂一年的归一化排放量管理限值^[34]。

3. 最大假想事故及相关计算

由于容器腐蚀、材料疲劳、局部应力等作用会导致焊接、阀门部位破损, 进而可能导致物料泄漏。若贫化铀容器贮存场所管理不善, 人员巡检不到位导致发现不及时, 根据第 2 节的分析, 可以假设露天贮存场所某一贫化铀容器在夏日高温阳光直射的条件下发生泄漏, 以漏出 7.395 t UF_6 (5 t 金属铀) 作为设施可能发生的最大假想事故。对此可进行如下分析与计算, 详细计算过程如表 8 所示。

3.1 泄漏量

泄漏量按 5 t 金属铀计算, 因贫化铀容器露

表 7 贫化铀放射性活度计算过程

Table 7 Calculating process table of radioactivity of lean uranium

计算过程	^{234}U	^{235}U	^{238}U	备注
摩尔百分比	0.001%	0.200%	99.800%	查《辐射安全手册》 ^[33] 表 2.11
质量百分比	9.83208×10^{-6}	0.00197482	0.998015348	换算可得
重量 (kg)	0.00983208	1.97482	998.015348	1000 kg 金属铀里各同位素的质量
比活度 ($\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$)	2.30×10^8	8.00×10^4	1.24×10^4	查《辐射安全手册》表 2.1
核素活度	2.26×10^9	1.58×10^8	1.24×10^{10}	由重量 \times 比活度可得
1000 kg 贫化铀活度		1.48×10^{10}		

表 8 放射性活度数量计算过程表

Table 8 Radioactive quantity calculation process table

计算过程	^{234}U	^{235}U	^{238}U	备注
摩尔百分比	0.001%	0.200%	99.800%	查《辐射安全手册》表 2.11
质量百分比	9.832×10^{-6}	0.00197	0.998	换算可得
重量 (kg)	0.0492	9.874	4990.08	1000 kg 金属铀里各同位素的质量
比活度 (Bq/g)	2.30×10^8	8.00×10^4	1.24×10^4	查《辐射安全手册》表 2.1
核素活度	1.13×10^{10}	7.90×10^8	6.19×10^{10}	由重量 \times 比活度可得
吸入剂量因子 ($\text{Sv}\cdot\text{Bq}$)	0.0000094	0.0000085	0.000008	《电离辐射防护与辐射源安全基本标准 GB 8871-2002》的表 B7
呼吸率 ($\text{m}^3\cdot\text{s}^{-1}$)	0.00033	0.00033	0.00033	《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录 I
沉积因子 ($\text{Sv}\cdot\text{KBq}^{-1}\cdot\text{m}^{-2}$)	0.0000016	0.0000015	0.0000014	《IAEA-TECDOC-1162》第 100 页表 3
沉积速度 ($\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$)	0.0015	0.0015	0.0015	《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录 I
总剂量 ($\text{Sv}/\text{Bq}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$)	5.502×10^{-9}	5.055×10^{-9}	4.74×10^{-9}	总剂量 $D_{\text{总}}/QX=D_{\text{吸入}} \times \text{呼吸率} + Vg \times D_{\text{地面}}$
与 ^{131}I 计算比	1070.428	983.463	922.179	乘数 = ^{234}U 的总剂量 / ^{131}I 的总剂量
与 ^{131}I 之比	1070	980	920	对 ^{234}U 取整, 对 ^{235}U 、 ^{238}U 查《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录 I 表 15 可得到
各核素当量活度 (Bq)	1.21×10^{13}	7.74×10^{11}	5.69×10^{13}	由核素活度 \times 与 ^{131}I 之比
总当量活 (Bq)		6.98×10^{13}		各组分活度之和

天存放,不考虑滞留量,则排放到环境中的量为 5000 kg 金属铀。

3.2 比活度

根据《辐射安全手册》表 2.11,在 0.25% 丰度贫化铀中, ^{234}U 、 ^{235}U 和 ^{238}U 摩尔质量分别为 0.001%、0.20%、0.998%。则 5000 kg 金属铀中, ^{234}U 为 0.05 kg, ^{235}U 为 9.87 kg, ^{238}U 为 4990.07 kg。

根据《辐射安全手册》表 2.1, ^{234}U 比活度为 2.30×10^8 , ^{235}U 比活度为 8×10^4 , ^{238}U 比活度为 1.24×10^4 ,单位为 $\text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}$ 。则 ^{234}U 、 ^{235}U 和 ^{238}U 的核素活度为 1.13×10^{10} 、 7.9×10^8 和 6.19×10^{10} ,单位为 Bq。

3.3 与 ^{131}I 换算关系

根据《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》^[35]表 15 “大气释放:来自地面沉积和吸入的剂量”可知, ^{235}U 和 ^{238}U 对于 ^{131}I 的乘数分别为 980 和 920。

^{234}U 的乘数需要通过计算得到。根据《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录 I “放射性当量的计算”,已知 ^{234}U 呼吸率和沉积速度 V_g 分别为 $3.3 \times 10^{-4} \text{m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ 和 $1.5 \times 10^{-3} \text{m} \cdot \text{s}^{-1}$ 。根据《IAEA-TECDOC-1162》^[36]第 100 页表 3 暴露于地面污染的沉积转换因子, ^{234}U 的 50 年沉积转换因子 D 地面为 $1.6 \times 10^{-6} \text{Sv} \cdot \text{kBq}^{-1} \cdot \text{m}^{-2}$ 。根据《电离辐射防护与辐射源安全基本标准 GB 8871-2002》^[37]的表 B7 中,吸入:公众成员吸入单位摄入量所致的累积有效剂量, ^{234}U 的吸入剂量因子 D 吸入为 $9.4 \times 10^{-6} \text{Sv} \cdot \text{Bq}$ 。根据《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录 I 放射性当量的计算:

$$\text{总剂量 } D_{\text{总}}/QX = D_{\text{吸入}} \times \text{呼吸率} + V_g \times D_{\text{地面}} \quad (7)$$

$$\begin{aligned} ^{234}\text{U} \text{ 的总剂量 } D_{\text{总}}/QX &= 9.4 \times 10^{-6} \times 3.3 \times 10^{-4} + \\ & 1.5 \times 10^{-3} \times 1.6 \times 10^{-6} \quad (8) \\ &= 5.5 \times 10^{-9} \text{Sv/Bq} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3} \end{aligned}$$

根据《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录 I 放射性当量的计算表 15, ^{131}I 的总剂量为 $5.14 \times 10^{-12} \text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ 。则

$$^{234}\text{U} \text{ 对于 } ^{131}\text{I} \text{ 的乘数} = \frac{^{234}\text{U} \text{ 的总剂量}}{^{131}\text{I} \text{ 的总剂量}} = 1070 \quad (9)$$

3.4 计算结果

5000 kg 铀泄漏释放的放射性活度的数量(相当于大气释放 ^{131}I)为:

$$1.13 \times 10^{10} \times 1070 + 7.9 \times 10^8 \times 980 + 6.19 \times 10^{10} \times 920 = 6.98 \times 10^{13} \text{Bq} \quad (10)$$

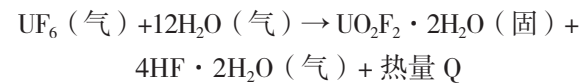
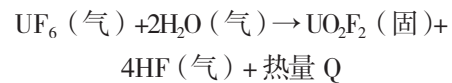
即 69.8 TBq。

根据 INES 的第 4 级事故,即没有明显场外风险、影响范围有限事故(一般事故)的解释,“导致放射学上相当于向大气释放几十到几百 TBq 碘 131 的放射性量相应的事件”。铀浓缩厂区最严重的事故为国际核事件分级表的 4 级,高于严重事件(INES 表第 3 级)的一般事故。

贫化铀容器贮存场地的最大假想事故及相关计算的结果同时验证了国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-5 号^[38]2.5 条:“在铀转化和铀浓缩设施,不存在能导致放射性物质严重场外释放(总量相当于活度达几千 TBq 量级的 ^{131}I 释放到空气中)的事故造成的潜在放射性危害”。

3.5 其他影响

根据气态六氟化铀与水蒸气反应方程式:



7.395 t 的 UF_6 有 26705 mol,可产生 84034 mol 的 HF 气体。会造成大规模的 HF 污染,其中 HF 的化学毒性对人体的影响最大,铀的化学毒性次之,之后是铀的辐射危害^[39-41]。如果发生泄漏,无论是贫化铀的毒性还是 HF 的毒性,都会对周围环境和人员健康产生危害^[42]。

又因为铀浓缩工厂潜在风险小,贫化铀贮存场地也随之建造在人口密集地区, UF_6 泄漏可能造成明显场外风险、扩大事故范围。

根据核与辐射安全监管的实践经验,铀浓缩工厂选址对环境的影响评价在核设施中要求不高,且不考虑规划限制区,厂址可以与自然保

护区、居住区直接相邻。而铀元素是长半衰期元素,在风力、水文等影响下,有可能导致附近地下水、主要河流被长期污染。

4 法规监管要求

根据目前的相关法律法规,贫化铀不属于放射性废物,按照一般放射源管控,也没有按照常规核材料严格管理,存在监管盲区。贫化铀容器按放射性物品运输容器暂存管理,并承诺有退役期限,实际使用中却是长期贮存。

另外,核设施营运单位应当依照法律、行政法规和标准的要求,设置核设施纵深防御体系,有效防范因技术原因、人为原因和自然灾害造成的威胁,确保核设施安全。核设施营运单位应当对核设施进行定期安全评价,并接受国务院核安全监管部门的审查^[43]。核设施营运单位在开展相关工作时,必须把贫化铀容器贮存设施考虑进去,而不是仅考虑几个主工艺厂房,更不应该在多次修订安分报告的过程中,忽略最初对贫化铀退役及处置的承诺。

放射性物质释放失去控制的事件,例如:(1)导致工作人员和厂区附近公众个人有效剂量当量超过国家规定的允许限值;(2)向环境排放的气体和液体放射性物质的量超过排放量控制值;(3)工作场所表面放射性物质污染水平超过国家规定的表面污染事故等级的事件;(4)导致人员伤亡或需要送医院治疗的核起因事件等^[44]。贫化铀容器露天存放若发生泄漏事件,因再无其他包容屏障,向环境排放的铀总量很容易超过控制批复限制,应按要求及时报告。

营运单位必须设置适当的密封屏障系统,提供可靠的密封功能和足够的包容能力,将放射性物质限制在规定部位或场所,使运行状态和事故工况下规定部位或场所之外遭受放射性物质污染的可能性减至最小;并保证任何放射性物质外逸造成的污染,在运行状态下低于规定限值,事故工况期间低于可接受限值^[45]。贫化铀存放仅有容器壁一层密封屏障,但是贫化

铀容器露天存放时间过长易腐蚀、易老化,阀门易损,密封性不能保证。因此,核设施营运单位应制定合理的监测方案,确保贫化铀容器的密封功能和包容能力长期有效可靠。

5 结论

贫化铀本身是核燃料循环中潜在放射性风险最小的,因此也导致相关部门对其核安全关注不够,同时考虑到经济成本,贮存方式比较粗放。根据监管经验,贫化铀贮存管理的岗位在铀浓缩厂为非主工艺运行岗位,对应车间为非主工艺车间,可能存在岗位人员配备要求不高、日常管理重视程度边缘化的情况。根据分析,可知存放时间延长导致风险增大,存放总量越大事故概率越大,因此加强重视迫在眉睫。建议:

(1)面对日趋增加的贫化铀贮存量,国内核安全监管部、核工业主管部门、营运单位应联合开展这方面的研究,对现存场地进行有效评估,确保安全。不能存在侥幸心理,无限期地把容器暂存在露天场所。

(2)开展贫化铀贮存及再利用的研究,通过转化成稳定铀化合物、核能和核技术利用发展等方式,减少铀浓缩厂贫化铀的存量。

(3)营运单位目前应加强贫化铀容器贮存场地的管理,加强巡检和日常维护,增加六氟化铀泄漏探测手段,做好消防、自然灾害防范及实体保卫,有效制定并实施应急预案。

(4)建立专门的密闭库房保管贫化铀容器,防止容器腐蚀、冷热交变、局部温差的影响,防止物料泄漏导致的环境污染。同时,库房设计要便于实施应急处置。

(5)阀门是六氟化铀容器中最脆弱的部分,在发生事故或做验证试验时往往阀门最易出现问题^[46]。贫化铀容器露天存放,都不同程度存在容器、阀门受环境腐蚀现象,且时间越久远、腐蚀越严重。因此,在转运、倒料、暂存贫化铀容器时,必须采取措施,防止容器、阀门、连接处等部位的破裂。

参考文献

- [1] 硅谷. 从发现原子到核能利用 [J]. 科学大观园, 2016 (15): 34-36.
- [2] 侯明东. 裂变的发现开启了核能利用的大门 [J]. 中学生数理化 (八年级物理) (配合人教版教材), 2017 (12): 23-24.
- [3] 许绯绯. 1942 年世界上第一个核反应堆点火 [J]. 环境导报, 2003 (19): 20.
- [4] 李小华, 何列, 李世祯, 等. 浅谈核能和核技术的和平利用 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 1-10.
- [5] 李颖涵, 王政. 国际能源署发布《核电》报告 [J]. 国外核新闻, 2020 (9): 24-28.
- [6] 周思源. 浅议核能与核电技术 [J]. 数码世界, 2017 (7): 95.
- [7] 阙骥, 曹芳芳, 蒋婧, 等. 贫化 UF_6 管理策略分析与安全监管要求探讨 [J]. 辐射防护通讯, 2012, 32 (6): 11-18.
- [8] Philip L. Cottingham, Lawrence K. Barker. Depleted uranium as catalyst for hydrocracking shale oil [J]. Ind. Eng. Chem. Prod. Res. Develop, 1973, 12 (1), 41-47.
- [9] CANNON-BROOKES P. Depleted uranium in the museum context [J]. Museum Management and Curatorship, 2001, 19 (1): 1-4.
- [10] Ian Fairlie. Depleted uranium: properties, military use and health risks [J]. Medicine, Conflict and Survival, 2009, 25 (1): 41-64.
- [11] ASHLEY SF, FENNER RA, NUTTALL WJ, et al. Life-cycle impacts from novel thorium-uranium-fuelled nuclear energy systems [J]. Energy Conversion and Management, 2015, 101: 136-150.
- [12] 国家核安全局. 中华人民共和国国家核安全局 2019 年年报 [R/OL]. (2020-06-23) [2021-05-18]. <http://heneng-hangyekt.kechuangfu.com/upload/file/20200628/1593328995637109.pdf>.
- [13] 环境保护部核与辐射安全中心. 核安全综合知识 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2018.
- [14] 李洪辉, 赵帅维, 贾梅兰, 等. 贫铀的处理与处置探讨 [J]. 环境科学与管理, 2016, 41 (7): 96-100.
- [15] PASCHOAAS, STEINH? USLER F. Depleted uranium (du) as tenr [J]. Radioactivity in the Environment, 2010, 17: 19-28.
- [16] 赵国志. 铀浓缩厂人因失效分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 84-88.
- [17] 甘建新, 李江红, 李生利. 关于贫化铀再利用的经济性分析 [C] // 中国核科学技术进展报告 (第五卷) —— 中国核学会 2017 年学术年会论文集第 4 册 (同位素分离分卷), 2018-04, 中国山东威海: 中国原子能出版社, 2017: 129-133.
- [18] Huda RaihanMohasr Al-Gayyim. Effects of depleted uranium on human health and positive energy computational on its source in life [J]. Materials Today: Proceedings. 2021, DOI: org/10.1016/j.matpr.2021.02.535.
- [19] OCDE, AEN. Management of depleted uranium [J]. s.n., 2001.
- [20] 韩滔, 赵敏. 贫铀管理的基本策略 [J]. 科技创新导报, 2016, 13 (22): 101-102.
- [21] 国家国防科技工业局. EJ T 307-2014 六氟化铀容器使用要求 [F]. 中华人民共和国核行业标准. 2014.
- [22] 荆永宇, 林华. 兰州铀浓缩厂核事故应急准备与响应 [C]. 第四届北京核学会核应用技术学术交流会: 北京核学会, 2006: 201-204.
- [23] 姜霞, 杨雪, 等. 铀浓缩设施工作场所空气中 UF_6 浓度限值的确定 [J]. 中国工业医学杂志, 2017, 30 (5). DOI: 10.13631/j.cnki.zggyyx.2017.05.024.
- [24] PARKER HMO, BEAUMONT JS, JOYCE MJ. Passive, non-intrusive assay of depleted uranium [J]. J Hazard Mater, 2019, 364: 293-299.
- [25] Clare Kapp. Who sends team to iraq to investigate effects of depleted uranium [J]. The Lancet, 2001, 358 (9283): 737.
- [26] 潘泽轩, 尹晶晶, 高洁, 等. 贫铀对啮齿类动物和人类生殖毒性研究进展 [J]. 辐射防护通讯, 2020, 40 (1): 38-42+48.
- [27] 环境保护部核与辐射安全中心. 核安全专业实务 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2018.
- [28] 国家核安全局. NNSA-HAJ-0001-2020 国际核与辐射事件分级手册 [M]. 核与辐射安全法规技术文件, 2020.
- [29] USDOE .Final Programmatic Environmental Impact Statement for Alternative Strategies for The Long-term Management and Use of Depleted Uranium Hexafluoride [R]. DOE EIS-0269, 1999.
- [30] 环境保护部核与辐射安全中心. 核安全相关法律法规 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2018.
- [31] 中国辐射防护研究院. GB/T 13695-1992 核燃料循环放射性流出物归一化排放量管理限值 [S]. 国家技术监督局, 1992.
- [32] 伍浩松, 戴定. 铀转化和浓缩市场依旧低迷 [J]. 中国核工业, 2017 (12): 62-64.
- [33] 潘自强. 辐射安全手册 [M], 科学出版社, 2011.
- [34] 康晶, 王彦, 李杰. 铀浓缩厂环境影响评价中有关排放源

- 项的讨论 [C] // 辐射防护分会 2012 年学术年会论文集, 2012-09, 中国浙江杭州; 出版社不详, 2012: 138.
- [35] 国际原子能机构 (IAEA), 经济合作与发展组织核能机构 (OECD/NEA). INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册 [M]. 国际原子能机构, 2008.
- [36] 国际原子能机构 (IAEA). 放射性应急评估和响应通用程序 (IAEA-TECDOC-1162) [S/OL]. [2021-05-18]. <https://www.earticle.net/Article/A274716>.
- [37] 核工业标准化研究所. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准 GB 8871-2002 [S/OL]. [2021-05-18]. <https://wenku.baidu.com/view/9fb44ad385868762caaed3383c4bb-4cf6ceb778.html>.
- [38] 国际原子能机构安全标准. 第 SSG-5 号出版物 [M]. 安全标准丛书, 2011.
- [39] 王彦, 顾志杰, 等. 关于贫化 UF₆ 安全处置方案的探讨 [C]. “二十一世纪初辐射防护论坛”第十次会议: 核与辐射设施退役及放射性废物治理研讨会论文集, 2012.
- [40] 商照荣. 贫化铀的环境污染影响及其对人体健康的危害 [J]. 辐射防护, 2005, 25 (1): 56-61.
- [41] 朱茂祥, 周平坤. 贫铀的健康影响研究进展 [J]. 辐射防护通讯, 2009, 29 (5): 25-29.
- [42] 岳永超, 李明华, 等. 贫铀的体内外毒性及流行病学研究进展 [J]. 现代生物医学进展, 2018, 18 (14). DOI: 10.13241/j.cnki.pmb.2018.14.041.
- [43] 中华人民共和国核安全法 [S/OL]. 2017-9-1. http://nnsa.mee.gov.cn/zcwj/fg/201709/t20170904_420856.html.
- [44] 核燃料循环设施的报告制度 [S/OL]. 1995-6-14. <http://nnsa.mee.gov.cn/zcwj/fg/201601/P020160115360580787364.pdf>.
- [45] 民用核燃料循环设施安全规定 [S/OL]. 1993-6-17. <http://nnsa.mee.gov.cn/zcwj/fg/201601/P020160115356202825387.pdf>.
- [46] 李筱珍. 我国六氟化铀容器标准分析综述 [J]. 核标准计量与质量, 2007 (2): 14-25.

Safety Analysis of Depleted Uranium Containers for Open Storage

Yang Zhen*, Lian Qianwen, Yang Zhangzhong, Shen Gang, Zhang Shucong

(North-Western China Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, NNSA, Lanzhou 730020, China)

Abstract: Depleted uranium is a byproduct of uranium enrichment. With the development of nuclear energy industry, depleted uranium storage increases year by year. Through the simulation calculation of depleted uranium's existing stock and annual new increment, this paper summarizes the current situation of depleted uranium's open-air storage, such as only one radioactive containment barrier for depleted uranium's open-air storage, the need for storage of many containers, and the corrosion of containers by natural environment. This paper analyzes the hidden danger of depleted uranium container in the open air storage from the emission limit, nuclear accident level, maximum false accident and so on, and then puts forward some opinions and rational utilization from the perspective of nuclear safety supervision.

Key words: depleted uranium, open storage, safety

(责任编辑: 梁 晔)

甘学英,徐春艳,张宇,等.废树脂热态压实废物包自辐照产气的初步计算分析[J].核安全,2022,21(1):51-58.

Gan Xueying, Xu Chunyang, Zhang Yu, et al. Preliminary Calculation and Analysis of Self-irradiation Gas Production for the Hot Resin Compaction Waste Package [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (1): 51-58.

废树脂热态压实废物包自辐照产气的初步计算分析

甘学英, 徐春艳, 张宇*, 李小龙, 蒋婧, 张春龙

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 本文通过 Microshield 软件和文献报道的气体辐射化学产额 (G 值), 采用偏保守参数和模型计算了废树脂热态压实废物包的吸收剂量以及产气量。结果表明, 废物包约 100 年后的吸收剂量趋于稳定, 预期和最大累积吸收剂量分别约为 3.6×10^5 Gy 和 1.4×10^6 Gy, 累积压力分别约为 1.0×10^6 Pa 和 2.5×10^6 Pa, 氢气体积比为 8%–12%。H₂ 浓度到达安全限值 (4%) 的预期和最快时间分别约为 0.97 年 (354 天) 和 0.22 年 (80 天)。本文目的在于为废树脂废物包自辐照产气进程的评估提供一种新的方法。

关键词: 废树脂; 废物包; 辐解; 产气; 辐射化学产额; 氢气

中图分类号: X771 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0051-08

目前,我国新建的一些核电机组放射性废物管理系统采用了一些新工艺新技术,如对放射性废树脂(以下简称废树脂)采用了烘干压实装桶处理或直接装入高整体容器,对含硼浓缩液采用了蒸干压缩装桶处理等技术。相对原有的水泥固化技术,这些技术的应用减小了废物包体积。但是,新技术也带来一些安全问题,如高比活度的废树脂在长期的暂存或处置过程中可能会辐解产气,这些气体在废物包装容器内累积,造成内压可能会使容器破裂,或生成潜在燃爆风险的混合气体。所以应该对这一类废树脂废物包的辐解产气进行分析。

废树脂辐解产气是一个复杂的过程,树脂的类型、含水率、比活度、负载离子等因素对树脂辐解产气都有很大影响。关于废树脂的辐解产气,20世纪60年代就开始了研究,Gorazd Mohorcic^[1]等研究了不同含水率的磺酸基阳离子树脂(Dowex 50W X10 和 Zeo-Karb 215)

在 2.5×10^5 rad/h 剂量率的 γ 射线辐照下的产气情况,发现干树脂主要产生 SO₂ 气体,湿树脂主要产生 H₂,且含水量越高,H₂ 的产生量越大。Karl J. Swyler^[2]等用不同的剂量率 γ 射线辐照磺酸基阳离子树脂(Amberlite IRN-77),发现没有关键的剂量率阈值,在相同吸收剂量下,H₂ 的产生量一样。Karl J. Swyler 还发现在辐照过程中,密封辐照环境中的氧气被辐照树脂消耗。A.Traboulsi^[3]等用 γ 射线研究了强碱性季胺型阴离子树脂(Amberlite IRA400)在有氧和无氧条件下的辐照降解情况,研究发现,在两种情况下都会产生三甲基胺和 H₂,有氧的情况下还会产生 CO₂ 气体。Aliaksandr Baidak^[4]等研究不同含水率的 Amberlite IRA400 树脂在 γ 射线辐照下的产气情况,发现 85% 含水率的树脂会辐解出过量的 H₂,这是因为溶解在水中的辐解产物三甲基胺、二甲基胺等发生了次级降解。上述学者在各自的试验条件下测得了各种气体的

收稿日期: 2021-08-09 修回日期: 2021-10-25

作者简介: 甘学英 (1970—), 男, 硕士, 核燃料循环与材料专业, 正高级工程师, 现主要从事放射性废物管理审评和监督工作

* 通讯作者: 张宇, E-mail: zhangyu@chinansc.cn

辐射化学产额 G 值(每吸收 100 eV 所产生的气体分子数)。

以上研究多用 γ 辐照装置加速废树脂的辐解,以气相色谱等仪器分析气体的组成和产生量。然而,废树脂废物包的产气一般在长期贮存或处置过程中逐渐释放,相关的研究未见报道。本文利用文献报道的废树脂辐解气体的 G 值和废树脂累积吸收剂量,计算分析我国废树脂热态压实废物包在长期贮存或处置期间的气体产生情况,为此类问题的研究提供一种新思路。

1 废树脂热态压实处理工艺

废树脂热态压实工艺是将核电厂卸载下来的放射性废树脂和 20% 添加剂计量装入一个锥形干燥器里,进行搅拌混合烘干,干燥后的废树脂(湿度 4%)混合物装入一个 160 L 可压缩碳钢桶($\Phi 510 \pm 1$)内进行超级压实,压缩饼优化厚度后,装入 200 L 废物桶($\Phi 563 \times H863$)内浇注水泥浆固定。水泥砂浆固定层的厚度是 0.02~0.03 m。最后送往废物暂存库贮存。图 1 所示为废树脂热态超压处理工艺流程。

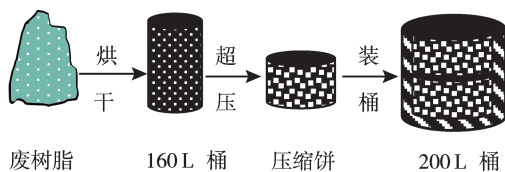


图 1 废树脂热态超压处理工艺流程

Fig.1 Flow chart of hot spent resin compaction process

2 计算方法

2.1 废物包自辐照剂量率和累积剂量的计算

废树脂热态压实废物包中的放射性主要来自反应堆一回路。表 1 给出了反应堆正常运行工况下一回路废树脂主要核素活度浓度的预期值;表 2 给出了反应堆燃料发生 0.25% 破损工况下一回路废树脂主要核素活度浓度的最大值。

表 1 一回路废树脂核素活度浓度的预期值

Table 1 Expected values of activity concentration of primary spent resins

核素	活度浓度 / ($\text{Bq} \cdot \text{L}^{-1}$)	200 L 废物桶 * 活度 /Bq
Cs-134	9.97×10^8	3.19×10^{11}
Cs-137	1.52×10^9	4.86×10^{11}
Sr-90	3.69×10^6	1.18×10^9
Mn-54	3.40×10^8	1.09×10^{11}
Fe-55	3.40×10^8	1.09×10^{11}
Co-58	6.69×10^8	2.14×10^{11}
Co-60	3.13×10^8	1.00×10^{11}
总量	4.18×10^9	1.34×10^{12}

*:假设 200 L 废物桶装 2 个 160 L 压缩饼。

表 2 一回路废树脂核素活度浓度的最大值

Table 2 Maxmums values of activity concentration of primary spent resins

核素	活度浓度 / ($\text{Bq} \cdot \text{L}^{-1}$)	200 L 废物桶 * 活度 /Bq
Cs-134	7.36×10^9	2.35×10^{12}
Cs-137	7.02×10^9	2.25×10^{12}
Sr-90	8.37×10^6	2.68×10^9
Mn-54	9.08×10^7	2.91×10^{10}
Fe-55	8.77×10^7	2.81×10^{10}
Co-58	2.33×10^8	7.45×10^{10}
Co-60	1.88×10^8	6.02×10^{10}
总量	1.50×10^{10}	4.80×10^{12}

*:假设 200 L 废物桶装 2 个 160 L 压缩饼。

废树脂压缩饼的平均高度为 421 ± 87 mm, 体积为 99 ± 22 L, 两个压缩饼装入一个废物桶, 假设源为 $\Phi 510 \times H850$ mm 的圆柱体(几何模型如图 2 所示), 压缩前废树脂的密度约为 $0.65 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$, 压缩后的密度取 $1.0 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$ 。由于是计算废树脂的吸收剂量率, 故不考虑桶壁屏蔽, 考虑到废物桶是垂直码放, 选取吸收剂量点为圆柱体顶面中心点, 计算所得的剂量率乘以 2, 则为中心废树脂吸收剂量率。累计吸收剂量通过剂量率积分得到。

Microsheild(8.03) 是 Grove software inc. 开发的用于辐射防护计算的软件, 利用该软件, 输入废树脂放射性比活度和源的几何模型参数, 可以计算出废树脂吸收剂量率。

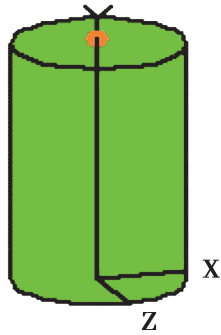


图2 废树脂废物包自辐照剂量率计算几何模型

Fig.2 Geometric model for self-irradiation dose rate calculation of spent resin waste package

2.2 废物包辐解释气的计算

废树脂热态压实废物包自辐照期间累积的气体压力由公式(1)计算得出。

$$P = \frac{kDRT}{100(\text{ev})AV} (m_c \sum_i G_{ci} + m_a \sum_i G_{ai}) \quad (1)$$

式中, P 为废树脂货包内累积气体压强, 单位 Pa; D 为废树脂累积吸收剂量, 单位 Gy; k 为单位转换常数, 等于 $6.24 \times 10^{15} \text{ ev} \cdot \text{g}^{-1} \cdot \text{Gy}^{-1}$; m_c 和 m_a 分别为废阳和废阴离子树脂质量, 本研究中的阳离子树脂为 $1.39 \times 10^5 \text{ g}$, 阴离子树脂为 $6.9 \times 10^4 \text{ g}$; R 为气体常数, 等于 $8.31 \text{ J} \cdot \text{mol}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$; T 为绝对温度, 单位 K, 本研究中取 298 K ; A 为阿伏伽德罗常数, 等于 $6.02 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$; V 为废物包空隙体积, 本研究中假设为 0.02 m^3 ; G_{ci} 和 G_{ai} 分别为废阳和废阴离子树脂某种辐解气体每吸收 100 电子伏能量所产生的气体分子数。

根据 H_2 在空气中燃爆的限值 4% 考虑, 在 200 L 树脂废物包内, H_2 达到燃爆限值的时间由公式(2)计算^[5]得出。

$$t_f = \frac{P_H}{r_H} \quad (2)$$

式中, t_f 为 H_2 达到燃爆的时间, 单位 a; P_H 为 H_2 达到燃爆时的分压, 等于 4068.05 Pa ; r_H 为氢气产生速率, 单位为 $\text{Pa} \cdot \text{a}^{-1}$ 。

3 结果和讨论

3.1 吸收剂量

废树脂热态压实废物包 200 年内的吸收剂量率和累积吸收剂量如图 3 所示。

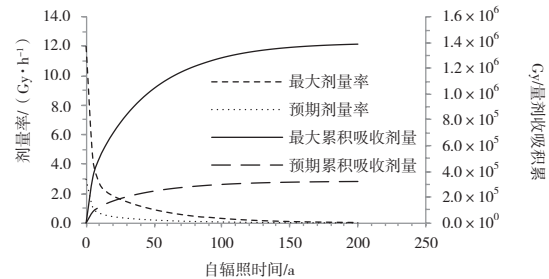


图3 废树脂废物包所受的吸收剂量率和累积吸收剂量

Fig.3 Absorbed dose rate and cumulative absorbed dose of spent resin waste package

由图 3 可以看出, 废树脂热态压实废物包的预期吸收剂量率和最大吸收剂量率分别在前 5 年和前 10 年迅速下降, 之后下降变缓, 约 80 年和 150 年后的预期吸收剂量率和最大吸收剂量率都趋近于 0。预期累积吸收剂量和最大累积吸收剂量分别在前 10 年和前 50 年快速上升, 之后上升放缓, 约 100 年和 150 年后的预期累积吸收剂量和最大累积吸收剂量分别进入一平台, 趋于稳定, 预期累积剂量达到约 $3.6 \times 10^5 \text{ Gy}$, 最大累积剂量约 $1.4 \times 10^6 \text{ Gy}$ 。

3.2 废物包辐解产气

表 3 总结归纳了有机离子交换树脂在 γ 射线辐照下产生的气体的 G 值, 其中序号 1-10 的有机树脂是阳离子交换树脂; 序号 11-22 的是阴离子交换树脂。由表 3 可以看出, 有机离子交换树脂辐解产气有以下规律。

(1) 阳离子交换树脂主要产生 H_2 、 CO_2 、 CO 、 SO_2 等气体, 阴离子交换树脂主要产生 H_2 、 CO_2 、三甲基胺 (TMAg)、二甲基胺 (DMAg) 等气体。二者均产生氢气, 氢气是主要辐解气体之一。

(2) 辐照条件相当的情况下, 阴离子交换树脂辐解产生气体的 G 值比阳离子树脂大, 说明容易辐解产气, 如序号 7 和序号 22。

(3) 树脂的含水率对 G 值影响重大, 含水率越高, G 值越大, 气体产生率越高。

表3 有机离子交换树脂辐照降解产生气体的G值
Table 3 G values of gases produced by irradiation degradation of organic ion exchange resins

序号	树脂型号	离子形式	辐照条件	G (H ₂)	G (SO ₂)	G (CO ₂)	G (CO)	G (TMAg)	G (DMAG)	参考文献
1	Dowex50wx10	H ⁺	干, 1.75 MGy, 真空环境	0.026	0.087	0.035	0.009			[1]
2	Zeo-Karb215	H ⁺	干, 1.75 MGy, 真空环境	0.051	0.001	0.019				[1]
3	Dowex50wx10	Li ⁺	干, 1.75 MGy, 真空环境	0.001	0.26	0.007	0.002			[1]
4	Dowex50wx10	H ⁺	12%~47%水	0.04~0.12	0.14	0.023	0.022			[6]
5	Dowex50wx10	Li ⁺	肿胀, 50%~60%水 5·10 ⁵ -2·10 ⁶ Gy	0.095	0.006	0.019	0.009			[1]
6	Dowex50wx10	H ⁺	肿胀, 50%~60%水 5·10 ⁵ -2·10 ⁶ Gy	0.095	0.006	0.019	0.027			[1]
7	Amberlite IRN-77	H ⁺	肿胀, 50%~60%水 10 ⁴ -10 ⁷ Gy	0.12		0.03				[2]
8	Zeo-Karb215	H ⁺	肿胀, 50%~60%水 5·10 ⁵ -2·10 ⁶ Gy	0.12	0.005	0.046	0.005			[1]
9	Dowex50wx10	H ⁺	有游离水 (>70%)	1.7		0.41				[1]
10	Dowex50wx10	Li ⁺	有游离水 (>70%)	1.3		0.41				[1]
11	Amberlite IRA-938	NO ₃ ⁻	空气中干燥	0.15		0.31				[7]
12	Dowex1x4	NO ₃ ⁻	空气中干燥	0.09			0.02			[8]
13	Amberlite TM IRA 400	Cl ⁻	5%水, 0.5 MGy, Ar 环境	0.12						[4]
14	Amberlite TM IRA 400	OH ⁻	5%水, 0.5 MGy, Ar 环境	0.12						[4]
15	Amberlite TM IRA 400	NO ₃ ⁻	5%水, 0.5 MGy, Ar 环境	0.075						[4]

续表

序号	树脂型号	离子形式	辐照条件	G (H ₂)	G (SO ₂)	G (CO ₂)	G (CO)	G (TMAG)	G (DMAG)	参考文献
16	Amberlite™ IRA 400	OH ⁻	50%水, 0.5 MGy, Ar 环境	0.25				0.5	>1.4	[4]
17	Amberlite™ IRA 400	Cl ⁻	50%水, 0.5 MGy, Ar 环境	0.25				1.0	0.12	[4]
18	Amberlite IRA 400	OH ⁻	53%水, 0.5 MGy, Ar 环境	0.4				1.49		[3]
19	Amberlite™ IRA400	OH ⁻	有游离水 (>70%), 0.5 MGy, Ar 环境	2.25				0.5	>1.4	[4]
20	Amberlite IRA400	OH ⁻	53%水, 0.1 MGy O ₂ 环境	0.47		2.21		1.39		[3]
21	Amberlite IRA 400	OH ⁻	53%水, 0.5 MGy, O ₂ 环境	1.13		3.17		1.7		[3]
22	Amberlite IRA400	OH ⁻	53%水, 1 × 10 ⁶ Gy, O ₂ 环境	0.73		1.32		0.38		[3]

(4) 吸收剂量对阴离子交换树脂的 G 值影响较大,对阳离子交换树脂影响较小。如序号 7, Karl J. Swyler^[2] 研究氢型 Amberlite IRN-77 树脂的辐照行为时,发现在累积辐照剂量 10^4 – 10^7 Gy 范围内, H_2 和 CO_2 的产生量与吸收剂量基本呈线性关系, G 值是常数,分别为 0.12 和 0.03。但是,氢氧根型 Amberlite IRA400 的树脂吸收剂量为 0.1、0.5 和 1 MGy 时, H_2 的 G 值分别为 0.47、1.13 和 0.73 (见表 2, 序号 20、21、22)。

(5) 有氧条件下的 G 值比无氧条件下高。

(6) 树脂的型号和负载形式对 G 值有一定的影响。

废树脂热态压实废物包辐解气体的压力计算需要试验测得的 G 值,特别需要与废物包整备工艺条件相近的 G 值。遗憾的是,文献所能提供的 G 值有限。为了估算废物包产气情况,本研究首先考虑选取了接近热态压实工艺条件的 G 值,如废树脂含水率、吸收剂量 10^5 – 10^6 Gy、初始环境有氧等。如果没有合适的 G 值,则选择邻近条件下偏保守的 G 值。本文的计算中,阳离子交换树脂的 G 值选用了序号 5 的值,阴离子交换树脂的 $G_{(H_2)}$ 值选用了序号 14 的值, $G_{(TMAg)}$ 和 $G_{(CO)}$ 选用了序号 20 的值。

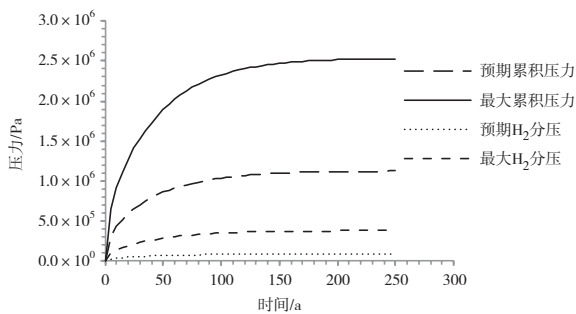


图4 废物包内气体累积压力、氢气分压与时间的关系
Fig.4 Relationship of gas accumulation pressure and hydrogen partial pressure in waste package with time

图 4 给出了 250 年期间废树脂热态压实废物包的气体压力与时间的关系。可以看出,100 年后的预期累积压力和最大累积压力趋于稳定,分别达到约 1.0×10^6 Pa 和 2.5×10^6 Pa。此时,废树脂预期累积吸收剂量达到约 3.6×10^5 Gy,最大累积吸收剂量约 1.2×10^6 Gy。

Mcfarland^[9]检测三哩岛核电厂的有机离子交换树脂废物桶内辐解气体的累积压力,废树脂的填充率为 0.866。发现废物桶内的累积压力在吸收剂量 5×10^5 – 2×10^7 Gy 范围内呈线性关系。阴离子树脂桶在 8×10^6 Gy 剂量时,累积压力达到 1.38×10^6 Pa;而阳离子树脂则要在 2×10^7 Gy 剂量时,才能达到这个压力水平。需要指出的是,本研究计算的累积压力偏于保守,预期累积压力小于三哩岛的树脂,最大累积压力则大于三哩岛的树脂。

氢气分压也在 100 年后趋于稳定,预期和最大分压分别达到 0.8×10^5 Pa 和 3×10^5 Pa。对于一个密闭的废物包空间,氢气的分压与总压相比等于体积比,那么树脂废物包辐解产气稳态期间,氢气所占体积比在 8% 和 12% 之间。

3.3 氢气生成速率

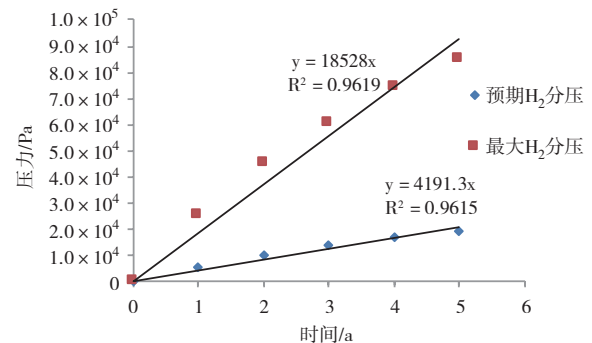


图5 H_2 最初 5 年的压力变化

Fig.5 Pressure changes of H_2 in the first 5 years

废树脂吸收剂量主要在前几年快速增长。图 5 给出了树脂前 5 年中 H_2 的产生规律,基本呈线性增加,预期 H_2 产生速率和最大 H_2 产生速率分别为 $4191 \text{ Pa} \cdot \text{a}^{-1}$ 和 $18528 \text{ Pa} \cdot \text{a}^{-1}$ 。根据式(2)计算,在预期情况下, H_2 达到燃爆限值的时间约为 0.97 年(354 天);最大情况下,氢气达到燃爆限值的时间约为 0.22 年(80 天)。

氢气在空气中的体积浓度在 4%–74% 时,遇到火源就会燃爆。但是并不意味着废树脂热态压实废物包内的氢气超过 4% 就会燃爆,据 Karl J. Swyler^[2] 研究发现,辐照树脂上部环境中的氧气会迅速消耗, 10^5 Gy 的辐照剂量足够促使每克树脂消耗至少 $1 \times 10^{-3} \text{ mol}$ 的氧

气。在没有氧气或者氧气很少的情况下, 燃爆的风险会降低。在具体燃爆限值不清楚的情况下, 将 4% 氢气作为树脂废物包的安全限值是可取的。

4 结论

本文通过 Microsheild(8.03) 和文献报道试验测得的各种气体的 G 值, 在保守的假设条件下计算了树脂热态压实废物包的吸收剂量以及产气情况, 得出以下结论。

(1) 树脂废物包约 100 年后的吸收剂量趋于稳定, 预期累积剂量约为 3.6×10^5 Gy, 最大累积剂量约为 1.4×10^6 Gy。累积压力也趋于稳定, 分别达到约 1.0×10^6 Pa 和 2.5×10^6 Pa, 氢气所占体积比在 8% 和 12% 之间。

(2) H_2 分压在前 5 年呈线性增加, 预期 H_2 和最大 H_2 的产生速率分别为 $4191 \text{ Pa} \cdot \text{a}^{-1}$ 和 $18528 \text{ Pa} \cdot \text{a}^{-1}$ 。 H_2 达到燃爆限值的时间分别约为 0.97 年(354 天) 和 0.22 年(80 天)。

(3) 本研究为放射性废物包辐解产气进程评估提供了一种新方法。由于研究结果是在一个较保守条件下得出的, 因此, 为了得到更准确的废物包气体压力, 需要进一步研究废树脂的真实活度浓度、热态压实工艺条件下废树脂包的 G 值, 以及产气与周围基质的反应。尽管如此, 初步研究结果显示: 对于高活度的废树脂废物包, 在超过 1 年贮存期后应该监测废物包内气体的产生情况。

致谢: 中国原子能科学研究院放射化学研究所王波研究员为本文的撰写提供了帮助, 在此表示感谢!

参考文献

- [1] Gorazd M, Vili K. Gasses evolved by ^{60}Co radiation degradation of strongly acidic ion exchange resins [J]. Journal of Polymer Science Part C: Polymer Symposia, 1967, 16 (7): 4185-4195.
- [2] Karl J S, Cleveland E D, Ramesh D, et al. Irradiation effects in the storage and disposal of radioactive ion-exchange resins [J]. MRS Proceedings, 1982, 15.
- [3] Traboulsi A, Labed V, Dauvois V, et al. Gamma radiation effect on gas production in anion exchange resins [J]. Nuclear Inst. and Methods in Physics Research, B, 2013, 312: 7-14.
- [4] Aliaksandr B, Jay A L. Radiation-induced decomposition of anion exchange resins [J]. Journal of Nuclear Materials, 2010, 407 (3): 211-219.
- [5] Bibler N E. Radiolytic H_2 Production from DWPF Sludge Feed Solution: Report DPST-93-373 [R]. Aiken: Savannah River Laboratory, 1983.
- [6] Motorcic G, Karner V, Pregelj M. Interaction of a sulfonic acid ion exchange resin with tritiated water on γ -irradiation [J]. Intern. J. Appl. Radiation Isotopes, 1974 (25): 177.
- [7] Kazanjian A R, Killion M E. Radiation Effects on Amberlite IRA-938 and Bio-Rad AG-MP-50 Ion Exchange Resins [J]. Rockwell International Energy Systems Group, Rocky Flats, Colorado, RFP-3167, 1982.
- [8] Kazanjian A R, Horrell D R. Radiation Effects on Ion-Exchange Resins- II [J]. Gamma Irradiation of Dowex 1, U.S.AEC, Rock Flats Division, Golden, Colorado, RFP-2354, 1975.
- [9] McFarland R C. Analysis of irradiated ion exchange material: Final research report on project A60-611 [R]. North Avenue: Georgia Institute of Technology, 1981.

Preliminary Calculation and Analysis of Self-irradiation Gas Production for the Hot Resin Compaction Waste Package

Gan Xueying, Xu Chunyang, Zhang Yu*, Li Xiaolong, Jiang Jing, Zhang Chunlong

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

Abstract: Absorbed dose and gas production of the hot resin compaction waste package were calculated and analyzed under a condition of choosing conservative parameters and models with Microshield software and the gas radiation chemical yield (G value) reported in the literatures. The results showed that the absorbed dose of the resin waste package tends to be stable after about 100 years, and the expected and the maximum cumulative doses are about 3.6×10^5 Gy and 1.4×10^6 Gy respectively, and the corresponding cumulative pressures are 1.0×10^6 Pa and 2.5×10^6 Pa, and the hydrogen volume ratio is about 8%–12%. The expected and the fastest time for H_2 concentration to reach the safety limit (4%) are about 0.97 years (354 days) and 0.22 years (80 days), respectively. It was intended to develop a new approach to access the gas production evolution of spent resin waste package resulting from self-irradiation in this study.

Key words: spent resin; waste package; radiolysis; gas production; radiation chemical yield; hydrogen

(责任编辑: 许龙飞)

何燕玲,夏冬琴,雍诺. 信源可信度对核电公众接受影响的研究[J]. 核安全,2022,21(1):59-68.

He Yanling, Xia Dongqin, Yong Nuo. The Role of Source Credibility on Public Acceptance of Nuclear Energy [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(1): 59-68.

信源可信度对核电公众接受影响的研究

何燕玲^{1,2}, 夏冬琴^{1,*}, 雍诺¹

(1. 中国科学院合肥物质科学研究院核能安全技术研究所, 合肥 230031; 2. 中国科学技术大学, 合肥 230026)

摘要: 公众对核电的态度受各种信息的影响, 信息源可信度是说服力的重要决定因素。在我国, 核安全监管机构、核电企业和专家是主要的核信息发布源, 研究不同信息源可信度对公众核电态度的影响对核电的可持续发展十分重要。本研究基于源可信度理论, 考察了公众对不同信源的可信度认知, 构建了核电公众接受回归模型并开展实证研究。研究发现, 不同源的可信度对核电认知和态度的影响存在差异。监管机构可信度通过感知利益和感知风险影响公众接受; 核电企业可信度对公众接受影响不显著; 专家可信度直接积极影响公众接受度, 但对感知利益和感知风险影响不显著。感知风险和感知利益直接显著影响公众接受度。研究结果可为核电领域的风险沟通提供依据。

关键词: 核电; 公众接受度; 感知风险; 感知利益; 源可信度

中图分类号: F426 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0059-10

核能被认为是一种可大规模替代化石能源的清洁能源, 在我国能源结构中发挥着越来越重要的作用。但核能利用是一柄“双刃剑”, 核电站具有潜在的辐射风险, 一旦发生核事故将会引发不可预期的后果。世界范围内三起严重核事故(1979年的三哩岛核事故、1986年的切尔诺贝利核事故和2011年的福岛核事故)的发生进一步加剧了公众对核能的恐惧心理。

近年来, 尤其是福岛核事故后, 公众对核电发展的怀疑和反对情绪高涨, “邻避效应”问题日益突出。许多拟建或在建的核设施项目都因当地公众的强烈反对而搁浅, 如2013年江门反核事件、2016年连云港千人反核事件, 以及2018年长沙核工业易地重建事件等。这些信息

在互联网上迅速传播, 加深了公众对核电的担忧。公众接受已成为核电发展面临的瓶颈问题, 研究信息对公众的核电风险认知和态度的影响, 对核电的可持续发展至关重要。

公众态度受到个人经验和从社会环境中获取的信息的影响^[1]。人们根据信息作出决策, 其中来源可信度这一特征发挥着重要影响^[2]。过去的研究发现, 在生物技术和转基因食品等与科学相关的问题上, 信息源可信度会使信息更容易被接受。同时, 不同信息源的可信度对公众的影响也会有所差异^[3]。《核安全法》中规定: 我国核电厂核安全信息公开主体主要包括核安全监管机构和核电企业^[4]。有研究指出: 我国核能的政策决策主要是由国家政府机构、

收稿日期: 2021-01-04 修回日期: 2021-11-25

基金项目: 国家核安全局核与辐射安全监管项目, 编号: JD202032

作者简介: 何燕玲(1983—), 女, 博士研究生, 现主要从事核电风险认知与公众接受度方面的研究工作

* 通讯作者: 夏冬琴, Email: dongqin.xia@inest.cas.cn

国有核电企业和科学专家主导^[5]。因此,本研究将核安全监管机构、核电企业和专家视为核电信息发布的主要源头。本文中专家主要指行业科研机构和智库机构的核专家。在信息渠道多元化、信息传播速度较快的信息时代,公众如何看待这些信息源,信息源是否可靠和专业,以及不同信息源可信度如何影响公众的认知和态度,这些问题尚待研究。

本文对比了公众对不同信息源(核安全监管机构、核电企业、专家)的可信度认知,研究了不同信源可信度对公众态度的影响,考察了感知利益和感知风险的中介作用。研究结果可为核电领域的风险沟通提供依据。

1 理论基础与国内外研究现状

1.1 源可信度理论

源可信度理论最早是由 Hovland 等人基于社会心理学方面的研究于 1951 年提出。源可信度是指个体认为发布信息的主体所提供的信息是可信的、准确的和完整的程度。

20 世纪 70 年代初,学者 Kahneman、Tversky 提出“认知吝啬”的观点^[6]。他们认为,人们是通过各种启发式策略,利用一些简单线索或容易得到的信息线索(如信息源可信度)去判断信息的有效性,从而作出决策和判断^[6]。作为“认知吝啬鬼”,人们通常缺乏系统地处理信息的动机和认知能力(如有限的领域知识)^[7]。因此,个体通常依赖启发式这样的捷径来评估信息^[8]。人们通过评估信息源来判断信息内容和信息主题是否有效和可信^[9]。信息来源的可信度也可以作为个人用来评估复杂或比较有争议的科学技术的启发式判断依据^[9]。人们常依赖科学家或政策制定者传播的高度可靠的数据信息来评估利益、风险和不确定性^[10]。Hovland 等人认为,信息源可信度是影响沟通有效性的重要因素,并将信息源可信度分为专业性和可靠性^[11]。当谈到核能,大多数公众缺乏对核能知识的了解,他们更容易采用启发式进行决策和判断,这也是一种“认知吝啬”捷径。一些实证研究也验证了源可信度和核电接受度之间存在联系^[12,13]。

1.2 国内外研究现状

在自然灾害风险管理、风险技术、健康等领域有研究表明,源可信度可以影响个体的感知风险,并改变个体的态度和行为^[14-19]。Han 等分析了地震对公众感知风险的影响,检验了政府可信度对感知风险的作用^[19]。Siegrist 等验证了可信度是感知风险和感知利益的重要预测因素,并在核能、杀虫剂、人造甜味剂等模型中都能应用^[20]。Trumbo 等则验证了源可信度对公众健康感知风险的作用,并对三种不同信息源的可信度进行了评估^[14]。

在核能领域,国外学者已开始关注源可信度的重要性。一部分研究关注公众的源可信度认知。新加坡学者 Ho 等基于信息源可信度理论考察了公众的可信度认知,并对公众获取核信息源的媒体渠道和信息可信度进行了跨国分析比较^[7]。Ho 等还研究了东南亚公众对核能相关信息的媒体消费模式,以及公众对核能信息来源和信息可信度的认知^[3]。另一部分研究关注源可信度对公众信息处理、认知和态度的影响。Ryu 等利用信息处理启发式系统模型检验了信息在感知风险中的作用与福岛第一核电站事故的关联,认为信息源可信度正向影响启发式判断^[15]。Vyncke 等根据福岛核事故带来的健康相关问题,调查了不同媒体来源对公众健康感知风险的影响^[16]。Ryu 等根据韩国的一项调查,评估了源可信度对住在核电站附近居民的影响,发现源可信度影响了感知风险和核电公众接受度^[21]。综上所述,在核能领域,国外学者已经针对源可信度开展了不同层次的研究,主要包括不同源可信度认知的分析以及源可信度对公众核态度的影响。

在国内,已有的研究多关注社会信任对核电公众接受的影响^[22,23],且重点关注政府可信度^[24,25]。然而,在信息渠道多元化的今天,仅仅考虑政府这一单一来源并不全面。最近,Wang 等考察了信息公开对核电公众接受度的影响,以及信息可信度在其中的调节作用,同时呼吁未来应更多地考虑信息的来源(如媒体、政府和有关机构)的不同^[26]。目前,同时将核安全监管

机构、核电企业、专家三种信息源都纳入考虑的研究尚不多见。因此,本文基于源可信度理论,考察了中国公众对不同信源可信度的认知,研究了不同信源可信度对核电风险认知和态度的影响和差异,并考察了感知风险和感知利益的中介作用。其中源主要包括核安全监管机构、核电企业和专家,源可信度主要从专业性和可靠性两个维度进行测量。

2 研究方法

2.1 模型

根据以上文献回顾,我们基于源可信度理论建立了核电公众接受的影响因素模型,如图1所示。其中,源可信度为自变量,主要包括监管机构可信度、核电企业可信度、专家可信度。中介变量为感知风险和感知利益。核电公众接受是因变量。性别、年龄、学历、户口是控制变量。

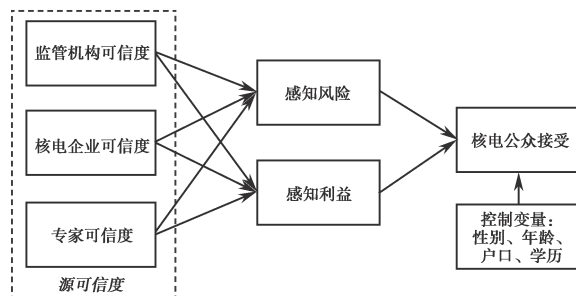


图1 核电公众接受影响因素模型框架

Fig. 1 Framework of factors influencing public acceptance of nuclear energy

2.2 调查样本与数据收集

本研究采用在线问卷调查法,在2019年12月期间,通过专业调查工具问卷星在全国范围内进行调查和数据收集。首先,上传所有问题并生成一个在线问卷和URL链接。随后,通过不同网络媒体(如微信公众号等)随机分发给潜在的受访者。对收集到的问卷进行检查和复核,剔除不完整的问卷和主要变量答案相同或值缺失的问卷。最终,采用SPSS 21.0数据统计软件对来自全国29个省级行政区域的995份有效问卷进行进一步的数据分析。参与者的性别、户口、年龄和教育程度等人口统计学特征见

表1。从统计结果可以看出:参与调查的人员覆盖范围较广,样本人群分布在不同性别、户口、年龄段、教育程度和月收入中,样本调查具有多样性和随机性。

表1 参与调查者人口统计学特征 (N=995)
Table 1 Demographic profile of participants (N=995)

人口统计自变量	样本数/人	百分比/%
性别	男	627 63.0
	女	368 37.0
户口	农村	486 48.8
	城镇	509 51.2
年龄	<20岁	300 30.2
	21~30岁	416 41.8
	31~40岁	163 16.4
	41~50岁	81 8.1
	>50岁	35 3.5
	教育程度	小学及以下
初中		31 3.1
高中(或中专、技校)		107 10.7
本科(或大专)		735 73.9
研究生及以上		114 11.5
月收入	<2000元	562 56.5
	2001~5000元	179 18.0
	5001~8000元	107 10.8
	8001~10000元	56 5.6
	>10000元	91 9.1

2.3 变量测量

问卷的主要内容由三个部分构成:第一部分调查了公众对核电的认知情况及对核电接受程度;第二部分调查了公众对不同源可信度的认知;第三部分调查了人口统计学特征,包括被调查者性别、户口、年龄及教育程度等信息,见表1。为确保本次调查具有较高的信度和效度,本研究所有变量均依据现有的成熟量表进行制定和改编。本次调查问卷采用五星李克特量表进行测量(1代表完全不同意,2代表不同意,3代表不确定,4代表同意,5代表完全同意),变量题项及来源见表2。

表 2 问卷设计和变量设定
Table 2 Design of the survey and the list of all variables

变量	题项	量表来源
核电接受度	1. 我支持核能发电 2. 核能是一种非常好的发电方式 3. 核电厂的数量应该增加	[27]
感知利益	总的来说,您认为: 1. 使用核电厂发电,会缓解气候变化 2. 如果不使用核电,电价将会变高 3. 核电厂的建设使得能源供应得到长期保障	[28]
感知风险	关于核电厂可能带来的风险,您认为是: 1. 缺乏控制的 2. 令人恐惧的 3. 灾难性的 4. 致命的 5. 风险大于收益的 6. 不易察觉的 7. 未知的 8. 新出现的 9. 伤害是滞后的	[29]
监管机构可信度	1. 监管机构提供的核电信息是客观并且可靠的 2. 当前的科技水平足以准确评估核电风险	[30]
核电企业可信度	1. 核电企业会按照规定处理核事故 2. 核电企业可以有效地控制核电风险	
专家可信度	1. 研究机构和行业专家提供的核电信息是客观并且可靠的 2. 行业专家可以有效地监督和指导核电站的建设,消除隐患	

3 数据分析与结果

3.1 信效度分析

由表 3 可知:所有变量的 Cronbach's α 系数均在 0.6 以上,组合信度 CR 都在 0.8 以上,表明变量具有较好的信度;所有变量的因子载荷 FL 和平均变异数抽取量 AVE 均在 0.5 以上,说明样本具有较好的效度。

3.2 相关性分析

所有变量的均值、标准差及相关系数见表 4。由表 4 可知:监管机构可信度、核电企业可信度、专家可信度与核电接受度都呈正相关

($r = 0.327, 0.317, 0.337$)且 $p < 0.001$,其中 r 为皮尔逊相关系数, p 为显著水平。风险感知与核电接受度呈负相关($r = -0.326, p < 0.001$)。利益感知与核电接受度呈正相关($r = 0.431, p < 0.001$)。监管机构可信度、核电企业可信度、专家可信度与感知风险都呈负相关($r = -0.390, -0.379, -0.364$)且 $p < 0.001$,与感知利益都呈正相关($r = 0.461, 0.432, 0.434$)且 $p < 0.001$ 。

3.3 描述性分析

3.3.1 公众对核电的态度和认知

调查中将公众对核电的态度分为“正向态度(完全同意、同意)”“不确定”“负向态度(不

表3 信效度分析
Table 3 Reliability and validity analysis

变量	Cronbach's α	Composite Reliability (CR)	Factor Loading (FL)	AVE
核电接受度	0.916	0.949	0.894~0.950	0.861
监管机构可信度	0.742	0.887	0.893	0.797
核电企业可信度	0.846	0.929	0.931	0.867
专家可信度	0.800	0.910	0.914	0.835
感知风险	0.885	0.909	0.554~0.834	0.529
感知利益	0.644	0.813	0.677~0.841	0.593

表4 均值、标准差, 相关性和 AVE 平方根
Table 4 Means, standard deviations, correlations and square roots of AVE (N = 995)

变量	均值	标准差	1	2	3	4	5	6
1. 核电接受度	3.990	0.945	0.928					
2. 监管机构可信度	3.703	0.672	0.327***	0.893				
3. 核电企业可信度	3.759	0.685	0.317***	0.766***	0.931			
4. 专家可信度	3.774	0.670	0.337***	0.829***	0.790***	0.914		
5. 感知风险	3.059	0.801	-0.326***	-0.390***	-0.379***	-0.364***	0.727	
6. 感知利益	3.762	0.638	0.431***	0.461***	0.432***	0.434***	-0.369***	0.770

同意、完全不同意”。结果显示:当前我国公众对核电的接受程度整体较高。其中,人们对于“我支持核能发电”“核能是一种非常好的发电方式”“核电厂的数量应该增加”这3个题项持正向态度的比例分别是80.7%、80.8%、57.0%,持负向态度的分别是5.8%、5.5%、11.3%,不确定态度的分别是13.5%、13.7%、31.7%。然而值得注意的是,当提到“核电厂的数量应该增加”时,公众的态度变得保守起来,这对新建或拟建地区的公众沟通工作提出了更高的要求。同时,由表4可知,公众对核电的感知利益均值为3.762,感知风险均值为3.059,说明公众对核电的利益感知高于风险感知。也就是说,公众认为发展核电的利益大于风险。

3.3.2 公众对不同信源的可信度认知

本节分析公众对不同信源的可信度认知,包括核安全监管机构、核电企业和专家的可信度认知。可信度主要从两个方面来考察,一是信息的客观性与可靠性,二是专业性与管控风险能力。研究结果显示:核电信息传递过程中,

公众对核安全监管机构、核电企业和行业专家提供的核电信息是客观并且可靠的,信任程度分别是70.3%、69.2%和71.5%。由此可见,公众对核安全监管机构、核电企业和行业专家提供的核电信息的信任程度是很高的。同时,在有效监管、评估和控制核风险方面,公众对核安全监管机构、核电企业、行业专家的信任度也较高,分别是58.0%、64.9%和68.5%,这说明公众对核安全监管机构、核电企业和行业专家管控风险的能力也是比较信任的。

由表4可知,公众对核安全监管机构、核电企业和行业专家的可信度认知都比较高(M值分别为3.703、3.759、3.774)。相对来讲,人们最信任的是专家,然后是核电企业,最后是核安全监管机构。说明公众更倾向于信任专业、理性和公正无私的专家或第三方专业机构。

3.4 回归分析

已有的研究证明:可信度是影响核电公众接受度的重要因素^[21,30]。因此,本节主要分析

不同源可信度对公众认知以及核电公众接受度的影响。表5显示了不同源可信度对公众认知与核电接受度的回归系数。

模型1分析不同源可信度对核电公众接受度的影响。结果显示:监管机构可信度对核电公众接受度有显著积极影响(回归系数 $\beta = 0.112, p < 0.05$)。核电企业可信度对核电公众接受度影响不显著(回归系数 $\beta = 0.092, p > 0.05$)。专家可信度积极显著影响核电公众接受度(回归系数 $\beta = 0.165, p < 0.01$)。

模型2分析感知利益和感知风险对核电公众接受的影响。结果显示:感知利益积极显著影响核电公众接受度(回归系数 $\beta = 0.350, p < 0.001$),感知风险负向显著影响核电公众接受度(回归系数 $\beta = -0.175, p < 0.001$)。

模型3分析不同源可信度对感知利益的影响。结果表明:监管机构可信度对感知利益有显著积极影响(回归系数 $\beta = 0.246, p < 0.001$)。核电企业可信度积极显著影响感知利益(回归系数 $\beta = 0.149, p < 0.01$)。专家可信度对感知利益影响不显著(回归系数 $\beta = 0.102, p > 0.05$)。

模型4分析不同源可信度对感知风险的影响。结果表明:监管机构可信度对感知风险有显著负向影响(回归系数 $\beta = -0.216, p < 0.001$);核电企业可信度有负向显著影响(感知风险回归系数 $\beta = -0.165, p < 0.01$);专家可信度对感知风险影响不显著(回归系数 $\beta = -0.046, p > 0.05$)。

模型5验证感知利益和感知风险的中介作用。监管机构可信度对核电公众接受度影响显著(模型1),监管机构可信度对感知利益和感知风险影响显著(模型3、模型4),感知风险和感知利益对核电公众接受度影响显著(模型2)。因此,模型5可进一步验证感知风险和感知利益在监管机构可信度和核电公众接受度的中介作用。模型5显示:监管机构显著积极影响核电公众接受度(回归系数 $\beta = 0.132, p < 0.001$);感知利益显著积极影响核电公众接受度(回归系数 $\beta = 0.302, p < 0.001$);感知风险显著负向影响核

电公众接受度(回归系数 $\beta = -0.141, p < 0.001$),且 R^2 值逐渐增加。因此,感知利益和感知风险在监管机构可信度和核电公众接受度之间起着中介作用,即监管机构可信度通过感知利益和感知风险间接影响核电公众接受度。模型1显示,核电企业可信度对核电公众接受度影响不显著($p > 0.05$),因此,无须进一步检验中介效应。模型1显示:专家可信度积极显著影响核电公众接受度($\beta = 0.165, p < 0.01$)。但在第二步模型3和模型4中,专家可信度对感知利益和感知风险影响均不显著($p > 0.05$),因此无须做中介效应检验。

从以上五个模型的回归分析结果可知:不同源可信度对核电公众的认知和态度存在差异,具体来讲,有以下几方面:

(1)监管机构可信度通过感知利益和感知风险间接影响核电公众接受度。也就是说,提高监管机构的可信度,能增强公众的利益认知,减少公众的风险认知,从而提升公众接受度。

(2)核电企业可信度对核电态度影响不显著。这可能是因为,公众认为核电企业代表着核电利益方,他们发布的核电信息是以他们的利益出发的,公众很难仅凭对核电企业的信任就作出判断,反而倾向于依赖权威的专家和监管机构对核电作出评估。

(3)专家可信度对公众的核态度有显著积极影响。说明专家的专业性、可靠性和权威性得到了公众认可,公众对专家的可信度会提高核电接受度。因此,在核电站选址或新建阶段,通过专家讲座等形式向公众普及核电知识,可以有效提升公众对核电的接受度。

同时,感知利益和感知风险直接显著影响核电公众接受度,且感知利益的作用比感知风险的作用更强。因此,加强利益能够显著影响公众的态度,如通过发放补贴、提供就业机会、降低电价等方式给予公众切实有效的好处,公众对核电的接受度就会得到提升。同时,降低公众的风险认知可以有效提高公众对核电的接受度。

表 5 回归分析
Table 5 Regression analysis

变量	核电公众接受 (X → Y)		感知利益 (X → M1)		感知风险 (X → M2)		核电公众接受 (X+M → Y)		
	模型 1	模型 2	模型 3	模型 3	模型 4	模型 4	模型 5	模型 5	
性别	-0.214***	-0.214***	-0.199***	-0.152***	0.207***	0.166***	-0.214***	-0.179***	-0.110***
年龄	-0.053	-0.053	0.071*	0.028	0.006	0.045	-0.053	-0.085**	-0.087**
户口	0.049	0.049	-0.024	-0.011	-0.112**	-0.123***	0.049	0.064*	0.047
学历	-0.008	-0.008	-0.005	0.020	0.041	0.021	-0.008	0.016	0.009
监管机构可信度	0.112*			0.246***		-0.216***		0.321***	0.132***
核电企业可信度	0.092			0.149**		-0.165**			—
专家可信度	0.165**			0.102		-0.046			—
感知利益				0.350***					0.302***
感知风险				-0.175***					-0.141***
R ²	0.048	0.164	0.043	0.253	0.049	0.204	0.048	0.148	0.248
ΔR ²	0.048	0.048	0.043	0.210	0.049	0.155	0.048	0.100	0.100
F	12.447***	27.760***	11.115***	47.836***	12.616***	36.113***	12.447***	34.322***	46.459***
ΔF	12.447***	45.918***	11.115***	92.679***	12.616***	64.221***	12.447***	116.036***	65.595***

注：*表示 $p < 0.05$ ，**表示 $p < 0.01$ ，***表示 $p < 0.001$ ；VIF < 3。

4 结论与政策建议

本研究基于源可信度理论,通过问卷调查,考察了中国公众对不同信源可信度的认知,包括对核安全监管机构、核电企业和专家的可信度认知。同时,研究了不同信源可信度对公众核电认知与态度的影响与差异,考察了感知利益和感知风险的中介作用。通过研究可以得出以下结论和建议:

(1) 总体而言,人们对核电的接受程度比较高。这可能是由于我国有将近 30 年核电站安全稳定运行的良好记录,但对于是否应增加核电站数量,公众的态度变得保守。因此,在新建和拟建核电站地区要加强核电的风险沟通工作。在感知风险和感知利益方面,公众的利益感知大于风险感知,这说明中国公众对核电持有较积极的态度。

(2) 公众对三类主要信息源的信任程度较高。从核电信息的客观性和可靠性方面来看,公众对核安全监管机构、行业专家和核电企业提供的核电信息的信任程度是很高的。而在专业和能力方面,公众也相信核安全监管机构、行业专家和核电企业管控风险的能力。相对而言,公众更倾向于信任行业专家提供的核电信息,因此,新建或拟建核电地区的公众沟通和科普工作应当以专家为主,通过专家讲座等形式向公众普及核电知识,以提升公众核电接受度。

(3) 不同信息源可信度对公众核电认知和态度存在显著差异。公众在对核能作出判断的时候更倾向于依赖权威的专家和核安全监管机构,而不是核电企业。因此,在核电信息发布上,有关核电技术的最新研究动态、研究进展、核事故(事件)等相关信息应通过专家和核安全监管机构及时向公众公布。而核电企业可信度虽不能显著影响公众的核态度,但我们仍不能忽视它的作用。核电企业有必要定期对公众开放,让公众能够看到核电厂的运营是否安全,同时针对目前可能出现的核事故或者核辐射,核电厂有哪些防控措施和技术手段,这样能减低公众的风险认知。

(4) 感知利益和感知风险是影响核电公众接受的关键因素,其中感知利益的作用更大。因此,向公众科普宣传核能的利益(便宜的电价、缓解气候变化等)有利于提高核能的接受度。但是,除了核能利益方面的宣传外,也要重视核能风险的科普,如核辐射以及针对核事故现有的防控手段或者技术等,使得公众正确全面地认识核能并相信核安全监管机构、行业专家和核电企业能够有效地控制核能风险,从而提升公众核电接受度。

参考文献

- [1] Meyer J P, Allen N J. A Three-Component Model Conceptualization of Organizational Commitment [J]. Human Resource Management Review, 2016, 78 (1): 61-89.
- [2] Druckman J N. The Implications of Framing Effects for Citizen Competence [J]. Political Behavior, 2001, 23 (3): 225-256.
- [3] Ho S S, Leong A D, Looi J, et al. Online, offline, or word-of-mouth? Complementary media usage patterns and credibility perceptions of nuclear energy information in Southeast Asia [J]. Energy Research & Social Science, 2019, 48: 46-56.
- [4] 李炜炜, 戴文博, 王晓峰, 等. 我国核电厂核安全信息公开策略研究 [C]. 中国核学会 2019 年学术年会.
- [5] He G, Mol A P J, Zhang L, et al. Public participation and trust in nuclear power development in China [J]. Renewable and Sustainable Energy Reviews, 2013, 23: 1-11.
- [6] Tversky A, Kahneman D. Availability: A heuristic for judging frequency and probability [J]. Cognitive Psychology, 1973, 5 (2): 207-232.
- [7] Ho S S, Looi J, Chuah A S F, et al. "I can live with nuclear energy if...": Exploring public perceptions of nuclear energy in Singapore [J]. Energy Policy, 2018, 120: 436-447.
- [8] Goren P, Kittilson F M C. Source Cues, Partisan Identities, and Political Value Expression [J]. American Journal of Political Science, 2010, 53 (4): 805-820.
- [9] Callaghan K, Schnell F. Who says what to whom: Why messengers and citizen beliefs matter in social policy framing [J]. The Social Science Journal, 2009, 46 (1): 12-28.
- [10] Siegrist M, Cvetkovich G. Perception of Hazards: The Role of Social Trust and Knowledge [J]. Risk Analysis,

- 2000, 20 (5) : 713–720.
- [11] Hovland C I, Janis I L, Kelley H H. Communication and persuasion [M] . 1953.
- [12] Siegrist M, Gutscher H, Earle T. Perception of risk: the influence of general trust, and general confidence [J] . Journal of Risk Research, 2005, 8 (2) : 145–156.
- [13] Viklund M. Trust and risk perception in western Europe: A cross - national study [J] . Risk Analysis, 2003, 23 (4) : 727–738.
- [14] Trumbo C W, McComas K A. The Function of Credibility in Information Processing for Risk Perception [J] . Risk Analysis, 2010, 23 (2) : 343–353.
- [15] Ryu Y, Kim S. Testing the heuristic/systematic information-processing model (HSM) on the perception of risk after the Fukushima nuclear accidents [J] . Journal of Risk Research, 2016 : 1–20.
- [16] Vyncke B, Perko T, Van G B. Information Sources as Explanatory Variables for the Belgian Health-Related Risk Perception of the Fukushima Nuclear Accident [J] . Risk Analysis, 2017, 37 (3) : 570–582.
- [17] Metzger M J. Making sense of credibility on the Web: Models for evaluating online information and recommendations for future research [J] . Journal of the Association for Information Science & Technology, 2014, 58 (13) : 2078–2091.
- [18] Icek Ajzen, Sana Sheikh & Nicole Gilbert Cote. Knowledge and the Prediction of Behavior: The Role of Information Accuracy in the Theory of Planned Behavior [J] . Applied Social Psychology, 2011, 33 (2) : 101–117.
- [19] Han Z, Lu X, Hörhager E I, et al. The effects of trust in government on earthquake survivors' risk perception and preparedness in China [J] . Natural Hazards, 2016, 86 (1) : 437–452.
- [20] Michael Siegrist G C, Roth C. Salient Value Similarity, Social Trust, and Risk-Benefit Perception [J] , 2000.
- [21] Ryu Y, Kim S, Kim S. Does Trust Matter? Analyzing the Impact of Trust on the Perceived Risk and Acceptance of Nuclear Power Energy [J] . Sustainability, 2018, 10 (3) .
- [22] Guo Y, Wei Y. Government communication effectiveness on local acceptance of nuclear power: Evidence from China [J] . Journal of Cleaner Production, 2019, 218 : 38–50.
- [23] Guo Y, Ren T. When it is unfamiliar to me: Local acceptance of planned nuclear power plants in China in the post-fukushima era [J] . Energy Policy, 2017, 100 : 113–125.
- [24] Xia D, Li Y, He Y, et al. Exploring the role of cultural individualism and collectivism on public acceptance of nuclear energy [J] . Energy Policy, 2019, 132 : 208–215.
- [25] He Y, Li Y, Xia D, et al. Moderating effect of regulatory focus on public acceptance of nuclear energy [J] . Nuclear Engineering and Technology, 2019.
- [26] Wang S, Wang J, Lin S, et al. How and when does information publicity affect public acceptance of nuclear energy? [J] . Energy, 2020, 198 : 117290.
- [27] Tsujikawa N, Tsuchida S, Shiotani T. Changes in the Factors Influencing Public Acceptance of Nuclear Power Generation in Japan Since the 2011 Fukushima Daiichi Nuclear Disaster [J] . Risk Analysis, 2016, 36 (1) : 98–113.
- [28] Visschers V H M, Keller C, Siegrist M. Climate change benefits and energy supply benefits as determinants of acceptance of nuclear power stations: Investigating an explanatory model [J] . Energy Policy, 2011, 39 (6) : 3621–3629.
- [29] Slovic P. Perception of risk [J] . Science, 1987, 236 (4799) : 280–285.
- [30] Xiao Q, Liu H, Feldman M W. How does trust affect acceptance of a nuclear power plant (NPP) : A survey among people living with Qinshan NPP in China [J] . Plos One, 2017, 12 (11) : e0187941.

The Role of Source Credibility on Public Acceptance of Nuclear Energy

He Yanling^{1,2}, Xia Dongqin^{1,*}, Yong Nuo¹

(1. Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China;

2. University of Science and Technology, Hefei 230026, China)

Abstract: Public acceptance of nuclear energy is affected by various kinds of source, and source credibility is an important determinant of information source persuasiveness. In China, regulators, experts and nuclear industry are the main sources of nuclear information release, so it is necessary to study the impact of the credibility of these different information sources on the public perception and attitude towards nuclear power. Based on source credibility theory, the regression model of public acceptance of nuclear energy was constructed and empirical research was carried out. The study found that the credibility of different sources had different effects on nuclear power perception and attitude. Regulators' credibility indirectly affected public acceptance through perceived benefits and perceived risk, experts' credibility directly positive significant impacted on public acceptance, but no significant influence on perceived benefits and perceived risk, nuclear industry credibility significantly influenced public's perceived benefits and perceived risk, but no significant influenced on public acceptance. Both perceived benefits and perceived risk directly significant impacted on public acceptance. Our results could provide some implications for risk communication mechanism in the field of nuclear energy.

Key words: nuclear energy; public acceptance; risk perception; benefit perception; source credibility

(责任编辑:徐晓娟)

李薇, 施建锋, 秦玉龙, 等. CAP1400 控制棒提升极限分析方法研究[J]. 核安全, 2022, 21(1): 69-74.

Li Wei, Shi Jianfeng, Qin Yulong, et al. Research on Control Rod Withdrawal Limit Analysis Methodology for CAP1400 Plants [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(1): 69-74.

CAP1400控制棒提升极限分析方法研究

李薇*, 施建锋, 秦玉龙, 王丽华

(上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233)

摘要: 控制棒提升极限用于限定控制棒组棒位和可溶硼浓度的范围, 以防止慢化剂温度系数突破限值。CAP1400 核电站采用机械补偿运行策略, 使控制棒及硼浓度运行范围大为扩展, 同时功能独立的 M 棒组和 AO 棒组同时插入堆芯使得插棒情况更为复杂, 因此与传统核电站相比, CAP1400 核电站的控制棒提升极限更难界定。本文建立了适用于 CAP1400 核电站的控制棒提升极限分析方法, 并给出计算结果。本文提出的方法合理地解决了复杂的控制棒运行情况给提升极限造成的影响, 并充分地利用了电厂实测数据对提升极限进行修正。基于本文方法得到的提升极限精确且具备一定的保守性, 所以便于电厂实际运行时使用。

关键词: 控制棒提升极限; 慢化剂温度系数; 硼浓度; 慢化剂温度系数限值; 技术规格书

中图分类号: TL329 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0069-06

控制棒提升极限(Rod Withdrawal Limit, RWL)用于限定控制棒组棒位和可溶硼浓度的范围, 以防止慢化剂温度系数(Moderator Temperature Coefficient, MTC)突破限值。MTC的限值一般在核电站的技术规格书中给出^[1]。CAP1400 核电站的技术规格书规定, MTC 必须维持在一定的限值范围之内, 并规定一旦 MTC 突破上限, 须在 24 小时之内建立控制棒组管理提升极限或最大反应堆冷却剂系统(Reactor Coolant System, RCS) 硼浓度, 以使 MTC 恢复到限值之内。

对于传统压水堆核电站, 控制棒少量地插入堆芯, 在同一燃耗下维持堆芯临界所需的硼浓度变化范围也较小, 因此, 界定提升极限较为容易。对于 CAP1400 核电站, 由于采用机械补偿运行策略, M 棒组运行范围较大, 堆芯硼浓度

的变化范围也较大。另外, 两套独立的控制棒组(M 棒组和 AO 棒组)同时插入堆芯, 堆芯插棒情况的变化十分复杂。本文提出了一套适用于 CAP1400 核电站的控制棒提升极限分析方法, 这套方法精确考虑不同的 M 棒组插入位置, 从而得到精细的提升极限结果以充分释放裕量; 同时用包络的方法简化对 AO 棒位的分析, 精简工作量的同时使提升极限结果便于电厂实际使用; 最后充分利用电厂实测数据对提升极限进行修正, 最终得到合理保守、准确可信的提升极限^[2-7]。

1 CAP1400 首循环建立提升极限的必要性

1.1 慢化剂温度系数

慢化剂温度系数与堆芯硼浓度和控制棒棒

收稿日期: 2021-04-29 修回日期: 2021-07-08

作者简介: 李薇(1984—), 女, 工程师, 硕士, 原子能与量子工程专业, 现主要从事反应堆物理、堆芯设计工作

* 通讯作者: 李薇, E-mail: liwei@snerdi.com.cn

位密切相关。

首先,慢化剂温度系数随着硼浓度的增加而趋于更正。慢化剂温度增加时,其密度相应降低,堆芯中可溶硼的总量也随之降低,从而为反应性提供一个正分量,因此硼浓度的增加使MTC趋于更正。对于给定的燃耗和功率水平,临界硼浓度在控制棒全提(All Rods Out, ARO)、无氙(no Xenon, NOXE)工况下达到最高,从而使MTC达到最正。

其次,慢化剂温度系数随着控制棒的提升而趋于更正。控制棒棒位将影响堆芯临界硼浓度,控制棒棒位越高,为维持临界所需的可溶硼浓度也越高;而如前文所述,硼浓度的升高将使MTC趋于更正。此外,控制棒棒位也对堆芯功率分布和中子泄漏率产生较大影响,这与控制棒布置和堆芯燃料装载方案密切相关。同时,控制棒的插入也影响堆芯功率分布和中子能谱,这使得控制棒棒位对MTC的影响较为复杂。总体上,MTC随控制棒的提升而趋于更正,在ARO工况下达到最正。

对于CAP1400首循环,在ARO工况下,在一定的燃耗范围内出现了MTC突破技术规格书规定的限值的情况,具体数据见表1。以热态零功率(Hot Zero Power, HZP)工况为例,接近ARO、NOXE、临界硼浓度时的MTC见表1。CAP1400技术规格书要求HZP时的 $MTC \leq 0 \text{ pcm} \cdot \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$,根据表1,显然在1000~7000 $\text{MWd} \cdot \text{tU}^{-1}$ 燃耗区间内,堆芯的MTC突破了该限值。因此,针对CAP1400首循环,有必要预先建立控制棒组提升极限,供电厂运行时遵循使用。

表1 CAP1400 核电厂首循环慢化剂温度系数 (HZP、ARO)

Table 1 Moderator temperature coefficients for initial cycle of CAP 1400 plants (HZP、ARO)

燃耗 / ($\text{MWd} \cdot \text{tU}^{-1}$)	慢化剂温度系数 / ($\text{pcm} \cdot \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$)	是否超限 / (是 / 否)
0	-1.04	否
150	-1.13	否
500	-0.14	否
1000	1.73	是

续表

燃耗 / ($\text{MWd} \cdot \text{tU}^{-1}$)	慢化剂温度系数 / ($\text{pcm} \cdot \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$)	是否超限 / (是 / 否)
2000	3.62	是
3000	3.99	是
4000	3.61	是
5000	2.74	是
6000	1.61	是
7000	0.17	是
8000	-1.39	否

1.2 轴向功率分布

M棒组的插入不仅对慢化剂温度系数产生直接(影响功率分布和中子能谱)和间接(通过影响临界硼浓度)影响,而且也影响堆芯轴向功率分布。M棒组从堆芯中平面位置开始提出堆芯的过程中,堆芯AO呈现单调变化,且变化幅度较大,也就是M棒组在堆芯中平面以上运行时,对堆芯AO的扰动较大,这对堆芯轴向功率分布控制是不利的。对于CAP1400核电厂,出于轴向功率分布控制的考虑,M棒组的提升限值设为150步,下文将在此基础上,开展MTC相关的提升极限分析。

2 控制棒提升极限计算

本文使用堆芯三维核设计计算程序进行MTC计算。计算基于CAP1400首循环堆芯燃耗模型,该模型考虑了机组运行过程中的控制棒插入效应。

为限制MTC,可对给定硼浓度下的控制棒棒位进行限制,也可对给定控制棒棒位下的硼浓度进行限制。本文中采取后者的表述方式,即计算随控制棒棒位变化的、使MTC维持在技术规格书限值范围内的最大堆芯硼浓度,并将这些硼浓度值定义为提升极限。因此,本文计算的提升极限结果为棒位相关的硼浓度值,单位为ppm。

2.1 对AO棒位的简化

CAP1400使用机械补偿运行和控制策略,在模式1和模式2下,M棒组和AO棒组均插

入堆芯,堆芯插棒情况相当复杂。其中,M棒组的运行范围较大,AO棒组的运行范围相对较小。若同时考虑M棒组和AO棒组位置,将产生庞大的棒位组合,不仅极大地增加了建立提升极限所需的工作量,更重要的是,也给电厂运行时使用提升极限带来很大的不便。因此,有必要对运行范围相对较小的AO棒组位置进行敏感性分析,通过包络的方法简化AO棒位设置。

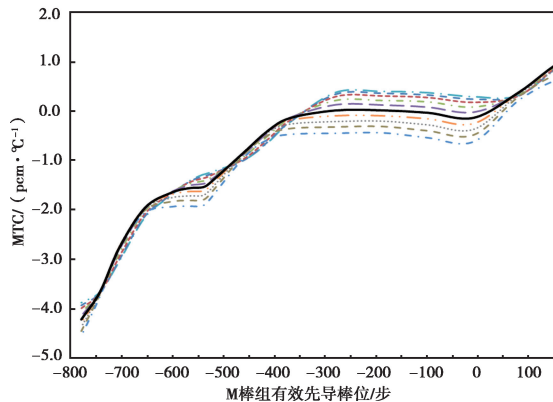


图1 不同AO棒位下,MTC随着M棒组棒位的变化
Fig.1 MTC versus M bank position, with various AO bank positions

图1给出了在不同AO棒位下,MTC随M棒组位置变化的典型情况。由图1可知,对于不同的M棒位,MTC将在不同的AO棒位下达到最正值。总体上,由于M棒组运行范围远大于AO棒组,因此M棒位对MTC的影响较大,而AO棒位对MTC的影响较小。针对AO棒位对MTC的影响开展了敏感性分析,分析考虑不同的燃耗、功率和M棒位等因素,计算MTC随AO棒位的变化。结果表明,各工况下计算MTC时,均可将AO棒位固定在热态满功率时的AO棒组插入极限位置,同时将MTC结果叠加一定的偏移量,这样就可以包络其他AO棒位下的MTC计算结果,在精简计算量的同时也保证了结果的保守性。

2.2 提升极限搜索

为得到精确的提升极限结果,最直接的方法是在给定的燃耗、功率、棒位下,在适当的硼浓度范围内,精细地计算MTC,当MTC达到技

术规格书规定的MTC限值时,所对应的硼浓度即为该燃耗、功率、棒位下的提升极限。虽然通过2.1节的分析已将AO棒位简化为固定的热态满功率时的AO棒组插入极限位置,但考虑到较大的M棒组运行范围,另外需考虑不同的燃耗、功率、M棒组插入序列,搜索提升极限的计算量仍然是相当庞大的。为减小计算量,可增加搜索的硼浓度间隔,通过在相邻两个硼浓度间进行线性插值,得到MTC限值对应的硼浓度。

根据表1,需在小于 $8000 \text{ MWd} \cdot \text{tU}^{-1}$ 的燃耗范围内进行提升极限计算,实际计算时可采取一定的燃耗间隔。图2、图3和图4分别给出了 $150 \text{ MWd} \cdot \text{tU}^{-1}$ 、 $3000 \text{ MWd} \cdot \text{tU}^{-1}$ 和 $7000 \text{ MWd} \cdot \text{tU}^{-1}$ 燃耗步下的提升极限计算结果。根据表1,3000 $\text{MWd} \cdot \text{tU}^{-1}$ 为MTC达到最正的燃耗步,对硼浓度的限制也最为严格(如图3所示)。限于篇幅,本文不再列举其他各燃耗步下的提升极限。

3 控制棒提升极限的应用

3.1 插值处理

第2节中计算得到的提升极限为与燃耗、功率和M棒组棒位相关的离散值,实际电厂应用时,可在这三个变量方向上进行线性插值,从而得到所关心工况下的提升极限。

3.2 控制棒提升极限的修正

前文计算得到的提升极限均为预测值。实际应用时,由于下列因素的影响,应对提升极限预测值进行修正。

- (1)实际的慢化剂温度系数与预测值存在偏差;
- (2)实际的硼浓度与预测值存在偏差;
- (3)可溶硼中实际的 ^{10}B 丰度与假设值存在偏差。

为获得由于上述偏差需引入的修正量,可使用测量值代替实际值,其中由于慢化剂温度系数无法直接测量,相应偏差项可使用等温温度系数(Isothermal Temperature Coefficient,ITC)测量值与预测值的偏差代替。经过修正的提升极限可表述如下。

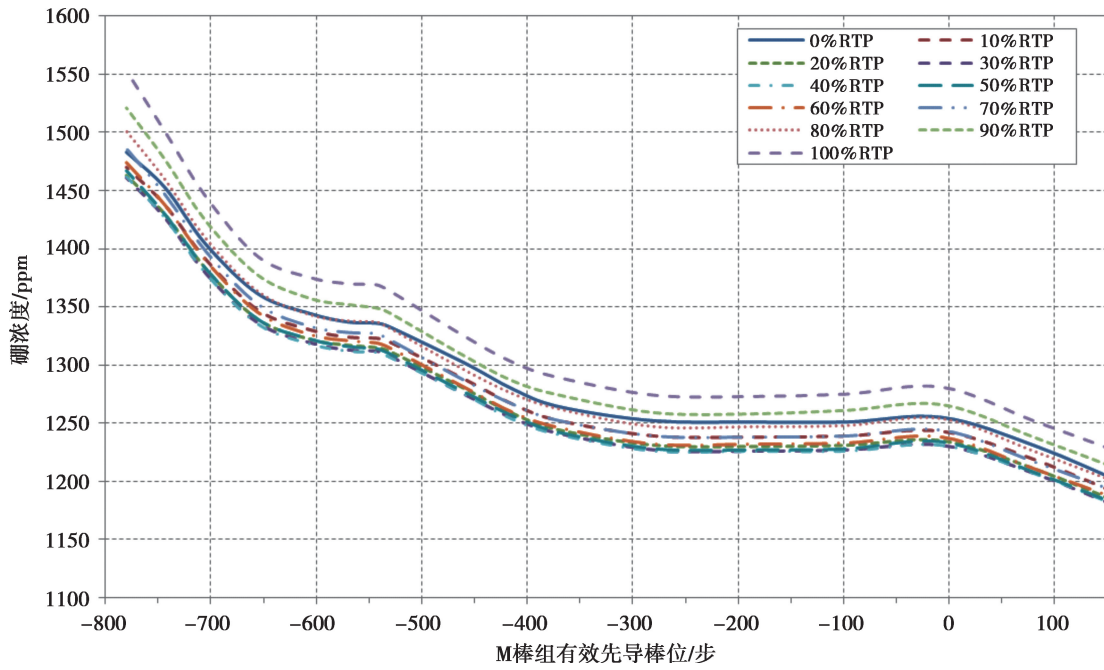


图 2 150 MWd·tU⁻¹ 的控制棒提升极限
Fig.2 Rod withdrawal limit at 150 MWd·tU⁻¹

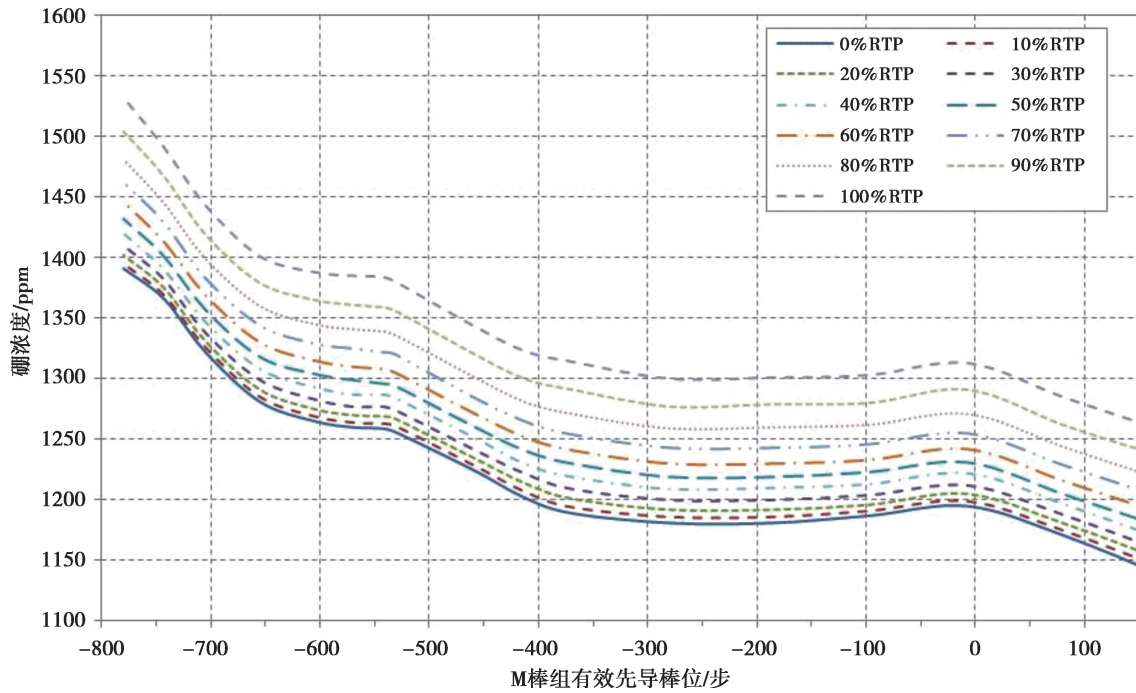
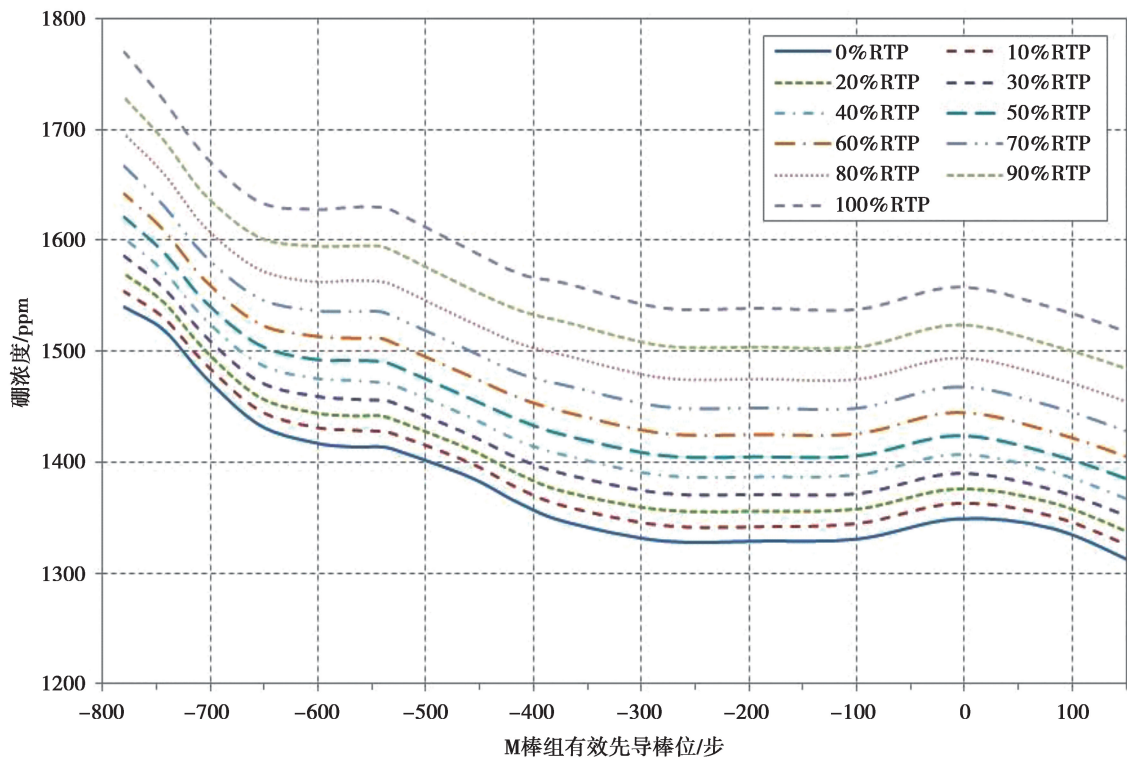


图 3 3000 MWd·tU⁻¹ 的控制棒提升极限
Fig.3 Rod withdrawal limit at 3000 MWd·tU⁻¹

图4 7000 MWd·tU⁻¹ 的控制棒提升极限Fig.4 Rod withdrawal limit at 7000 MWd·tU⁻¹

$$RWL_{\text{Final}} = [RWL_{\text{预测值}} + \Delta RWL(ITC) + \Delta RWL(C_B)] \times \frac{B10a/o_{\text{初值}}}{B10a/o_{\text{测量值}}}$$

式中,“ $\Delta RWL(ITC)$ ”表示由于等温温度系数测量值与预测值的偏差而引入的修正项;“ $\Delta RWL(C_B)$ ”表示由于临界硼浓度的测量值与预测值的偏差而引入的修正项;“ $B10a/o$ ”表示¹⁰B丰度,单位为%。等温温度系数和临界硼浓度的预测值在设计院提交业主的启动参数报告中提供,二者的测量值则在电厂低功率物理试验期间得到。

4 结论

本文针对CAP1400核电厂首循环开展控制棒提升极限分析,建立了适用于采用机械补偿运行策略的核电厂的控制棒提升极限分析方法。本文给出了提升极限的计算结果,同时也给出了电厂使用提升极限时应考虑的修正项。本文建立的提升极限分析方法精确考虑了M棒组插入位置,且简化了对AO棒位的考虑,在释

放裕量的同时精简了计算工作量,以便于电厂实际使用。本文给出的提升极限修正项分析方法在保证保守性的同时,充分使用了电厂实际测量数据,使得最终的RWL结果更为精确,有利于在保证MTC满足技术规格书要求的前提下,充分释放RWL裕量,提高运行灵活性。

参考文献

- [1] 孙承武. 核电厂慢化剂温度系数运行限值的发展和当今技术规格书相关内容变更的探讨: 第十一届反应堆数值计算和粒子输运学术会议暨2006年反应堆物理会议[C]. 哈尔滨: 中国核学会, 2006: 548-552.
- [2] 叶青, 党哈雷, 杜炳. 机械补偿运行对压水堆核电厂运行影响研究[J]. 电力与能源, 2016, 37(5): 610-614.
- [3] 叶青, 杨波, 党哈雷, 等. 多模式机械补偿运行特性研究[J]. 原子能科学技术, 2016, 50(4): 684-690.
- [4] 叶青, 杨波, 汤春桃, 等. 负荷跟踪机械补偿运行策略研究[J]. 核科学与工程, 2016, 36(4): 459-464.
- [5] 陈成, 刘锦阳, 许艳涛, 等. 控制棒驱动机构步跃提升碰撞的动力学建模[J]. 计算力学学报, 2017, 34(3): 267-273.

- [6] 陈成, 刘锦阳, 许艳涛, 等. 控制棒驱动机构的步跃冲击响应分析 [J]. 核动力工程, 2016, 37 (4): 71-76.
- [7] 沈小要. 控制棒驱动机构步跃时的冲击响应分析: 第十届

全国冲击动力学学术会议论文摘要集 [C]. 太原: 中国力学学会, 2011: 91.

Research on Control Rod Withdrawal Limit Analysis Methodology for CAP1400 Plants

Li Wei*, Shi Jianfeng, Qin Yulong, Wang Lihua

(Department of Core Design, Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute, Shanghai 200233, China)

Abstract: Rod withdrawal limit is used to restrict the range of control rod position and boron concentration, to prevent violating the moderator temperature coefficient limit. Mechanical shim operation strategy is used for CAP1400 nuclear power plants, leading to a much larger operation range of control rod position and boron concentration, and a more complicated rod insertion situation because of the maneuvering of M banks and AO bank. Thus the generation of rod withdrawal limit for CAP1400 plants is more complex than traditional plants. This work established a rod withdrawal limit analysis methodology for CAP1400 nuclear power plants. Influence on rod withdrawal limit from the complicated saturation of control rod insertion were properly settled, and measured data from plants were mostly used to compensate the predicted rod withdrawal limit result. Rod withdrawal limit raise by this method is enough accurate and also conservative, and could be used conveniently during plant operation.

Key words: rod withdrawal limit; moderator temperature coefficient; boron concentration; MTC limit; technical specification

(责任编辑: 许龙飞)

刘建昌,陈忆晨,余剑,等. 华龙一号失水事故后安全壳内气溶胶自然沉降现象研究[J]. 核安全,2022,21(1):75-81.

Liu Jianchang, Chen Yichen, Yu Jian, et al. Research on Aerosol Natural Deposition Phenomenon of HPR1000 Loss of Coolant Accident [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(1): 75-81.

华龙一号失水事故后安全壳内气溶胶自然沉降现象研究

刘建昌¹, 陈忆晨¹, 余剑², 陈韵茵¹, 沈永刚^{1,*}, 张亚培², 苏光辉²

(1. 中广核研究院有限公司, 深圳 518000; 2. 西安交通大学, 西安 710000)

摘要: 对于未采用喷淋系统的安全壳设计, 安全壳内的自然沉降过程是放射性核素在安全壳内的一个重要去除机理。本文给出了重力沉降、扩散电泳、热电泳和布朗扩散四种自然沉降机理的沉降速率分析模型, 对华龙一号冷管段双端剪切大破口失水事故后安全壳内气溶胶自然沉降现象开展了研究, 分析了气溶胶粒径分布特性、气溶胶释放假设对自然沉降现象的影响。分析结果表明, 气溶胶的粒径分布特性影响自然沉降过程, 即粒径越大, 重力沉降机理的贡献越大, 而热电泳沉降机理的贡献机理逐渐减小; 相比线性释放假设, 采用瞬态释放假设, 高估了瞬态过程中的沉降质量。

关键词: 气溶胶; 自然沉降; 华龙一号

中图分类号: TL38+3 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0075-07

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

在参考文献[1]中, 对安全壳内放射性核素的自然沉降研究进行了充分的调研, 并给出了国内外开展的自然沉降实验和开发的沉降模型。安全壳内放射性核素的主要沉降机理包括重力沉降、扩散电泳、热电泳和布朗扩散, 此外还有湍流扩散和湍流凝聚等。总的趋势为: 安全壳内大气中粒径较大的放射性核素沉降下来, 粒径较小的放射性核素继续悬浮在大气中。放射性核素在安全壳内的沉降过程与核素几何形状、粒径分布、核素密度和安全壳内的热工水力状态有关。

华龙一号在分析事故后向环境的放射性释放时, 未考虑安全壳内的自然沉降过程。对于释放到安全壳内的放射性核素, 仅考虑在瞬态

过程中的自然衰变。从放射性释放角度而言, 这一分析假设是非常保守的。PHÉBUS-FP 实验研究发现, 在严重事故工况下, 堆芯熔化阶段和随后的 20min 内, 安全壳内大气中 80% 的核素会沉积到安全壳壁面^[2,3]。本文将对华龙一号发生冷管段双端剪切断裂事故后, 安全壳内气溶胶的自然沉降现象开展研究。

1 气溶胶的自然沉降模型

气溶胶在安全壳内的自然沉降机理, 包括重力沉降、扩散电泳、热电泳、布朗扩散、湍流扩散和湍流凝聚等。目前的研究表明, 前四种机理在安全壳内气溶胶的自然沉降过程中起主导作用, 湍流扩散、湍流凝聚等机理对释放到安全壳内气溶胶的去除贡献很小, 因此本文忽略这些去除机理的作用, 仅考虑前四种自然沉降过程。

收稿日期: 2021-03-11 修回日期: 2021-04-23

作者简介: 刘建昌 (1990—), 男, 工程师, 硕士, 现从事安全分析工作

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

1.1 重力沉降

在重力的作用下,悬浮在安全壳内大气中的气溶胶会向下运动,最终沉降在朝上的表面上。

对于气溶胶,重力沉降速率 v_s 可通过求解最终下落速度得到^[4]:

$$v_s = \frac{2\rho_p g r^2 C_n}{9\mu\phi} \quad (1)$$

式中:

ρ_p 为气溶胶密度;

r 为气溶胶的半径, $d_p = 2r$;

μ 为气体的粘度;

C_n 为滑移修正因子,是 Kn 数的函数:

$$C_n = 1 + Kn(F_s + 0.4e^{-\frac{1}{Kn}}) \quad (2)$$

$$Kn = \frac{2\lambda}{d_p} \quad (3)$$

ϕ 为动力形状因子,与气溶胶的形状有关:

$$\phi = (\rho_{av}/\rho_p)^{-1/3} \quad (4)$$

$$\rho_{av} = \rho_p(1-\varepsilon) + \rho_v\varepsilon \quad (5)$$

公式(2)至公式(5)中:

F_s 为滑移因子;

λ 为气体分子平均自由程;

ρ_v 为空泡物质的密度;

ε 为空泡物质的份额。

从公式(1)可以看出,重力沉降速率 v_s 与 $\sqrt{\rho_p r}$ 的平方成正比;气溶胶半径越大,重力沉降速率越快。

1.2 扩散电泳

扩散电泳是指粒子被由冷凝蒸汽形成的流动扫向壁面的过程。气溶胶的扩散电泳沉降速率 v_d 可用下式进行计算^[5]:

$$v_d = \left(\frac{\sqrt{M_s}}{X_s\sqrt{M_s} + X_{NC}\sqrt{M_{NC}}} \right) \left(\frac{W_{cond}}{\rho_b} \right) \quad (6)$$

式中:

M_s 、 M_{NC} 分别为水和不可凝气体的摩尔质量;

X_s 、 X_{NC} 分别为气体中水蒸气和不可凝气体所占的摩尔份额;

W_{cond} 为表面凝结水质量流量;

ρ_s 、 ρ_d 分别为水蒸气和不可凝气体的密度。

从公式(6)可以看出,气溶胶在冷凝表面的沉降速率与粒子尺寸无关,与蒸汽在表面上的冷凝速率成正比。

1.3 热电泳

热电泳是粒子在安全壳内大气与表面(如安全壳内壁等)之间的温度梯度的影响下,向表面迁移的过程。热电泳的沉降速率 v_{th} 可用下式进行计算^[6]:

$$v_{th} = \frac{2C_s \times C_n \times (\mu_g/\rho_g)(\alpha + C_T \times Kn)}{[1 + 2(\alpha + C_T \times Kn)](1 + 3C_M \times Kn)} \times \frac{(\nabla T)_x}{T_0} \quad (7)$$

式中:

$\alpha = k_g/k_p$; k_g 和 k_p 分别为气体和气溶胶的热导率;

μ_g 和 ρ_g 分别为气体的粘度和密度;

C_s 为滑移修正系数;

C_T 为热量修正系数;

C_M 为动量修正系数。

对于壁面附近的温度梯度,根据壁面处热流密度 ϕ_s 计算得到:

$$(\nabla T)_x = \frac{\phi_s}{k_g} \quad (8)$$

参考文献[5]中给出的热量修正系数推荐值为 2.25。参考文献[6]中根据前人研究成果进一步指出,从分子运动论得到的动量修正系数、热量修正系数和滑移修正系数的最佳修正值分别为 $C_M=1.14$ 、 $C_T=2.18$ 和 $C_s=1.17$ 。

1.4 布朗扩散

布朗扩散又称分子扩散,指的是粒子在流体内部所做的无序不规则运动。这种无序运动是在一定的无序热运动下,气体分子和粒子间的碰撞造成的。不同方向的碰撞动量所形成的冲力大小无法平衡,就形成了这种布朗运动。静止条件下气体中粒子的扩散沉降层流流动中的粒子扩散均属于布朗扩散。布朗扩散沉降速率 v_{diff} 可用下式计算得到^[5]:

$$v_{diff} = \frac{\sigma T C_n}{3\pi\mu\chi d_p \Delta} \quad (9)$$

式中:

σ 为波尔兹曼常数;

T 为安全壳内大气温度;

μ 为气体的粘度;

χ 为气溶胶动力学形状因子;

Δ 为扩散边界层厚度。

1.5 自然沉降去除因子

根据 2.1 节至 2.4 节中给出的自然沉降速率计算公式, 可以计算得到气溶胶的自然沉降去除因子 λ :

$$\begin{aligned} \lambda &= \lambda_s + \lambda_d + \lambda_{th} + \lambda_{diff} \\ &= \frac{A_h}{V} v_s + \frac{A}{V} (v_s + v_{th} + v_{diff}) \end{aligned} \quad (10)$$

式中:

A_h 为朝上的地板或设备表面面积;

A 为安全壳内可供沉降的所有表面面积(包括 A_h);

V 为安全壳内自由容积。

1.6 安全壳内大气中气溶胶质量变化

从 1.1 节至 1.4 节中给出的自然沉降速率计算公式可以看出, 气溶胶的自然沉降速率与气溶胶的粒径有关。在分析安全壳内大气中气溶胶质量变化时, 应对不同粒径的自然沉降过程进行分析, 计算不同粒径气溶胶的质量变化, 进而得到安全壳内大气中气溶胶总质量 $Q_l(t)$:

$$\frac{dQ_{l,k}(t)}{dt} = \bar{S}_{l,k}(t) - \lambda_k Q_{l,k}(t) \quad (11)$$

$$Q_l(t) = \sum_k Q_{l,k}(t) \quad (12)$$

式(12)中, 仅考虑了安全壳内的自然沉降去除过程, 没有考虑气溶胶凝聚导致的气溶胶粒径变化。其中, $\bar{S}_{l,k}$ 为气溶胶的注入速率; λ_k 为某一粒径气溶胶的自然沉降因子, 根据公式(10)进行求解。

1.7 气溶胶粒径分布特性

从前文中给出的气溶胶沉降模型可以看出, 安全壳内气溶胶自然沉降过程与气溶胶的粒径分布特性有关。参考文献[1]中指出, 气溶胶的粒径为 $0.01 \mu\text{m}$ 到 $20 \mu\text{m}$, 在事故工况下气溶胶的浓度小于 100g/m^3 。在实际分析中难以微观的角度去分析单个气溶胶粒子的行为, 通常采用统计方法去分析气溶胶特性。在分析过程中认为气溶胶粒径分布是连续变化的。假

设气溶胶粒径呈现对数正态分布, 即^[7]

$$f(d_p) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \ln(\sigma_g)} \exp\left[-\frac{[\ln(d_p) - \ln(\bar{D})]^2}{2 [\ln(\sigma_g)]^2}\right] \quad (13)$$

式中, \bar{D} 和 σ_g 分别为几何平均直径和几何标准偏差。

2 华龙一号安全壳内气溶胶自然沉降现象

从第 1 节中给出的沉降模型可以看出, 气溶胶在安全壳内的沉降过程与事故后安全壳内热工响应有关, 包括壁面的冷凝质量流量、壁面温度梯度、温度分布等。破口位置、破口尺寸不同, 安全壳热工响应不同, 气溶胶在安全壳内的自然沉降速率也不同。在考虑事故安全壳内气溶胶的自然沉降过程时, 需要结合破口位置、破口尺寸, 开展安全壳热工响应分析; 根据不同事故的安全壳内冷凝质量流量、壁面温度梯度、温度分布等, 以及释放到安全壳内气溶胶质量, 评估气溶胶在安全壳内的自然沉降过程。

本文中假设华龙一号发生冷管段双端剪切大破口失水事故, 分析该事故条件下的安全壳内气溶胶(本文分析中以 CsI 气溶胶为分析对象)自然沉降现象。

通过采用 CATHARE GB 程序和 CONPATE 程序分析冷管段双端剪切大破口失水事故后安全壳内热工响应, 可以得到事故后安全壳内压力和温度响应, 以及壁面的温度梯度和冷凝水流量。本文分析的是事故后安全壳内气溶胶的沉降过程, 不再对事故后安全壳内热工响应进行详细展开。分析得到的事故后安全壳内压力、冷凝水流量和壁面温度梯度分别如图 1 至图 3 所示。

在分析假设事故后 30 s, 事故导致全堆芯燃料包壳发生破损, 包壳间隙中碘和碱金属全部释放到安全壳内^[8], 根据堆芯积存量和包壳间隙中碘和铯的份额可以计算得到释放到安全壳内的气溶胶质量。包壳间隙中碘和铯的份额假设为 5%^[8], 计算可以得到释放到安全壳内 CsI 的总质量为 89 g。

安全壳内自由容积取 72000m^3 。对于安全

壳内可供沉降表面积,即天花板、墙体和水平地板分别为 2200 m^2 、 6700 m^2 和 1650 m^2 。

除事故后安全壳内热工响应外,沉降过程还与气溶胶的粒径有关。对于不同粒径的气溶胶,重力沉降和布朗扩散的沉降速率如图 4 所示^[1]。可以看出,随着气溶胶粒径的增大,布朗扩散的沉降速率越小,而重力沉降速率越大。在研究事故后安全壳内气溶胶的沉降现象时,需要针对不同的气溶胶粒径开展分析。

在分析安全壳内气溶胶沉降现象时,动量修正系数、热量修正系数和滑移修正系数分别取 $C_M=1.14$ 、 $C_T=2.18$ 和 $C_s=1.17$ ^[6]。从重力沉降模型可以看出,动力形状因子 ϕ 越大,重力沉降速率越小,为保守评估气溶胶在安全壳内的沉降过程,假设气溶胶内的空泡中充满空气,空泡份额

假设为 0.9,可根据公式(4)计算形状因子 ϕ 。

2.1 气溶胶粒径分布特性对沉降现象的影响研究

本小节中将首先分析不同气溶胶粒径对安全壳内沉降现象的影响。假设释放到安全壳内的气溶胶粒径满足对数正态分布,在研究气溶胶粒径对沉降现象的影响时,可以通过分析不同几何平均直径对气溶胶沉降速率的影响。

本节中选取 $0.4 \mu\text{m}$ 、 $1 \mu\text{m}$ 、 $3 \mu\text{m}$ 和 $10 \mu\text{m}$ 四种不同几何平均直径,评估气溶胶几何平均直径对沉降现象的影响。在分析安全壳内大气中气溶胶质量变化时,按气溶胶粒径将释放到安全壳内的气溶胶划分为 10 组,每一组内的气溶胶质量可以根据公式(13)计算得到。在计算时,假设几何标准偏差 $\sigma_g=1.8$ 。

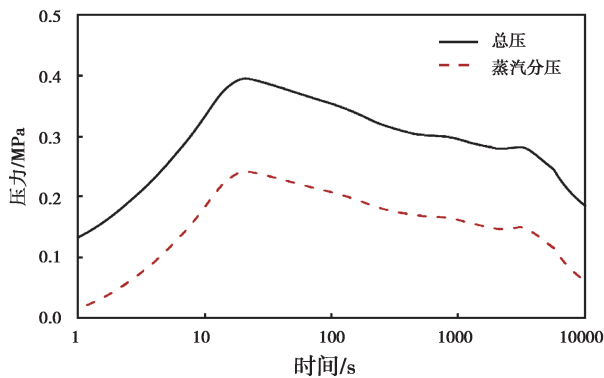


图 1 LOCA 后安全壳内压力

Fig. 1 Containment Pressure of LOCA

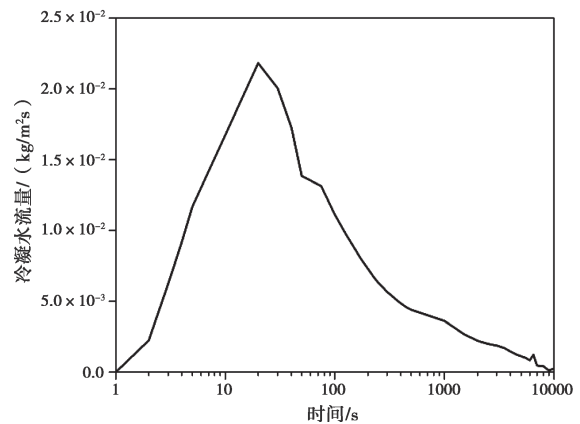


图 2 LOCA 后冷凝水流量

Fig. 2 Mass Flow Rate of Condensation Water of LOCA

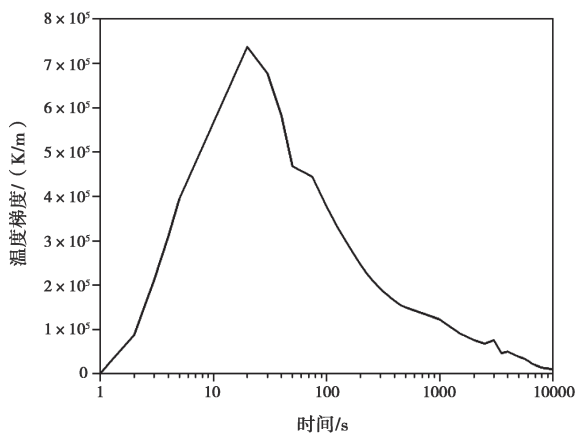


图 3 LOCA 后壁面温度梯度

Fig. 3 Wall Temperature Gradient of LOCA

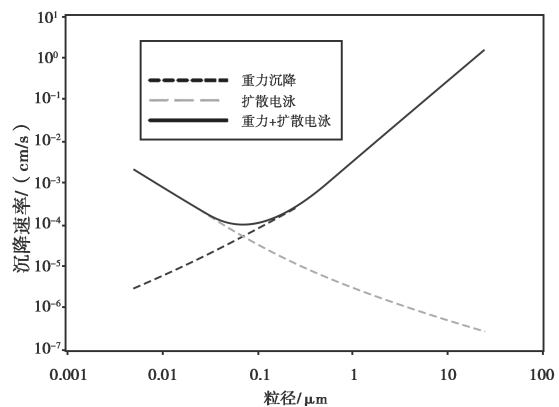


图 4 不同粒径下重力沉降和布朗扩散的沉降速率^[1]

Fig. 4 Comparison of deposition velocities of gravitational and diffusion deposition for different particulate diameters

在分析气溶胶粒径对沉降现象的影响时,假设包壳间隙中释放的 CsI 瞬时释放到安全壳内。对于上述四种不同几何平均直径,安全壳内大气中悬浮气溶胶份额(悬浮气溶胶质量与释放到安全壳内气溶胶总量之比)如图 5 所示,在计算时间终止时刻(10000 s),沉降的气溶胶质量份额如表 1 所示。

从分析结果可以看出,随着气溶胶几何平均直径的增大,沉降的气溶胶质量呈先减小后增大的趋势。这主要受重力沉降、热电泳两种沉降机理的影响。随着气溶胶几何平均直径的增大,释放到安全壳内的气溶胶中,大直径气溶胶的份额越高,重力沉降机理的贡献越大,而热电泳沉降机理的贡献逐渐减小。扩散电泳与气溶胶的尺寸无关。当气溶胶直径较小时,扩散电泳是主要的沉降机理,此时气溶胶几何平均直径的变化对总沉降份额的影响较小;随着几何平均直径的进一步增大,重力沉降的贡献逐渐增大,而热电泳的贡献逐渐减小,部分直径较大的气溶胶在重力沉降的作用下沉降到水平朝上的表面上,扩散电泳的贡献逐渐减小。对于所考虑的工况,布朗扩散沉降机理的贡献均很小。

2.2 气溶胶释放速率对沉降现象的影响研究

在 3.1 节中,假设在事故后 30s,燃料包壳间隙中释放的碘和铯瞬时释放到安全壳内。参考文献[8]、参考文献[9]和参考文献[10]中,指出包壳间隙释放的持续释放时间为 0.5 h,在包

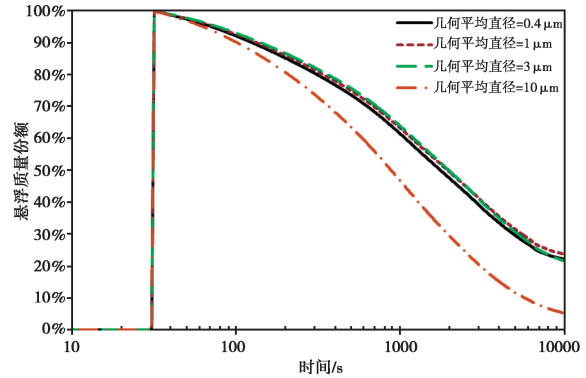


图 5 气溶胶粒径对沉降现象的影响

Fig. 5 Effects of Aerosol Diameter on Natural Deposition

壳间隙释放阶段,对于放射性核素的释放过程考虑线性释放。

在本节中,假设在 30 s 后,包壳间隙中释放的碘和铯以均匀速率释放到安全壳内,释放持续时间为 0.5 h。在分析中,假设释放到安全壳内的气溶胶粒径满足对数正态分布,几何平均直径 $\bar{D}=0.4 \mu\text{m}$ 、几何标准偏差 $\sigma_g=1.8$ 。

线性释放假设下,安全壳内大气中悬浮气溶胶质量和沉降质量如图 6 所示。对比线性释放和瞬时释放两种气溶胶释放假设可以看出,在分析安全壳内气溶胶沉降过程时,相比线性释放假设,采用瞬时释放假设,高估了瞬态过程中的沉降质量。这主要与气溶胶在安全壳内的自然沉降时间有关。释放到安全壳内后,在自然沉降机理的作用下,气溶胶开始逐渐沉降到安全壳内不同表面上。当采用瞬时释放假设时,高估了气溶胶的自然沉降时间,进而高估了气

表 1 自然沉降机理的贡献

Table 1 Contributions of Different Natural Deposition Mechanisms

几何平均直径	总沉降份额 *	各沉降机理的沉降份额 **			
		重力沉降	热电泳	布朗扩散	扩散电泳
0.4 μm	77.56%	0.26%	23.88%	0.37%	53.04%
1 μm	76.22%	1.25%	20.12%	0.12%	54.74%
3 μm	78.37%	8.73%	14.93%	0.03%	54.67%
10 μm	91.44%	38.76%	9.15%	0.01%	43.52%

注:

* 沉降份额 = 总沉降质量 / 释放到安全壳内气溶胶总量。

** 各沉降机理的沉降份额 = 沉降机理对应的沉降质量 / 释放到安全壳内气溶胶总量。

溶胶在安全壳内的沉降质量。因此,在分析事故后向环境的放射性释放量时,若考虑气溶胶在安全壳内的自然沉降过程,不应采用瞬时释放假设,而应该考虑气溶胶从堆芯向安全壳内的释放过程。

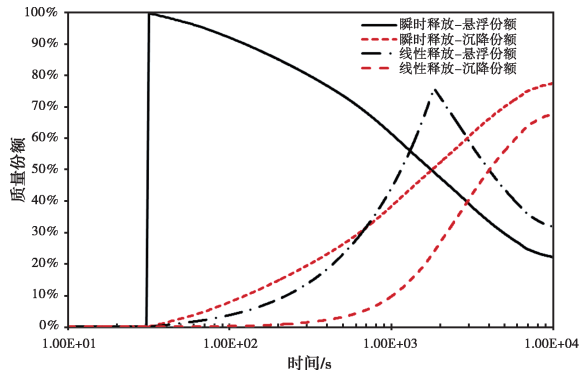


图6 气溶胶释放假设对沉降现象的影响

Fig. 6 Effect of Aerosol Release Assumption on Natural Deposition

3 总结

本文给出了重力沉降、扩散电泳、热电泳和布朗扩散四种自然沉降机理的沉降速率分析模型。

针对华龙一号冷管段双端剪切大破口失水事故,开展了安全壳内气溶胶自然沉降现象研究,分析了气溶胶粒径分布特性、气溶胶释放假设对自然沉降现象的影响。分析结果表明:

(1)对于冷管段双端剪切大破口失水事故,布朗扩散机理的贡献很小,对于粒径不是很大的气溶胶,扩散电泳和热电泳是主导的自然沉降机理;

(2)气溶胶的粒径分布特性影响自然沉降过程,即粒径越大,重力沉降机理的贡献越大,而热电泳沉降机理的贡献机理逐渐减小;

(3)相比线性释放假设,采用瞬时释放假设,高估了瞬态过程中的沉降质量。

从分析结果可以看出,对于冷管段双端剪切大破口失水事故,对于粒径不是很大的气溶胶,扩散电泳和热电泳是主导的自然沉降机理。从沉降模型可以看出,扩散电泳和热电泳两种

机理的沉降速率,分别与冷凝速率、壁面温度梯度成正比。对于不同尺寸、不同破口位置的失水事故,瞬态过程中冷凝速率、壁面温度梯度均不相同,在考虑不同事故的安全壳内自然沉降过程时,应对不同事故开展安全壳热工响应分析,根据安全壳热工响应分析结果,分别分析不同事故下气溶胶在安全壳内的自然沉降速率。

需要进一步指出的是,对于不同粒径分布的气溶胶,几种自然沉降机理的贡献不同,本文在分析安全壳内气溶胶沉降过程时并未考虑气溶胶的凝聚生长。当气溶胶主要为较大粒径的颗粒时,不考虑气溶胶的凝聚生长,从评估安全壳内大气中气溶胶质量角度而言是保守的;但当释放到安全壳内的大部分气溶胶为小粒径的颗粒时,不考虑气溶胶的凝聚生长,有可能会高估沉降的气溶胶质量。对于事故后安全壳内的沉降过程,应结合释放到安全壳内气溶胶的粒径分布特性,合理地评估气溶胶的凝聚生长过程,进而保守评估气溶胶在安全壳内的自然沉降速率。

参考文献

- [1] Hans-Josef Allelein, Ari Auvinen, Joanne Ball, et al. State of the art report on nuclear aerosols. NEA/CSNI/R (2009) 5 [R]. OECD/NEA, 2009.
- [2] Clément B, Hanniet-Girault N, Repetto G, et al. LWR severe accident simulation: synthesis of the results and interpretation of the first PHEBUS FP experiment FPTO [J]. Nucl. Eng. Des., 2003, 226: 5-83.
- [3] Cantrel L, Krausmann E. Reaction kinetics of a fission product mixture in a steam-hydrogen carrier gas in the PHEBUS primary circuit [J]. Nuclear Technology, 2003, 144 (1): 1-15.
- [4] Jun Li. Steam Condensation Effects on Containment Aerosol Behavior in Severe Nuclear Reactor Accidents [D]. Stanford University. 1992.
- [5] R.O. Gauntt, R.K. Cole, C.M. Erickson, et al. MELCOR Computer Code Manuals, NUREG/CR-6119, Volumes 1-3, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM, December 2000.
- [6] L.Talbot, R.K.CHENG, R.W.Schefer and D.R.Willis, Thermophoresis of particles in a heated boundary layer,

- [J]. Fluid Mech. 1980, 101: 737-758.
- [7] 苏光辉, 等. 轻水堆核电厂严重事故现象学 [M]. 国防工业出版社, 2016.
- [8] USNRC, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, RG1.183 2000.
- [9] L.Soffer et al., Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants. NUREG-1465, USNRC, 1995.
- [10] 国家能源局, 压水堆核电厂设计基准事故源项分析准则, NB/T 20444-2017RK, 2017.

Research on Aerosol Natural Deposition Phenomenon of HPR1000 Loss of Coolant Accident

Liu Jianchang¹, Chen Yichen¹, Yu Jian², Chen Yunying¹, Shen Yonggang^{1,*}, Zhang Yapei², Su Guanghui²

(1. China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd, Shen Zhen 518000, China;
2. Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710000, China)

Abstract: For containment design without containment spray, the natural deposition is one of the important removal mechanisms of radioactive nucleus in containment. The deposition rate analysis models for four natural deposition mechanisms have been given in this paper, including gravitational settling, diffusiophoresis, thermophoresis, and Brownian diffusion. It has been conducted the research on natural deposition of aerosols in containment after a large break loss of coolant accident caused by double end guillotine break at cold leg of HRP1000 reactor. The effect of aerosol particle size distribution and aerosol release assumption on natural deposition has been analyzed. The result shows that the aerosol particle size distribution has an influence on the process of natural deposition. The larger the particle size, the more important the contribution of gravitational settling, and the less important the contribution of thermophoresis. The result also indicates that comparing to linear release assumption, the instantaneous release assumption overestimates the deposition mass during transient.

Key words: aerosol; natural deposition; HPR1000

(责任编辑: 梁 晔)

许友龙,刘莞,郑丽馨.浅谈我国核电厂重要厂用水系统换热器隔离阀门与放射性监测仪表配置优化[J].核安全,2022,21(1):82-88.

Xu Youlong,Liu Wan,Zheng Lixin. Optimization of Configuration of Heat Exchanger Isolation Valve and Radioactivity Monitoring Instrument in Essential Service Water System of Nuclear Power Plant in China [J]. Nuclear Safety,2022,21(1):82-88.

浅谈我国核电厂重要厂用水系统换热器隔离阀门与放射性监测仪表配置优化

许友龙,刘 莞*,郑丽馨

(生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082)

摘要:对于运行核电厂来说,重要厂用水系统与质量和安全密切相关。核电厂重要厂用水系统用于导出设备冷却水系统所传输的热量,将其输送到海水中,因此是核岛的最终热阱。本文描述了当前我国大部分核电厂重要厂用水系统换热器隔离阀门与放射性监测仪表的配置现状,分析了包括美国、法国以及国际原子能机构对于重要厂用水系统设计要求的相同点与不同点,结合一些实际发生的运行事件,分析得出我国目前核电厂重要厂用水系统换热器隔离方式与美国核电厂标准审查大纲要求的差异,以及该配置导致的利弊,并结合我国对于重要厂用水系统设计相关法规、导则的要求,提出合理的配置改进建议。

关键词:重要厂用水系统;换热器;隔离阀;标准审查大纲;放射性监测

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)01-0082-07

重要厂用水系统从最终热阱吸取冷却水,为核电厂停堆所需要的系统和设施提供长期冷却,同时也为防止假想事故或减轻假想事故后果所需要的专用设备提供长期冷却。

目前,我国绝大部分在建与运行核电厂的重要厂用水系统的换热器均设置了2个手动阀门进行隔离,并且除 AP1000 机组与 VVER 机组外,在重要厂用水系统中均未设置放射性监测仪表。而这与美国核电厂标准审查大纲 SRP (Standard Review Program, SRP) 对于换热器的隔离配置方式不一致,即至少一台自动阀门,一台手动阀门进行隔离,且应设置放射性监测仪表。因此,当前我国大部分核电厂重要厂用水系统隔离阀门与放射性监测仪表的配置与相关法规、导则以及美国核电厂标准审查大纲^[1]的

要求不一致。本文将浅析当前这一配置的风险,并提出改进建议。

1 美国、法国与国际原子能机构 (IAEA) 对于重要厂用水系统换热器的隔离与放射性监测仪表设计要求

1.1 美国监管要求

1.1.1 SRP 要求

SRP 第九章重要厂用水系统审查程序 3.D. 明确要求:应采取相关措施来监测和控制放射性污物漏出或漏入该系统。如果包含了管道和仪表的系统图已表明在系统的排水口、在各部件易于泄漏的地方都设置了辐射监测设备,并且这些部件可以被一台自动和一台手动阀隔离,则该设计是可接受的。

收稿日期:2021-02-20 修回日期:2021-09-26

作者简介:许友龙(1988—),男,工程师,硕士,现主要从事核安全审评与经验反馈工作

*通讯作者:刘莞, E-mail: 598417967@qq.com

此要求提到的“各部件易于泄漏的地方”对于重要厂用水系统而言,主要考虑的就是换热器。该换热器是与上游设备冷却水系统进行换热的重要设备。通过进入重要厂用水系统的海水在换热器传热管或板片处冷却设备冷却系统中的水,从而为需要冷却的重要设备进行冷却。核电厂常用的板式热交换器在工程经验上来说并不完全可靠,长期运行后的微小腐蚀与裂缝可能由于瞬态造成的水锤效应发生泄漏。因此,美国核安全监管当局对于此处的隔离方式要求十分明确,即采取至少一台自动阀门与一台手动阀门的配置组合。

1.1.2 美国其他法规对于重要厂用水系统的要求

联邦法规 10CFR. Part50 附录 A^[2]要求:

标准 44- 冷却水系统:应具备一种将热量从对安全重要的结构、系统和组件传递到最终散热器的能力。系统安全功能应在正常运行和事故情况下转移这些结构、系统和组件的组合热负荷。

应提供适当的设备和功能冗余,以及适当的互连、泄漏检测和隔离功能,以确保厂用电系统运行(假设厂外电不可用)或厂外电系统运行(假设厂用电不可用)时,即使有单一故障,也可以实现系统安全功能。

标准 46- 冷却水系统的测试:冷却水系统的设计应允许进行适当的定期压力和功能测

试,以确保:(1) 其组件的结构和密封完整性;(2) 验证系统活动部件的可操作性和性能;(3) 整个系统的可操作性,以及在尽可能接近实际设计的工况下,包括紧急停堆和发生冷却剂丧失事故、运行中部分保护系统以及正常和应急电源之间切换时,维持整个系统运行的功能,保证系统投入运行。

1.2 美国核电厂的实际配置举例

已查询到的美国核电厂重要厂用水系统实际配置情况符合 SRP 要求。

首先,查询到美国多台核电机组的重要厂用水系统描述与系统图的绘制显示出其符合 SRP 要求而设置了放射性监测仪表,并且换热器处配置了一台手动和一台自动隔离阀门,下面进行举例。

NRC 于 2017 年批准建设和运行联合许可证的经济简化型沸水堆(ESBWR)的最终安全分析报告第九章中关于重要厂用水系统的部分描述如下^[3]:

重要厂用水系统设计上考虑了在主控室中监视并报警任何潜在的泄漏,并允许在足够短的时间内隔离任何此类泄漏,以防止对电厂的广泛破坏。提供了用于监测可能从设冷水系统(RCCWS)泄漏到重要厂用水系统(ESWS)中包含低水平放射性的手段。通过使用各种系统设计和功能布局,可以减小发生水锤效应的可

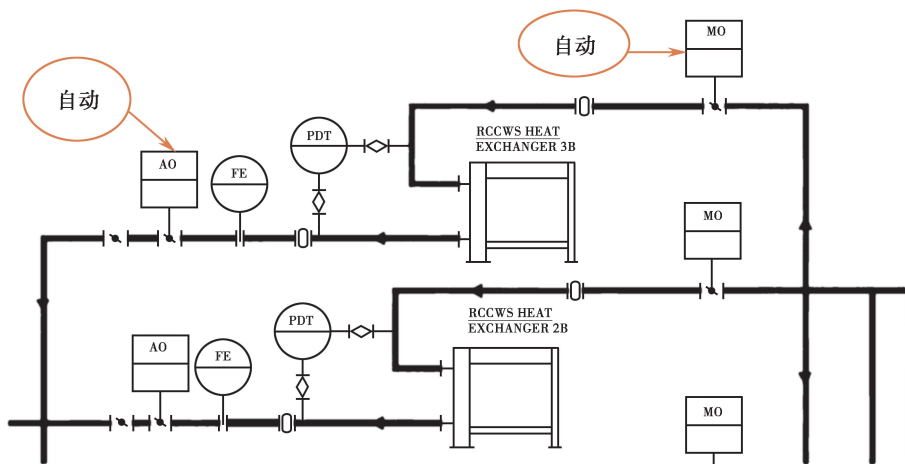


图 1 美国 ESBWR 厂用水系统示意图

Fig.1 Schematic diagram of essential service water system for ESBWR plant

能性。

重要厂用水系统与设冷水系统间热交换器设置有电动和气动隔离阀,以方便操纵员远程操作。RCCWS 与 ESWS 间使用板式热交换器。根据板式换热器的行业经验,可认为板中的孔泄漏或裂缝不可靠^[4]。此外,热交换器的设计应使从 RCCWS 或 ESWS 的垫片处的泄漏都可以排水至设备和地面排水系统中。这种设计减轻了 RCCWS 或 ESWS 的交叉污染。电动和气动阀的设计是必要的。

此外,NRC 一份审评问题记录单^[5]明确提出了与 SRP 相一致的对于该问题的关注点与要求(AP1000/EPR 项目,US-APWR 设计文件,三菱重工):申请方关于重要厂用水的设计文件显示在设冷水与重要厂用水间换热器的出口位置设置了放射性监测仪表,但是设计文件中没有描述如何按照 SRP 要求隔离放射性泄漏。US-APWR 申请方没有讨论在设冷水的放射性泄漏至重要厂用水系统时,用以隔离一系列或者隔离设备所使用的阀门或者其他隔离方式,以及相关规程。NRC 员工审查没有发现能够符合 SRP9.2.1 中要求的用来隔离受污染的重要厂用水系统系列的一个自动阀门与一个手动阀门。请提供一份关于当放射性污染从设冷水系统(CCWS)泄漏到重要厂用水系统(ESWS)时,用以隔离重要厂用水系统设备或系列的设计与规程。

综上所述,美国的核安全监管要求是十分明确的。经查询资料可知,目前美国大部分核电厂均是按照上述要求进行实际设计与建造的,NRC 审评人员也是参考 SRP 的明确要求进行审评的。

1.3 法国监管要求

按照法国 90 万千瓦压水堆核电厂系统设计和建造规则 RCC-P 第 2.3.6.2.2^[6]对于安全厂用水系统功能的要求显示,对于换热器隔离阀门的配置方式确实没有明确要求,仅对贯穿安全壳的设备冷却水系统管路设计的隔离装置有明确要求:对出水管,共设两个阀门,安全壳内一个电动阀,安全壳外另一个可以是电动阀

或者其他类型的阀门;对进水管,安全壳外一个电动阀,安全壳内一个止回阀。

在放射性监测方面,同样仅对设备冷却水系统提出了明确要求:设备冷却水系统应设置放射性监测,以确保冷却放射性回路的热交换器没有泄漏。对于重要厂用水系统的放射性监测没有具体要求。

目前我国大部分二代改进型核电机组的重要厂用水系统相关配置与 RCC-P 的要求一致。

综上可知,法国与美国对于重要厂用水系统的设计要求并不一致。美国 SRP 对于重要厂用水系统换热器隔离阀门与放射性监测仪表的要求更加严格与明确。

1.4 IAEA 对于压水堆核电厂传热系统的设计要求

在 IAEA 的 SSR-2/1 特定安全要求《核电厂安全:设计》^[7]这份标准中,对于热传输系统的要求为:热传输系统的设计必须确保能够将热传输系统的非关键部件加以隔离。因此,对于其具体的隔离方式,没有明确要求。

在放射性监测方面,6.47 要求为:必须在核电厂提供适当的手段,以便监测可能造成显著污染的流体系统的活度和采集工艺样品。

6.81 要求为:必须提供用于在电厂向环境中排放之前或在这种排放期间监测放射性流出物和可能被污染的流出物的固定式设备。

综上可知,在放射性监测方面,IAEA 的要求可以理解为应当在可能存在放射性污染的重要厂用水系统中设置放射性监测仪表。

2 我国核电厂重要厂用水系统配置情况

2.1 运行核电厂重要厂用水系统配置举例

目前,绝大部分法系 M310 机组的重要厂用水系统在换热器前后均设置 2 个手动隔离阀,且并没有设置放射性监测仪表,与 SRP 的要求不一致。而对于红沿河核电厂,其 2 列共设置了 4 个自动隔离阀进行控制,主要考虑了

重要厂用水系统的防冻,并保证重要厂用水系统的流量以及及时的切换,其并未设置放射性监测仪表。各类型机组配置统计如表 1 所示。

表 1 各核电厂重要厂用水系统配置举例
Table 1 Examples of essential service water system configuration in nuclear power plants

机组类型	CPR 1000	AP1000	VVER	CPR 1000	华龙一号
阀门配置	4 台 自动	4 台 手动	4 台 自动	4 台 手动	4 台 手动
放射性仪表	无	有	有	无	无

除红沿河核电厂 4 台机组与田湾核电厂的 VVER 机组外,其余绝大部分核电厂重要厂用水系统换热器均设置为 2 台手动隔离阀门。

首先,VVER 机组的重要厂用水系统的设置与其他类型机组不同,其部分一回路用户的冷却并未通过如 M310 类型的设冷水系统,而是直接由厂用水系统中间回路进行冷却。其中间回路确实考虑了防止放射性意外释放的风险而设置了自动隔离阀门。

其次,除红沿河核电厂因防冻考虑设置了换热器自动隔离阀门以保证重要厂用水可用外,其他 M310 机组、AP1000 机组与华龙一号机组目前均在每列重要厂用水系统换热器前后配置 2 台手动隔离阀门,且只能通过现场操纵员手动操作阀门。这就意味着一旦需要隔离泄漏的换热器,那么就需要较多的时间甚至辐射防护的准备才能操作隔离阀。

2.2 放射性监测仪表配置

除 AP1000 机组与 VVER 机组外,其余绝大部分核电厂重要厂用水系统均未设置放射性监测仪表。

经查询 M310 系列机组系统图,均未在重要厂用水系统上设置在线放射性监测仪表。而华龙一号机组亦未设置放射性监测仪表。这就意味着,假如设冷水系统与重要厂用水系统之间的换热器发生泄漏,如换热板上存在腐蚀穿

孔(正常运行很难发现),那么一旦一回路用户的换热器泄漏,将放射性带入设冷水系统,不论放射性活度是否达到设冷水系统的放射性监测报警阈值,重要厂用水系统就已经受到污染,其造成放射性意外释放到环境中的释放量也很难评估。这种事件在法国已经实际发生过,可参见国际原子能机构(IAEA)的国际报告系统(IRS) 7506 号报告^[8]。

3 我国相关法规、导则要求

3.1 关于自动隔离阀门

HAF 102 核动力厂设计安全规定及相关导则中可以参照的涉及阀门自动控制要求如下^[9]。

HAD 102/09 核电厂最终热阱及其直接有关的输热系统 4.3 运行人员行动中要求:对于在控制室外用就地手动方法执行的行动(如重新调整手动阀门的开度),必须考虑往返和完成行动所需的总时间,还必须考虑在各种工况下设备的可达性,是否有合适人员和通信设备可供使用。如果往返时要通过受火灾或辐射污染等影响的区域,可能还要求接近设备的附加时间。运行人员采取就地行动的时间长短必须根据该事件及有关工况来定。然而,建议在事件发生后的第一小时内不要依靠这种控制室外的行动。在这段时间内所需的运行人员的行动,应在控制室内,或从辅助控制点,由遥控的方式,按照原来为这种行动所提的建议来完成。

因此,应当遵循有关法规导则的要求与建议,考虑将原设计为全部就地手动操作的换热器隔离阀门配置优化为至少一台自动阀门和一台手动阀门的配置方式。

3.2 关于放射性监测仪表

HAD 103/04《核电厂运行期间的辐射防护》的规定如下^[10]。

5.4.1 要求:核电厂工艺系统的放射性监测是针对放射性物质释放(或预防意外的释放)的必要的控制措施。根据情况,这种监测应该采用常规取样的方式或借助于集中监测系统仪器(如在液体废物箱释放管线上的探测器)的方式

进行。监测结果应该迅速地送给操纵员(如通过在有人操作的控制室内的显示),以便必要时操纵员采取适当的纠正措施。

5.4.2 要求:在每一个有可能成为放射性的,且可能向外释放的流体的工艺系统上,都应安装辐射监测探测器。为了增补从安装的监测探测器得到的资料,必须提供对这些流体取样和常规计数的能力,特别是从释放点取样和常规计数。

以上两条要求主要针对放射性监测仪表。因此,在重要厂用水系统加装放射性监测仪表即可满足以上两条要求;反之,当前在重要厂用水系统上未安装放射性监测仪表的机组则不满足以上两条要求。

4 当前配置的风险以及一旦发生意外放射性释放的后果

诚然,对于大多数机组来说,重要厂用水系统被放射性物质污染的前提条件为,设冷水系统与上游带放射性的系统间换热器破裂叠加重要厂用水系统与设冷水系统间换热器泄漏。考虑到设备冷却水系统在换热器前后设置了隔离阀,以备当其系统放射性水平达到报警阈值后关闭,与重要厂用水系统隔离。因此,重要厂用水系统由于设冷水系统泄漏进入的放射性而释放至海水中的概率要更低。设冷水系统的放射性监测仪表在正常运行情况下也可以起到一定的监测一回路与设冷水系统间放射性泄漏的作用。但是,从上文提到的法国实际发生过的放射性意外释放事件的经验反馈来看,重要厂用水系统作为安全壳外、在外界环境前的最后一道放射性屏障,还存在被突破的可能。当以上假设的叠加事故工况出现后,由泄漏开始到主控室操纵员通过设冷水系统的放射性监测仪表发现可能出现了意外放射性释放而通知现场操纵员去手摇重要厂用水系统隔离阀门期间,经与电厂运行人员交流至少需要 10~20 分钟的时间,而泄漏的速率是无法预估的。因此,一旦意外释放量超出了国际核事件分级(INES)中说明的“显著量”,即放射学上相当于 10 太贝可

钼-99 泄漏量的液态放射性物质泄漏量^[11]。那么,此事件就升级为 INES2 级事件。其后果的严重性不言而喻。

下面介绍一起前文所提的真实发生的穿过多道屏障最终造成放射性意外释放的国际运行事件。IRS (IAEA 国际事件报告系统)7506 号报告:法国核电厂重要厂用水系统换热器泄漏导致放射性意外释放事件经验反馈。

IRS 7506 是一个特别重要的事件,因为它涉及两台 ESWS (重要厂用水系统)/CCWS (设冷水系统)热交换器和在 CCWS 和 RCS 核取样系统(NSS)之间的一台热交换器同时失效,造成同时突破了两个屏障,为放射性液体进入环境建立了通道。2000 年,当机组正在运行,对于 CCWS 系统水的每周手动测量结果显示氙的活度水平异常(为 1.7 MBq/吨,而不是低于 0.1 MBq/吨的预期值),并且有效总活度异常。这一活度表明,在一回路的换热器上存在泄漏。随后的调查证实,在 NSS 换热器上的加压取样管线中存在泄漏。与此同时,CCWS/ESWS 换热器中反复出现的泄漏问题导致放射性液体连续数月从 CCWS 泄漏到 ESWS。这个泄漏量在事件当天评估为 10 立方米/天。CCWS 的液体污染导致了 ESWS 污染,导致放射性液体失控地流入海洋。

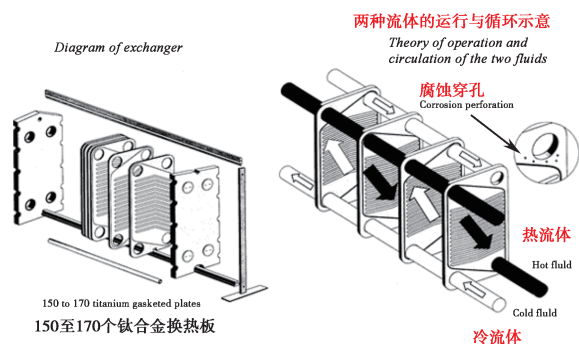


图2 设冷水/重要厂用水系统板式热交换器示意图
Fig.2 Schematic diagram of plate heat exchanger of component cooling water system/essential service water system

该事件表明,现有的 CCWS 活度监测通道的监测和报警阈值使得系统的连续污染没有被检测到。同样,放射性化学污染,特别是来自氙

的污染,可能在很长一段时间内无法被探测到,因为监测通道只能监测总的伽马活度。另外,事件还显示出,缺乏适用于从 CCWS 泄漏至 ESWS 和泄漏至环境中的可允许的标准,以及缺少对于响应这种泄漏与 CCWS/ESWS 接口之间监测的运行规程。此事件法国方面的纠正行动中明确提到了应当加强对重要厂用水系统放射性监测要求,以及考虑在重要厂用水系统换热器上游增加保护过滤器。

因此,重要厂用水系统是可能存在一定放射性污染的,在放射性意外向环境排放前,应当根据相关法规标准,在重要厂用水系统的设计上增加放射性监测仪表。这样放射性监测可以与换热器隔离阀门进行配合,在发现放射性意外释放到环境中后立即通过自动隔离阀门进行隔离,最大程度地减小放射性意外释放后果,从而满足辐射防护 ALARA (as low as reasonably achievable) “可合理达到的尽量低的水平”原则。

5 结论

(1) 运行核电厂与在建核电厂重要厂用水系统每一列的换热器下游应当考虑设置放射性监测仪表,以实现可能对发生的意外放射性释放的探测,及时采取隔离措施,尽可能减少释放量。

(2) 按照 SRP 要求,核电厂重要厂用水系统换热器隔离阀门应考虑按照至少一台自动阀门与一台手动阀门的组合进行配置。该自动阀门既可以进行远程主控室操作也可以就地进行操作。减少由发现泄漏到现场操作阀门中间所需要的时间,及时隔离泄漏与切换系列,保证重要厂用水供给。

(3) 营运单位应综合考量确定放射性监测仪表报警阈值与自动隔离阀门逻辑动作的阈值,改进有关运行程序,当发生报警后,操纵员可以

经确认核实后远程操作关闭自动阀门。重要厂用水系统放射性监测仪表的报警阈值应当更加低于设冷水系统的放射性监测仪表报警阈值。

(4) 营运单位应当考虑完善对于响应设冷水系统与重要厂用水系统接口之间发生泄漏后的监测与隔离的运行规程。

参考文献

- [1] STANDARD REVIEW PLAN-NUREG 0800 [R]. Revision 4 - March 2007.
- [2] 10CFR.50 Appendix A General Design Criteria for Nuclear Power Plants- Criterion 44 [R]. NRC, 2007.
- [3] ESBWR Design Control Document. Tier 2. Chapter 9-Auxiliary Systems [R]. GE-Hitachi Nuclear Energy Americas LLC, 2014.
- [4] WOLF CREEK GENERATING STATION - special inspection report-05000482/2009007 [R]. UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION REGION IV, 2010.
- [5] QUESTIONS for Balance of Plant Branch 1 (AP1000/EPR Projects) (SBPA) [R]. US-APWR Design. Certification. Mitsubishi Heavy Industries. Docket No. 52-021. SRP Section: 09.02.01 - Station Service Water System. 4/8/2009.
- [6] 《RCC-P 法国 90 万千瓦压水堆核电厂系统设计和建造规则》 [R]. 核工业第二研究设计院, 1991.
- [7] 国际原子能机构. 特定安全要求第 SSR-2/1 号 [S]. 维也纳: 国际原子能机构, 2012.
- [8] UNCONTROLLED RELEASE OF RADIOACTIVE FLUIDS INTO THE SEA DUE TO SIMULTANEOUS HEAT EXCHANGER LEAKS_ [R]. IRS International Report System IAEA -7506, 2000.
- [9] 国家核安全局. HAD 102/09 核电厂最终热阱及其直接有关的输热系统 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1998.
- [10] 国家核安全局. HAD 103/04 核电厂运行期间的辐射防护 [S] 北京: 中国法制出版社, 1998.
- [11] 国家核安全局. NNSA-HAJ-0001-2020. 国际核与辐射事件分级手册 [S]. 北京: 国家核安全局, 2020.

Optimization of Configuration of Heat Exchanger Isolation Valve and Radioactivity Monitoring Instrument in Essential Service Water System of Nuclear Power Plant in China

Xu Youlong, Liu Wan*, Zheng Lixin

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

Abstract: For the operation of nuclear power plants, essential service water systems are closely related to quality and safety. The essential service water system is used to remove heat from the cooling water system of the plant and transfer it to the sea water, thus serving as the final heat sink for the nuclear island. This article describes the current our country most of the nuclear power plant water system heat exchanger isolation valve with the configuration status of radiation monitoring instrument, including the United States, France, and the International Atomic Energy Agency (IAEA) is analyzed for the similarities and differences of essential service water system design requirements, combined with the actual operating events, analysis our country current nuclear power plant isolation method of heat exchanger in essential service water system with the United States nuclear power plant standards review program requirements caused by the difference and the configuration of the pros and cons, and combined with China's relevant laws and regulations for essential service water system design, the requirements of the guidelines, the paper proposes some suggestions to improve the reasonable configuration.

Key words: essential service water; heat exchanger; isolation valve; standard review program; radioactivity monitoring.

(责任编辑: 梁 晔)

卢洋,许俊俊,刘治刚.群厂核安全监督数据治理研究[J].核安全,2022,21(1):89-92.

Lu Yang, Xu Junjun, Liu Zhigang. Study on Data Government in Fleet Nuclear Safety Supervision [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(1): 89-92.

群厂核安全监督数据治理研究

卢洋,许俊俊,刘治刚

(苏州热工研究院有限公司,深圳 518028)

摘要:随着工业信息化进程的开展,核电厂生产运营相关活动产生的数字数据量非常巨大,其增长态势也越来越迅猛。核安全监督逐渐形成了以数字数据为基础的监督活动。群厂核安全监督效率面临着多电厂结构各异的海量数据难题。本文运用数据治理理论方法,在分析群厂核安全监督数据特点的基础上,对群厂核安全监督数据治理进行了研究;结合群厂核安全监督系统开发实践,总结了两个提升核安全监督效率的重要影响因素:一是在核安全监督数据治理机构成员中增加IT专家;二是监督业务标准化并形成数据标准。

关键词:核安全;监督;数据治理

中图分类号:F416.23 **文章标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2022)01-0089-04

由于核电业务精细化管理需求驱动核安全监督的现代化发展,核电厂的信息化程度越来越高,核安全监督相关的数字数据增长迅猛。数据成为核安全监督的基本要素之一,大量的监督活动以数据为基础展开。

群厂核安全监督数据存在数据量巨大、数据缺乏标准要求、数据孤岛和数据结构化不足等特点,这些低质量的数据无法支撑起核安全监督业务数字化转型,核安全监督效率提升面临挑战。

数据治理是一种以数据为中心的创新管理理论,它把数据作为一种资产来管理,并行使相关权力和控制活动。借助数据治理理论方法,可以优化和提升数据的标准、质量和安全等技术指标,从而实现效率提升和价值创造。

本文在分析群厂核安全监督数据特点和现状的基础上,依据数据治理理论,并结合群厂核安全监督系统开发实践,研究了提升核安全监督效率的方法。

1 数据治理理论

1.1 数据治理概念

目前,数据治理存在多种定义^[1]。本文不纠结于各种定义的差异,为了便于叙述和理解,选取工业互联网产业联盟给出的定义^[2]:数据治理是指对数据资产管理活动行使权力和控制的活动集合(包括计划、监督和执行等)。

根据上述定义可知:数据治理的对象虽然还是数据,但是又将数据进一步视为一种有价值的资源,提升为资产地位。这种表述将数据治理纳入组织机构的高层级管理活动范围,要求配置一整套的原则、政策、资源、流程和操作规则等以支撑管理目标的实现。

1.2 数据治理框架

当数据治理上升为组织机构的一种高层级管理活动时,应当建立与之相应的管理框架。数据治理框架将相关的管理要素以一定的逻辑关系组建起来,可以为组织机构的数据治理实

收稿日期:2021-03-15 修回日期:2021-12-01

作者简介:卢洋(1989—),男,工程师,硕士,现主要从事核电厂智能运行相关工作

践工作提供理论指导。

比较典型的数据治理框架有以下几种：DAMA (The Data Management Association, 国际数据管理协会) 框架包括两个子框架：功能子框架和环境要素子框架^[3]；DGI (The Data Governance Institute, 国际数据治理研究所) 框架分为人员与组织机构、规则与协同工作规范、过程 3 个职能^[4]；IBM (International Business Machines Corporation, 国际商业机器公司) 框架包含目标、支持要素、核心准则和支持准则 4 个部分^[5]；CALiB (China Academic Library DG Framework, 中国高校图书馆数据治理) 框架分为促成因素、范围、实施与评估 3 个维度^[3]。

通过对比研究上述框架发现,数据治理框架主要包括管理要素(机构组织和人员职责等)和实施要素(数据管理和评价等)两方面。

2 群厂核安全监管数据

核安全监管分为内部监督和外部监督。群厂核安全监管是由核电集团组织对所属核电厂进行的内部独立监督活动。群厂核安全监管对内需要统筹各核电厂的内部监督,对外需要接口核安全局等单位的外部监督。

群厂核安全监管数据主要是指核电集团对核电厂进行核安全监管所需的数据,同时也包括相关数据,如进行监督评估活动时产生的数据。群厂核安全监管数据能够较为全面地反映出核电厂真实的安全生产状态和安全管理水平。

按照电厂专业划分,群厂核安全监管数据范围涵盖核电厂安全生产相关的所有重要领域数据,具体指核安全管理、运行、维修、技术支持、辐射防护、消防、化学环境和厂房管理 8 个重要领域数据。每个领域又可以进一步细分为若干个子项目,具体见表 1。

表 1 群厂核安全监管相关领域

Table 1 The specialties related to fleet nuclear safety supervision

专业	子项目
核安全管理	组织与管理、核安全文化、核安全绩效、核安全监管、应急组织
运行	培训与授权、设施的监视与检查、设备运行、运行活动风险分析与准备、文件管理
维修	维修技能、维修文件与记录、维修准备、维修实施、大修组织与管理、承包商管理
技术支持	燃料堆芯安全、设备可靠性、改造、经验反馈
辐射防护	培训与授权、剂量管理、辐射防护最优化、辐射分区管理、放射源与辐射监测设备、放射性物质运输、辐射防护高风险管理
消防	培训与演习、火灾预防、灭火
化学环境	环境管理、环境合规性、流出物排放、环境风险、固体废物、化学与放射性技术规范
厂房管理	建筑物与道路、厂房清洁、标识标牌、跑冒滴漏、电仪设备、机械设备、工业安全设施

2.1 数据类型

从数据治理的角度,将数据作为对象进行分类可以得到不同的数据分类结果,具体包括参考数据、主数据、业务活动数据、分析数据和时序数据 5 大类^[5]。

(1)参考数据:主要是指外部标准数据,包括各行业通用标准数据(地理行政区、计量单位等)和本行业标准数据(WANO 指标等)。这些数据相对稳定和静态,基本不会变化。

(2)主数据:是指满足跨部门协同需要、反映核心业务实体属性的基础信息,如设备及设备不可用信息。

(3)业务活动数据:是指在核电厂运行管理过程中产生的数据,如定期试验、维修、辐射防护等数据。

(4)分析数据:是指与统计、报表或指标有关的数据,如缓解系统指标、机组安全状态指标等

数据。

(5) 时序数据:主要是指核电厂各种工业测量设备按照时间顺序读取到的数据以及根据这些测量数据直接计算出来的数据,如温度、压力、饱和裕度等。

2.2 数据现状及原因分析

随着工业信息化发展,以及核电厂大量信息化系统的投入使用,数字化数据迅猛增长。据笔者统计,截至2019年5月,某集团仅仅设备不可用(I0)数据达22.4万条,并预估以每年3.6万条的速度增长。信息化使得基于原始I0数据的二次分析应用数据在此基础上翻了数倍。这个例子只是核电众多核安全监督业务的冰山一角。这些数据增长速度还会随着信息化的深入和新电厂的不断商运而加速。

群厂核安全监督数据结构差异大,存在大量结构化的时序数据和业务数据,同时,业务数据中又存在半结构化和非结构化的数据。这是从传统线下业务数字化转型过程中不可避免的情况。

群厂核安全监督数据缺少统一的规范标准。各个核电厂的核安全监督工作在客观和主观方面都存在不可避免的差异,这些差异既包括不同堆型监督内容的差异,也包括对相同监督内容理解的差异。与此同时,极少开展数据标准化工作,使得这些不处于管控范围的差异日益扩大。

另外,群厂核安全监督数据孤岛和数据重复现象也不鲜见。核安全监督数据来源广泛,由于专业分工限制和缺乏沟通,极易形成数据孤岛和数据重复建设现象。

上述现象导致核安全监督数据质量较低,特别是在数据量的迅猛增长趋势背景下,数据并没有成为监督的有效资源,甚至反而制约了监督效率。监督数据质量提升工作迫在眉睫,需要以数据治理的专业方法来指导具体工作。

3 群厂核安全监督数据治理

通过对数据治理框架理论进行分析,群厂核安全监督数据治理工作可以从管理要素和实施要素两个方面展开。

3.1 数据治理管理要素

数据治理的管理要素可以遵循一般的治理管理标准列出,主要包括组织机构、规章制度、责任分工、运作方式和资源保证等内容。

根据群厂核安全监督的特点,其组织机构应当建立在群厂层级的核安全监督组织或者更高级别的管理机构中,或在现有相应层级机构中增加数据治理相关职能,成立数据治理委员会。该委员会应当纳入各电厂的数据治理利益相关方。

数据治理委员会适当增加有IT技术背景的成员,这样有利于在现有的业务结构中提升IT话语权,制定更加切实可行的数据治理实施方案。

根据数据治理的特点,应当在充分评估现阶段数据治理状态的前提下,明确提出数据治理的可行性目标。数据治理目标应当通过IT专家审查,以便切实可行。

3.2 数据治理实施要素

从不同的角度出发,数据治理的实施要素也不同。DAMA从数据功能角度将数据治理分为:数据架构管理、数据开发、数据库操作管理、数据质量管理、元数据管理、文档与内容管理、数据仓库与商业智能管理、参考数据与主数据管理和数据安全治理10个方面进行治理;DGI将数据治理分为:任务、关注点、数据规则与定义、决策权、问责制、控制、数据相关方、数据治理办公室、数据责任人和数据治理流程10大要素;CALib则根据功能层次将数据治理分为:数据整合与发现、数据统计与分析、元数据、数据质量、数据安全隐私与合规、基础业务数据、信息资源体系和数据架构8个关注领域进行治理。

根据群厂核安全监督数据来源广泛,数据流转环节复杂的特点,以数据生命周期为核心的治理方式是比较可行的一种实施方式。依据监督业务流转程序,对数据从初始起源到数据加工,到数据应用,再到数据存档等环节进行梳理,列出业务涉及的数据全生命周期流程。针对流程中的每个环节实施数据管理。

全生命周期数据管理包括元数据管理、主数据管理、时序数据管理、数据质量管理、数据安全管理和数据共享等措施。针对不同的环节,

应用相适用的管理方式。

在数据治理实施过程中,影响数据质量的一个重要因素是数据标准。只有统一有约束力的数据标准,才能保证数据的质量,提升数据利用效率。数据标准来源于业务标准,在交叉变化的业务活动中,确定统一的业务标准是有效数据治理的一个先决条件。

3.3 系统开发实践

在某集团进行的群厂核安全监督系统开发实践过程中,整合了多个电厂和堆型的核安全监督系统数据。通过系统开发,形成了集团层面的群厂核安全监督数据标准化,并将这些数据标准共享至集团数据中台供其他系统调用。以标准化的群厂核安全监督数据为基础,构建了群厂的核安全监督指标应用模型,并开发了众多的监督工作应用模块,包括监督报告自动生成、指标动态展示、状态评估和异常提醒等。该系统通过数据标准化有效地控制了基础数据差异,极大地提高了群厂核安全监督效率。

通过项目实践和经验总结,笔者认为,在数据治理委员会中增加有IT背景的专家,可以制定出更加切实可行的数据治理方案;同时,在梳

理业务流程的基础上,确定并发布统一的业务数据标准,可以极大地提高数据治理的效果。

4 结论

本文在分析了群厂核安全监督数据类型和现状的基础上,提出将数据治理方法应用在群厂核安全监督领域的建议。通过某集团群厂核安全监督数据治理实践,总结了提高群厂核安全监督数据治理效果的两个重要因素。该研究成果可作为群厂其他领域数据治理工作参考,也可为多电厂核安全监督数据治理相关工作提供帮助。

参考文献

- [1] 刘桂锋, 钱锦琳, 卢章平. 国内外数据治理研究进展: 内涵、要素、模型与框架 [J]. 图书情报工作, 2017, 61 (21): 137-144.
- [2] 工业互联网产业联盟总体组. 工业互联网术语和定义 (版本 1.0) [R]. 工业互联网产业联盟, 2019: 20.
- [3] 包冬梅, 范颖捷, 李鸣. 高校图书馆数据治理及其框架 [J]. 图书情报工作, 2015, 59 (18): 134-141.
- [4] 陈裕源. G 商业银行数据治理咨询项目成熟度评估研究 [D]. 深圳: 深圳大学, 2018.
- [5] 祝守宇, 蔡春久. 数据治理: 工业企业数字化转型之道 [M]. 1 版. 北京: 电子工业出版社, 2020: 15-22.

Study on Data Government in Fleet Nuclear Safety Supervision

Lu Yang, Xu Junjun, Liu Zhigang

(Suzhou Nuclear Power Research Institute, Shenzhen 518028, China)

Abstract: With the progression of the industrial informationization, a large quantity of digital data, which are generated from the activities related to nuclear power plants' production and operation, tend to increase sharply. The nuclear safety supervision activities have been progressively formed on the basis of the data. It is difficult to supervise fleet nuclear safety efficiently, as the data are massive and of low quality. According to the theory of data governance, this paper conducts a research on the fleet nuclear safety supervision data by analyzing the fleet safety supervision data characteristics. Considering the actual practices in the development of the fleet nuclear safety supervision system, two key elements to improve the efficiency of the nuclear safety supervision have been proposed: one is the introduction of the IT experts in the organization of the data governance; the other is the standardization of the supervision activities and the related data.

Key words: nuclear safety; supervision; data governance

(责任编辑: 徐晓娟)

姚彦贵,熊珍琴,唐力晨,等.抗震分析中关于反应谱与功率谱密度函数之间关系的解析[J].核安全,2022,21(1):93-103.

Yao Yangui, Xiong Zhenqin, Tang Lichen, et al. Analysis of the Relationship Between Response Spectrum and Power Spectrum Density Function in Seismic Analysis [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (1): 93-103.

抗震分析中关于反应谱与功率谱密度函数之间关系的解析

姚彦贵¹, 熊珍琴², 唐力晨¹, 姚伟达^{1,*}

(1. 上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233; 2. 上海交通大学核科学与工程学院, 上海 200240)

摘要: 地震运动作用在结构物基础上的反应分析, 常规采用确定论方法来求解, 如时程法、反应谱方法等。在理论上处理是十分方便的, 但往往不能反映真实情况。为此还需要采用非确定论方法作为补充分析, 如应用随机振动中的功率谱密度统计方法作为一种补充分析方法, 以提高分析结果的可靠性。采用随机过程中穿越阈值次数的概率统计问题作为出发点, 求得地震反应不超出阈值的概率分布函数定量的统计公式。该公式可以直接应用到地震反应谱与输入功率谱密度之间, 建立一个定量的可信度关系, 以核实反应谱是否已经反映了随机过程的真实可靠程度。

关键词: 地震分析; 反应谱; 功率谱密度函数; 可信度关系

中图分类号: TL35 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0093-11

核电厂抗震设计中通常应用确定论和非确定论两种方法进行分析,前者由时域分析求得相对位移、速度和绝对加速度反应峰值得到设计反应谱,后者是从频率域的能量角度求得相对位移、速度和绝对加速度反应组成的功率谱密度(Power Spectral Density, PSD)函数。两种分析的基本流程如图 1 所示。

这里要特别注意的是,分析流程中相关的符号以及表示的特征: t 表示时间; ω 表示作为与时域相对应的频率成分; ω_0 表示单自由度振子的固有圆频率($\omega_0 = \sqrt{m/k}$); ζ 表示阻尼比。

反应谱 S_d 、 S_v 及 S_a 是以 ω_0 和 ζ 作为变量的函数,表征单自由度振动系统所对应输出的反应值。而反应 PSD 函数 S_{yy} 、 S_{vy} 及 S_{zz} 是以 ω 、 ω_0 和 ζ 作为变量的函数,表征其输出(固定 ω_0 和 ζ)

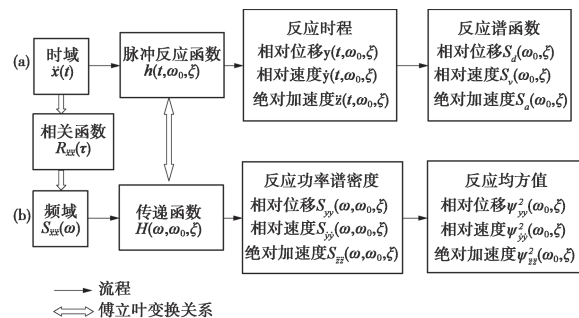


图 1 两种分析流程的关系

Fig. 1 The relationship between the two analysis processes

反应所对应的频率 ω 成分的特征量。

由于地震波是一种随机性特征的信号,通过这两种方法获得的反应谱函数与均方值是否等效,即图 1 中 S_d 、 S_v 和 S_a 与 ψ_{yy} 、 ψ_{vy} 和 ψ_{zz} 是否等效,是核电厂设施抗震分析中一项十分重要

收稿日期: 2021-06-01 修回日期: 2021-08-23

基金项目: 上海市科技启明星项目, 项目编号: 20QB1403000

作者简介: 姚彦贵(1979—), 男, 高工, 硕士, 反应堆结构力学专业, 现主要从事反应堆结构力学相关工作

* 通讯作者: 姚伟达, E-mail: wd-yao@snerdi.com.cn

的指标。核电厂构筑物、系统、部件 (Structures, Systems, Components, SSC) 抗震分析时主要采用图 1 中的第一种分析方法以设计反应谱作为地面地震输入及楼面地震输入的一个重要参数,但要检验输入的反应谱或时程是否满足随机过程的频率成分能量的要求,则第二种分析方法作为第一种分析方法的补充是十分必要的。例如,美国核管理委员会 (United States Nuclear Regulatory Commission, U.S.NRC) 在 2007 年出版的《核电厂标准审查大纲》(NUREG-0800) 的 3.7.1 节“地震设计参数”^{[8][9]} 中提出核电厂地面地震输入时关于 PSD 的要求。其规定为“当单组人工地面运动时程用以抗震 I 类 SSC 的抗震分析时,通常必须满足包络设计反应谱并与对应设计反应谱的目标 PSD 函数相匹配,因此在应用单组时程时,除要求包络设计反应谱外,还要求在重要频率范围的 PSD 函数包络《目标 PSD 函数》,以验证 SSC 所关注的频率上具有足够的能量”。注意这里的目标 PSD 是指地震输入的 PSD 包络所要求的《目标功率谱函数》。

最早 U.S.NRC 发布 NUREG CR3509(1998) 和 NUREG CR534(1989) 用于确定核电管理导则 RG1.60 的标准设计反应谱,如图 2(a) 所示,并提出了对应的目标 PSD,如图 2(b) 所示。该目标 PSD 结果直接引用到核电厂标准审查大纲 (Standard Review Plan, SRP) 3.7.1 中。其目标

PSD 用单边 PSD 函数 $G(f)$ 的数学表达式为:

$$G(f) = \begin{cases} 4190 \cdot (f/2.5)^{0.2} & f < 2.5 \\ 4190 \cdot (2.5/f)^{1.8} & 2.5 \leq f < 9.0 \\ 418 \cdot (9.0/f)^3 & 9.0 \leq f < 16.0 \\ 74.2 \cdot (16.0/f)^8 & f \geq 16.0 \end{cases} \quad (1)$$

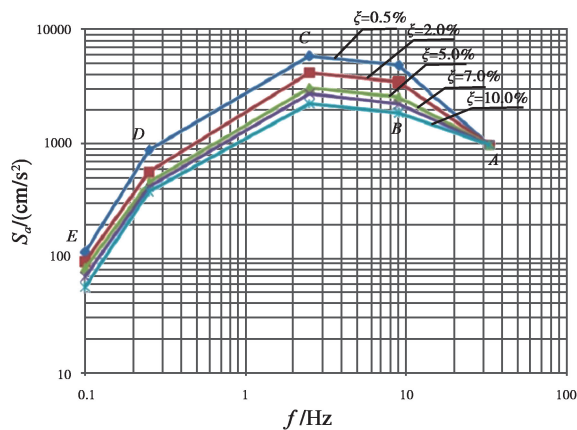
式中, $G(f)$ 为单边加速度 PSD 函数,单位为 $(\text{cm}^2/\text{s}^2)^2/\text{Hz}$; f 为目标 PSD 对应的频率成分,单位为 Hz。

核电厂 SSC 抗震分析时,作为基础地面的地震加速度输入时程曲线 (包括两个水平和一个垂直) 除了必须要验证是否包络 RG1.60 标准设计反应谱 [见图 2(a)] 外,还需验证是否包络 SRP-3.7.1 中的目标功率谱密度 [见图 2(b)]。

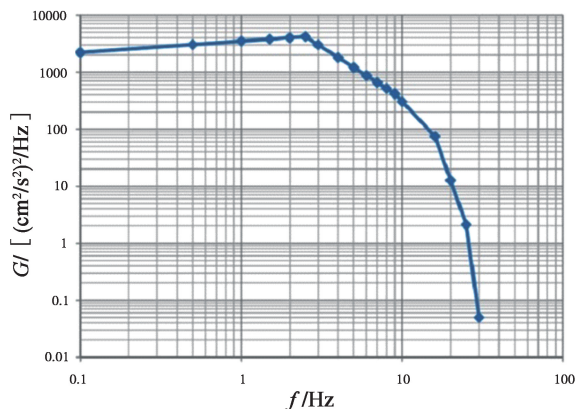
本文运用随机函数穿越阈值频次的概率分析方法,从获得稳定与非稳定条件概率分布函数出发,在输入功率谱密度函数与输出设计反应谱之间建立一个确切的关系。这种关系可用置信度百分比来表征其可靠程度。

1 地震加速度 PSD 函数与反应谱之间的关系

由图 1(a) 流程图可知,当地震动时间历程 $x(t)$ 输入到单自由度振动系统的基础上,可用时域方法获得其相对位移、速度和绝对加速度的最大峰值反应^{[1][7]}。



(a) RG1.60 标准设计反应谱



(b) 对应的目标 PSD

图 2 标准地面水平加速度设计反应谱与对应的目标 PSD

Fig. 2 Standard ground horizontal acceleration design response spectrum and corresponding target PSD

第一种通过时域路径可得到反应 S_d 、 S_V 和

$$\left. \begin{aligned} S_d(\omega_0, \xi) &= \frac{1}{p} \left| \int_0^\tau \ddot{x}(\tau) e^{-\xi\omega_0(t-\tau)} \sin p(t-\tau) d\tau \right|_{\max} \\ S_v(\omega_0, \xi) &= \frac{1}{\sqrt{1-\xi^2}} \left| \int_0^\tau \dot{x}(\tau) e^{-\xi\omega_0(t-\tau)} [\xi \sin p(t-\tau) + \sqrt{1-\xi^2} \cos p(t-\tau)] d\tau \right|_{\max} \\ S_a(\omega_0, \xi) &= \frac{\omega_0}{\sqrt{1-\xi^2}} \left| \int_0^\tau \ddot{x}(\tau) e^{-\xi\omega_0(t-\tau)} [(1-2\xi^2) \sin p(t-\tau) + 2\xi\sqrt{1-\xi^2} \cos p(t-\tau)] d\tau \right|_{\max} \end{aligned} \right\} (2)$$

S_a , 表达式为:

式中, S_d 、 S_V 和 S_a 为相对基础位移 y 、相对基础速度 \dot{y} 和绝对加速度 z 的最大反应谱, ω_0 和 ξ 为单振子的固有圆频率和阻尼比。

由图 1(b) 流程图可知, 通过随机振动频域路径可得到与式(2)相对应的反应, 可表示为:

$$\left. \begin{aligned} S_{yy}(\omega, \omega_0, \xi) &= \frac{S_{\ddot{x}\ddot{x}}(\omega)}{[(\omega_0^2 - \omega^2)^2 + 4\xi^2\omega_0^2\omega^2]} \\ S_{\dot{y}\dot{y}}(\omega, \omega_0, \xi) &= \frac{\omega_0^2 S_{\ddot{x}\ddot{x}}(\omega)}{[(\omega_0^2 - \omega^2)^2 + 4\xi^2\omega_0^2\omega^2]} \\ S_{zz}(\omega, \omega_0, \xi) &= \frac{(\omega_0^2 + 4\xi^2\omega^2)\omega_0^2 S_{\ddot{x}\ddot{x}}(\omega)}{[(\omega_0^2 - \omega^2)^2 + 4\xi^2\omega_0^2\omega^2]} \end{aligned} \right\} (3)$$

式中, $S_{\ddot{x}\ddot{x}}(\omega)$ 为输入 $\ddot{x}(t)$ 的加速度双边 PSD 函数; S_{yy} 、 $S_{\dot{y}\dot{y}}$ 和 S_{zz} 为输出相对位移 $y(t)$, 相对速度 $\dot{y}(t)$ 和绝对加速度 $z(t)$ 的双边 PSD 函数。

假设输入 $\ddot{x}(t)$ 是各态历经平稳随机过程的宽频带噪声时, 则输出可近似表示对应于振子 ω_0, ξ 为变量时的均方值。

$$\left. \begin{aligned} \psi_y^2 &= \psi^2[y(t)] = \int_{-\infty}^{\infty} S_{yy}(\omega) d\omega = \frac{\pi S_0(\omega_0)}{2\xi\omega_0^3} \\ \psi_{\dot{y}}^2 &= \psi^2[\dot{y}(t)] = \int_{-\infty}^{\infty} S_{\dot{y}\dot{y}}(\omega) d\omega = \frac{\pi S_0(\omega_0)}{2\xi\omega_0} \\ \psi_z^2 &= \psi^2[z(t)] = \int_{-\infty}^{\infty} S_{zz}(\omega) d\omega \\ &= \frac{\pi S_0(\omega_0)\omega_0(1+4\xi^2)}{2\xi} \end{aligned} \right\} (4)$$

式中, $S_0(\omega_0)$ 为输入 $\ddot{x}(t)$ 的 PSD 函数在 ω_0 处的值, 注意这里的 $S_0(\omega_0)$ 是双边 PSD 函数; $\psi^2[y(t)]$ 、 $\psi^2[\dot{y}(t)]$ 和 $\psi^2[z(t)]$ 分别为反应 $y(t)$ 、 $\dot{y}(t)$ 和 $z(t)$ 的均方值, 均是变量 ω_0 和 ξ 的

函数。

从式(4)可清楚看出, 如果改变不同的 ω_0 和 ξ 值, 同样可以绘制出“位移、速度和加速度均方根值随 ω_0 和 ξ 变化的三个反应谱”, 如将式(4)与式(2)中 S_d 、 S_V 和 S_a 进行比较可看出, 式(2)得到的反应谱幅值是反应的最大绝对值, 而式(4)得出的反应谱值则是反应的均方根值, 它们之间存在一个均方根值与峰值的变换关系问题, 即如何将均方根值正确地换算到峰值, 以及两者之间是否存在某种特殊的联系, 则是问题的关键。

2 随机过程穿越阈值次数问题的解析

2.1 无穿阈次数的解析

如某时程 $x(t)$ 假设为平均为零的平稳随机过程, 则高斯分布形式的其概率密度函数 $p(x)$ 和对应的概率分布函数 $P(x)$ 可表示为^{[2][10]}:

$$\left. \begin{aligned} p(x) &= \frac{1}{\sqrt{2\pi}\psi_x} \exp\left(-\frac{x^2}{2\psi_x^2}\right) \\ P(x) &= \int_{-\infty}^x p(\xi) d\xi = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\psi_x} \int_{-\infty}^x \exp\left(-\frac{\xi^2}{2\psi_x^2}\right) d\xi \end{aligned} \right\} (5)$$

式中, ψ_x 为 $x(t)$ 的均方根值, 即 $\psi_x = \psi[x(t)]$ 。典型标准化 $p(x)$ 和 $P(x)$ 可将式(5)中参数设为:

$$\left. \begin{aligned} z &= \frac{x}{\psi_x} \\ \psi_x^2 &= 1 \end{aligned} \right\} (6)$$

称为标准化正态概率密度和分布函数可表示为:

$$\left. \begin{aligned} p(z) &= \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \exp\left(-\frac{z^2}{2}\right) \\ P(z) &= \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^z \exp\left(-\frac{\xi^2}{2}\right) d\xi \end{aligned} \right\} \quad (7)$$

图3是标准化正态概率密度 $p(z)$ 和分布函数 $P(z)$ 与 z 的关系曲线图,它表示不同归一化幅值 $z=\frac{x}{\psi_x}$ 所对应的概率密度和概率分布值。也就是说,在 $x(t)$ 随机时程曲线上出现幅值大小与概率密度值的大小形成一定的统计定量值。

在以后的应用中采用指定概率 $P(z)=1-\alpha$ 时的 z 值称为阈值 z_α ,即式(7)可由下式表示:

$$\left. \begin{aligned} P(z_\alpha) &= \int_{-\infty}^{z_\alpha} p(\xi) d\xi = P_{rob}[z \leq z_\alpha] = 1-\alpha \\ \text{或 } 1-P(z_\alpha) &= \int_{z_\alpha}^{\infty} p(\xi) d\xi = P_{rob}[z > z_\alpha] = \alpha \end{aligned} \right\} \quad (8)$$

也就是说, α 是表示幅值在整个时域超出指定阈值 z_α 时的概率,定义为 $[1-P(z_\alpha)]=P_{rob}[z > z_\alpha]$;反之,定义为 $P(z_\alpha)=P_{rob}[z \leq z_\alpha]$,为不超出指定阈值 z_α 时的概率。

通常将阈值 z_α 用百分比表示更为直观。对于平稳随机过程 $x(t)$ 可通过相关的幅值分析程序(如雨流法)得出类似图3的正态分布概率密度函数 $p(z)$ 和对应的分布函数 $P(z)$ 。

2.2 有穿阈次数问题的解析

针对一个随机过程 $x(t)$ 的时程曲线上给定一个 $x=\lambda$ 阈值时,如在每个波的峰值上,均存在

一个正半波或负半波上各出现两个交点的情况(见图4),那么称之为“有穿阈次数问题”,对穿阈次数的统计值是计算动态问题可靠性的一个重要基础。设随机过程 $x(t)$ 的初始值 $x(0)=0$,在时间间隔 $[0, T]$ 内与 $x=\lambda$ 的穿阈的总次数为 $n(\lambda, T)$,以及对应的期望值为 $N(\lambda, T)=E[n(\lambda, T)]$ 。据此,从图4中针对 $x=\lambda$ 与 $x(t)$ 穿过阈值 λ 处再构造一个从0~1过程的 $y(t)$ 及其导数 $\dot{y}(t)$ 函数,设:

$$y(t) = U[x(t) - \lambda] \quad \dot{y}(t) = \dot{x}(t) \delta[x(t) - \lambda] \quad (9)$$

式中, $U(t)$ 为单位阶跃函数, $\delta(t)$ 为狄拉克单位脉冲函数,是 $U(t)$ 的斜率,若用数学方法可表示为:

$$\left. \begin{aligned} U(t) &= \begin{cases} 0 & t=0 \\ 1 & t>0^+ \end{cases} \\ \delta(t) = \dot{U}(t) &= \begin{cases} \infty & t=0 \\ 0 & t>0^+ \end{cases} \end{aligned} \right\} \quad (10)$$

从图4可知,由 $\dot{y}(t)$ 样本函数所示的图形由单位脉冲组成,一个向上的脉冲对应 $x(t)$ 一次以正斜率穿越阈值 λ ,一个向下的脉冲对应 $x(t)$ 一次以负斜率穿越阈值 λ ,包含正负在内的脉冲的总次数为 $n(\lambda, T)$,将式(9)在时域 T 内积分后可得表达式为:

$$n(\lambda, T) = \int_0^T |\dot{x}(t)| \delta[x(t) - \lambda] dt \quad (11)$$

对应穿阈次数的期望值可利用 $x(t)$ 和 $\dot{x}(t)$

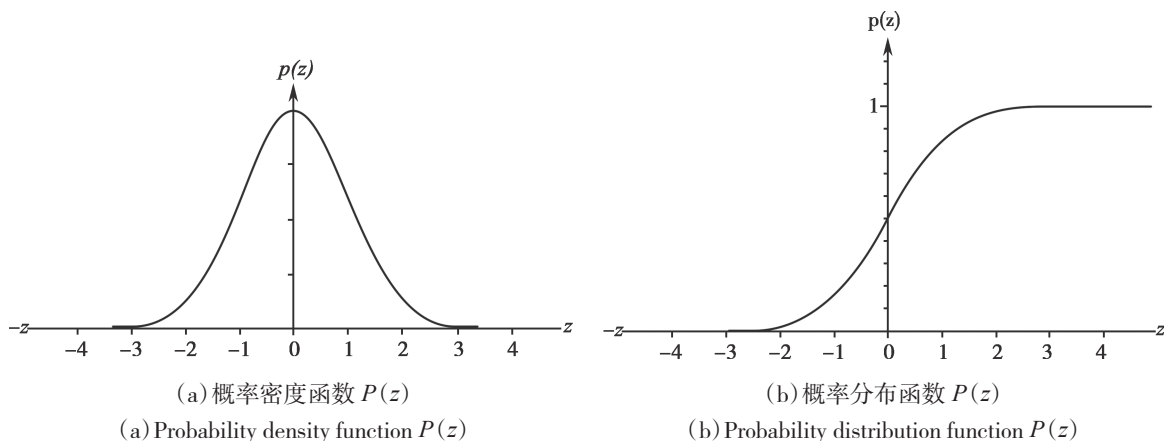


图3 标准化概率密度函数 $p(z)$ 与分布函数 $P(z)$

Fig. 3 Standardized probability density function $p(z)$ and distribution function $P(z)$

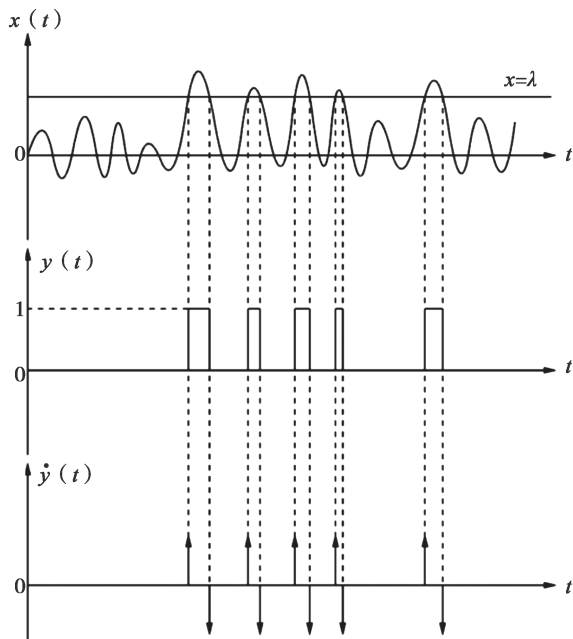


图4 $x(t)$, $y(t)$ 和 $\dot{y}(t)$ 函数的图形
Fig.4 Function graph of $x(t)$, $y(t)$ and $\dot{y}(t)$

的共概率密度 $p(x, \dot{x}, t)$ 来计算。

$$\begin{aligned} E[n(\lambda, T)] &= \int_0^T E\left\{|\dot{x}(t)| \delta[x(t) - \lambda]\right\} dt \\ &= \int_0^T \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} |\dot{x}(t)| \delta[x(t) - \lambda] p(x, \dot{x}, t) dx d\dot{x} \\ &= \int_0^T \int_{-\infty}^{\infty} |\dot{x}(t)| p(\lambda, \dot{x}, t) d\dot{x} dt \end{aligned} \quad (12)$$

取单位时间穿越阈次数的期望值, 也称为期望穿越阈值率, 设为 $\nu_\lambda(t)$ 。

$$\nu_\lambda(t) = \int_{-\infty}^{\infty} |\dot{x}(t)| p(\lambda, \dot{x}, t) d\dot{x} \quad (13)$$

若 $x(t)$ 为平稳随机过程, 穿越阈期望值不按时间 t 发生变化, 则式(13)变为:

$$\nu_\lambda(t) = \int_{-\infty}^{\infty} |\dot{x}(t)| p(\lambda, \dot{x}) d\dot{x} \quad (14)$$

若将穿越阈值 λ 以正斜率或负斜率来计算期望次数时, 只需将式(12)分别对 $\dot{x}(t)$ 的正和负区域积分即可, 得到下面两组公式。

$$\left. \begin{aligned} N(\lambda^+, T) &= \int_0^T \int_0^{\infty} \dot{x}(t) p(\lambda, \dot{x}) d\dot{x} dt \\ \nu_\lambda^+(t) &= \int_0^{\infty} \dot{x}(t) p(\lambda, \dot{x}) d\dot{x} \end{aligned} \right\} \quad (15)$$

$$\left. \begin{aligned} N(\lambda^-, T) &= \int_0^T \int_{-\infty}^0 |\dot{x}(t)| p(\lambda, \dot{x}) d\dot{x} dt \\ \nu_\lambda^-(t) &= \int_{-\infty}^0 |\dot{x}(t)| p(\lambda, \dot{x}) d\dot{x} \end{aligned} \right\} \quad (16)$$

对平稳随机过程, $p(\lambda, \dot{x})$ 是 \dot{x} 的偶函数, 一个正斜率的穿越阈 λ^+ 必然伴随一个负斜率穿越阈 λ^- , 从而可得:

$$\nu_\lambda^+ = \nu_\lambda^- = \nu_\lambda / 2 \quad (17)$$

对于均值为零的平稳高斯随机过程的情况, $x(t)$ 和 $\dot{x}(t)$ 可认为是相互独立的, 其概率密度函数可表示为:

$$p(x, \dot{x}) = \frac{1}{2\pi\psi_x\psi_{\dot{x}}} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{x^2}{\psi_x^2} + \frac{\dot{x}^2}{\psi_{\dot{x}}^2}\right)\right] \quad (18)$$

将公式(18)代入公式(15)和公式(16)中的 ν_λ^+ 和 ν_λ^- 后积分可得:

$$\nu_\lambda = 2\nu_\lambda^+ = 2\nu_\lambda^- = \frac{1}{\pi} \left(\frac{\psi_{\dot{x}}}{\psi_x}\right) \exp\left(-\frac{\lambda^2}{2\psi_x^2}\right) \quad (19)$$

应用随机过程 $x(t)$ 所对应单边 PSD 函数 $G(\omega)$ 积矩参数的性质可得:

$$\left. \begin{aligned} \lambda_0 &= \int_0^{\infty} G(\omega) d\omega = \psi^2[x(t)] = \psi_x^2 \\ \lambda_1 &= \int_0^{\infty} \omega G(\omega) d\omega \\ \lambda_2 &= \int_0^{\infty} \omega^2 G(\omega) d\omega = \psi^2[\dot{x}(t)] = \psi_{\dot{x}}^2 \\ \omega_1 &= \lambda_1 / \lambda_0 \\ \omega_2 &= (\lambda_2 / \lambda_0)^{1/2} = \{\psi^2[\dot{x}(t)] / \psi^2[x(t)]\}^{1/2} \\ &= (\psi_{\dot{x}}^2 / \psi_x^2)^{1/2} \end{aligned} \right\} \quad (20)$$

将公式(20)中 λ_0 和 ω_2 代入公式(19)可得到总期望穿越阈值率 ν_λ 为:

$$\begin{aligned} \nu_\lambda &= 2\nu_\lambda^+ = 2\nu_\lambda^- = \frac{1}{\pi} \left(\frac{\lambda_2}{\lambda_0}\right)^{1/2} \exp\left(-\frac{\lambda^2}{2\psi_x^2}\right) \\ &= \left(\frac{\omega_2}{\pi}\right) \exp\left(-\frac{\lambda^2}{2\psi_x^2}\right) \end{aligned} \quad (21)$$

当 $\lambda=0$ 的期望穿越阈值率 ν_0 达到最大值:

$$\begin{aligned} \nu_0 &= \nu_\lambda(\lambda=0) = \frac{1}{\pi} \left(\frac{\lambda_2}{\lambda_0}\right)^{1/2} = \frac{\omega_2}{\pi} \\ &= \frac{1}{\pi} \left[\frac{-R_{\dot{x}}(0)}{R_x(0)}\right]^{1/2} \end{aligned} \quad (22)$$

式中, $R_x(\tau)$ 和 $R_{\dot{x}}(\tau)$ 为 $x(t)$ 和 $\dot{x}(t)$ 的自相关

函数。

公式(22)也可用正斜率和 $\lambda=0$ 的穿越阈值率 ν_0^+ 来表示:

$$\nu_0^+ = \frac{1}{2\pi} \left(\frac{\lambda_2}{\lambda_0} \right)^{1/2} = \frac{\omega_2}{2\pi} \quad (23)$$

如果公式(20)中的 $G(\omega)$ 是一个平稳窄带随机过程,其窄带峰值主频率为 ω_0 (或 f_0)时,则期望穿越阈值 ν_0^+ 中的 ω_2 为:

$$\omega_2 \approx \omega_0 = 2\pi f_0 \quad (24)$$

2.3 穿越阈值概率的分布函数

在2.2节针对 $x(t)$ 随机过程获得穿越阈值 ν_λ 值,那么还需要获得在 $[0, T]$ 时间内的穿越 λ 值的分布函数,可设定将公式(21)中正负在内的脉冲总数 $n(\lambda, T)$ 视为随机泊松过程,可分别表示为下式。

当 $x=\lambda$ 时:

$$P_{rob}[n(\lambda^+, T)] = \frac{1}{n!} \left[\int_0^T \nu_\lambda^+(t) dt \right]^n \exp\left(-\int_0^T \nu_\lambda^+(t) dt\right) \quad [25(a)]$$

当 $x=-\lambda$ 时:

$$P_{rob}[n(\lambda^-, T)] = \frac{1}{n!} \left[\int_0^T \nu_\lambda^-(t) dt \right]^n \exp\left(-\int_0^T \nu_\lambda^-(t) dt\right) \quad [25(b)]$$

式中, ν_λ^+ 和 ν_λ^- 分别由公式(15)和公式(16)给出。

当考虑到 $x(t)$ 的穿越阈值1次也不超出上下界限 λ^+ 和 λ^- 时:

$$\left. \begin{aligned} \max[x(t)] &\leq \lambda^+ \\ \min[x(t)] &\geq \lambda^- \end{aligned} \right\} \quad (26)$$

可认为对应分布概率为:

$$P_{rob}[\lambda, -\lambda] = P_{rob}[n(\lambda^+, T)=0, n(\lambda^-, T)=0] \\ = \exp\left\{-\int_0^T [\nu_\lambda^+(t) + \nu_\lambda^-(t)] dt\right\} \quad (27)$$

考虑到 $x(t)$ 和 $\dot{x}(t)$ 的共概率密度 $p(x, \dot{x}, t)$ 关于原点的对称性,因此可得到类似公式(17)中 ν_λ^+ 和 ν_λ^- 关系,代入公式(27)后得到:

$$P_{rob} = \exp\left[-2\int_0^T \nu_\lambda^+(t) dt\right] \quad (28)$$

(1)对平稳随机过程, $\nu_\lambda^+(t)$ 与时间无关,公式(28)为:

$$P_{rob} = \exp(-2\nu_\lambda^+ T) \quad (29)$$

将 ν_λ^+ 用公式(21)代入公式(29),可给出1次也不超出阈值 λ 的概率。

$$P_{rob}[\lambda, -\lambda] = \exp\left[-\left(\frac{\omega_2 T}{\pi}\right) \exp\left(-\frac{\lambda^2}{2\lambda_0}\right)\right] \\ = \exp\left[-\left(\frac{\omega_2 T}{\pi}\right) \exp\left(-\frac{\lambda^2}{2\psi_x^2}\right)\right] \\ = \exp\left[-\left(\frac{\omega_2 T}{\pi}\right) \exp\left(-\frac{r^2}{2}\right)\right] \quad (30)$$

$$\text{式中, } r = \frac{\lambda}{\sqrt{\lambda_0}} = \frac{\lambda}{\psi_x} \quad (31)$$

r 为穿越阈值 λ 与 $x(t)$ 的标准均方根 ψ_x 之比。

T 是随机过程 $x(t)$ 间隔的总时间,单位为s。

λ_0 、 λ_2 和 ω_2 为公式(20)定义的谱参数。公式(30)通常认为与精确解存在一定差别,但其结果偏于安全,所以往往还得到应用。

Vanmareke^{[4][5]}提出了改进的表达式:

$$P_{rob}(\lambda, -\lambda) = \exp\left\{-\left(\frac{\omega_2 T}{\pi}\right) \exp\left(-\frac{r^2}{2}\right) \left[\frac{1 - \exp\left(-\sqrt{\frac{\pi}{2}} qr\right)}{1 - \exp\left(-\frac{r^2}{2}\right)} \right] \right\} \\ = \exp\left\{-\left(\frac{\omega_2 T}{\pi}\right) \left[\frac{1 - \exp\left(-\sqrt{\frac{\pi}{2}} qr\right)}{\exp\left(\frac{r^2}{2}\right) - 1} \right] \right\} \quad (32)$$

式中, $q = \left(1 - \frac{\omega_1^2}{\omega_2^2}\right) = \left(1 - \frac{\lambda_1^2}{\lambda_0 \lambda_2}\right)^{1/2}$ 为谱参数。

该表达式应用谱参数 q 加以修正,可看出当 q 为较小值时的窄频带随机过程,或者低超越阈值 λ (r 小值)时,与公式(30)比较可改善其结果。

(2)对非平稳随机过程, $\nu_\lambda^+(t)$ 与时间有关,根据公式(28)可得:

$$P_{rob}(\lambda, -\lambda) = \exp\left[-2\int_0^T \nu_\lambda^+(t) dt\right] \quad (33)$$

在非平稳条件下,公式(21)中 ω_2 和 ψ_x^2 (或 λ_0)均用时间 t 的函数给出,并代入公式(33)可得:

$$P_{rob}(\lambda, -\lambda) = \exp\left\{-\int_0^T \frac{\omega_2(t)}{\pi} \exp\left[-\frac{\lambda^2}{2\lambda_0(t)}\right] dt\right\} \quad (34)$$

利用公式(20)的谱参数 ω_2 和 λ_0 代入公式(34)后可得到超越阈值 λ 的概率 $P_{rob}(\lambda, -\lambda)$ 值。

2.4 算例

Corotis 等^[6]应用平稳随机过程的公式(30)与非平稳随机过程的公式(32)。对阻尼比 $\xi=0.01$ 和 0.1 的单自由度体系反应做了计算,其结果分别在图 5(a)和图 5(b)中列出^{[1][3]}。

图 5 中各曲线含义如下。

PS——由式(30)计算,为平稳高斯过程 $x(t)$ 的分布概率 P_{rob} 与 $\omega_0 t$ 的关系。

MS——由式(32)计算,为平稳高斯过程 $x(t)$ 改善 PS 的分布概率 P_{rob} 与 $\omega_0 t$ 的关系。

PN——由式(34)计算,为非平稳高斯过程 $x(t)$ 的分布概率 P_{rob} 与 $\omega_0 t$ 的关系。

ME——由式(34)计算,为非平稳高斯过程 $x(t)$ 的改善 PS(32)分布概率 P_{rob} 与 $\omega_0 t$ 的关系。

MN——同 MS 式(32)计算,但其中将反应均方根 ψ_x 作为时间 t 的变化函数考虑。

从计算结果可清楚看出:

(1) 在小阻尼情况下,PS(平稳)给出非常偏于安全的概率 P_{rob} 值,这是由于假定为平稳过程,而实际上其反应是从静止状态逐步转移到平稳过程,所以阻尼比较大时,离精确解更接近

以及偏离值更小,从而使置信度可提高。

(2) PN 与 PS 相比,由于标准均方根 $\psi_x(t)$ 作为时间函数给出,但与其他曲线相比,仍然给出偏于安全的数值。

(3) MS 曲线是对 PS 曲线的改进,虽比 PS 曲线提高了计算偏差和置信度,但由于没有考虑非平稳过程,显示出在时间前阶段尚未能得到正确结果。

(4) MN 虽对 MS 做了改进,但由于 q 值为与时间无关的定值,小阻尼下的初始状态可认为仍是给不出正确结果。

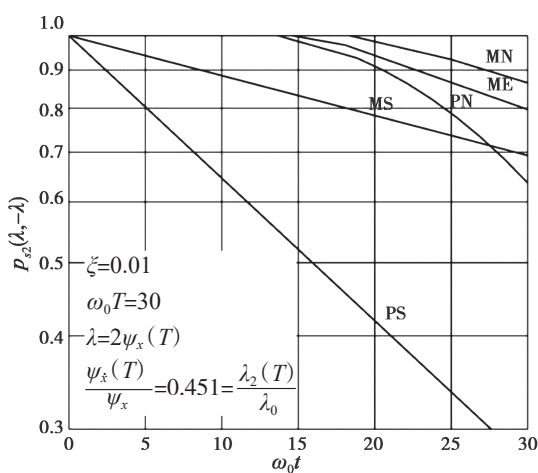
(5) 综合上述,ME 已克服其他计算中公式中的缺陷,可认为给出最接近正确的解。

(6) 也可将穿越阈值 λ (或 $-\lambda$) 的概率分布函数 $P_{rob}(\lambda, -\lambda)$ 认为是未超越阈值 $(\lambda, -\lambda)$ 的置信度, $(1-P_{rob})$ 为超越阈值 $(\lambda, -\lambda)$ 的置信度。

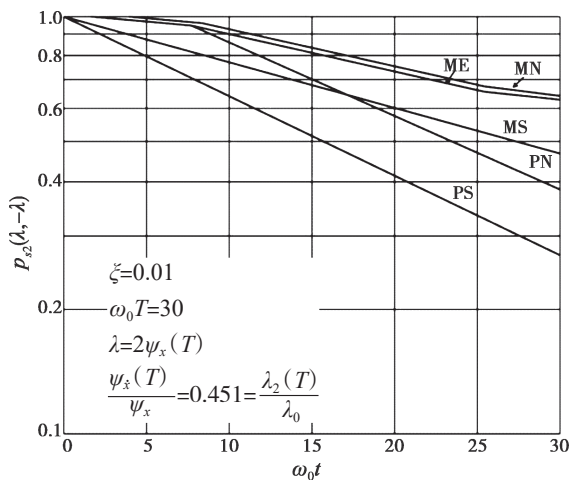
3 地震反应谱与 PSD 函数之间转换关系的应用

3.1 反应谱与 PSD 之间转换式的推导

按公式(30)中的谱参数 λ_0 应是平稳高斯分布随机过程的位移均方根值,在单自由度振动系统中应是输出反应 $y(t)$ 的均方 $\psi_x^2 = \psi^2[y(t)]$ 值,而超越阈值 λ 也应是位移的量纲。谱参数 λ_2 应是反应 $\dot{y}(t)$ 的均方值 $\psi_y^2 = \psi^2[\dot{y}(t)]$ 。但要注意,



(a) $\zeta=0.01$



(b) $\zeta=0.1$

图 5 不同阻尼比下的穿越阈值 $P_{rob}(\lambda, -\lambda)$ 的概率

Fig. 5 Probability of crossing the threshold $P_{rob}(\lambda, -\lambda)$ under different damping ratios

在核电厂地震设计中所用输入参数是地面加速度反应谱,按公式(2)是指绝对加速度的最大反应输出 $|\ddot{z}(t)|_{\max} = S_a(\omega_0, \xi)$,其比值 r 应取为:

$$r = \frac{\lambda}{\sqrt{\lambda_0}} = \frac{S_a(\omega_0, \xi)}{\psi_z(\omega_0, \xi)} \quad (35)$$

其中, $\lambda_0 = \psi_z^2(\omega_0, \xi)$

在假设小阻尼条件下,可以近似采用位移比来等效,即:

$$r = \frac{S_a(\omega_0, \xi)}{\psi[\ddot{z}(t)]} \approx \frac{\omega_0^2 S_d(\omega_0, \xi)}{\omega_0^2 \psi[y(t)]} = \frac{S_d(\omega_0, \xi)}{\psi_y(\omega_0, \xi)} = \frac{S_d}{\sqrt{\lambda_0}} \quad (36)$$

这样可以与谱参数 ω_2 相一致。

$$\omega_2 = (\lambda_2/\lambda_0)^{1/2} = \left\{ \frac{\psi^2[\dot{y}(t)]}{\psi^2[y(t)]} \right\}^{1/2} = \left[\frac{\psi_y^2}{\psi_y^2} \right]^{1/2} \quad (37)$$

将公式(35)中 $\psi^2[y(t)]$ 、 $\psi^2[\dot{y}(t)]$ 和 $\psi^2[\ddot{z}(t)]$ 与公式(4)比较得到:

$$\left. \begin{aligned} \psi^2[y(t)] &= \frac{\pi G_{xx}(\omega_0)}{4\xi\omega_0^3} = \lambda_0 \\ \psi^2[\dot{y}(t)] &= \frac{\pi G_{xx}(\omega_0)}{4\xi\omega_0} = \lambda_2 \\ \psi^2[\ddot{z}(t)] &= \frac{\pi G_{xx}(\omega_0)\omega_0}{4\xi}(1+4\xi^2) \approx \lambda_0\omega_0^4 \end{aligned} \right\} \quad (38)$$

将公式(38)中 λ_0 和 λ_2 代入公式(36)和公式(37)中得到:

$$\left. \begin{aligned} \omega_2 &= (\lambda_2/\lambda_0)^{1/2} = \omega_0 \\ r^2 &= \frac{S_a^2(\omega_0, \xi)}{\lambda_0} = \frac{4\xi}{\pi\omega_0(1+4\xi^2)} \left[\frac{S_a^2(\omega_0, \xi)}{G_{xx}(\omega_0)} \right] \end{aligned} \right\} \quad (39)$$

将公式(39)代入公式(30)后得到反应谱 $S_a(\omega_0, \xi)$ 与输入 PSD 函数 $G_{xx}(\omega_0)$ 之间的关系式为:

$$G_{xx}(\omega_0) = \left[\frac{2\xi}{\pi\omega_0(1+4\xi^2)} \right] \frac{S_a^2(\omega_0, \xi)}{M} \quad (40)$$

$$\text{式中: } M = -\ln \left[-\left(\frac{\pi}{\omega_0 T} \right) \ln P_{rob} \right]$$

$$= \ln(\omega_0 T) - \ln[-\pi \ln P_{rob}]$$

T 为地震波强震部分的时间,单位为 s。

一般工程上均采用频率 f_0 作为 $S_a(f_0)$ 和

$G_{xx}(f_0)$ 的自变量来计算,需将 $G_{xx}(\omega_0) = \frac{1}{2\pi} G(f_0)$ 与 $\omega_0 = 2\pi f_0$ 关系式代入公式(39)和公式(40)后得到:

$$r^2 = \frac{4\xi}{\pi f_0(1+4\xi^2)} \left[\frac{S_a^2(f_0, \xi)}{G_{xx}(f_0)} \right] \quad (41)$$

$$G_{xx}(f_0) = \left[\frac{2\xi}{\pi f_0(1+4\xi^2)} \right] \frac{S_a^2(f_0, \xi)}{M} \quad (42)$$

3.2 穿越阈值概率置信度的计算例题

从公式(41)和公式(42)可还原出由 $G_{xx}(f_0)$ 表征的求解超越阈值置信度 $P_{rob}(\lambda, -\lambda)$ 的表达式:

$$\left. \begin{aligned} P_{rob}(\lambda, -\lambda) &= \exp \left[-(2f_0 T) \exp \left(-\frac{r^2}{2} \right) \right] \\ \frac{r^2}{2} &= \frac{2\xi}{\pi f_0(1+4\xi^2)} \left[\frac{S_a^2(f_0, \xi)}{G_{xx}(f_0)} \right] \end{aligned} \right\} \quad (43)$$

类比为公式(32)修正计算式如下:

$$\left. \begin{aligned} P_{rob}(\lambda, -\lambda) &= \exp \left\{ -(2f_0 T) \frac{1 - \exp \left(-\sqrt{\frac{\pi}{2}} qr \right)}{\exp \left(\frac{r^2}{2} \right) - 1} \right\} \\ &= \exp \left\{ -(2f_0 T) \exp \left(-\frac{r^2}{2} \right) \frac{1 - \exp \left(-\sqrt{\frac{\pi}{2}} qr \right)}{1 - \exp \left(-\frac{r^2}{2} \right)} \right\} \\ q &= 2 \sqrt{\frac{\xi}{\pi} \left(1 - \frac{\xi}{\pi} \right)} \end{aligned} \right\} \quad (44)$$

输入标准水平加速度设计反应谱 $S_a(f_0, \xi)$ 、目标 PSD 函数 $G_{xx}(f_0)$ 、5个频率控制点 f_0 和不同阻尼比 ξ ,由表1和表2中的值分别代入公式(43)和公式(44),这里设强震的时间为 $T=20$ s,其 P_{rob} 随 f_0 和 ξ 关系结果列于表3、表4,其曲线列于图6(a)和图6(b)。

4 结论

从计算结果表3和表4可清楚看出:

(1)按原始公式(43)计算置信度 P_{rob} 时,随阻尼比 ξ 值的增加,以及随控制频率点 f_0 的增加,其置信度也相应提高。

表 1 标准地面水平加速度设计反应谱 $S_a(f_0, \xi)$
 Table 1 Standard ground horizontal acceleration design response spectrum value $S_a(f_0, \xi)$

单位: cm/s^2

阻尼比 $\xi/\%$	频率控制点 /Hz				
	A (33)	B (9)	C (2.5)	D (0.25)	E (0.1)
0.5	981	4856	5837	883	113
2.0	981	3493	4170	569	94
5.0	981	2560	3071	461	82
7.0	981	2227	2737	422	69
10.0	981	1864	2237	383	56

表 2 目标加速度功率谱密度函数 $G_{xx}(f_0)$
 Table 2 Target acceleration power spectral density function $G_{xx}(f_0)$

单位: $(\text{cm}^2/\text{s}^2)/\text{Hz}$

频率控制点 /Hz					
A (33)	B (9)	C (2.5)	D (0.25)	E (0.1)	
0.2227	418	4190	2044	2201	

表 3 按原始公式 (43) 计算的超越阈值概率置信度 P_{rob}
 Table 3 Confidence degree P_{rob} of the probability of exceeding the threshold calculated according to the original formula (43)

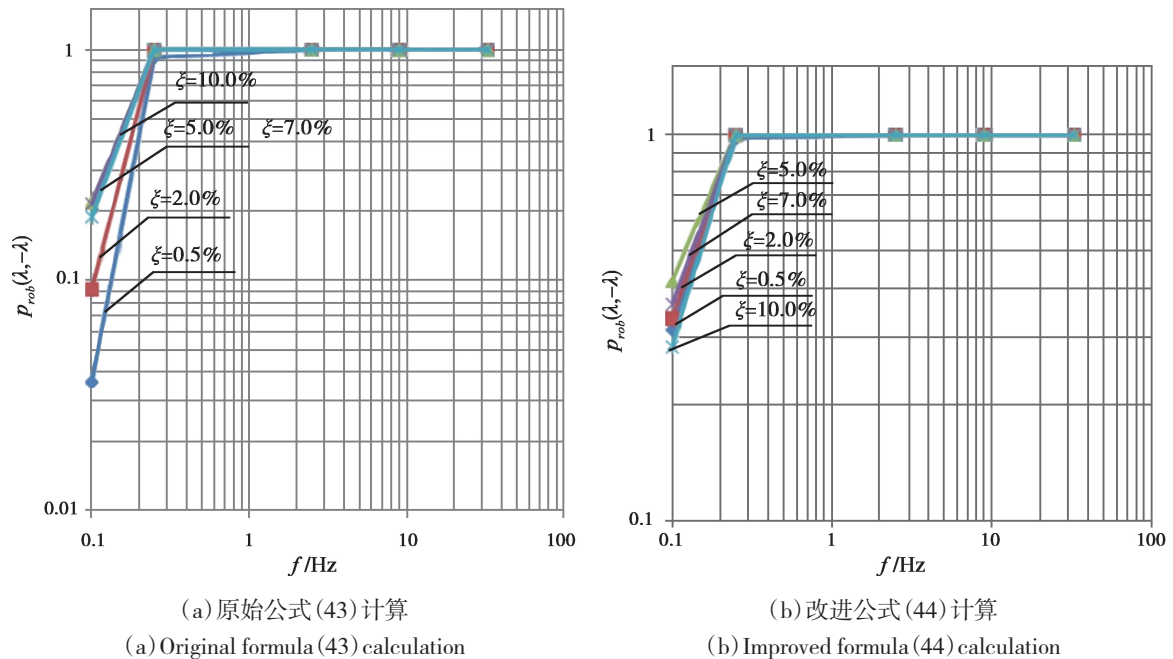
单位: %

阻尼比 $\xi/\%$	频率控制点 /Hz				
	A (33)	B (9)	C (2.5)	D (0.25)	E (0.1)
0.5	1.000	1.000	0.997	0.925	0.036
2.0	1.000	1.000	1.000	0.997	0.091
5.0	1.000	1.000	1.000	1.000	0.217
7.0	1.000	1.000	1.000	1.000	0.214
10.0	1.000	1.000	1.000	1.000	0.188

表 4 按改进公式 (44) 计算的超越阈值概率置信度 P_{rob}
 Table 4 Confidence degree P_{rob} of the probability of exceeding the threshold calculated according to the improved formula (44)

单位: %

阻尼比 $\xi/\%$	频率控制点 /Hz				
	A (33)	B (9)	C (2.5)	D (0.25)	E (0.1)
0.5	1.000	1.000	0.999	0.979	0.313
2.0	1.000	1.000	1.000	0.998	0.334
5.0	1.000	1.000	1.000	1.000	0.418
7.0	1.000	1.000	1.000	1.000	0.363
10.0	1.000	1.000	1.000	1.000	0.282

图 6 超越阈值概率置信度 P_{rob} Fig. 6 Confidence degree of exceeding threshold probability P_{rob}

(2) 按原始公式(43)计算置信度 P_{rob} 时,控制点低频 0.1 Hz 处的 P_{rob} 值最低,而按改进后的公式(44)计算 P_{rob} 值时,则可提高置信度 P_{rob} 值,特别在 0.5% 和 2% 的小阻尼比 ζ 下可更明显地提高 P_{rob} ,这主要由于公式中计入了功率谱参数 q 的作用,即形状扩展系数 q 随阻尼比 ζ 的减小,同步在减少。因此,在处理较低阻尼比时引入了马尔科夫假定,是为了处理反应中所产生的连续穿越阈值诱发性,特别是针对较低控制频率 0.1 Hz 时更为明显。

(3) 原始公式(43)是假设在平稳高斯随机过程,没有考虑各控制频率 f_0 和阻尼比 ζ 进入强震阶段的非平稳效应,特别在极小阻尼比 ζ 和极低固有频率 f_0 下进入平稳状态的强震区域时间更长,因此造成 P_{rob} 置信度偏低。尽管如此,对绝大多数 P_{rob} 的置信度还是接近 100%,说明该标准地面加速度设计反应谱 S_a 所对应地面输入加速度的目标 PSD 函数 $G_{xx}(\omega_0)$ 还是确切的。

(4) 说明了采用假设的平稳高斯随机过程的公式(43)和局部采用公式(44)做改进是可行的。我国有关地震学方面的学者胡聿贤、赵凤新、张郁山等进行过详细的研究^{[11][12]},并将该公式推

荐到国家标准《核电厂抗震设计》(GB50267-20XX)应用。

参考文献

- [1] 星谷胜. 随机振动分析 [M]. 常宝琦, 译. 北京: 地震出版社, 1977: 152.
- [2] Bendat J S. 随机数据分析方法 [M]. 凌福根, 译. 北京: 国防工业出版社, 1976.
- [3] 朱位秋. 随机振动 [M]. 北京: 科学出版社, 1992.
- [4] Vanmarcke EH. Parameters of the spectral density Function: their significance in the time and frequency domains [J]. MIT Civil Eng. Tech. Report, 1970 (80): 58.
- [5] Yang J N, Shinozuka M. Closure to "Discussion of 'On the First Excursion Probability in Stationary Narrow-Band Random Vibration'" [J]. Journal of Applied Mechanics, 1972 (39): 632.
- [6] Corotis R B, Vanmarcke E H, Cornell A C. First Passage of Nonstationary Random Processes [J]. Journal of the Engineering Mechanics Division, 1972, 98 (2): 401-414.
- [7] 大崎顺彦. 地震动的谱分析入门 [M]. 田琪, 译. 北京: 地震出版社, 2008.
- [8] NRC. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for NPP: LWR Edition, Section 3.7.1:

- NUREG-0800 [S], Washington, D.C.: NRC, 2001.
- [9] NRC.BNL-NUREG-52191 Recommendations for resolution of public comments on USI A-40, "Seismic Design Criteria": NUREG/CR-5347 [S]. Washington, D.C.: NRC, 1989.
- [10] 姚伟达, 张慧娟. 随机振动中的相关函数分析 [J]. 力学学报, 1979 (4): 404-409.
- [11] 胡聿贤. 地震工程学 [M], 北京: 地震出版社, 1988.
- [12] 赵凤新, 刘爱文. 地震功率谱与反应谱的转换关系 [J]. 地震工程与工程振动, 2001, 21 (2): 30-35.

Analysis of the Relationship Between Response Spectrum and Power Spectrum Density Function in Seismic Analysis

Yao Yangui¹, Xiong Zhenqin², Tang Lichen¹, Yao Weida^{1,*}

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

2. Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China)

Abstract: The response analysis of seismic motion on the basis of structures usually uses deterministic methods, such as time history method, response spectrum method, etc., which is very convenient in theory, but often does not reflect the actual situation. For this reason, it is also necessary to use non-deterministic methods as supplementary analysis, such as applying the statistical method of power spectral density in random vibration as a supplementary analysis method to improve the reliability of the analysis results. Using the probability statistics of the number of crossing thresholds in a random process as a starting point, a quantitative statistical formula for the probability distribution function of the seismic response not exceeding the threshold is obtained. This formula can be directly applied to establish a quantitative relationship between the seismic response spectrum and the input power spectrum density the reliability relationship is used to verify whether the response spectrum has reflected the true reliability of the random process.

Key words: seismic analysis; response spectrum; power spectral density function; relationship

(责任编辑: 许龙飞)

张根,熊晓,任丽丽,等. 核电厂放射性废物管理策略研究[J]. 核安全,2022,21(1):104-111.

Zhang Gen, Xiong Xiao, Ren Lili, et al. Reflections and Suggestions on Radioactive Waste Management in Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(1): 104-111.

核电厂放射性废物管理策略研究

张 根¹, 熊 晓², 任丽丽², 赵 木², 姚振宇², 周 进^{3,*}

(1. 中核第四研究设计工程有限公司, 石家庄 050021; 2. 中核环保工程设计研究有限公司, 北京 100089; 3. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 针对核电厂放射性废物相关的法规标准、处理技术现状及核电厂现场管理情况进行研究, 总结出各核电厂存在的普遍性管理问题, 提出了解决思路和管理建议, 形成包含关键信息点的管理策略及路径, 为国家核电厂监管部门的监管工作提供参考意见。

关键词: 核电厂; 放射性废物; 管理策略及路径

中图分类号: TL94 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 01-0104-08

国际核电发展状况统计结果显示: 核电在世界所有能源总发电量中占比约为 11%^[1]; 截至 2019 年年底, 我国核能供应仅占总发电量的 4.88%^[2], 截至 2021 年 4 月, 我国大陆地区在运运行机组共计 49 台, 总装机运行容量共计 51027 MW, 我国核电还有很大的发展空间。

核能的开发利用给人类带来巨大利益的同时, 也产生了对人类健康和环境有负面影响的放射性废物^[3]。按每百万千瓦核电机组每年产生废物包体积为 50 m³ 保守估算, 我国现阶段每年产生放射性废物包体积为 2551 m³。

在运行及维护过程中, 核电厂往往面临积存的低中放固体废物的体积和存放时间分别超出暂存库设计容量和存储时间限值的困境, 这些废物绝大部分为极低放废物^[4]。考虑到核电厂现有放射性废物的不断积累, 以及后续中国大陆内核电厂规模的不断扩大, 为进一步优化核电厂放射性废物管理, 缓解核电废物的辐射安全隐患, 本文对核电厂放射性废物的管理现状及问题进行了分析, 提出了相应解决思路并

形成管理策略综合路径图, 为核电主管部门在核电废物的监督管理上提供参考和建议。

1 放射性废物管理的法规标准要求

1.1 国外放射性废物管理要求

1.1.1 核电废物处理方面

《排除、豁免和解控概念的适用》(IAEA-RS-G-1.7) 对核电厂放射性废物管理的范围界定具有重要的指导意义: 可以从源头上减少需要处理、处置的物项。“排除”主要针对天然放射性核素照射场景, 文件认为, 这些核素活度浓度引起的个人剂量, 不算来自氡析出的贡献, 一年之内不大可能超过 1 mSv, 并由此反推出 ⁴⁰K 的活度浓度不超过 10 Bq·g⁻¹, 其他天然放射性核素活度浓度不超过 1 Bq·g⁻¹。文件认为, 个人年有效剂量小于等于 10 μSv, 考虑附加准则条件下低概率事件引起的年有效剂量应当不超过 1 mSv, 皮肤的年当量剂量标准 50 mSv, 由此推导出人工放射性核素“豁免与解”控尝试限值。放射性废物解控过程中, 污染活度应低于豁免活度

收稿日期: 2021-08-01 修回日期: 2021-11-15

作者简介: 张根 (1989—), 男, 工程师, 硕士, 现主要从事核环保、核设施退役工作

* 通讯作者: 周进, E-mail: 729559807@qq.com

水平,且解控需要监管机构进一步考虑决定。

《放射性废物的处置前管理》(IAEA-GSR Part 5),针对放射性废物处置前管理的责任、步骤、设施的建设和运行过程共制定了22点要求,涵盖了放射性气、液、固三种废物的产生、控制、表征、分类和加工处理等方面;《核电厂与研究堆放射性废物处置前管理》(IAEA-SSG-40)则是在GSR Part5的基本要求上,针对核电厂与研究堆的各项基本要求做出了详细说明。

1.1.2 核电废物优化管理及技术改进方面

“Radioactive waste management status and trends”(IAEA-WMDB-ST-1)认为,在争取实现放射性废物活度和体积最小化目标的同时也应考虑行政管理和技术安全等因素。核电设计前期,考虑抗腐蚀及不易被活化材料选择、少更换少维修设备选择,以及成熟稳定技术选择因素;管理上,建立废物追踪系统,对废物的类型、总量、活度和特性进行量化;建立废物分类和废物流隔离系统,防止废物不恰当混合;增强员工的废物最小化理念,加强废物最小化实践员工培训等管理手段,也可有效地促进放射性废物产生最小化和清洁解控及循环再利用。《VVER反应堆放射性废物管理改进》(IAEA-TECDOC-1492),按优劣顺序依次列出了管理支持、产生源头减少、循环再利用、减容处理和处置5方面核电废物管理思路。“Innovation waste treatment and conditioning technologies at nuclear power plants”(IAEA-TECDOC-1504)对核电废物处理的主流技术与创新技术进行了总结。

1.1.3 核电废物的其他管理方面

美国和欧洲核电厂用户要求文件对第三代核电提出:在核电机组固体废物包方面,推荐第三代单台新建百万千瓦压水堆核电机组固体废物包年产生量目标值小于等于 50 m^3 。

美国联邦法规10 CFR 20第1046条适用于申请许可。其中特别指出,在1997年8月20日之后提交申请的许可证申请者,必须在申请中阐述设施设计及运行程序是如何实际可行地使设施污染最小化和环境污染最小化的,如何便于最终退役的,如何实际可行地使放射性废

物产生量最小化的。在1997年8月20日之后提交标准设计许可证、标准设计核准和制造许可证的申请者,必须在申请中阐述设施设计时如何实际可行地使设施污染最小化和环境污染最小化的,如何便于最终退役的,如何实际可行地使放射性废物产生量最小化的。

1.2 国内放射性废物管理要求

1.2.1 核电厂废物分类方面

《放射性废物分类》(2017年第65号)主要适用于待处置的放射性固体废物。相对原分类标准,65号文件对放射性低、中放废物活度浓度的界定进行了较大幅度的调整,上调了低水平放射性废物的活度浓度上限。具体来说,将放射性废物在原有的低、中、高3类的基础上拓展为极短寿命放射性废物、极低水平放射性废物、低水平放射性废物、中水平放射性废物和高水平放射性废物5类。并将解控废物及豁免废物移出放射性废物序列,明确了除部分核素(如活化金属中的铈-94、碘-129、镅-99等)外的活度浓度要求明显偏低(在 $10^6\sim 10^7\text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ 量级),其余核素的活度浓度要求为上限不超过 $4\times 10^{11}\text{ Bq/kg}$ 。相较而言HAD 401/4、GB 9133—1995中,低放和中放分界点的活度浓度为 $4\times 10^6\text{ Bq/kg}$ 。

《拟再循环、再利用或作非放射性废物处置的固体物质的放射性活度测量》(GB/T 17947—2008)规定,放射性固体物质解控辐射水平测量包括表面污染活度浓度、剂量率和总活度。作为示例,标准指出了表面污染解控限值: α 发射体为 $0.04\sim 0.4\text{ Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$; β/γ 发射体为 $0.4\sim 4.0\text{ Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$;剂量率范围为 $0.05\sim 1\ \mu\text{Gy}\cdot\text{h}^{-1}$ (近表面附近高于该处本底的剂量率);根据核素不同,活度浓度范围为 $0.1\sim 10^4\text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 。

《免于辐射监管的材料中放射性核素活度浓度》(GB 27742—2011)规定,大于1t的大批材料的生产操作、填埋或再循环再利用等活动中涉及的,可免于辐射防护监管材料中放射性核素的活度浓度限值。标准规定,对只有表面污染的材料和小于1t的材料,分别参照GB 18871—2002中B2.2和附录A的规定执行。该

标准活度浓度限值的制定参考了 IAEA 安全导则《排除、豁免和解控概念的应用》(No.RS-G-1.7),包括免管水平制定的剂量准则、照射情景、照射途径和主要相关参数等。

1.2.2 核电厂废物处理方面

《核设施放射性废物处置前管理》主要为核设施产生的放射性废物处置前管理提供指导,涵盖了放射性废物处置前管理的所有步骤,包括:废物产生、预处理、处理、整备、贮存和运输。其部分内容和 IAEA 发布的《核电厂与研究堆放射性废物处置前管理》(SSG-40)保持了一致。《轻水堆核电厂放射性固体废物处理系统技术规范》,制定的目的是使放射性固体废物处理系统达到规定的安全目标、设计目标和运行目标。其要求:固体废物处理后体积应该尽可能小,且满足废物运输、贮存和处置要求。其规范对象包括湿废物和干废物(含浓缩废液、化学废液、泥浆、树脂、排风过滤器、活性炭过滤器等)。

1.2.3 核电厂废物最小化管理方面

国家核安全局《核设施放射性废物最小化》导则中明确规定了核设施放射性废物最小化应包含核设施设计、建造、运行和退役过程,可通过废物的源头控制、再循环与再利用、清洁解控、优化废物处理和强化管理等措施,经代价利益分析,使最终放射性固体废物产生量(体积和活度)达到合理可行尽量低的要求^[5]。此外,导则从设计和建造阶段、运行阶段和退役阶段对废物的最小化提出了一般要求,并以压水堆为例,对设计建造阶段从源头减少放射性废物产生和放射性废物处理系统设计做出了详细要求,包括系统设计、设备选择、材料选择、水化学控制、工艺设计、设备阀门和管道的选型和设计以及布置设计等方面。全过程、多角度地为我国核设施放射性废物最小化管理提供了依据和指导。

2 核电厂放射性废物处理技术现状

2.1 秦山核电基地废物处理技术现状

在秦山核电基地,核电厂各自配套建设了水泥固化线和压实设备(除方家山核电厂配备超级压实设备外,其他为普通压实设备)。固化

线主要用于处理浓缩液,增容比为 1.7~2.2;处理废树脂增容比为 2.3~3.0;外表剂量率大于 $2 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 的废过滤器芯子增容比为 2.5~14;外表剂量率不大于 $2 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 的废过滤器芯子增容比为 2~2.5。压实打包系统主要用于表面剂量率低于 $2 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 的杂项干废物(包括技术废物、废水过滤芯子、通风过滤器拆解过滤材料等)的处理,一般压实处理可达减容比为 3~4,超级压实处理减容比为 4~5^[6]。固体废物处理流程见图 1。

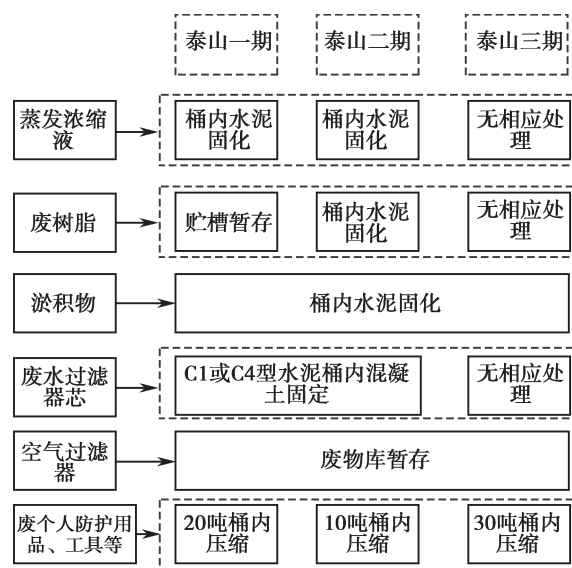


图 1 秦山核电基地放射性固体废物处理工艺流程
Fig.1 Radioactive solid waste treatment process of Qinshan Nuclear Power Base

2.2 三门核电厂废物处理技术现状

三门核电厂为全球首座 AP1000 型核电厂,设置核岛废物处理系统和厂址废物处理设施(SRTF)两种组合处理模式。其放射性固体废物主要分为工艺废物和技术废物,其中技术废物及工艺废物中的 HVAC 滤芯在水泥固化前,均进行预压缩和超压缩处理,以降低废物整备体积。其余工艺废物基本通过水泥固化进行处理^[7]。放射性固体废物工艺流程见图 2。

2.3 大亚湾核电厂废物处理技术现状

大亚湾核电厂将固体废物分为工艺废物和技术废物。工艺废物包括:废树脂、过滤器芯和浓缩液等,采用水泥固化和混凝土固定方式进行处理。技术废物中手套和抹布等可压缩废物,通

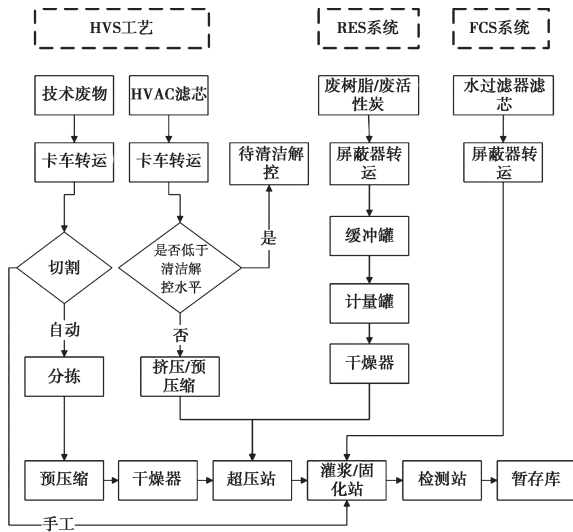


图2 三门核电厂放射性固体废物处理工艺流程
Fig.2 Sanmen nuclear power radioactive solid waste treatment process

过预压、超压减容处理；建筑材料等不可压缩废物直接水泥固化处理。固体废物处理过程中，废树脂按照中、低放射性和弱放射性树脂分别进行装桶固化；大亚湾核电厂所产生的工艺废物均用混凝土进行固化处理；技术废物则放置于钢桶中进行压缩、固化或固定处理。浓缩液、废树脂和淤积物经水泥固化处理后增容比分别为5.26、6.04、10。技术废物经压实整备后，其增容比为0.2。为减少废物整备体积，大亚湾核电厂在废物处理工艺上进行了系列改进，如将多个较小尺寸废滤芯放置于一个混凝土桶内固定，对不同放射性水平树脂进行分类固化处理等，大大降低了废物的整备体积。废物处理工艺见图3。

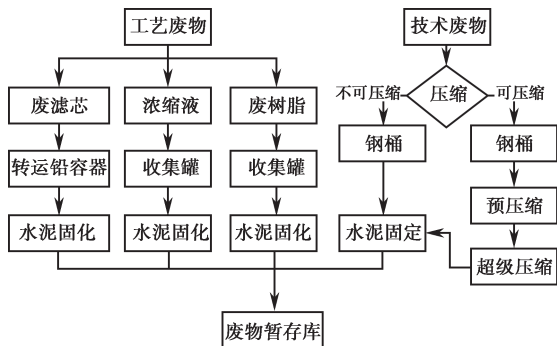


图3 大亚湾核电厂放射性固体废物处理工艺流程
Fig.3 Daya Bay nuclear radioactive solid waste treatment process

3 核电厂公司放射性废物管理制度

3.1 秦山核电基地放射性废物管理模式

秦山核电基地是我国大陆核电的发源地，目前共有9台运行机组，是我国核电机组数量最多、堆型最丰富且装机量最大的核电基地。秦山核电基地有3家业主公司，各业主公司分别负责其名下核电机组资产经营管理和运行监督，以及放射性废物的处理与处置。此外，基地也成立了中核核电运行管理有限公司，对核电基地下核电机组实行统一管理，核电运行管理公司与三家业主公司共用一套运行管理人员。以秦山一期为例，其放射性废物管理框架见图4。

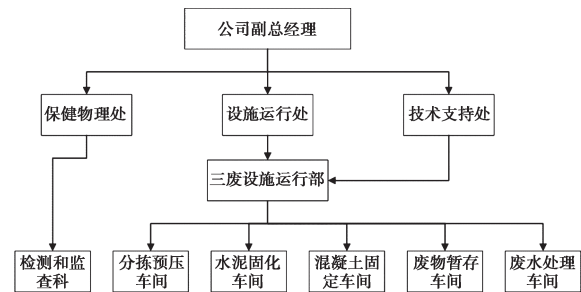


图4 秦山核电基地放射性废物管理框架
Fig.4 Qinsan Nuclear radioactive waste management framework

秦山核电基地三个核电公司存在以下特点：(1)三个公司均为独立法人单位，除核电机组实行统一管理外，废物处理、资产管理和运行监督等均由各公司自行管理；(2)三个公司内部均采用三级放射性废物管理层级；(3)其三个废设施运行部下设置了专业分工明确的若干车间，各车间设置方式虽强调了专业化分工，但针对同一任务各车间人员间的协调程度有一定阻碍。

3.2 三门核电厂放射性废物管理模式

三门核电厂专门设立放射性废物最小化管理委员会(ALARA)，由主管保健物理科的公司副总经理担任组长，成员为公司各处室处长。ALARA委员会，下设放射性废物最小化组(WMT)，组长由保健物理处处长担任，副组长由防护支持科科长担任，小组秘书由防护支持科放废管理工程师担任，成员由保健物理处、运行

处、维修处、化学处、设备管理处、技术支持处、生产计划处和环境应急处等指定人员(工程师及以上)担任。废物最小化组织机构包含废物产生管理各处室,可实现废物最小化方面问题的高效沟通和快速解决。其管理框架见图5。

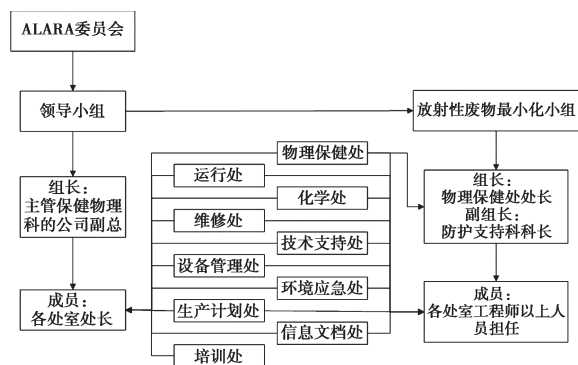


图5 三门核电厂放射性废物管理框架

Fig.5 Sanmen nuclear radioactive waste management framework

三门核电厂在国内首次采用了对放射性废物进行分散处理与集中处理相结合的处理模式。每台核电机组均设有核岛废物处理系统,主要用于对核岛内的放射性废气、废液进行处理,以及对核岛内所产生的放射性固体废物进行收集和暂存;核电厂内还设有几台核电机组共用的场址废物处理中心(SRTF),该中心对核岛废物处理系统范围外的其他放射性废液进行处理,并对所产生的放射性固体废物进行整备。SRTF的设置,既有效简化了核岛内的废物处理系统,同时也将不易处理、产量少的废物进行集中处理,极大地提高了废物处理效率。

3.3 大亚湾核电厂放射性废物管理模式

大亚湾核电厂设立了放射性废物管理机构,包括“三废”委员会,委员会对核电厂的放射性废物管理工作进行指导,同时以“三废”工作领导小组为抓手,组织和协调核电厂各部门共同开展放射性废物处理工作。大亚湾核电厂放射性废物管理框架见图6。

大亚湾核电厂近几年的放射性废物管理情况表明,该模式具有以下几方面优势:(1)委派核电厂副总经理主管公司放射性废物管理工作,为放射性废物管理政策的执行提供了充分的资

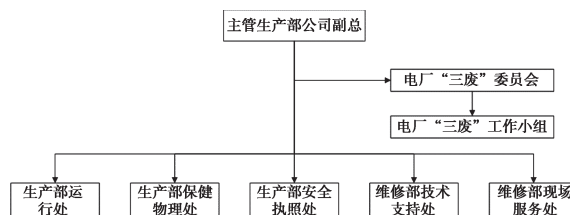


图6 大亚湾核电厂放射性废物管理框架

Fig.6 Daya Bay Nuclear radioactive waste management framework

源保障;(2)委员会作为放射性废物管理工作的智囊团,从高层次和多角度对放射性废物管理工作提供大量实用建议,极大地减少了管理工作上的失误;(3)放射性废物管理工作延伸到公司各部门,避免了废物管理工作的死角,高效并彻底地推动着放射性废物的最小化管理。

4 放射性废物管理策略分析及建议

4.1 法规标准及规章制度方面

笔者结合核电厂的实际情况,研究发现以下三个主要普遍存在的问题并提出相应的建议:

(1)关于核电厂废物管理目标值问题,建议坚持以核安全导则中 50 m^3 的年废物整备体积推荐值为废物产生量限值,由国家核安全监督管理部门组建废物最小化工作管理小组,管理小组成员包含各核电站、相关科研设计单位和国家核安全监管部门专家。管理小组根据各核电厂废物处理工艺及放废处理系统设计等特点,对放射性废物整备体积控制目标值进行论证,提出新的控制目标值和摸高值。对于完成摸高值任务的单位,进行评优和对外宣传,并优先考虑给予监管部门能力范围内的各项支持。

(2)关于《免于辐射监管的材料中放射性核素活度浓度》(GB 27742—2011)的可操作性问题,建议由各核电厂及科研单位开展针对性研究,组织制定和优化放射性废物核素取样检测流程。

(3)关于《低、中水平放射性固体废物暂时贮存规定》(GB 11928—89)中的暂存时间问题,建议各核电厂及科研单位完成暂存期限的合理性论证,为后期标准的修订提供依据支持。

4.2 废物处理技术方面

目前,各核电厂都配置了完整的放射性废物处理设施,对当前厂内废物实现了良好控制。但是,在废物处理技术上仍有较大的改良空间,个别类型废物的工程应用技术仍需加紧攻关。

(1)关于核电厂放射性有机废液处理,建议由中核集团组织其下属科研和设计力量,研发可移动式等处理装置,实现对各核电站有机废液的统一处理,降低库存,消除其安全隐患。

(2)关于核电厂现存放射性废物处理技术问题清单的收集方式,建议核安全监管部以座谈和问题清单填报的形式,搜集核电厂放射性废物技术攻关清单。将清单内项目分为监管部门支持项目(给予一定经费支持)和核电厂本身解决项目类型(督促核电厂使用自有经费解决)。另外,充分利用专业化环保公司的科研设计力量,对核电厂放射性废物处理关键技术进行攻关,补齐国内在焚烧和熔炼处理技术上的短板。

4.3 废物管理制度方面

针对各核电厂的放射性废物企业管理制度,建议核安全监管部对以下一些普遍性问题加强关注和跟踪。

(1)关于可燃技术废物的处理和整备等过程管理,建议督促新建核电厂在设计阶段落实切实可行的处理与整备工艺,禁止超压处理,避免可燃废物处置后因长期贮存腐解给处置场带来安全隐患;已建成在运核电厂,加快与外部集中处理中心达成协议,确定好废物去向;鼓励探索集中焚烧处理方式和解决途径。

(2)关于核电厂中低放废物处置,在生态环境部的主推下,甘肃省已启动核电厂等民用低放废物集中共享处置场的建设;建议督促各核电厂在集中处置场建成运行之前,做好现有固体废物暂存工作、处置前档案整理工作;加快落实与集中处理中心关于废物的接收意向。

(3)关于国内废物信息管理系统统一问题,建议督促各核电厂以国家废物信息管理系统接收的信息要素为依据,对自身信息管理系统进行调整,或增加与国家信息管理系统数据对接

的转换系统,尽早完成国家放射性废物管理系统的统一建设工作。

(4)关于核电厂放射性废物处理方式的选择,秦山核电基地在各核电厂均配备一套相应处理装置,三门核电站设置 SRTF 厂址外废物处置中心。核电机组共用废物处理中心是核电厂废物管理的发展趋势。建议进一步推进秦山核电基地废物的统一管理,鼓励在运核电厂向废物集中处理管理方式转变;建议新建核电厂优先选用废物集中处理方式设计和管理。

(5)关于放射性废物货包体积计算规则,为更准确地反映各放射性废物年货包整备体积情况,建议各核电厂就待处理放射性有机废液(仅暂存于废物库中,未处理,其整备体积如何计算)、外运待处理的可燃技术废物(按运出时废物体积算,或是按照外运处理后的整备体积算)以及当年产生但未整备的放射性废物货包体积(最终货包体积计入产生的年度还是整备的年度内)等不同情况下,统一货包体积计算规则。

(6)关于放射性废物处理与处置的技术管理文件中与现实要求存在差距的内容,建议督促核电厂主动进行适应性研究和解决方案探索,并向相关部门反馈并及时更新。

(7)关于放射性废物最小化核安全文化宣传方面,建议督促各核电厂进一步推进放射性废物最小化原则与核电厂废物管理工作的深度融合;同时要强调对人为因素的管理,督促各核电厂在管理制度及考核中,落实对核电工作人员废物最小化意识宣贯,强化一线操作员工在废物控制及处理方面综合技能的培训,重视废物管理过程中的人为因素影响。

4.4 综合管理路径图

为便于监管部门对核电厂放射性废物管理工作进行监管,本文综合考虑了国内外法规要求、国内核电厂废物处理技术现状及国内核电厂公司管理三方面因素,形成了放射性废物管理路径图。在路径图中,围绕放射性废物产生、处理及处置,在核电厂不同阶段提出了核电厂及监管部门应重点关注的内容,详见图 7。

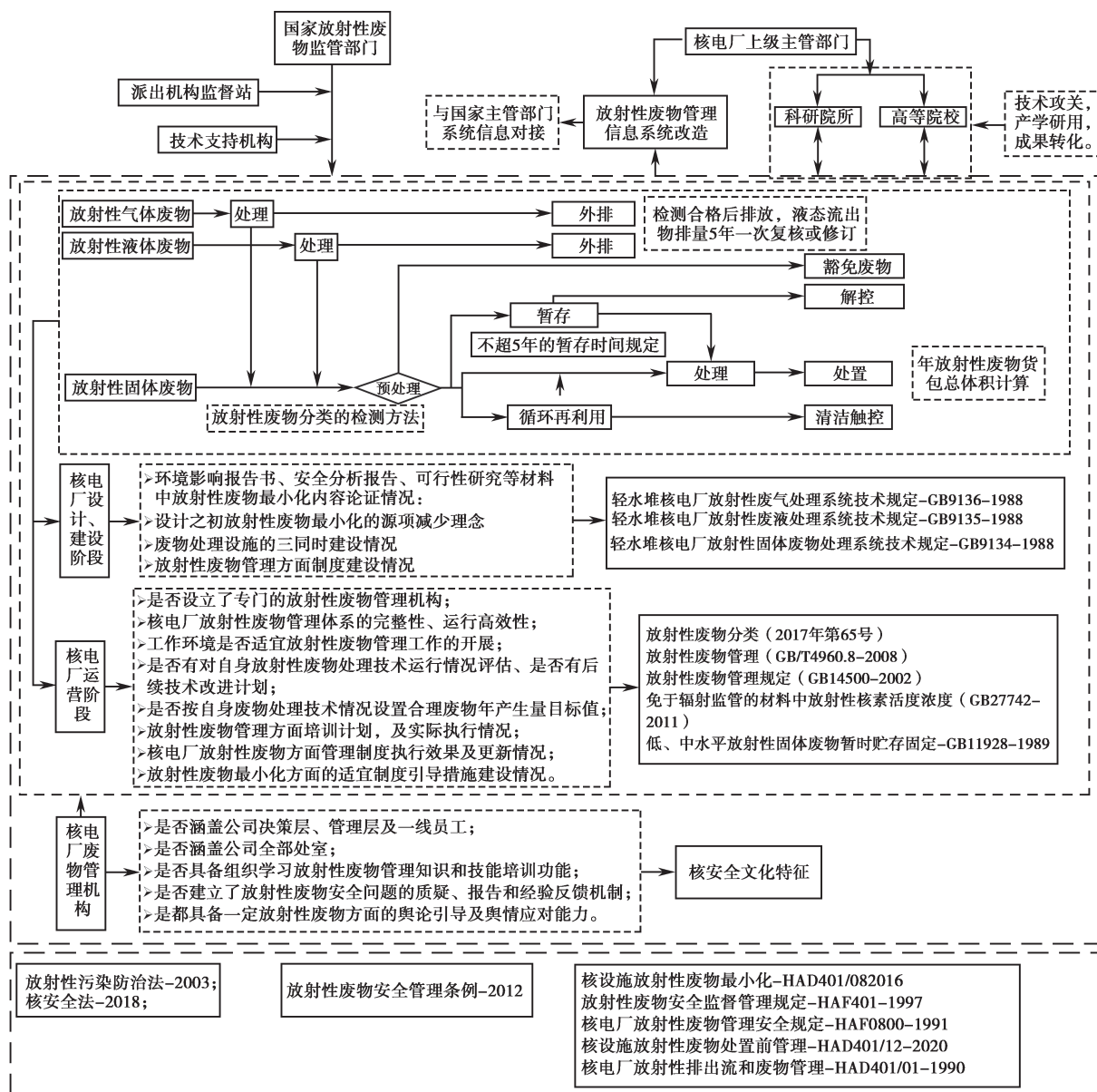


图7 综合管理路径图

Fig.7 Integrated management path diagram

5 建议与结论

(1) 我国从国外管理体系上借鉴、参考和转化了大量核电厂放射性废物法规、标准和规章制度。建议监管部门就核电废物整备体积目标设定、核电废物分类鉴别要求以及固体废物暂存时间要求等方面,督促相关单位在制度要求与实际管理要求的契合度上再进一步研究并提出优化措施。

(2) 建议督促核电厂加快有机废物处理等工

程应用技术的优化和攻坚,通过自有资金或其他渠道资金来源保障和支撑技术发展和更新,并培养一批专业化的核环保公司。

(3) 建议监管部门对核电厂放射性废物管理制度的实际运营管理效果进行定期检查,主要包括制度在核电厂生命周期各阶段的覆盖度和契合度,放射性废物最小化文化宣传的制度融入情况,废物信息管理系统与国家平台的兼容性和废物货包体积计量规则等内容。

参考文献

- [1] 钱波. 核能经济发展现状与趋势 [J]. 环球市场, 2019 (017): 5, 7.
- [2] 申文聪. 未来, 核电不仅清洁低碳, 更经济可靠——《中国核能发展报告 (2020)》蓝皮书亮点综述 [J]. 中国核工业, 2020 (7): 4.
- [3] 邓才远, 罗刚. 核电厂放射性废物治理现状及面临的主要问题 [J]. 辐射防护通讯, 2018, 38 (6): 11-16.
- [4] 周昭. 秦山核电基地放射性废物专业化管理方案研究 [D]. 兰州: 兰州大学, 2015.
- [5] 韩春彩, 孔凡璠, 陈亮平, 等. 含铀氢氟酸再利用辐射影响研究 [J]. 辐射防护, 2021, 41 (03): 237-241.
- [6] 余达万, 徐宏明, 周辰昊, 等. 秦山核电基地放射性废物最小化技术实践与探讨 [J]. 辐射防护, 2019, 39 (3): 213-220.
- [7] 靳海睿. 三门核电站放射性废物处理工艺 [J]. 辐射防护通讯, 2015, 35 (2): 1-6.

Reflections and Suggestions on Radioactive Waste Management in Nuclear Power Plants

Zhang Gen¹, Xiong Xiao², Ren Lili², Zhao Mu², Yao Zhenyu², Zhou Jin^{3,*}

- (1. The Fourth Research and Design Engineering Corporation of CNNC, Shijiazhuang 050021, China;
2. CNNC environmental engineering design & Research Co., Ltd., Beijing 100089, China;
3. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

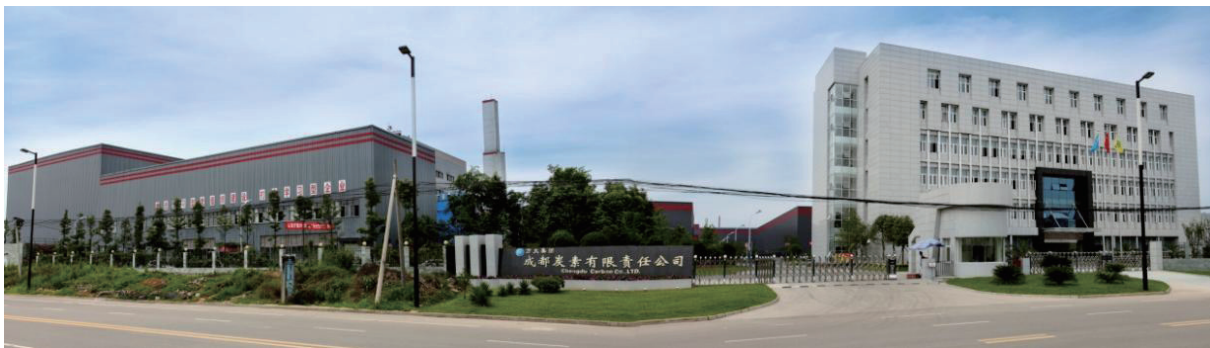
Abstract: Studies nuclear radioactive waste related laws and regulations, the processing technology present situation and the on-site management of nuclear power unit, summarizes the universal problems of nuclear power plant, puts forward the comprehensive solution and management advice, form contains key information management strategy and path, provide a reference for national nuclear regulatory supervision.

Key words: nuclear power plant; radioactive waste; management strategy and path

(责任编辑: 徐晓娟)

党建引领促发展 创新驱动添活力

——成都炭素有限责任公司



成都炭素有限责任公司(以下简称成都炭素)是辽宁方大集团下属上市公司之一——方大炭素新材料科技股份有限公司的全资子公司。近30年来,成都炭素始终致力于等静压石墨的研发与制造,在等静压石墨领域拥有着较高的技术创新能力、强劲的市场开拓能力和科学的管理能力,在一定程度上推动着特种石墨行业健康发展。

公司的主导产品等静压石墨是特种石墨中的高端产品,具有结构精细、耐热稳定性、耐化学腐蚀性、导热性和导电性强、各向同性度高等一系列优异的性能,是制造单晶炉、金属连铸石墨结晶器、电火花加工用石墨电极等不可替代的材料,更是制造火箭喷嘴、石墨反应堆的减速材料和反射材料的绝佳材料,在国防尖端领域占有重要地位。在《国家中长期科学和技术发展规划纲要(2006—2020年)》公布的16个国家重大科技专项中,“极大规模集成电路制造技术及成套工艺”和“大型先进压水堆及高温气冷堆核电站”两项都与等静压石墨技术密切相关。

凭借着多年来在等静压石墨的研发和生产领域所积累的综合竞争优势,成都炭素成为隆基绿能科技股份有限公司、天津中环半导体股份有限公司等全球单晶硅光伏龙头企业的

优秀供应商,并获得了中核集团的合格供应商证书。成都炭素已通过了ISO9001:2015质量管理体系、ISO14001:2015环境管理体系、ISO45001:2018职业健康安全管理体系、T/AIITRE 10003—2020信息化和工业化融合管理体系的认证。

2013年,清华大学与方大炭素、成都炭素签订了合作协议,在成都炭素设立高温气冷堆联合研究中心成都基地,共同推进核石墨的研发与生产,为实现高温气冷堆用核石墨的产业化和国产化奠定了基础。公司开发的钚基熔盐堆核石墨和快堆核石墨均已被成功应用在仿真堆或示范堆中,为第四代核反应堆的快速发展保驾护航。

成都炭素始终坚持方大集团“党建为魂”的企业文化,以党建引领企业高质量发展,打造具有自身特色的人文环境,先后获得了“四川省模范劳动关系和谐企业”“成都市先进基层党组织”“成都市模范职工之家”“成都市优秀创新工作室”和“成都市五星工会”等荣誉称号。

成都炭素始终秉承着“技术创新、科技引领”的绿色发展理念,作为国家级高新技术企业、工信部第三批专精特新“小巨人”企业,先后获得了30余项国家专利,曾获“四川省技术创

新与知识产权保护优秀企业”“四川省军民融合优势企业”“成都市重点新材料企业”等荣誉称号,其主导产品已连续数年入选《成都市名优产品目录》,并荣获“四川省名牌产品”称号。

成都炭素在等静压石墨领域内深耕细作,建立了符合《核电厂质量保证安全规定》等相关法规及导则要求的质保体系;2021年6月,向国家核安全局提交了民用核安全机械设备制造许可证取证申请并成功受理;2021年,发布了《安全生产红线实施细则》和《风险评估及控制管理

制度》,建立了健全的安全管理团队,通过信息管理平台,树立安全文化理念,将安全生产理念深入生产一线。

公司将继续推进3万吨特种石墨建设项目,力求打造一个国际一流的特种石墨制造、研发及服务基地,通过引进先进的关键设备,在环保、节能、自动化方面达到国际先进水平,摆脱目前国内特种高端产品主要依赖进口的现状,以企业高质量发展助力中国科技崛起。

《核安全》近年可被引文献目录

为更好地服务作者与读者,便于广大科研工作者查阅、引用《核安全》近年文章,减少作者在编写参考文献时的工作量,本刊编辑部对近年发表在《核安全》的论文进行了整理,参考国标 GB/T7714-2015,给出了各篇文章的参考文献标准格式。各位作者在撰写论文、引用文献时,可直接参考此目录。

2017 年第一期

- [1] 江光,崔毅,徐俊龙. 理性竞争, 坚守核安全设备价格底线 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 1-4.
- [2] 李国光, 李明龙, 韩丽英. 浅谈如何加强核安全监督员发现问题能力 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 5-7, 14.
- [3] 刘芳茗. 安全壳及其内部结构安全的可靠性分析方法研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 8-14.
- [4] 凌礼恭, 路燕, 房永刚, 等. 加强紧固件质量管理的要素分析与建议 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 15-20.
- [5] 张芳娣, 顾杰兵. 铀浓缩厂物料容器辐射水平调查研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 21-25.
- [6] 吴彦农, 王娅琦, 候秦脉, 等. 海洋异物堵塞核电厂取水系统事件的经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 26-32.
- [7] 李小华, 杨钧翔, 陈远登, 等. 2004—2009 年俄罗斯西北部放射性同位素热电发生器退役的风险和环境影响评价 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 33-47.
- [8] 董晓璐, 丁超, 刘鹏, 等. 核电人员可靠性分析方法综述和发展趋势 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 48-55.
- [9] 孙树海, 赵力, 郑丽馨, 等. 核电厂异常重要性判定 (SDP) 方法及其应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 56-62, 69.
- [10] 李海龙, 徐宇, 董晓璐, 等. 基于抗震鉴定试验的开关柜的抗震裕度分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 63-69.
- [11] 李勇, 吕科锋, 陈刘利, 等. 铅基研究堆燃料组件阻力特性模拟实验与分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 70-74, 81.
- [12] 孔静, 张奇, 应亮, 等. 压水堆核电厂应对全厂断电的电源设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 75-81.
- [13] 肖增光, 孙雪霆, 陈林林, 等. 安全壳内气溶胶沉积试验的浓度测点设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 82-85, 94.
- [14] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 基于 DSEM 的核电厂结构-

土-结构相互作用模型 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 86-94.

2017 年第二期

- [1] 沈钢, 孟岳, 温玉姣, 等. 国际作为核安全“十三五”规划实施做好支撑和服务 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 1-4.
- [2] 田欣鹭, 温爽, 郭超, 等. IVR 条件下外部冷却流道变形的影响因素研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 5-10.
- [3] 张盼, 李聪新, 温丽晶, 等. 压力容器外部冷却系统流道结构和流动参数对流场的影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 11-16.
- [4] 江斌, 甄洪栋, 孟阿军, 等. 一种基于概率论的破前漏分析方法介绍 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 17-23, 49.
- [5] 石兴伟, 兰兵, 胡健, 等. 事故工况下壁面油污和锈斑对钢制安全壳潜在失效影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 24-28.
- [6] 杨英豪, 肖军, 朱桂学, 等. 田湾核电厂 3、4 号机组风险指引型防水淹设计改进措施研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 29-34.
- [7] 焦峰, 赵丹妮, 褚倩倩, 等. 核电厂薄壁大直径贮水容器负压变形事件经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 35-41.
- [8] 湛登华, 姜宏, 张翔宇, 等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 42-49.
- [9] 杨丽丽, 宋大虎, 张巧娥, 等. 核电厂数字化仪控系统信息安全监管要求探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 50-55.
- [10] 刘宇生, 许超, 谭思超, 等. 矩形通道内脉动湍流流动特性实验研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 56-62.
- [11] 魏超, 李铁萍, 温爽, 等. 堆芯下支承板应力评定等效模型的适用性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 63-68.
- [12] 赵传奇, 胡文超, 刘健, 等. 基于三维输运方法的压水堆主冷却剂 ~ (16) N 源项计算分析 [J]. 核安全, 2017,

- 16 (2) : 69-73, 79.
- [13] 徐小照, 潘保林. 基于BP神经网络的核电厂核安全文化评级模型研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2) : 74-79.
- [14] 何孝园, 朱鹏树, 李大伟, 等. 核电厂应急柴油发电机组修改试验启动方式的分析和讨论 [J]. 核安全, 2017, 16 (2) : 80-84.
- [15] 刘卓, 金卉馨, 李晓洋, 等. 基于菲克定律和传热传质相似原理的含不凝气体冷凝换热研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2) : 85-90.
- [16] 于明锐, 常猛, 逯馨华, 等. 基于表面改性技术的PCS强化换热效果分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2) : 91-94.

2017年第三期

- [1] 孙冶, 王鑫, 何荣天, 等. 一起口岸放射性物品非法入境处置案例简析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 1-5.
- [2] 张弛, 刘泽军. 瑞典核能立法与监管体制 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 6-11.
- [3] 李世欣, 郑睿鹏, 郎爱国, 等. 核电厂1E级电缆一致性判别方法的研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 12-17.
- [4] 张亚平, 施国龙, 钟志民, 等. 堆外中子剂量计在RPV辐照监督中的应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 18-23.
- [5] 王冠, 蒋忠湧, 翟国庆. 输变电设施电磁环境工频电场强度控制限值安全性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 24-29.
- [6] 彭慧, 李雪琴, 王晓涛, 等. DSA介入医师受照剂量评价及管理探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 30-34.
- [7] 周萱. 秦山核电自然灾害的预防 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 35-41.
- [8] 兰瑞果, 杨新利. 核安全设备供应商实践核安全文化的途径和方法探索 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 42-47.
- [9] 韩治, 唐晖, 张春明, 等. 核电厂应急补水箱 (ASG) 地震响应对比分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 48-54.
- [10] 逯馨华, 张红见, 魏方欣, 等. 核电厂放射性废树脂处理技术对比研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 55-61.
- [11] 杨德锋, 肖小祥, 张晔, 等. 基于RELWVER程序的WVER型核电厂燃料棒破损分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 62-67.
- [12] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 考虑结构-地基-结构相互作用的核电厂结构地震响应分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 68-74.
- [13] 张舒, 吴鹏, 张丹, 等. 先进三代核电AP1000丧失正常给水事故研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 75-84.
- [14] 奚坤, 沈曙光, 杨晓强, 等. WVER-1000反应堆APP工作棒组的选取及其氦瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 90-94.

2017年第四期

- [1] 肖志, 陶书生, 韦力, 等. 关于加强国内核安全经验反馈工作的思考 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 1-5.
- [2] 袁嘉琪, 马刚, 杨志义. 核电厂后福岛时代的核安全独立监督 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 6-10.
- [3] 马凤金, 郭京, 陈荣达. 浅谈运行核电厂核安全监督的核安全文化建设 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 11-15.
- [4] 邓冬, 张发云, 赵立彬, 等. 核电厂稳压器SEBIM安全阀自主化检修经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 16-21.
- [5] 冯燕, 路燕, 刘景宾, 等. 中国AP1000的人因工程安全审评的几个问题 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 22-28.
- [6] 张瑾珠, 吕钢, 李佩, 等. 乏燃料海运实物保护系统初步设想 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 29-34.
- [7] 周卫国. 核电站控制棒驱动机构驱动杆组件锁紧销安装质量管理案例分析与回顾 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 35-38.
- [8] 孙树海, 马国强, 邹象, 等. 核电厂火灾异常重要性判定方法简介及适用性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 39-45.
- [9] 毕金生, 靖剑平, 乔雪冬, 等. 严重事故下安全壳内氢气行为与风险分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 46-52.
- [10] 卞玉芳, 周林, 李晶, 等. 国家核安全局核与辐射安全法规标准管理信息系统设计及关键技术研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 53-60.
- [11] 房永刚, 王庆, 苏岩, 等. LBB和BP在核电厂高能管道上应用的差异性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 61-65.
- [12] 胡安中, 赵国斌, 黄炳臣, 等. 浅析我国焊工资格考核的技术区别 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 66-70.
- [13] 胡健, 温丽晶, 石兴伟, 等. 基于WGOthic程序的非能动安全壳冷却系统传热特性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 71-77.
- [14] 胡文超, 靖剑平, 赵传奇, 等. 基于AP1000型反应堆嬗变~(237)Np制备~(238)Pu研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 78-83.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 中国散裂中子源辐射安全联锁门禁系统的设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 84-89, 94.
- [16] 赵勇. 核电厂堆芯补水箱抗震分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 90-94.

2018 年第一期

- [1] 甘学英, 蒋婧, 祝兆文, 等. 核电厂放射性有机废液安全管理的建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 1-5, 94.
- [2] 凌礼恭, 孙海涛, 高晨, 等. M310 改进型机组压力容器辐照监督要求及其在高温气冷堆辐照监督中的实践 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 6-11.
- [3] 孙树海, 陶书生, 郑丽馨, 等. 近年来核电厂执照运行事件趋势分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 12-19.
- [4] 张晓杰, 吕云鹤, 路燕. AP1000 核电厂设备鉴定概述 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 20-25.
- [5] 梅金娜, 蔡振, 韩姚磊, 等. EPRI《蒸汽发生器完整性评估导则》解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 26-33.
- [6] 张发云, 赵立彬, 严得忠, 李海涛, 胡安中. 小尺寸支管接头 (BOSS 头) 焊接质量影响分析及其工艺改进 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 34-37.
- [7] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 田湾核电站 3 号机组物理启动专用测量系统特性分析与调试研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 38-43.
- [8] 赵丹妮, 李娟, 李明, 等. 9-11 事件和福岛核事故后美国核电厂乏燃料水池事故缓解对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 44-51.
- [9] 黄力, 崔浩. 我国核电厂应急指挥部构建探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 52-57.
- [10] 刘宇生, 许超, 安婕伽, 等. 非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 58-65.
- [11] 陈超, 顾健. 核电厂人因事件趋势分析和策略研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 66-70.
- [12] 赵国志, 曲鹏. 铀浓缩系统事件/事故的思考与始发事件选取研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 71-75.
- [13] 陈志林, 池志远, 张晏玮, 等. 确定我国核电厂运行许可证延续安全论证基准的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 76-82.
- [14] 贺振宇, 张强升, 张发云, 等. 核级碳钢小径薄壁管冷弯拉伸试验不合格原因分析与质量控制措施 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 83-86.
- [15] 梁耀升, 张忠伟, 董海涛. 安全相关涂层管理策略研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 87-94.

2018 年第二期

- [1] 姜子英. 浅议核能、环境与公众 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 1-5.
- [2] 张露, 汪萍, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址

无限制开放利用 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 6-10.

- [3] 王娅琦, 李世欣, 庄少欣, 等. 浅谈美国核管会反应堆监督管理体系 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 11-17.
- [4] 刘宇, 崔贺锋, 庞宗柱, 等. 非能动核电厂非安全系统实施监管时的若干问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 18-25.
- [5] 孙颀, 刘锐, 杨未东, 等. 某研究堆一回路冷却剂泄漏事件的审评 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 26-30.
- [6] 焦振营, 张建文, 于枫婉, 等. CPR1000 核电厂乏燃料水池重力补水的有效性分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 31-37.
- [7] 贺振宇, 张发云, 邓冬, 等. 高温气冷堆压力容器内壁浅表性缺陷检验规则的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 38-42.
- [8] 俞杰, 吴振龙, 凌学会, 等. 碘吸附器有效性试验方法及评价 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 43-47.
- [9] 韦享雨. 快速提升功率速率对芯块—包壳应力的影响规律 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 48-51.
- [10] 纪忠华, 王璐, 李亮, 等. 中国东南沿海热带气旋强度变化及对核电厂的影响分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 52-57.
- [11] 李春, 杨志义, 丁超, 等. 基于 MC3D 软件对核电厂压力容器蒸汽爆炸的重要参数计算及研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 58-65.
- [12] 马亮, 苑晨亮, 崔家文, 等. 核实物保护系统薄弱性分析方法现状及发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 66-70.
- [13] 张红见, 曹芳芳, 潘玉婷, 等. 核材料管制范畴的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 71-77.
- [14] 张学礼, 牛洁, 徐乐昌, 等. RAD7 测氦仪测量结果差异的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 78-88.
- [15] 李炜炜, 王晓峰, 王桂敏, 等. 2018 年 2 月全国核与辐射安全舆情研判 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 89-94.

2018 年第三期

- [1] 张航源, 胡世杰, 杨强. 发展核能助力建设美丽中国 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 1-5.
- [2] 孙学智, 宋大虎, 刘婷, 等. 推进核能安全发展和美丽中国建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 6-10.
- [3] 沈同强, 张文宇. 认清当前核安全威胁形势, 提升军队核应急处置能力 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 11-16.
- [4] 穆海洋, 宋雨, 管运全. 田湾核电站反应堆保护系统多样化的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 17-21.
- [5] 彭志珍. 18 个月换料对 CPR1000 反应堆压力容器辐照监

- 督的影响 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 22-27.
- [6] 刘宇, 李华升, 刘泽军, 等. 实际消除早期放射性释放或大量放射性释放的安全目标定位研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 28-35, 94.
- [7] 张天琦, 于明锐, 宋明强, 等. 核电厂安全壳内气溶胶热泳沉积特性研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 36-39.
- [8] 陈柏迪, 陈志东, 邓飞, 等. 伴生放射性矿固体废物的放射性与重金属特性 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 40-46.
- [9] 吴耀, 李莉, 毛常磊, 等. 反应堆卸料燃料组件吊运跌落事故辐射安全分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 47-51.
- [10] 郑开云, 陈智. 非能动核电厂 1E 级阀门电动装置的鉴定与试验 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 52-57.
- [11] 芮晓明, 郝丽娜, 王昆鹏. 我国核电的效益及核安全保障基础概述 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 58-64.
- [12] 李小华, 杨钧翔, 李俊杰, 等. 2001 年格鲁吉亚 ~ (90) Sr 放射性同位素热源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 65-80.
- [13] 宋培峰, 王晓峰, 赵翰青, 等. 我国核科普面临的问题和建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 81-88.
- [14] 刘瑞桓, 张瀛, 戴文博, 等. 2018 年 4—5 月全国核与辐射安全舆情分析及研判 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 89-94.
- [10] 祝璐颖, 旻佳龙. 反应堆操纵员培训及考核的有关问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 59-63.
- [11] 乔雪冬, 毕金生, 胡健, 等. 基于 Gasflow 程序的非能动安全压水堆氢气行为计算和分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 64-69.
- [12] 唐桢, 徐政强, 伍建华, 等. 杭州 G20 峰会期间宁波市辐射安全保障工作经验及建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 70-74.
- [13] 张显生, 刘彤, 薛佳祥, 等. 事故容错燃料研发相关政策分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 75-81.
- [14] 王宇飞, 马应林, 王庆斌, 等. 通用粉末衍射谱仪安全联锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 82-86, 94.
- [15] 张鸥, 曾超, 张弛. 美国核管会年报研究和借鉴 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 87-94.

2018 年第五期

- [1] 万斌斌. 在建核电厂中美核安全监管对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 1-6.
- [2] 杨晓强, 叶刘锁, 李载鹏, 等. 田湾核电站 3 号机组反应堆首次无源启动 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 7-13.
- [3] 赵宏, 刘大虎. 海阳核电站反应堆功率控制系统的信号分析和试验 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 14-19.
- [4] 徐高德, 陈秀娟, 钱晓明, 等. 三门核电厂维修规则中的性能会标设定研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 20-25.
- [5] 程萍, 李天鹏, 尤晓健, 等. 海洋核动力平台前期执照申请的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 26-31.
- [6] 马波, 倪南, 褚艳春, 等. 核电锚固技术与标准的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 32-39.
- [7] 宋晓涛, 陈宝文, 袁其斌, 等. 核电厂复杂工况下运行团队的高效运作 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 40-46.
- [8] 杜颖. 核电厂核探测技术的应用 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 47-52.
- [9] 王珏, 胡晨, 王琮, 等. 核电厂与核动力船舶执照申请事故分析的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 53-57.
- [10] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 灰色系统理论在核动力领域的应用分析与探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 58-64.
- [11] 殷德建, 芮晓明, 王昆鹏. 关于重要核设施规划限制区的几点思考 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 65-70.
- [12] 上官志洪, 黄彦君, 姜秋, 等. 美国核电厂取用水量及水资源条件的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 71-79.
- [13] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 2000 年泰国北榄府医用
- [1] 郝慧杰, 杜爱玲, 赵旭东, 等. 浅析 HAF603 与 ASME 差异 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 1-4, 23.
- [2] 付陟玮, 郑洁莹, 钱鸿涛, 等. F-C (频率后果) 曲线在风险指引型监管中的应用研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 5-9.
- [3] 鲍杰, 崔军, 付浩, 等. CPR1000 核电厂 SGTR 事故长期阶段的分析研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 10-16.
- [4] 熊冬庆, 石红, 王娅琦, 等. 核电厂阻尼器试验台的设计分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 17-23.
- [5] 张国辉, 吴金晔. 核电站经验反馈工作的发展和管理改进 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 24-29.
- [6] 邵明刚, 李春阳, 文富平, 等. 放射性废物库退役源项的调查 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 30-36.
- [7] 路燕, 初起宝, 徐宇, 等. 核动力厂蒸汽发生器模态分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 37-43.
- [8] 刘泽军, 李华升, 刘宇, 等. 核电厂应急给水系统的设计配置及多样性问题研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 44-50.
- [9] 陈钊, 崔大伟, 石秀安. 加速器驱动次临界系统束流瞬态分析模型的开发 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 51-58.

⁶⁰Co 源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

2018 年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚.《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电厂建造阶段的核安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 25-31.
- [8] 毛欢, 别业旺, 张舟, 等. 我国核电厂运行技术规格书现状分析及对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 32-36.
- [9] 刘宇, 杨鹏, 冯进军, 等. AP1000 非能动堆芯冷却系统热态性能试验的安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 37-43.
- [10] 曹杰, 查卫华, 高斌, 等. 基于关键链技术的核电大修进度管理方法研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 44-55.
- [11] 张仰程. 运行技术规范中的一回路压力定值 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 56-60.
- [12] 刘运陶, 吕丹, 赵善桂, 等. 核燃料循环设施高效空气过滤器使用问题的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 61-65.
- [13] 张博平, 初永越, 黄志超, 等. 《改进核电厂维修有效性的技术政策 (试行)》的解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 66-71.
- [14] 刘宇生, 薛艳芳, 马帅, 等. 热工水力验证试验评价的关键问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 72-78.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 一种硼中子俘获治疗装置的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 79-84.
- [16] 刘单, 陈祥磊, 毕明德, 等. 民用核安全辐射监测设备十年发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 85-90.
- [17] 王宏印, 毕涛, 宋东风, 等. 设备产业链质量管理评估标准的研究与建立 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 91-94.

2019 年第一期

- [1] 陈瑾, 程亮, 马欢欢, 等. 核安全监管能力建设基本框架构建研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 1-7.
- [2] 张志强, 林继德, 马培锋, 等. 核电设备监理实践中的合作共赢模式 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 8-12.
- [3] 盛朝阳, 路燕, 高晨, 等. ASME 规范的设计安全系数及调整因素 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 13-16.
- [4] 肖军, 曾广建, 汪宏峰, 等. 废旧放射源收贮车防范系统的设计及建议 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 17-23.
- [5] 刘燕芳, 赵兵, 李楠, 等. RCA 方法在某核电站设备故障分析中的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 24-30.
- [6] 蔡振, 梅金娜, 韩姚磊, 等. 蒸汽发生器完整性评估的现状 & 展望 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 31-39.
- [7] 马谷剑, 陈平. 福清核电厂安全壳的老化管理 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 40-46.
- [8] 尹剑航, 苏小雨, 胡宇航. 核电厂运行值绩效观察的评估标准 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 47-52.
- [9] 孙琳, 浦晨晨, 闫雄伟. $\times\times$ 核燃料研制项目核材料衡算与评价的难点分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 53-57.
- [10] 许利民. “华龙一号”压力容器的设计改进和优化 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 58-65.
- [11] 何川, 邹全, 李松发, 等. 核动力装置的事故诊断系统 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 66-71.
- [12] 赵祥鸿, 周鑫, 孔晓中, 等. AP1000 蒸汽排放组件卡涩问题及解决 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 72-76.
- [13] 段锋, 张珍. 中国核能协会的同行评估与国际原子能机构的运行安全评审的比较分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 77-82.
- [14] 荆旭, 肖军. 浮动堆抗地震设计问题 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 83-87.
- [15] 王康, 高桂清, 张晶晶, 等. 军队加强核安全能力建设的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 88-94.

2019 年第二期

- [1] 董晓璐, 刘景宾, 孔静. 小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 1-8.
- [2] 郑黄婷, 许明发, 向辉云, 等. 铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 9-13.
- [3] 李小花, 李俊杰, 陈维, 等. 一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 14-35.
- [4] 彭一鹏, 奚坤, 潘登, 等. 双区氯盐快堆的增殖及嬗变性能力分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 36-42.

- [5] 阳小华, 曾铁军, 万亚平, 等. 放射性物质个体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 43-48.
- [6] 杨舒琦, 李兰, 谭怡, 等. 华龙一号 SGTR 事故源项分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 49-53.
- [7] 潘红洋, 沈力强, 张少君. 法律法规在核级阀门设计制造中的指导和运用 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 54-62.
- [8] 张婷婷, 夏冬琴, 李桃生, 等. 公众认知对核电接受度的影响 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 63-70.
- [9] 张廉, 蔡汉坤. 中美核电厂执照者关于运行事件报告的比较研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 71-76.
- [10] 岑腾跃. 三代核电堆芯水箱制造中不符合项及处理意见 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 77-82.
- [11] 肖军, 曾广建, 梁梅燕, 等. 浙江省辐射应急演习中现场监测与处置应对的总结 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 83-89.
- [12] 牛世鹏, 王聪, 王高鹏, 等. 核电厂严重事故下关于操作人员的可达性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 90-94.

2019 年第三期

- [1] 李小花, 何列, 李世祯, 等. 浅谈核能和核技术的和平利用 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 1-10.
- [2] 张航源, 杨强, 刘秋实, 等. 利用好核技术, 助力污染防治攻坚战 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 11-14.
- [3] 姜羲元, 李文静. 核电科普宣传工作应重视环保及安全方面的宣传 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 15-18.
- [4] 袁曼, 罗晓元. HAF003 与 ASME 质量保证体系的对比研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 19-24.
- [5] 赵登山, 谢小明, 李福春, 等. 乏燃料水池贮存格架水下安装工艺研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 25-30.
- [6] 石洋, 苑皓伟, 张鹏, 等. 非能动压水堆波动管内汽液逆流试验的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 31-36.
- [7] 何雅杰. 核安全设备零件制造的质保分级方法探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 37-42.
- [8] 陈荣达. 核安全技术体系框架的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 43-50.
- [9] 项建英, 王进, 杨凯. EPR 机组再生式热交换器的调试及现场监督 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 51-55.
- [10] 刘宇生, 阿不都赛米·亚库甫, 庄少欣, 等. 自然循环装置试验初始条件实现方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 56-61.
- [11] 蔡志云, 赵禹, 王保平. 模块式小型堆化学和容积控制系统的仿真分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 62-66.
- [12] 苑晨亮, 马亮, 崔家文, 等. 核电厂工控系统信息安全评估方法的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 67-73.
- [13] 赵立彬, 石红, 李海涛, 等. 浅析 ISO9606 对我国 HAF603 修订的借鉴 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 74-79.
- [14] 段军, 邹象, 于大鹏, 等. 压水堆一回路抽真空排气造成压力温度超值的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 80-83.
- [15] 赵国志. 铀浓缩厂人因失效分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 84-88.
- [16] 张敏, 曹芳芳, 张亮, 等. 核燃料组件运输容器的临界安全分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 89-94.

2019 年第四期

- [1] 齐媛, 杨岩飞, 郑洁莹, 等. 美国核安全文化监督管理及启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 1-6.
- [2] 孙亚敏, 丁逊, 方剑青, 等. 高压电离子校准周期的分析和调整 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 7-11.
- [3] 甄丽颖, 林颖慧. 阳江核电站的排放物及环境样品中氚的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 12-17.
- [4] 王杰, 周兆宇, 陈运利, 等. 飞凤山处置场各阶段活动许可取证的经验反馈 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 18-23.
- [5] 于世昆, 肖春梅. 核电厂放射性废气处理工艺设备的抗震设计要求 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 24-27.
- [6] 王聪, 朱文韬, 王高鹏, 等. 严重事故下核电厂设备可用性论证 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 28-32.
- [7] 贾梅兰, 刘敏, 李澎, 等. 日本乏燃料的安全管理及对我国的启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 33-40.
- [8] 王梦溪, 龙亮, 薛娜, 等. 华龙一号事故后食品污染水平评价? [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 41-47.
- [9] 崔军, 鲍杰, 时维立. 核电厂传热管破裂后防止蒸汽发生器满溢的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 48-55.
- [10] 马应林, 李俊刚, 张会杰, 等. 大型粒子加速器安全联锁钥匙系统的设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 56-62.
- [11] 庄少欣, 王娅琦, 孙微, 等. 基于 TRACE 的大功率非能动核电厂 SBLOCA 事故计算及敏感性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 63-69.
- [12] 王飞, 宋辉. 核动力装置混合式状态监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 70-78.
- [13] 杨旭, 邱金荣, 杨永强, 等. 反应堆准确实时仿真程序的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 79-86.
- [14] 米宇豪, 曾志, 马豪, 等. 非人类物种剂量评价低水平放射性测量的应用进展 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 87-94.

2019年第五期

- [1] 陈胜. 民用核安全设备成套供货质量保证大纲的建立及运行特点 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 1-5.
- [2] 刘成运, 张延云, 王玢, 等. 核电厂运行安全性能指标的监督检查 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 6-12.
- [3] 霍嘉杰, 郑岳山, 姚琳, 等. 乏燃料干法贮存标准和监管要求浅析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 13-18.
- [4] 赵潇, 闫平, 张国光. 移动式车辆检查系统调试场地的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 19-25.
- [5] 孙娜, 王占元, 张杰. 核电厂仪控系统纵深防御体系 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 26-32.
- [6] 梁贵渊, 邓飞, 陈万良, 等. 大亚湾核电基地周围海洋沉积物的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 33-37.
- [7] 黄甦. 基于 TXS/T2000 核电厂 DCS 信号失效下质量位设置 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 38-42.
- [8] 张适, 张博平, 初永越, 等. M310 机组维修风险评价和管理的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 43-48.
- [9] 杨智, 吴彩霞. 维修规则功能失效判断准则研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 49-53.
- [10] 王飞, 宋辉, 毛伟. 基于神经网络的核电厂环境监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 54-61.
- [11] 张祥, 薛艳芳, 刘宇生, 等. 压力容器外部冷却沸腾临界过程数值模拟研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 62-67.
- [12] 陈文涛, 陈万良, 李灵娟. 应急情景下便携式高纯锗 γ 能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

2019年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能

[J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.

- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等. γ 射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. AP1000 核电站严重事故下熔融物与混凝土相互作用的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 37-43.
- [8] 付浩, 王列辉, 甄飞强, 等. 超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 44-48, 55.
- [9] 耿璞, 凌礼恭. 核电厂核级管道与支管管座焊缝质量问题的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 49-55.
- [10] 王照, 冯丙辰. 浮动核电厂的海浪灾害设计基准探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 56-61.
- [11] 周涛, 秦雪猛, 朱亮宇, 等. 超临界水喷放泄压因素的权重计算 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 62-66.
- [12] 刘大虎, 张强升, 江国梁. 基于反应谱法的 1E 级配电盘抗震性能试验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 67-73.
- [13] 杨智博, 周国良, 杨宇, 等. 核电站地震后的处置及恢复策略 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 74-79.
- [14] 李华, 孟祥盖, 霍嘉杰, 等. 核电站关键设备事故工况下抗震性能研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 80-84.
- [15] 张盼, 潘昕烽, 赵传奇, 等. 核电厂反应堆小幅功率提升技术的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 85-90.

2020年第一期

- [1] 张子杰, 赵坤, 刘勇, 等. 以案例来探讨人员素质与辐射安全的关系 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 1-7.
- [2] 李小花, 王超, 任廷伟, 等. 一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 8-31.
- [3] 黄高峰, 官宇, 方立凯, 等. CANDU6 核电厂无过滤安全壳通风模式的研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 32-35.
- [4] 米宇豪, 以恒冠, 廖运璇, 等. 油气工业中放射性废物的处理和处置 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 36-42.
- [5] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 摇摆条件下两环路自然循

- 环回路特性分析 [J].核安全, 2020, 19 (1): 43-49.
- [6] 夏凡, 廉超, 王明煌, 等. 空气污染排放视角下中国核电的健康效益 [J].核安全, 2020, 19 (1): 50-57.
- [7] 陈永祁, 崔禹成, 马良喆. 核电厂阻尼器的应用及创新 [J].核安全, 2020, 19 (1): 58-67.
- [8] 王璟增. 一回路核级设备磨损的监测模型 [J].核安全, 2020, 19 (1): 68-74.
- [9] 徐园, 孔海宇, 王希涛, 等. 水体环境中的放射性污染及测量 [J].核安全, 2020, 19 (1): 75-79.
- [10] 马谷剑, 魏松林, 陈平. 核电厂埋地管的综合监测及评估 [J].核安全, 2020, 19 (1): 80-84.

2020 年第二期

- [1] 王海峰, 于家欢, 赵锋, 等. 新冠肺炎疫情响应与核应急的异同及经验互鉴 [J].核安全, 2020, 19 (2): 1-6.
- [2] 邹屹峰. 新冠肺炎给核应急工作带来的三点启示 [J].核安全, 2020, 19 (2): 7-12.
- [3] 肖鹏, 张文芊, 喻正伟, 等. 雄安新区 γ 辐射剂量率水平初步调查 [J].核安全, 2020, 19 (2): 13-17.
- [4] 熊铁军, 钟丁生, 蔡小杰, 等. 核辐射探测实验中核辐射场模拟与安全研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 18-22.
- [5] 黄伊林, 陈宝才, 冯亮亮, 等. 海域自动连续监测辐射剂量率影响机制初步研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 23-28.
- [6] 林天龙, 苏志勇, 王用超, 等. 减少反应堆内活化腐蚀产物进入保存水池的方案研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 29-32.
- [7] 李华, 赵英昆, 孟祥盖, 等. 核电站关键设备存储装置的抗震性能研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 33-38.
- [8] 傅小城, 黄晓冬, 杜风雷. 城镇化对我国核电厂厂址选择的影响研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 39-44.
- [9] 刘燕芳, 李楠, 田瑞. 提高核电站 DCS 机柜中保险丝检测效率的一种方法研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 45-50.
- [10] 王登辉, 赵宗方, 何振林, 等. 锂玻璃探测器辐射特性的试验研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 51-55.
- [11] 赵培洋, 江俊, 曾毅, 等. 实物保护系统的定量评估模型之研究现状及发展 [J].核安全, 2020, 19 (2): 56-63.
- [12] 徐智, 高泉源. 熔盐堆非安全级电源向安全级仪控系统供电的设计评估 [J].核安全, 2020, 19 (2): 64-71.
- [13] 邓纯锐, 张明, 张航. 概率安全评价在核电厂安全设计中的应用研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 72-77.
- [14] 吴鹏, 王冠一, 张阳. CPR1000 核电厂全厂断电事故情况下严重事故缓解措施有效性研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 78-85.

2020 年第三期

- [1] 邹屹峰. 普及核安全知识助力全面建成小康社会 [J].核安全, 2020, 19 (3): 1-5.
- [2] 陈小兰, 伍则文, 蓝浩洋, 等. 公众对于核能利用的认知研究 [J].核安全, 2020, 19 (3): 6-13.
- [3] 杨丰兆, 周鑫, 李学法, 等. PSA 风险重要度分析在高温堆调试监督中的应用探索 [J].核安全, 2020, 19 (3): 14-18.
- [4] 韩凯. 国和一号与 CPR1000 的 SGTR 事故响应比较 [J].核安全, 2020, 19 (3): 19-25.
- [5] 张瑞光, 刘瑞翔, 李中林. 热带气旋对田湾核电站的影响 [J].核安全, 2020, 19 (3): 26-33.
- [6] 李小华, 王翊年, 王家豪, 等. 2014 年秘鲁 192Ir 工业探伤辐射事故概况与分析 [J].核安全, 2020, 19 (3): 34-52.
- [7] 闫怀超, 陈政熙. 核电行业工控网络安全整体解决方案研究 [J].核安全, 2020, 19 (3): 53-58.
- [8] 高业栋, 韩良文, 夏星汉, 等. HFETR80MW 运行时二次侧水流量衰减瞬态分析 [J].核安全, 2020, 19 (3): 59-64.
- [9] 毕树茂, 张丹, 邱志方, 等. 模块式小堆稳压器安全阀容量设计方法研究 [J].核安全, 2020, 19 (3): 65-69.
- [10] 李志华, 刘敏, 曹俊杰. 对我国运行核电厂退役准备的思考与建议 [J].核安全, 2020, 19 (3): 70-75.
- [11] 韩良文, 高业栋, 夏星汉, 等. 基于 MCNP 的 HPGe 探测器无源效率刻度 [J].核安全, 2020, 19 (3): 76-80.
- [12] 李华, 霍嘉杰, 赵英昆, 等. 核电厂关键设备事故工况下密封性能研究 [J].核安全, 2020, 19 (3): 81-85.

2020 年第四期

- [1] 周兆宇, 王杰. 飞凤山低、中放固体废物处置场运行与处置管理实践 [J].核安全, 2020, 19 (4): 1-7.
- [2] 丁超, 徐朋, 杨志义. 严重事故氢气监测仪定期试验现场监督 [J].核安全, 2020, 19 (4): 8-12.
- [3] 郝丽娜, 柴蕊, 王茂杰, 等. 我国核电厂运行许可证内容演化概论 [J].核安全, 2020, 19 (4): 13-19.
- [4] 刘国柱. 1250MW 核电机组汽轮发电机组非核蒸汽冲转实践 [J].核安全, 2020, 19 (4): 20-25.
- [5] 郭鑫, 安洪振, 朱剑伟, 等. 技术状态管理方法在核电厂设计过程中的应用研究 [J].核安全, 2020, 19 (4):

26-30.

- [6] 温玉姣, 封祎, 栾海燕, 等. 英国核安全监管实践 (2018—2019) 研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 31-38.
- [7] 马若群, 吕云鹤, 盛朝阳, 等. 浅析美国核电厂执照更新的物项筛选原则 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 39-44.
- [8] 王不二, 汪振, 陈超, 等. 核电厂定量安全目标溯源及其存在问题剖析 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 45-52.
- [9] 杨晓. 乏燃料后处理屏蔽小室地震下安全性能分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 53-62.
- [10] 卢俊晶, 朱柏霖, 张天琦, 等. 熔融物与混凝土相互作用时熔池内的化学反应研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 63-70.
- [11] 胡玉杰, 王杰, 程芳权, 等. 一种基于 AES 和 RSA 的核应急安全数据通信系统 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 71-75.
- [12] 周家驹, KIKURA Hiroshige. LFCM 炉内流动特性的数值分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 76-82.
- [13] 谢树青, 安宁, 吴磊, 等. 中子周围剂量当量率测量技术的发展与现状 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 83-87.

2020 年第五期

- [1] 汤日辉. 核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 1-4.
- [2] 程芳, 窦义芳, 王玉超. 辐射环境政府信息服务体系的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 5-10.
- [3] 滕磊, 王帅, 彭婧. 浅谈我国核电厂退役安全监管现状 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 11-15.
- [4] 蔡军, 徐杰, 黄文博, 等. 电子辐照实验装置辐射安全联锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 16-21.
- [5] 陈德育, 汤泽平, 龚杰. 我国城市放射性废物库潜在污染因素分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 22-26.
- [6] 黄彦君, 沙向东, 祝兆文, 等. 压水堆核电厂流出物监测的关键核素研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 27-34.
- [7] 丁超, 徐朋, 仇苏辰, 等. 核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 35-40.
- [8] 宫宇, 王宝祥, 詹文辉, 等. 风险指引型安全分级及应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 41-48.
- [9] 赵世成, 王凯佩, 杨静远. 经验反馈在核电厂建设过程中的作用 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 49-52.
- [10] 马帅, 魏超, 贾斌, 等. 核电厂主泵转子临界转速研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 53-57.
- [11] 刘宇生, 吴鹏, 刘希瑞, 等. 浮动小型堆堆芯热工水力验证能力分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 58-63.
- [12] 陈一伟, 张正春, 张强升, 等. 核级过滤器的抗震计算方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 64-68.
- [13] 刘春容, 陈薪正, 贺东钰, 等. CPR1000 核电厂严重事故环境条件计算分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 69-74.
- [14] 乔宁, 刘景宾. 故障树方法计算核电厂数字化保护系统可靠性 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 75-79.

2020 年第六期

- [1] 项媛媛. 浅谈核电工程 EPC 和独立监理模式下的业主质量管理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 1-5.
- [2] 栾海燕, 封祎, 韩福眷, 余少青, 逯馨华. 全球新冠肺炎疫情时期的核安全监管 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 6-11.
- [3] 贞彦祺, 任坤贤, 王强, 李晨晖. 某高速公路绿色通道 X 射线车辆检查系统环境辐射剂量率计算与实测对比研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 12-16.
- [4] 徐永良. 浅谈核电厂工作场所放射性空气污染应对措施 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 17-22.
- [5] 滕磊, 刘志辉, 袁和川. 我国核电厂退役过程监管要求及建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 23-28.
- [6] 吴敏, 郑佳强. 某核电站高压空压机高温报警停机故障处理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 29-35.
- [7] 盛美玲, 丘锦萌, 唐辉, 杨志义. 华龙一号余热排出系统破口事故分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 36-43.
- [8] 董晓璐, 孔静, 刘景宾. 核电站控制室布置与盘台设计中的人因工程准则 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 44-49.
- [9] 姜韶堃, 赵罗生, 杨志义, 詹惠安, 陶志勇, 赵宁, 丁超. 严重事故下氢气爆燃环境模拟试验 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 50-53.
- [10] 吴廉巍, 闫超星, 杜为安, 张翼, 刘成洋. 摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 54-59.
- [11] 韩瑞, 段亚飞, 赵懿珺, 纪平, 康占山, 王韶伟. 气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 60-66.
- [12] 陈玉修, 王煜宏, 罗海英. 英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 67-72.
- [13] 胡帮达, 贾哈. 日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 73-79.
- [14] 王桂敏, 张瀛, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏, 李杨. 核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议 [J]. 核安全,

- 2020, 19 (06): 80-85.
- [15] 张瀛, 王桂敏, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏. 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 86-92.
- [16] 高晨, 盛朝阳, 初起宝, 马若群, 贾盼盼. 核电机设备国产化材料力学性能验收值确定方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 93-98.
- [17] 朱光昱, 全峰阳, 曾骁, 元一单. 压水堆核电站安注管线内不凝结性气体聚集现象仿真研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 99-103.
- [18] 申红, 吉辉, 张志保, 杨晓伟, 张宇, 刘运陶, 阙骥, 赵善桂, 刘天舒. 液化均质系统两种工艺改进方案的安全性及适用性分析比较与建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 104-107.
- [19] 陈一伟, 黄炳臣, 沈伟, 石红, 张强升. 核级设备抗震分析中螺栓应力的评定方法 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 108-110.
- [20] 孙海涛, 吴彩霞, 吕云鹤, 张晏玮, 初起宝, 车树伟, 侯春林, 马若群. 全国核电站关键物项材料老化数据平台建设分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 111-115.
- [21] 王杨, 王海理, 蒯瑾. ^{60}Co 辐照装置退役存在的问题及解决对策 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 116-120.
- [22] 刘景宾, 乔宁, 董晓璐, 陈子溪. 核电站仪控系统的网络安全等级防护研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 121-126.
- [23] 刘健, 李唯, 张琨, 王一川, 李扬, 兰兵. 压水堆核电站氙产生量的影响因素计算与分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 127-132.
- [24] 张强升, 王德军, 史强, 陈一伟, 沈伟, 李亮. 核电站空调水系统弹簧式安全阀结构与抗震分析研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 133-141.
- [25] 程芳, 姜启英, 阚丽萍, 窦芳芳. 微塑料污染防治的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 142-146.
- [5] 张义科, 彭军, 李福春, 等. 反应堆管道系统水锤现象不利影响及防治措施研究进展 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 22-26.
- [6] 郑成成, 陈永祁, 郑久建, 等. 核电站主蒸汽管道阻尼减振与抗震分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 27-35.
- [7] 白日亮, 原瑜. 核电仪表罐焊接工艺研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 36-40.
- [8] 史国宝, 郭东海, 陈松, 等. AP1000 依托项目中压移动电源应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 41-47.
- [9] 王逊, 田宇, 黄力. 美国核安全管理体制与法律体系探究及启示 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 48-53.
- [10] 刘姚锋, 耿波, 高星, 等. 核电站高风险作业项目跟踪管理系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 54-58.
- [11] 孙明, 郁杰. 铅铋快堆一回路充排系统可靠性分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 59-64.
- [12] 李冲, 高业栋, 韩良文, 等. HFETR 热功率测量系统误差分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 65-69.
- [13] 王铁骊, 高山, 刘永, 等. 核安全文化与核安保文化的共生性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 70-75.
- [14] 赵鹏, 李松发, 韩良文, 等. 状态报告管理在 HFETR 上的应用分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 76-81.
- [15] 赵国志, 郝悦, 曲鹏, 等. 浅谈除核电外核燃料循环中物料泄漏事故的隐患排查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 82-86.
- [16] 戴立操, 高山, 刘永. 核安全科学的未来发展方向——组织弹性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 87-92.
- [17] 中核建中核燃料元件有限公司. 初心与使命铸就最强“核能芯” [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 93-95.
- [18] 广西壮族自治区辐射环境监督管理站. 落实监测监管技术帮扶帮助企业发展成效显著 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 96-97.

2021 年第二期

- ### 2021 年第一期
- [1] 孙海涛, 吴彩霞, 马若群, 等. 核电站通用老化经验报告分析与编制建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 1-5.
- [2] 张发云, 张强升, 贺振宇, 等. 民用核安全设备许可评审中的常见问题及建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 6-10.
- [3] 苏超丽, 梁明浩, 邓飞, 等. 浅析锆钛矿选矿工艺的辐射防护和辐射环境安全 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 11-16.
- [4] 高鹏, 刘陆, 甘睿琳, 等. 北京市地铁站台及车箱内氡浓度水平调查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 17-21.
- [1] 刘成运, 张国旭, 李学法, 等. 安全性指标在核安全监管中的应用实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 1-6.
- [2] 李宁, 徐俊龙, 崔毅, 等. 优化核级阀门变更审查流程, 提高核安全治理精细化水平 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 7-11.
- [3] 王鑫, 林权益, 王叶, 等. 推进海洋核应急能力建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 12-17.
- [4] 刘新利. 海阳核电站设备监造管理实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 18-24.
- [5] 凌礼恭, 李小龙, 贾盼盼. 滨海核电机组海水系统部件腐

- 蚀与防护现状 [J].核安全, 2021, 20 (2): 25-31.
- [6] 谢梅, 张远奎, 刘亚军, 等.核安全设备竣工文件质量改进建议 [J].核安全, 2021, 20 (2): 32-37.
- [7] 赵玄, 周小龙.蒸汽发生器传热管氦检漏定量定位技术分析 & 验证 [J].核安全, 2021, 20 (2): 38-43.
- [8] 李小华, 王翊年, 李俊杰, 等.1998 年伊斯坦布尔 ^{60}Co 源辐射事故概况与分析 [J].核安全, 2021, 20 (2): 44-58.
- [9] 胡攀, 蔡汉坤, 张浩.核电厂事件编码体系对比研究 [J].核安全, 2021, 20 (2): 59-66.
- [10] 程坤, 邱志方, 陈宝文, 等.海洋条件下浮动反应堆运行特性的数值模拟研究 [J].核安全, 2021, 20 (2): 67-72.
- [11] 王振宇, 黄伟奇, 孙健, 等.核电厂事故机器人应用研究 [J].核安全, 2021, 20 (2): 73-78.
- [12] 郭丹丹, 刘洁, 刘冰.核电厂安全壳内碎片迁移关键问题探讨 [J].核安全, 2021, 20 (2): 79-84.
- [13] 袁伟, 李藐, 李霄, 等.某型装备典型核事故仿真动态演示系统的开发及实现 [J].核安全, 2021, 20 (2): 85-91.
- [14] 顾培文, 方立凯, 王佳赞.基于 CFD 的氢气扩散火焰燃烧分析 [J].核安全, 2021, 20 (2): 92-97.
- [15] 冯梅, 韦应靖, 唐智辉, 等.通道式辐射监测仪的能窗法应用研究 [J].核安全, 2021, 20 (2): 98-105.
- [8] 杜南麟, 王平春, 梁汉天.某核电站安全壳内临时通风数值模拟研究 [J].核安全, 2021, 20 (3): 41-45.
- [9] 王臣, 张锴, 刘畅, 等.我国核电厂役前检查异常情况汇总与典型案例分析 [J].核安全, 2021, 20 (3): 46-52.
- [10] 杨永灯.核电厂系统设备不可用管理问题分析与改进 [J].核安全, 2021, 20 (3): 53-58.
- [11] 郑军伟, 赵东阳, 刘东亮.某核电机组汽轮机超速保护控制反复动作原因分析与处理 [J].核安全, 2021, 20 (3): 59-64.
- [12] 王进, 马成辉, 邹青.华南地区核电厂冷源安全保障能力现状和建议 [J].核安全, 2021, 20 (3): 65-71.
- [13] 包博宇, 郝建生, 姚琳.乏燃料容器垂直吊具衬套变形事件分析和设计优化 [J].核安全, 2021, 20 (3): 72-77.
- [14] 李志刚, 韦应靖, 张庆利, 等.基于蒙特卡罗方法的 HPGe 探测器模型参数优化方法研究 [J].核安全, 2021, 20 (3): 78-85.
- [15] 刘帅, 唐兴龄, 姚琳.浅析乏燃料转运容器制造过程中的设计改进 [J].核安全, 2021, 20 (3): 86-90.
- [16] 李炳营, 刘焯, 黄国庆, 等.2MWt 液态燃料钍基熔盐实验堆仪控系统纵深防御设计与分析 [J].核安全, 2021, 20 (3): 91-97.
- [17] 张鹏, 郑兴国, 赵幽竹, 等.环境地表 γ 辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究 [J].核安全, 2021, 20 (3): 98-103.
- [18] 徐学敏.核电厂安全级电气设备热老化试验方法概述解析 [J].核安全, 2021, 20 (3): 104-107.
- [19] 不忘初心逐梦前行复兴核能创新奉献——华中科技大学核工程与核技术系 [J].核安全, 2021, 20 (3): 108-109.

2021 年第三期

- [1] 项建英, 王进, 杨凯, 等.EPR 首堆机组调试监督及经验浅谈 [J].核安全, 2021, 20 (3): 1-6.
- [2] 高思旖, 刘婷, 龚宇, 等.我国放射性同位素和射线装置监督管理系列法规标准体系现状和建议 [J].核安全, 2021, 20 (3): 7-11.
- [3] 王茂杰, 郝丽娜, 徐晋, 等.核电厂流出物监督性监测实践 [J].核安全, 2021, 20 (3): 12-16.
- [4] 王天运, 王世琦, 高纛.环境污染事故放射性气溶胶扩散的应急控制及消除方法 [J].核安全, 2021, 20 (3): 17-24.
- [5] 赖立斯, 夏星汉, 韩良文, 等.基于 MCNPX 的 HFETR 典型裂变产物逃脱率系数分析 [J].核安全, 2021, 20 (3): 25-29.
- [6] 沈大伟.放射性流出物异常类应急行动水平制定与分析 [J].核安全, 2021, 20 (3): 30-35.
- [7] 刘亚伟, 包志彬, 张炎.滨海压水堆核电厂冷源安全研究 [J].核安全, 2021, 20 (3): 36-40.

2021 年第四期

- [1] 熊骁, 张根, 任丽丽, 等.核电厂放射性废物管理路径研究 [J].核安全, 2021, 20 (4): 1-6.
- [2] 车树伟, 曾珍, 吕云鹤, 等.核电厂安全重要修改的分类统计及分析 [J].核安全, 2021, 20 (4): 7-11.
- [3] 黄彦君, 黄东辉, 上官志洪, 等.我国核电厂辐射本底调查的标准要求分析 [J].核安全, 2021, 20 (4): 12-20.
- [4] 杨丽丽, 郑洁莹, 杨岩飞, 等.核电建设中常见弄虚作假行为的法律责任分析 [J].核安全, 2021, 20 (4): 21-26.
- [5] 伞振雷.某核电站辐射监测系统仪表性能优化 [J].核安全, 2021, 20 (4): 27-31.
- [6] 何建东, 杜东晓, 熊文彬, 等.非能动核电厂风险指引管

- 理中的风险接受准则研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 32-39.
- [7] 孙锋, 潘蓉, 孙造占, 等. 核电厂海域取水工程抗震分类及分析方法探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 40-44.
- [8] 王臣, 刘畅, 王玮洁, 等. 核电厂设备超声检测显示性质判定准则的对比与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 45-50.
- [9] 梅华平, 魏世平, 何梅生. 聚变堆氦材料衡算测量系统研究初探 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 51-55.
- [10] 李红波, 胡攀. 核电厂人因事件定义及原因因素分类研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 56-60.
- [11] 宋慧斌. 人因工程人员绩效监督大纲在核电厂的应用概述 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 61-65.
- [12] 赵木, 范仲, 石伯轩, 等. 核设施退役专业化成套装备研制总体考虑 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 66-71.
- [13] 杨震, 连茜雯, 沈钢, 等. 气态流出物取样不具代表性的案例浅析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 72-76.
- [14] 邓云李, 韩良文, 李子彦, 等. HFETR 的老化管理研究与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 77-83.
- [15] 王韶轩, 郭丁情, 李学礼, 等. 动态故障树技术及其在复杂核能系统概率安全评估中的应用展望 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 84-91.
- [16] 李文蛟. 冬季 SEC 泵备用状态下积气形成机理的理论及模拟实验研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 92-99.
- [17] 中国核动力创新发展之路——从第一度核电到“华龙一号” [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 100-103.
- 射安全问题 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 39-42.
- [8] 阳小华, 刘征海, 曾铁军, 等. 基于自主安全智能的放射性物质信息物理融合安防系统 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 43-48.
- [9] 何先华, 王爱玲, 张羽. 以“绩效改进”为特征的核电厂一体化安全管理体系的建立 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 49-55.
- [10] 孙海涛, 吕云鹤, 王逊, 等. 中美核电厂运行许可证延续监管分析与建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 56-60.
- [11] 郭丹丹, 向文娟, 王高阳. 核电厂安全壳喷射碎片问题研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 61-65.
- [12] 吴利杰, 吴其尧, 马若群, 等. 核电厂国产化核级仪表卡套接头低温渗碳装置研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 66-72.
- [13] 杨文, 陈艳芳, 巢飞, 等. 海洋核动力平台装卸料过程辐射后果评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 73-80.
- [14] 姚伟达, 矫明, 林绍萱, 等. 关于流弹性失稳激励机理中容易混淆问题的解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 81-87.
- [15] 周建明, 彭祥阳, 路广遥, 等. 反应堆压力容器主螺栓孔定位和寻迹技术研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 88-92.
- [16] 马若群, 王臣, 盛朝阳, 等. 核电厂蒸汽发生器老化管理分析研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 93-99.
- [17] 于家欢, 王海峰, 张晓峰. 核电厂场外应急洗消站选址方法与建设规范研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 100-106.

2021 年第五期

- [1] 侯癸合, 刘桐, 刘建, 等. 某核电基地设备应急抢修人力资源管理现状和风险分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 1-8.
- [2] 刘畅, 王娟, 刘建华, 等. 湖北省伴生放射性矿开发利用的放射性水平调查与评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 9-15.
- [3] 童一周, 徐俊龙, 崔毅. 基于模糊层次分析法的核安全设备持证单位量化评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 16-20.
- [4] 杨安义, 邹宇飞. 浅谈设计基准威胁 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 21-26.
- [5] 郑丽馨, 陶书生, 王倩, 等. 核电厂运行事件报告准则研究及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 27-33.
- [6] 毛位新, 王磊, 林明媚, 等. 防城港核电厂外环境气溶胶中 γ 核素放射性状况及趋势 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 34-38.
- [7] 高鹏, 黄微, 胡翔, 等. 浅议橡塑制品中的辐
- [18] 韩勃, 雍诺, 夏冬琴, 等. 心理距离对核电风险认知的影响研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 107-113.

2021 年第六期

- [1] 吕云鹤, 初起宝, 王臣, 等. 核电厂老化管理审查方法分析与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 1-7.
- [2] 徐同喜, 王威. 中国实验快堆首炉燃料和控制棒组件继续运行审评实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 8-11.
- [3] 孟令飞, 刘沧, 杨飞莹, 等. 基于梯度上升算法的丢失放射源搜寻方法 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 12-16.
- [4] 徐宇, 张敏, 盛朝阳, 等. 压水堆核电站高能管道破裂动态效应消除方法及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 17-23.
- [5] 许友龙, 刘莹, 郑丽馨. 关于我国 M310 及其改进型核电机组的应急柴油发电机抗震性能不足问题的分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 24-29.

- [6] 余毅, 张敬, 孙兴见. 核电厂控制系统软件共因故障应对及评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 30-35.
- [7] 俞雅静, 郭景远, 余慧平. 某三代核电厂首堆安全管理实践探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 36-42.
- [8] 赵雷. 核燃料循环设施构筑物相关核安全标准的研究与建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 43-47.
- [9] 车皓, 韩建伟, 乔睿. 智能配电系统在核燃料后处理厂中的应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 48-55.
- [10] 高超, 杨广宇, 蒋林中, 等. 核电厂开式循环冷却水系统机械老化管理应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 56-61.
- [11] 梅华平, 陈超, 张思纬, 等. 商业核电站产氚概念设计及安全影响评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 62-67.
- [12] 孙超杰, 刘长亮, 朱京梅, 等. 非能动安全壳空气冷却系统换热影响因素研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 68-72.
- [13] 杨江, 罗汉炎, 刘仲昊, 等. 基于不确定分析的 CPR1000 核电厂大破口事故研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 73-79.
- [14] 张萌, 张志刚. 后福岛时代我国公众对核电发展支持度的研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 80-87.
- [15] 李彪, 郭明, 吴飞. 基于 PLOAS 方法的安全性评估及其发展历程 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 88-93.
- [16] 李淑庆, 苟渊, 王丽娜, 等. 核电维修与技术服务企业核安全文化建设的探索与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 94-97.
- [17] 杨永灯. 严重事故缓解系统薄弱环节分析与对策 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 98-102.
- [18] 邢晓峰, 张正楼, 汤建明, 等. 核电厂冷源取水海洋生物堵塞问题探析 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 103-109.
- [19] 王逊, 黄力, 李小丁, 等. 突发公共事件视角下对核事故应急管理问题的探讨和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 110-113.