

# 核安全

## NUCLEAR SAFETY

主管单位 中华人民共和国生态环境部  
主办单位 生态环境部核与辐射安全中心  
出版单位 《核安全》编辑部  
主 编 周启甫  
执行副主编 王晓峰  
编辑部主任 于大鹏  
地 址 北京市海淀区红联南村54号  
邮 编 100082  
信 箱 北京8088信箱  
编 辑 部 010-82205563 82205716  
010-82203444 82203547  
广 告 部 010-82205645  
发 行 部 010-82205713  
传 真 010-82203590  
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)  
邮 箱 [heanquanzazhi@263.net.cn](mailto:heanquanzazhi@263.net.cn)  
广告发布登记 京海工商广登字20180003号  
国际标准刊号 ISSN 1672-5360  
国内统一刊号 CN11-5145/TL  
海外发行 中国国际图书贸易集团有限公司  
发行代号 BM9557  
印 刷 北京一二零一印刷有限公司  
国内定价 80.00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。

2023年第6期 总第95期

双月刊 公开发行

2023年12月31日出版

阅读·检索



关于·我们



《核安全》微信公众号



生态环境部  
核与辐射安全中心



《核安全》杂志  
微信公众号



《核安全》杂志  
官方微博

# 《核安全》编委会

## 编委会主任

王大中  
清华大学·科学院院士·副主席

## 编委会副主任

于俊崇  
中国核动力研究设计院·工程院院士

陈佳洱  
北京大学·科学院院士

叶奇蓁  
秦山核电集团筹备组·工程院院士

林忠钦  
上海交通大学·工程院院士

孙玉发  
中国核动力研究设计院·工程院院士

郑建超  
中国广核集团有限公司·工程院院士

吴祖泽  
军事医学科学院·科学院院士

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

叶延程

(按姓氏笔画排序)

## ◆ 本刊专稿

- 1 浅论安全文化与错误文化的异同·····殷德健, 张泽宇, 齐媛

## ◆ 政策法规

- 12 关于《核动力厂老化管理》导则的修订建议和思考·····侯春林, 初起宝, 马若群, 等

## ◆ 核电厂实践

- 18 田湾核电站 2004-2022 年环境  $\gamma$  辐射剂量率连续监测分析·····郭英来, 吴春元, 王虎, 等  
23 VVER 反应堆压力容器主螺栓卡涩问题分析与处理·····雷世和  
30 横摇条件下海上小型堆完全丧失交流电事故分析·····刘建昌, 王伟伟, 曹志伟, 等  
39 基于 WMS 系统的核电厂工具管理系统开发及应用·····吴敏, 苏海北

## ◆ 研究与探讨

- 45 防人因失误工具在核电技术服务单位中的应用探索·····金望明, 姜鑫, 张维  
50 海滨砂选矿项目辐射环境影响评价专篇技术评估重点内容探讨·····夏科英, 戴家铨, 任蓉  
57 核电厂蒸汽发生器液位控制系统模拟与优化控制平台设计·····李肖宇, 廖彬荣, 耿鹏程, 等  
65 基于多重网格的多物理耦合程序开发与验证·····李壮, 孙国民, 杨子辉, 等  
73 美国小型模块化压水堆堆内构件流致振动分析方法研究·····刘锐, 孙树海, 刘宇生, 等  
80 耐事故燃料包壳材料 FeCrAl 合金耐腐蚀性能研究·····尹泓卜, 胡述伟, 黄莫一杰, 等  
87 游泳池式轻水反应堆一回路水质监测技术及水质控制·····尹璟, 王凌  
93 全国 41 家实验室间水中总  $\alpha$ 、总  $\beta$  放射性测量比对评价与分析·····张文芊, 吴连生, 黄苗, 等  
101 多机组核电厂机组间协作行为对组织可靠性的影响分析·····雍诺, 夏冬琴, 王飞鹏, 等

## ◆ 参考文献

- 111 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 梁 晔)

- 1 Analasys of Similarities and Differences between Safety Culture and Error Culture  
(Yin Dejian, Zhang Zeyu, Qi Yuan)
- 12 Suggestions and Reflections on the Revision of the Guidelines for the Aging Management of Nuclear Power Plants  
(Hou Chunlin, Chu Qibao, Ma Ruoqun, Lv Yunhe, Sun Liuye)
- 18 The Analysis about 2004-2022 Environment  $\gamma$  Radiation Dose Rate Continuous Monitoring around Tianwan Nuclear Power Station  
(Guo Yinglai, Wu Chunyuan, Wang Hu, Chen Yunfeng, Liu Hanhan, Hui Miaomiao)
- 23 Analysis and Treatment of Jamming Problem of Main Bolt of VVER Reactor Pressure Vessel  
(Lei Shihe)
- 30 Safety Analysis of SMR on Total Loss of Alternative Power Condition under Rolling Condition  
(Liu Jianchang, Wang Weiwei, Cao Zhiwei, Ouyang Yong)
- 39 Development and Application of Tool Management System for Nuclear Power Plant based on WMS System  
(Wu Min, Su Haibei)
- 45 Application of Human Error Prevention Tools in Nuclear Power Technical Service Companies  
(Jin Wangming, Jiang Xin, Zhang Wei)
- 50 Examining the Technical Evaluation of the Beach Placer Beneficiation Project's Radiological Environmental Impact Assessment Monograph  
(Xia Keying, Dai Jiacheng, Ren Rong)
- 57 Design of Simulation and Optimization Control Platform for Level Control System of Steam Generator in Nuclear Power Plant  
(Li Xiaoyu, Liao Binrong, Geng Pengcheng, Kong Xiangsong, Shi Changqing)
- 65 Development and Verification of Multi-physics Coupling Programs Based on Multiple Grids  
(Li Zhuang, Sun Guomin, Yang Zihui, Fu Juan, Yu Jie)
- 73 Research on Flow Induced Vibration Analysis Method for Internal Components of Small Modular Pressurized Water Reactor in the United States  
(Liu Rui, Sun Shuhai, Liu Yusheng, Wu Yannong)
- 80 Research Progress on Corrosion Resistance for FeCrAl Alloy of Accident Tolerant Fuel Cladding Material  
(Yin Hongbu, Hu Shuwei, Huang Moyijie, Qiu Xi, Zhao Yanli, Liao Nan, Yang Qingfeng, Liu Shichao, Gao Shixin)
- 87 The Monitoring Technology and Control of Water Quality of Primary Water of the Swimming Pool Reactor  
(Yin Jing, Wang Ling)
- 93 An Intercomparison of the Total  $\alpha$  and Total  $\beta$  in water between 41 Radiation Monitoring Laboratories in China  
(Zhang Wenqian, Wu Liansheng, Huang Miao, Xiao Peng)
- 101 Analysis of the Impact of Inter-unit Collaboration on Organizational Reliability in Multi-unit Nuclear Power Plants  
(Yong Nuo, Xia Dongqin, Wang Feipeng, Ge Daochuan)

殷德健,张泽宇,齐媛. 浅论安全文化与错误文化的异同[J]. 核安全,2023,22(6):1-11.

Yin Dejian, Zhang Zeyu, Qi Yuan. Analysis of Similarities and Differences between Safety Culture and Error Culture [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6): 1-11.

## 浅论安全文化与错误文化的异同

殷德健, 张泽宇\*, 齐媛

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 安全文化和错误文化可以分别简单地理解为对待安全和错误的价值观和行为方式。安全文化这一术语诞生于核行业, 内涵逐渐丰富, 并延伸到其他高风险行业。各行业围绕安全文化开展了丰富且有益的探索, 积累了大量实践经验, 但是一定程度上暴露出实践推广成效不足等问题。错误文化或错误管理文化诞生于其他行业, 其实践意义往往更为具体直接, 便于理解, 易于操作。认识安全文化和错误文化的异同并促进其相互协同, 有利于决策者、管理者和普通员工更加辩证地认识错误或风险, 理性面对和建设性地应对那些难以避免的错误, 从而能及时主动地从错误中汲取教训, 持续改进, 最终有效保障安全。

**关键词:** 安全文化; 核安全文化; 错误; 错误管理; 错误文化

**中图分类号:** X921; X915.2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)06-0001-11

1986年, 国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)在其关于切尔诺贝利核事故的总结报告(INSAG-1)中首次提出了“安全文化”(safety culture), 由于概念论述聚焦于核行业, 因此又称为“核安全文化”。随着核工业的发展进步, 安全文化理念逐渐得到了各核能发展国家、国际组织机构等的认可和积极响应, 并被其他工业领域借鉴, 形成具有不同行业特色的安全文化概念。随着时间的推移, 安全文化的内涵不断丰富扩展, 理论架构日趋完善。在我国核工业领域, 安全文化的培育和推广需要与我国实际情况更契合且更突出实践性, 避免过于形式化和口号化。

本文在论述过程中提到的“核安全文化”和

“安全文化”本质上是相通的, 只在与核行业的结合中有适度的区分, 前者更针对核行业, 后者针对广义的安全, 无法完全进行割裂地阐释, 文中针对核行业的描述使用“核安全文化”, 对具有普遍意义的情况使用“安全文化”。本文作者系核行业从业人员, 论述过程更贴近核领域, 更多使用核行业的案例, 虽具有一定的行业特性, 但所描述的规律特征与安全文化的内涵是具有极大共通性和普遍性的。因此, 相关论述结果也可为其他行业参考。

### 1 安全文化

文化是基于特定人类群体对客观世界的感性认知而形成的群体性价值观、意识形态、行为

收稿日期: 2023-09-20 修回日期: 2023-10-17

作者简介: 殷德健(1976—), 男, 正高级工程师, 硕士, 研究方向为核能科学与工程, 现从事核电安全监管、核安全设备监管等工作

\* 通讯作者: 张泽宇, E-mail: zhangzeyu@chinansc.cn

规范和社会现象的统称,例如民族文化、组织文化、部落文化等。文化既有相对抽象的内涵,又具象为一些特定仪式或行为方式;既有同质性,也在与不同具象的物质产生联系时体现出一定的特质性<sup>[1]</sup>。

### 1.1 安全文化的起源

继INSAG-1后,IAEA于1988年发布了《核电厂基本安全原则》(INSAG-3),认为安全文化是用以“规范所有参与核电厂有关活动的个人或组织的行为及其之间的相互作用”的基本管理原则。1991年《安全文化》(INSAG-4)全面阐述了安全文化的定义、特征、度量标志等,即“安全文化是存在于单位和个人中的种种特性和态度的总和”。1998年《发展核活动中的安全文化》报告中认为安全文化是价值观、标准、道德和可接受行为的规范的统一体<sup>[2]</sup>。继IAEA之后,2003年,美国核动力运行研究所(Institute of Nuclear Power Operation, INPO)发布了《强有力的核安全文化原则》。2006年,世界核电运营组织(World Association of Nuclear Operators, WANO)在INPO的基础上,发布了“卓越核安全文化的八大原则”。2011年,美国核管会(Nuclear Regulatory Commission, NRC)发布了《安全文化政策声明》,定义安全文化为“由领导层和个人共同承诺的核心价值观和行为准则”。虽然安全文化的定义及特征在不同文献中的表述不尽相同,但均强调了价值观和行为方式,也多从决策层、管理层和工作人员三个层次加以阐述。

### 1.2 安全文化的发展

与文化的基本属性相一致,安全文化在发展过程中也表现出了特质性和同质性。在特质性方面,安全文化的概念逐渐分化细化。在核工业领域,IAEA结合核工业的细分要素,又提出核安保文化、辐射安全文化等。在建筑工程、交通运输、航空航天等其他涉及安全风险的行业,也分别结合其要素特征对安全文化进行了具体诠释,例如建筑施工安全文化侧重安全生产和劳动保护,交通运输业、航空业则侧重防人因操作失误、设备可靠性检验等,各行业安全文

化侧重点不同,但基本理念是近乎一致的<sup>[3]</sup>,即体现了安全文化的同质性。安全文化与组织文化、企业文化、管理文化、质量文化等也日益融合。IAEA于1998年提出安全文化是组织文化的一部分(或可称为其子文化),认为安全文化具有组织文化的一般性内涵,是组织文化在安全管理领域的具体体现<sup>[4]</sup>;2017年定义安全文化为“注重安全的组织文化”(Organizational culture for safety)<sup>[5-6]</sup>。对于组织而言,安全文化是系统性组织文化在安全领域的投射,是组织各层级及其每个个体对安全的感知度、重视度、优先度、整合方式和处理安全问题态度的综合体现。

### 1.3 安全文化的内涵

从安全文化的起源可以看出,安全文化概念提出后,核行业针对安全文化给出了表现形式和特征属性等多方面的阐释,针对安全文化体系如何描述、构建的讨论也从未停歇。有学者认为安全文化重在意识形态建设、结构层次、行为习惯乃至资源对安全的倾斜力度<sup>[7]</sup>。其目标是促使组织和个人密切关注安全,并倡导形成组织层面的价值观和行为规范,鼓励持续改进安全水平。

鉴于核安全的特殊性,核行业组织需要赋予核安全更高的权重和优先度,从而体现出核安全文化的特质性。核设施营运单位直接管理核安全并承担全面责任,核安全文化是其组织文化的重要组成部分。关于核设备制造单位是否涉及核安全文化的问题,核行业内有不同意见。如果对安全文化的内涵进行细致梳理,不难判断:因涉及安全生产,任何制造单位都应培育积极的安全文化;因核安全的特殊性,核设备制造厂需向核设施提供满足设计要求(包括安全功能)的设备,并对设备质量予以充分重视,也就是其对核安全的承诺是通过对高水平的质量管理实现的,因此可以说,核设备制造单位的核安全文化,其本质是更关注质量的安全文化。

### 1.4 我国核安全文化的实践及特点

基于国际国内核行业的广泛实践,2014年国家核安全局、国家能源局和国防科工局联合

发布《核安全文化政策声明》，倡导培育和发展核安全文化，为我国全面开展核安全文化建设奠定基础。2018年1月1日起施行的《中华人民共和国核安全法》从法律层面对核安全文化建设提出了原则性要求。核行业相关单位也积极培育卓越的核安全文化，并结合实际形成一些良好实践。

中核集团创新性地归纳出领导八个坚持、全体员工六个做到、组织三大法宝的“863基本动作要领”，从坚持防范、落实责任与风险预防三个层次概括出安全文化的内涵；中广核集团引入INPO核安全文化评估体系，引导员工由“要我安全”向“我要安全”的主动安全观转变；核能行业协会组织开展了多次核安全文化同行评估活动，促进强化交流、取长补短、积累经验。

时至今日，核安全文化见诸法律法规、政策声明、专题报告和宣传刊物等载体上，被人们广泛接受和采纳，一些好的经验得以在全行业乃至其他行业推广。但需要注意的是，核安全文化的培育和推广也面临着形式上研究多、内涵深度相对不足，培育模式实践性、可执行性不够强，侧重个性特征多、与其他管理理念的融合相对不足等问题和挑战<sup>[8]</sup>，具体归纳为以下三类情形。

(1) 目标导向多，问题导向少。核安全文化更注重正面引导和目标引领，更推崇成功的典范，更强调精益求精，而很少讨论失败、失误或错误，尤其是很难公开讨论自身过错，难以做到立足问题，积极主动从错误中及时深入汲取经验教训，甚至可能出现由于过于消极地对待错误，导致已有错误未能充分暴露，错失排除安全隐患的良机。

(2) 特性研究多，共性研究少。现有的很多文献往往侧重对核安全文化的特征进行深入挖掘，突出其独特性、特质性内容，而缺乏对各特征之间内在联系和逻辑关系的研究论证；对核安全文化的细化研究较多，但对其与组织文化、质量文化的关联性研究较少，不利于融会贯通、自洽协调的整体性的组织文化的形成。

(3) 重视推广多，指导实践少。核行业全产

业链都在大力推行核安全文化，但对于如何利用核安全文化直接指导提升安全水平的实际操作研究不足。从核安全的极端重要程度看，在核行业全产业链推行安全文化是必要且重要的，但并非无差别式推广。安全文化的推广应与其组织特性紧密结合。核安全文化在核设施营运单位、承包商、供应商等不同组织下的侧重点各有不同，一概而论则会导致概念泛化。将背诵或熟记核安全文化相关特征和条文作为考核或评估指标，或者仅仅将核安全文化“知识点”挂在墙上、讲在嘴上，流于形式，是不太可能真正促进安全文化的培育的，甚至弱化了安全文化的严肃性，导致其脱离实际，成为缺乏说服力和实践性的说教。唯有实事求是、扎扎实实地将核安全文化的要素和特征分解到不同单元、不同岗位、不同工序，体现在各项管理制度和程序以及人员行为习惯上，安全文化才能落到实处。

此外，对于核安全监管机构而言，如何监督核安全文化、如何在核安全文化持续推进中发挥作用、如何诠释监管机构自身核安全文化的特点并开展培育和评估等问题仍有待进行系统性研究。

## 2 错误文化

人人都会犯错，正确认识并处理错误具有十分重要的意义。在核领域的安全管理中，安全屏障的失效往往与错误行为相关联。因此，安全管理和错误管理在内涵上具有相通性，对待安全的态度也就与对待错误的态度紧密相关。

### 2.1 错误

韦氏大学字典认为，错误是对目标、标准、行为准则、真理或某些正向价值的非计划偏差<sup>[9]</sup>。安全学专家认为，错误行为是对于计划或目标的无意识偏差，对由于缺乏相应知识而导致的错误行为应该制定恰当的反馈程序<sup>[10-11]</sup>。除恶意行为外，本文中“错误”一词包括错误行为、性能偏差和功能失效。

错误产生的主要原因是人类认知的局限

性。人类主要通过现象观察、因果推理和规律总结认识世界,而观察的现象是局部的、有限的,推断的因果关系往往基于假设而非严谨的论证,总结的规律则无法摆脱归纳法所固有的局限性。从认识论角度看,知识往往是指那些当前大概率正确的判断,而正是这些“大概率正确”导致了我们的世界与真实的世界之间存在差异,而这种差异也将导致错误的产生。

错误具有无法完全消除性、不确定性和不可预测性<sup>[12]</sup>,且有多种表现形式:因没有正确理解所传递的信息,做出了错误判断,选择了错误方向或目标;因缺乏知识或迷信教条而草率行事;因习惯于过度程序化而丧失判断能力等。正所谓“反者道之动”,只有客观面对错误、理性处理错误并把握客观规律,才会“吃一堑,长一智”,修正原有认知、不断迭代持续进步,甚至有可能在错误中发现良机,促进创新或实现阶段性进步。例如,哥伦布为找到通往印度的捷径而向西航行,是选择了错误的方向(也有学者认为是因缺乏知识导致的错误),而哥伦布也正是因为这个错误才发现了新大陆。

错误从后果看包括积极的错误和消极的错误。积极的错误可以促进个人学习,可以为错误或试错行为提供积极反馈、激励创新,具有较强的恢复力和潜在的、长期的、不易察觉的积极后果<sup>[13-14]</sup>。科学研究中的试验、枚举法都是典型的试错行为,人类的经验积累、认识能力和知识水平都是在不断试错中得以提升的。“失败是成功之母”并不只是对失败者的安慰,更蕴含了“唯有经历失败,才有可能获得成功”的积极内涵。消极的错误是指有可能导致灾难性、不可挽回、无法接受后果的错误以及对待错误的非理性态度,主要表现为主观故意或恶意的破坏性行为、不理性的观念和认知方式等。恶意破坏自然环境、不良的生活习惯、对零风险零错误的偏执要求(绝对的错误预防行为)、对安全风险的熟视无睹(零风险错觉)、教条主义和极端主义等都是消极的错误。

## 2.2 错误管理

为积极有效应对错误,人类在如何管理错

误方面开展了较长时间的探索,从“吃一堑,长一智”到检查清单的应用,标志着错误管理理念的建立与完善<sup>[15]</sup>。随着应用的逐步推广、理论研究的持续深入,错误管理逐步发展成为组织行为学<sup>[16]</sup>。

错误管理包括减轻错误后果(环节)、遏制错误发生(错误预防)和错误管理本身的不断迭代优化。错误管理理念与压力管理类似,压力管理的目标并不是改变压力源本身,而是专注于如何改变个人对这些压力源的反应,以减少其负面后果<sup>[17]</sup>;错误管理更注重对错误后果及错误行为进行管理,不试图完全消除错误,而更关注错误发生后如何对待并处理错误。对于从事安全相关的组织来说,其风险管理行为是错误管理的一部分。

有学者将错误管理的特征归纳为以下内容<sup>[18]</sup>:

- 错误既普遍又不可避免,错误本质上并不“坏”。
- 识别错误陷阱是有效错误管理的重要先决条件。
- 组织内所有级别的人都可能犯错,错误管理技术需要应用于整个系统,级别越高的人,犯错的后果越严重。
- 最优秀的人可能会犯最糟糕的错误。“能力越大,责任越大”,最优秀的人往往占据最负责任的职位,承担的责任越大,犯错的可能就越大,错误的后果也可能更大。
- 我们无法轻易避免无意识的错误。错误管理不应将责任与问责混为一谈。每个人都应该对自己的错误负责,承认错误,并努力避免重蹈覆辙。
- 错误是后果而不是原因。错误是有历史记录,发现错误是寻找原因的开始,而不是结束。只有充分了解错误的情况,才能避免重复犯错。
- 一些错误可能导致新的错误,并形成恶性循环,导致需要投入更多资源予以纠正。
- 没有最好的错误管理方法。不同类型的人因问题发生在组织的不同层面,需要不同的

管理技术。不同组织文化下的错误管理,需要不同的管理措施。

- 错误管理要更关注可以管理的内容。如在技术改进、程序优化、技能培训等能发挥持续作用的方面加大资源投入,而个别人员的心理疏导等工作只能起到辅助作用。

- 错误管理能让优秀的人更优秀。优秀的执行者经常在心里上演其面对各种想象情况的反应,为潜在的挑战性活动做好准备。对潜在错误的检测与判断错误如何产生同等重要。

- 我们不能改变人类的能力,但可以改变人类的工作条件。

- 有效的错误管理重在整体性的持续改革,而避免在局部修复上投入过多资源。防范错误风险,从根本上解决问题,需要持续不断的努力。

需要说明的是,一定程度的错误预防机制是错误管理的题中应有之义,但不是全部。绝对的错误预防属于消极的错误,本意是通过完全避免错误来避免任何错误后果,但实际效果一般将导致刻意回避错误,大大减少了主动从错误中学习的机会,将从错误后果中获益的可能性降到最低<sup>[10]</sup>。绝对的错误预防与现实中的试验探索是互斥的。

### 2.3 错误文化的概念

组织管理往往与组织文化息息相关。在组织层面应用优秀的错误管理理念,并在文化维度加以审视和处置,就体现为组织的错误文化,也称错误管理文化<sup>[19]</sup>。与安全文化相同,错误文化也是组织文化的子文化。

与错误相似,错误文化也有积极和消极之分。早期航空和医疗行业的错误管理行为,就是两个方面的典型代表<sup>[20]</sup>。航空领域的事故后果一般较为严重,对于安全风险的敏感度较高,且航空公司的行为决策一般由组织集体决定,组织属性更强,因此可以适当牺牲经济利益以确保安全,其错误管理也较为公开透明,航空公司会向社会公开声明飞机失事的概率为 $10^{-7}$ ,公开事故报告并开展反馈学习,飞行前空乘人员会进行交叉互检<sup>[21]</sup>。反观早期的医疗领域,医生个体在决策时,一般为避免遭受不可知病因

的质疑,倾向于对患者施行防御性医疗,指引患者进行不必要的检查、服用过量的药物等,对于所犯错误一般会优先选择遮掩,以防患者起诉。且医疗事故的个案属性,也导致早期的医疗行业基本不存在类似航空领域的全国性事故报告和反馈制度。目前,积极的错误文化已在部分国家的航空航天、精密制造业等领域推广应用,正在医疗卫生行业逐步推广,并在重症监护、急救护理中发挥重要作用。

#### (1) 积极的错误文化

积极的错误文化可以减少消极错误的后果并增加潜在的积极后果。那些拥有积极错误文化的组织,不试图完全消除错误,而着力于快速识别并报告错误,有效处理错误的后果并使其负面影响最小化,同时对犯错误的个人或团体怀有高度共情和同理心,对错误后果只进行恰如其分的责备与惩罚,从而能够从错误中汲取更丰富更深入的经验教训。

错误文化的理想模型往往具有以下特征<sup>[13]</sup>:

- 所有错误都是透明的,人们敢于犯有益的错误,并从错误中学习。

- 错误发生后,会在最快的时间内被纠正。

- 错误文化会引导人们考虑如何改正错误,开展深入的原因分析,提出避免重复犯错的经验做法以及针对错误后果的改进措施。

- 犯错的个人(组织)会主动报告、分享错误,积极开展经验反馈。

- 组织愿意为错误的分析和反馈过程投入资源(包括时间成本、资金成本等)。

- 犯错的当事人会主动寻求帮助(组织鼓励分享错误,个人不会害怕因错误而受责备或责罚)。

- 旁观者会换位思考并提供帮助,组织内的成员能够为了完成既定目标而共同努力。

- 错误并不能导致组织放弃或更改其最终追求的目标(错误经验有助于调整达成目标的路径)。

- 组织中的成员会经常思考如何避免错误,并在实践中加以注意。

- 组织中不会重复犯同样的错误。

研究认为,越成功的组织,越易于主动报告错误,其创新能力也越强<sup>[22-23]</sup>。实际应用中,宝马公司在其政策声明中建议,员工不应该在出现错误时寻找责任方,而是解决问题;3M公司始终鼓励从错误中学习,并因其建设性和创新导向而获得美誉;美国西南航空公司以“失败是竞争过程的自然结果”为标语鼓励员工<sup>[24]</sup>。积极的错误文化与企业绩效一般呈正相关性,特别是对风险敏感行业,积极的错误文化、有效的错误管理能够有利于预测员工行为和组织氛围并实现绩效提升。

需要补充说明的是,对错误的包容,不意味着对错误的放纵,错误文化包容的是非恶意行为,不颠覆“一次性把事情做好”的价值观,“人因失误”与“恶意违规”有本质区别。人因失误是受知识结构水平、认知能力、现实情况等客观因素局限或影响导致的非主观性错误。“恶意违规”是以个人利益为导向,通过非常规手段,损害集体利益的行为,应予以严厉禁止和严重惩罚。对于产生重大后果的错误,犯错人仍需承担相应后果,与本文所述错误文化的包容性并不矛盾。

## (2) 消极的错误文化

消极的错误文化又称错误厌恶文化或错误规避文化,其概念与绝对的错误预防相近。在这种文化中,人们不敢犯任何错误,往往还会尽力掩盖错误,缺乏从错误中主动学习的意愿,因此不能通过积极试错发现新的机遇,也就失去了进步的机会。消极的错误文化与组织绩效表现在一定程度上呈负相关性,与积极的错误文化相背离。

导致消极错误文化的因素包括<sup>[25]</sup>:

- 组织错误管理失当。大部分管理者虽然能够识别出错误,但不知道该如何正确处理错误,对错误的惩罚通常十分严厉。

- 组织内普遍存在对于错误后果的规避心理。由于自身性格缺陷、知识技能缺乏等,人们易于回避自身错误,害怕受到指责,导致本能的掩盖错误行为。更加积极健康的组织文化有利于对冲或抑制这种本能。

- 过于简单地认识和分析错误,从而产生消极归因,表现为:后见偏差和基本归因偏差<sup>[26-27]</sup>。(后见偏差:过度的结果论,即人们在事件发生后对事件的判断产生截然不同的结论,即使之前的判断是错误的,但在当事人的记忆中始终坚信自己是正确的。基本归因偏差:在对他人错误行为进行判断时,更倾向于将错误原因归结为能力、努力程度、智力等内在因素,而忽略外在现实因素的影响。)

- 未能充分意识到成功悖论(paradox of success)的存在。成功是动态的,偶然或短暂的成功,不一定会导致更大的成功,甚至可能限制发展,导致止步不前或失败<sup>[28-29]</sup>。

在风险管理中,追求零风险往往意味着无收益,甚至负收益;在绩效管理中,过度看重眼前利益可能导致发展瓶颈,甚至为长期利益埋下隐患;在企业管理中,一些公司迷信于成功历史而缺乏对已有错误或风险的分析和管理,对于新的错误重视不足,新错误的反馈作用不够,最终遭遇重大挫折<sup>[27]</sup>。例如,华为公司面对技术封锁,将活下来作为最主要纲领,必然意味着要聚焦潜在错误或危机。

## 2.4 错误文化的培育

错误文化不是孤立存在的,其与行业特征、组织特性、文化传统和管理制度等息息相关。错误文化的培育需要投射于这些背景之下,坚持正确的价值导向,结合错误特点形成自上而下和自下而上相结合的文化氛围,从而更加关注可操作性,聚焦于解决具体问题。

研究认为,较高的同理心和适度的责罚是培育错误文化的先决条件<sup>[25]</sup>。在保持较高同理心的基础上,需要适当减少对错误的责备与惩罚,适当降低错误对个人的负面影响,包容错误的负面后果,鼓励从错误中学习经验教训并发现创新思维。具体方法包括:

- (1) 在合理范围内充分包容错误行为。在组织中培育换位思考的习惯,让人们相信当错误发生时他们不会被指责或嘲笑,而是能得到将心比心的理解和帮助。这种氛围既可以更便利更充分地共享经验,激发组织的创新性;又能有

利于犯错人员不用担心因犯错而受责,从而更加积极地面对错误。当然也要对另一种极端保持充分警惕:因为不担心犯错,相关人员缺少了对错误预防的审慎思考<sup>[30]</sup>。

(2)奖励报告错误的人(至少不进行严厉的惩罚),鼓励并在资源上支持错误处理和反馈过程,降低错误反馈成本。例如,通过投入资源改善犯错者的工作环境和条件,鼓励开展错误反思和经验反馈。

(3)鼓励学习、探索 and 创新的主动性,重视相对较小或没有负面后果的小错误,如可能导致灰犀牛事件的未遂事件(near misses)<sup>[31]</sup>。

此外,从人本身来说,认知心理学研究认为,错误在人类思维意识中大部分都指向消极事件,大部分人的潜意识中对于错误的认知和处理更趋向于错误预防。因此,大部分的错误预防通常以无意识的方式进行。在培育错误文化的过程中,要注意培育对象的思维方式和认知基础,引导培育对象明确自身错误管理的目标,并积极努力<sup>[10]</sup>。

### 3 安全文化与错误文化的分析比较

安全文化与错误文化同属于组织文化的子文化,有所重叠也有所差异。其在理念和目标上基本一致,但在具体策略尤其是切入点上有所不同。

#### 3.1 相似性

安全文化和错误文化都强调管理的重要性、全员参与和责任意识的必要性以及适宜的工作环境。安全文化鼓励积极的安全态度,错误文化鼓励主动地报告错误并从错误中学习;安全文化注重防控安全风险,错误文化重视错误的原因分析并预防错误的重复发生;安全文化重视组织管理,错误文化重视组织引导和提升组织人员的认知水平。

##### (1)报告错误

安全文化和错误文化都鼓励发现错误、主动报告错误行为和错误后果,从有益的错误中学习借鉴,从有害的错误中反思总结。核安全领域建立事件报告制度和经验反馈体系并有效

运转,提倡自由提出安全问题的氛围,全行业共享异常问题和良好实践信息,是从错误中学习的重要手段,也是持续提升核安全水平的关键。相对来说,事件报告更为客观,对错误的判断则更为主观,发现的问题也相对更多。安全文化对恶意犯错“零容忍”,对隐瞒事件真实情况进行严肃的处罚;错误文化鼓励举报,对违规造假行为的举报者予以保护和褒奖,对恶意举报进行极其严厉的处罚。

##### (2)预防和缓解错误风险

核安全风险防控与错误预防的理念基本一致。一是降低已知风险发生概率,推行确定论与概率论相结合的分析 and 决策模型;建立严密的管理程序、操作规程,应用检查清单等防人因失误工具;建立异常状态下的故障排查和事故操作规程,以预防事故的发生 and 后果扩大。二是缓解未知风险后果,依靠高标准的设备建造质量提升安全可靠,依靠纵深防御、多重性、多样性和故障安全设计等提供足够的安全裕量,从后果处理角度缓解未知风险。

#### 3.2 差异性

比较而言,安全文化以目标导向为主,注重构建宏观的体系架构、组织目标、优秀的价值观和行为规范,体现了对组织和人员的全方位高标准要求。任何组织都难以做到在各层级、各环节、各项具体任务中都能完全符合相应的要求,乃至安全文化有时给人阳春白雪、遥不可及的错觉。错误文化更突出问题导向,从具体的、人人都会产生、时时可能发生的错误出发,承认人类认知能力的局限性、专业技术的有限性,更易促使组织的成员产生有所贡献的主动性和有所进步的满足感,更下里巴人、触手可及,更具有包容性、实践性和推广性。

##### (1)目标导向与问题导向的差异

相较于错误文化的问题导向,安全文化更倾向于目标导向。安全文化强调决策层要树立正确的核安全观念并就确保安全目标做出承诺,管理层的态度和表率以及全员参与的责任意识。优秀的安全文化要求决策层要为组织内管理体系有效运转提供必要资源保障,明确安

全目标、公布安全承诺、保持言行一致、逐级落实责任,确保全员参与执行承诺。安全文化中,决策层扮演着更重要的角色,更寄希望于决策层的安全承诺能引导整个组织朝向“更安全”的标准努力。错误文化则聚焦于错误本身,采取自下而上的策略,关注组织及其成员针对具体错误时秉承的观念和采取的行为,就事论事,对每个人来说具有更强的代入感参与感,从而对错误行为或认知开展针对性的原因分析,提出纠正措施,形成积极效应,并举一反三,有助于提升管理水平。

#### (2) 注重特性和注重融合性、共通性的差异

共性问题的概念是相对于特性问题提出的。相较于文化的概念来说,核安全文化较为“年轻”,从事核安全文化研究和推广的群体更趋向于挖掘其特性内容,并强调核安全文化与其他文化之间的差异和不同。由于错误是每个行业都要面对的共性问题,错误文化更强调其组织属性,错误文化的建立与组织的特征结合得更紧密,更注重与其他文化的融合和互补,注重与各行业特征相结合,更聚焦问题的本身,注重错误的根本原因分析、共性问题研究和避免问题的重发。虽然看起来核安全文化也强调经验反馈,但错误文化在一定程度上更具有操作性。

#### (3) 理论性和实践性的差异

自核安全文化提出以来,学术界一直在丰富和完善其体系架构,并致力于从意识形态、结构层次等多维度解释其先进性和重要性。同时,为了适配更多领域、包络更多要素,核安全文化的概念不断外延、拓展,对于安全文化的新解读、新认识也在不断迭代更新,目标也更远大、更宏观,这种倾向或趋势可能影响其对实践的指导性。错误文化的理论体系较为简单、朴素,人们犯错后,错误文化引导人们及时纠正错误、开展原因分析、研究提出避免重复犯错的经验做法、鼓励主动报告错误、换位思考等具体行为举措,更具有实践价值。

#### (4) 错误的苛责与包容的差异

在对待人因失误的态度和处理方式上,某

些企业的安全文化追求零差错,对错误行为进行苛责,如让犯错人员在集体大会上检讨、非恶意违规操作失误而扣除全部绩效等,人员错误行为与绩效呈直接负相关性。有时还会出现以安全文化为由,对一些难以彻底杜绝或根除的事项(如异物、人因失误、造假物项等)进行严厉处理或被要求进行严厉处理,针对错误行为或现象,关注点异化为惩戒,而不是及时有效汲取教训。错误文化承认错误的必然性以及潜在价值,更强调包容错误,鼓励换位思考,适当减少对错误的责备与惩罚,降低错误对人的负面影响。

现实世界是十分复杂的,影响行为和判断的因素有很多,同一错误结果可能由多种因素导致。错误发生后,我们可以选择处罚犯错的当事人,也可以设身处地地换位思考,以正向思维去复盘、推演事件发生的时序,理解当事人做判断时的现实情况,进而发掘事件的根本原因。从长远来看,拥有积极错误文化的后者更有可能避免错误的重复发生。

### 3.3 融合发展

核领域的事故后果较严重、安全敏感性较高,其风险厌恶程度和试错成本都更高,因此核安全文化的目标是通过人人的自觉参与和责任意识实现高水平安全。然而当核电厂发生一些异常事件时,往往有些人会将其归因为淡薄消极的核安全文化,这种归因方式形似深刻,貌似有理,但实质反映出一定程度的思维惰性,因而也难以形成真正切实有效的纠正措施。如果在核安全管理和核安全文化培育过程中,有机融合一些错误文化的观点方法,可能就会消除一些本不应该出现的情绪性判断,而将关注点真正聚焦于错误本身,从而有利于从错误中汲取教训,并形成良好的工作氛围。

错误文化体现在由小见大、逐级推进,即从个体行为到团队行为,再由团队行为推广到组织管理行为<sup>[32]</sup>。具体如下:

- 推广“人人都会犯错”的理念,接受人类会犯错误的事实,警惕以安全文化之名,掩盖错误、对错误的过度否定等行为。

- 推广同理心,对于犯错可以采取适度的教育或处罚,但更要给予足够的宽容,包容已经发生的错误,通过不断完善管理手段和技术水平去预防人因失误,而不是在发现人因失误后对人的行为进行批判。

- 鼓励从业人员或企业组织主动报告错误,严肃处理瞒报谎报行为,对发现异常情况的人员和组织给予正向激励,引导形成积极主动报告错误的文化氛围。

- 鼓励从错误中学习,在核安全风险、不符合项处理、建造和运行事件分析等环节公开交流、互相学习,促进打破信息壁垒,营造良好的错误学习环境。

错误文化的问题导向属性,具有很强的操作性,为我们持续改进安全水平提供了具体的抓手,有利于将卓越安全文化具体化形象化。但也要注意,对少部分价值体系存在偏差的个体强调错误文化,可能会导致其将错误文化作为犯错的借口。推广初期,错误文化更适用于有管理理念的人员,在理念、价值体系和实践行为被充分掌握和认可后再逐步扩展。

NRC 开展核安全文化评估的操作方式与错误文化的思路相近。通常情况下,NRC 不会对核设施营运单位开展专门的核安全文化的监督检查和评估,进而避免直接对营运单位的管理体系给出结论性的判断。日常监管中,NRC 依照其反应堆监督程序(ROP)的性能指标评价结果和经过安全重要度判定程序(SDP)判定的监督检查发现项的评价结论来综合评判核电厂安全状况。在发现“某个安全基石重复降级”的情况下,NRC 检查人员将核实营运单位的根本原因分析是否恰当地考虑了安全文化;在“多个安全基石降级”的情况下,NRC 将判断安全文化弱项是否为问题的根本原因或促成原因,并可能要求持证单位组织开展安全文化第三方独立评估;在“SDP 判定结果出现多个黄色或一个红色异常”情况下,除了要求持证单位组织开展安全文化第三方独立评估外,NRC 还将对安全文化评估程序和评估结论进行审查,以确定评估过程符合要求、评估结论真实可靠。针对所发

现问题,NRC 将联合营运单位一起查找问题的根本原因、制定纠正措施,并将纠正行动列入后续日常监督检查清单。这种不直接下结论,而是针对特定问题研究改进措施进而持续提升管理水平的工作思路,与错误文化所推崇的问题导向十分吻合,也进一步说明错误文化在核安全领域存在生存和发展的空间。

## 4 结论

追求真理意味着剔除谬误;追求安全意味着有效处理错误。错误是不可避免的,正视错误,认识到并应用好错误的积极价值,才能持续改进安全水平,不断取得成功。安全文化不仅需要自上而下的宏观构架,也需要自下而上地做好基础工作。培育卓越的安全文化是个“大问题”,而积极的错误文化则是一个具体实用可行的“小切口”,并为更好地发展和培育安全文化提供具体的措施和方式。也就是说,提高对错误的理性认知,做好错误的识别、报告和处理,有效推行积极的错误文化,可以视为安全文化的重要组成,最终也将促进形成良好的组织文化,并实现高水平安全。因此有必要倡导在核行业推行错误文化,并将其视为安全文化的重要基础。

## 参考文献

- [1] E.B.Taylor. Primitive Culture [M]. England: Cambridge University Press, 2010.
- [2] International Nuclear Safety Advisory Group. Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1 INSAG-12 [R]. Vienna: IAEA, 1999.
- [3] 张亚炎, 申玲, 任莹莹. 基于 SD 的施工企业安全文化建设方向研究 [J]. 工业安全与环保, 2015 (4): 91-93, 102.
- [4] IAEA. Developing Safety Culture in Nuclear Activities-Practical Suggestions to Assist Progress [R]. Vienna: IAEA, 1998.
- [5] IAEA. Culture for Safety, International Conference on Human and Organizational Aspects of Assuring Nuclear Safety [C]. Vienna: IAEA, 2017.
- [6] IAEA. Culture for Safety, Nuclear Safety and Security Programme [C]. Vienna: IAEA, 2017.
- [7] 宫运华, 张来斌, 樊建春. 论企业安全文化建设与安全管理体系

- 系运行 [J]. 中国安全生产科学技术, 2011, 7(9): 199-202.
- [ 8 ] 冯一斐, 杨波, 姜慧银. 核电厂核安全文化评估实践及思考 [J]. 中国核电, 2022, 15(1): 124-127.
- [ 9 ] Merriam-Webster. 韦氏大学字典 [M]. 1967.
- [ 10 ] James Reason. Human Error [M]. England: Cambridge University Press, 1990.
- [ 11 ] Zapf, D., Brodbeck, F. C., Frese, M., et al. Errors in working with computers: A first validation of a taxonomy for observed errors in a field setting [J]. International Journal of Human-Computer Interaction, 1992, 4: 311-339.
- [ 12 ] Garud, R., Nayyar, P. R., Shapira, Z, et al. Technological innovation: Oversights and foresights [M]. England: Cambridge University Press, 1999: 19-40.
- [ 13 ] Frese, M. Error management in training: Conceptual and empirical results [J]. Organizational Learning and Technological Change, 1995: 112-124.
- [ 14 ] Sitkin, S. B. Learning through failure: The strategy of small losses [J]. Research in Organizational Behavior, 1992, 14: 231-266.
- [ 15 ] Brigitte M. Hales MScA, Peter J, et al. The checklist—a tool for error management and performance improvement [J]. Journal of Critical Care, 2006, 21: 231-235.
- [ 16 ] Keith, N., Frese, M. Self-regulation in error management training: Emotion control and metacognition as mediators of performance effects [J]. Journal of Applied Psychology, 2005, 90: 677-691.
- [ 17 ] Murphy, L. R. Stress management in work settings: A critical review of health effects [J]. American Journal of Health Promotion, 1996, 11: 112-135.
- [ 18 ] James Reason, Alan Hobbs, et al. Managing Maintenance Error: A Practical Guide [M]. England: CRC Press, 2012.
- [ 19 ] Klein, K. J., Dansereau, F., Hall, R. J. Levels issues in theory development, data collection, and analysis [J]. Academy of Management Review, 1994, 19: 195-229.
- [ 20 ] Gerd Gigerenzer. Risk Savvy: How to Make Good Decisions [M]. England: Penguin Books, 2014.
- [ 21 ] Helmreich, R. L., Merritt, A. C. Safety and error management: The role of crew resource management [J]. Aviation resource management, 2000: 107-119.
- [ 22 ] Edmondson, A. C. Learning from mistakes is easier said than done: Group and organizational influences on the detection and correction of human error [J]. Journal of Applied Behavioral Science, 1996, 32: 5-28.
- [ 23 ] 杜鹏程, 贾玉立, 倪清. 差错能成为创新之源吗\_基于差错管理文化对员工创造力影响的跨层次分析 [J]. 科技管理研究, 2015(9): 161-166.
- [ 24 ] Trice, H. M., Beyer, J. M. The cultures of work organizations [J]. Prentice Hall, 1993.
- [ 25 ] Cathy van Dyck, Michael Frese, Markus Baer, et al. Organizational Error Management Culture and Its Impact on Performance: A Two-Study Replication [J]. Journal of Applied Psychology, 2005, 90(6): 1228-1240.
- [ 26 ] Brown, R. S., Williams, C. W., Leeshaley, P. R. The effects of hindsight bias and causal attribution on human response to environmental events [J]. Journal of Applied Social Psychology, 1994, 24: 661-674.
- [ 27 ] Gilbert, D. T., et al. Malone, P. S. The correspondence bias [J]. Psychological Bulletin, 1995, 117: 21-38.
- [ 28 ] Audia, P. G., Locke, E. A., Smith, K. G. The paradox of success: An archival and laboratory study of strategic persistence following radical environmental change [J]. Academy of Management Journal, 2000, 43: 837-853.
- [ 29 ] Bragger, J. D., Hantula, D. A., Bragger, D., et al. When success breeds failure: History, hysteresis, and delayed exit decisions [J]. Journal of Applied Psychology, 2003, 88: 6-14.
- [ 30 ] Edmondson, A. Psychological safety and learning behavior in work teams [J]. Administrative Science Quarterly, 1999, 44: 350-383.
- [ 31 ] Helmreich, R. L. On error management: Lessons from aviation [J]. British Medical Journal, 2000, 320: 781-785.
- [ 32 ] Kozlowski, S. W. J., Klein, K. J. A multilevel approach to theory and research in organizations: Contextual, temporal, and emergent processes [J]. Multilevel theory, research, and methods in organizations, 2000: 3-90.

# Analasys of Similarities and Differences between Safety Culture and Error Culture

Yin Dejian, Zhang Zeyu\*, Qi Yuan

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

**Abstract:** Safety culture and error culture can be simply understood as values and behavioral approaches to safety and error, respectively. The term of safety culture was born in the nuclear industry and has been gradually enriched and extended to other high-risk industries. Various industries have carried out a large number of useful explorations around the safety culture, and accumulated a lot of practical experience. However, to a certain extent, problems such as insufficient effectiveness of practice promotion have been revealed. Error culture or error management culture is born in other industries, and its practicality tends to be more concrete and direct. The concept is easy to understand and easy to follow. Recognizing the similarities and differences between safety culture and error culture and promoting coordination between them can contribute to a more dialectical understanding of mistake and risk among decision makers, managers and staff members. It can also enable people to rationally face and constructively respond to those unavoidable mistakes, so that people can timely and proactively learn from their mistakes, make continuous improvements, and ultimately guarantee safety effectively.

**Key words:** safety culture; nuclear safety culture; error; error management; error culture

(责任编辑：许龙飞)

侯春林,初起宝,马若群,等.关于《核动力厂老化管理》导则的修订建议和思考[J].核安全,2023,22(6):12-17.

Hou Chunlin,Chu Qibao,Ma Ruoqun,et al. Suggestions and Reflections on the Revision of the Guidelines for the Aging Management of Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety,2023,22(6):12-17.

## 关于《核动力厂老化管理》导则的修订建议和思考

侯春林,初起宝,马若群,吕云鹤,孙柳焯\*

(生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082)

**摘要:**在核动力厂定期安全评价中,老化是一个重要的安全要素。在核动力厂运行许可证延续申请中,老化管理是重要的安全论证内容,中国核动力厂的老化管理工作主要依据《核动力厂老化管理》导则规定开展。随着《核动力厂调试和运行安全规定》(HAF103-2022)的发布,配套导则《核动力厂老化管理》(HAD103/12-2012)亟须修订。针对《核动力厂老化管理》导则修订,本文基于分析现行《核动力厂老化管理》(HAD103/12-2012)与《核动力厂老化管理和支持长期运行安全评估》(SSG-48)的差异,结合国内核电行业积累的老化管理方面的良好实践,在明确老化管理的核心内容后,提出具有可操作性的修订思路,建议导则修订重点是明确安全重要构筑物、系统和设备的老化管理对象筛选流程、老化管理审查方法、老化管理大纲的有效性及时限老化分析评价等方面的具体可实施要求,为我国核动力厂后续老化管理监督审评工作提供参考和支持。

**关键词:**核动力厂;老化管理;运行许可证延续;导则修订;老化管理审查;时限老化分析

**中图分类号:**X946 **文章标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2023)06-0012-06

### 1 核动力厂老化管理的重要性

老化是指由于物理、化学或生物等因素的综合作用,可能会引起构筑物、系统和设备(SSCs)的物理性能随时间和(或)使用的逐渐劣化。核动力厂老化管理是指为维持核动力厂运行的安全,及时探测SSCs的老化效应,量化与老化有关的安全裕度的降低程度,而且要在核动力厂完整性或安全功能丧失之前采取老化管理活动的一系列的动作过程。老化管理在于保证核动力厂内安全重要的构筑物和设备的状态

能被长期有效地跟踪、监测,并且通过各种可量化的信息、可采集的数据来描述构筑物和设备是否能够完成其功能,是否发生了由于老化引起的功能降低,进而为构筑物和设备的监督、检测、维修、预防和缓解等方面的管理提供基于老化效应及机理的理论依据。

核动力厂定期安全评价中要设置多个安全要素,老化是其中一个安全要素;在核动力厂运行许可证延续申请中,老化管理是重要的一项安全论证内容,中国核动力厂的老化管理工作主要依据《核动力厂老化管理》在核动力厂的

收稿日期:2023-02-24 修回日期:2023-10-17

作者简介:侯春林(1981—),女,教授级高工,博士,现主要从事核级物项防灾减灾方面的审评与研究

\*通讯作者:孙柳焯,E-mail:sunliuyc@chinansc.cn

建造、调试、运行各阶段开展。营运单位应当对核动力厂 SSCs 开展老化管理,根据系统化的老化管理方法编制、实施、审查和改进老化管理大纲,以确保安全重要构筑物、系统和设备在其整个运行期间能够执行所必需的安全功能。营运单位应在核动力厂寿期初建立老化管理专用的数据收集和记录保存系统(理想状况下数据应从建造初期开始收集)。可靠的老化相关数据,运行、维修和工程部门的相关人员应参与数据收集和记录保存系统的开发及维护工作。根据老化管理大纲在构筑物或设备的预定功能损失之前对老化效应进行检查,收集和记录最新实施的老化管理大纲的数据和信息。老化管理大纲(AMP)中规定的检查、监测、取样、试验和评估等有效的老化管理活动,保证核动力厂在运行期间内预定功能的正常使用,为核动力厂安全运行提供论证支撑。

截至 2022 年底,我国已有 55 台机组投入运行,只有秦山核动力厂和大亚湾核动力厂的运行时间超过 20 年,其他的核电机组运行时间均不超过 10 年。一方面,大多数核电机组投入运行时间较晚,运行时间不长,中国核动力厂的老化管理的体系相对薄弱,有些核动力厂在运行前还未编制完备的老化管理大纲;另一方面,核动力厂运行期间所需安全功能的可用性需要老化管理实施保障。核动力厂老化管理需要考虑随时间和使用过程的变化,即需要同时考虑构筑物、系统和设备实物老化和技术过时两方面的影响。核动力厂安全、可靠运行的一个重要因素就是对核动力厂安全重要构筑物、系统和设备开展主动的老化管理,核动力厂的老化管理也应贯穿设计、制造、建造、调试、运行等各个阶段,及早地对核动力厂开展老化管理,积累老化相关的经验数据,有利于提高核动力厂运行安全水平。

随着国内核动力厂运行机组数量越来越多,运行时间越来越长,核动力厂 SSCs 的老化效应越来越引起人们的关注。确保这些核动力厂在整个运行期间的安全功能正常运行,是核工业界的一项重要任务,因此,《核动力厂老化

管理》导则也显得尤为重要。

## 2 现行老化管理导则修订必要性

### 2.1 现行《核动力厂老化管理》(HAD103/12-2012)的基本情况

2012 年,国家核安全局发布了核安全导则《核动力厂老化管理》(HAD103/12-2012),该导则是对《核动力厂设计安全规定》(HAF102-2016)和《核动力厂运行安全规定》(HAF103-2004)这两份规定的有关条款的说明和补充。

HAD103/12-2012 是以国际原子能机构(IAEA)在 2009 年出版的导则《核动力厂老化管理》(NS-G-2.12)为基础,为核动力厂安全重要的 SSCs 开展有效的老化管理提供指导,可用于营运单位编制、实施和改进核动力厂老化管理大纲。

但由于自 HAD103/12-2012 实施以来,IAEA 对《核动力厂老化管理》进行了大量内容的更新和补充,为了紧跟国际最新的技术政策,我国亟须优化核动力厂的老化管理的能力和加强核动力厂老化管理的监管工作。

### 2.2 IAEA 老化管理相关导则的更新发展

2015 年,IAEA 发布《国际通用老化经验反馈报告》(IGALL)。该报告参考了美国核管会(NRC)《核电厂老化管理通用经验报告》(GALL)的编制经验,吸收各成员国核电厂的老化管理经验,总结了各核电机组 SSCs 的材料、环境、老化效应及机理,老化管理大纲及相关的的老化管理经验。为各国核电厂老化管理和运行许可证延续的工作提供了参考。

2018 年 11 月,IAEA 将《核电厂老化管理导则》(NS-G-2.12)、《核电厂安全长期运行》(SRS No 57)、《核电厂老化管理的执行和审查》(SRS No 15)3 份文件合并为《核动力厂老化管理和长期运行安全评估》(SSG-48)。该导则补充并提出了有关满足 IAEA 《核动力厂安全:设计》(SSR-2/1)和《核电厂安全:调试和运行》(SSR-2/2)中关于老化管理和长期运行有关要求的建议。

### 2.3 我国核动力厂老化管理要求的变化

2015 年 12 月,国家核安全局发布核电厂运

行许可证有效期延续指导文件《〈核电厂运行许可证〉有效期限延续的技术政策(试行)》(以下简称“技术政策”)。技术政策对老化管理的要求,需要反映在新修订的《核动力厂老化管理》中。

自《核动力厂运行安全规定》(HAF103-2004)实施以来,国内外核动力厂运行的安全理念发生了很多变化,也积累了大量的实践经验。2022年,国家核安全局发布《核动力厂调试和运行安全规定》(HAF103-2022),考虑到国内运行机组老化管理工作的不断深入开展,HAF103-2022增加了有关老化管理的内容,同时根据国内老化管理的实践和经验,形成第10章老化管理,主要对编制、实施、审查和改进老化管理大纲,实施数据收集和记录保存,审查、检查和评价老化管理大纲的有效性,老化管理对象筛选原则等方面提出了安全要求。HAF103-2022对老化管理要求的变化,也需要反映在新修订的《核动力厂老化管理》中。

本次将对IAEA这些年的新发布内容进行消化和吸收,结合国内核动力厂的运行和审评经验,进行《核动力厂老化管理》(HAD103/12-2012)的修订完善。

### 3 HAD103/12-2012 的不足

#### 3.1 HAD103/12-2012 与 SSG-48 的主要差异

为方便修订HAD103/12-2012,将HAD103/12-2012与SSG-48进行了主要章节和内容的差异对比,主要章节对比见表1。

表1 总体章节对比结果  
Table 1 Overall section comparison results

HAD103/12-2012	SSG-48
1 引言	1 引言
2 基本概念	2 基本概念
3 主动的老化管理策略	3 核动力厂全寿期老化管理
—	4 核动力厂老化管理相关大纲和文件
4 运行期间的老化管理	5 老化管理
5 过时管理	6 过时管理

续表

HAD103/12-2012	SSG-48
6 延寿运行的老化管理审查	7 支持延寿运行的大纲
7 与其他技术领域的接口	—
附录 A 老化管理数据收集和记录保存系统内容示例	—
附录 B 主要的老化劣化机理以及敏感材料和部件的示例	—

HAD103/12-2012和SSG-48的主要内容差异总结如下:

SSG-48将导则范围拓宽至安全重要物的设备鉴定和运行许可证延续期间的安全规定。导则还可供核动力厂的乏燃料储存设施和放射性废物管理设施使用。

SSG-48增加核动力厂应采用系统化的方法建立老化管理大纲,以保证实施老化管理时保持一致性。核动力厂维修大纲、设备合格鉴定大纲、在役检查大纲、监督大纲和水化学大纲是已有的大纲,这些大纲在适用时可用于管理不同的老化效应及机理。

SSG-48只关注技术过时,不涉及知识过时与当前法规、标准的符合性。

SSG-48说明如果核动力厂确定许可证延续,就应该基于定期安全审查的结果或者评估结果(包括范围筛选、老化管理审查和本导则规定的时限老化分析),提供运行许可证延续期间老化管理的充分性论证。

SSG-48建议采用主动、有效的老化管理策略,即对影响核动力厂安全的SSCs开展主动的老化管理,而不是在构筑物、系统和设备失效后再被动弥补。通过采用主动老化管理以维持和改进核动力厂安全性能。主动的老化管理目标不是消除老化,而是尽可能有效地对老化现象进行预防、缓解和控制。主动的老化管理需要不停地提高认知和改进,以避免问题的重复发生,同时持续改进老化管理大纲。

SSG-48在各个阶段老化管理中,增加了长期停堆和运行许可证延续两个阶段的要求。

SSG-48不在是运行期间的老化管理,

而是修改为老化管理,这就说明核动力厂在设计、建造、调试、运行等各个阶段均需要进行老化管理。老化管理要素中包括组织机构设置、数据收集和记录保存、实施老化管理的SSCs的筛选、老化管理审查、老化管理大纲的开发和编制、老化管理大纲的实施和改进,删除了原导则中的状态评估,增加了时限老化分析。

SSG-48在老化管理审查中要求核动力厂应基于老化效应对筛选范围内SSCs执行要求的预定功能的能力的影响评估,并考虑SSCs的当前实际状态,识别出适用的老化管理大纲,对SSCs的老化进行有效的老化管理。删除了NS-G-2.12的老化管理审查中老化的认知、老化的监测、老化效应的缓解,最终形成老化管理审查报告,HAD103/12-2012的老化管理审查流程与NS-G-2.12一样。

SSG-48增加了许可证延续相关各个大纲的描述及流程接口。

### 3.2 HAD103/12-2012 与现行实践的差异

HAD103/12-2012中将导则分为7章,将组织机构和老化数据收集和记录均放在第4章运行期间的老化管理中,在其他阶段的老化管理中缺少相关要求。

HAD103/12-2012中将老化管理审查分为老化的认知、老化的监测和老化效应的缓解,而实际老化管理时,老化的监测和老化效应的缓解都是老化管理大纲中的一部分内容,老化的认知是识别核动力老化效应和机理的过程,老化管理审查实际分为识别老化效应及机理和识别适用老化管理大纲两部分内容更精确。

HAD103/12-2012将过时管理分为技术、知识、法规和标准过时的管理,而核动力厂实际进行老化管理时,只关注备品备件更换,即技术过时管理。

HAD103/12-2012缺少时限老化分析内容,而实际老化管理内容主要有构筑物、系统和设备的范围界定与老化筛选,老化管理审查和时限老化分析。

## 4 老化管理的主要内容

基于老化管理的审评工作经验,核动力厂的老化管理应在整个寿期内实施,包括设计、制造或建造、调试、运行等各个阶段的活动。这一老化管理理念对核动力厂SSCs设计、制造、鉴定、调试、运行、维修等各阶段的老化管理活动提出新的要求。在制造和建造阶段,核电运营单位和设备供应商之间应加强信息交流,做好数据交接等工作。在设计阶段应采用恰当的材料以确保核动力厂的安全功能得到保障。调试阶段是验证SSCs功能、收集基准运行数据的阶段,营运单位应测量和记录安全重要构筑物、系统和设备老化管理相关的初始数据,应尽早识别可能引起老化效应的参数,并在核动力厂寿期内进行跟踪和控制。老化管理应在运行阶段建立系统的老化管理大纲,每一个都应有大纲范围、认知的老化机理,预防、缓解和监测方案,优化老化管理活动,保证SSCs的运行和使用环境。建立长期、准确、有效的跟踪方式,实现对老化管理范围内的设备和构筑物长期有效的跟踪,并通过各种可量化的数据来评价其当前的状态,持续研究,提出改进措施,保证核动力厂运行期间的各项安全功能。

老化管理是一项跨学科的活动,涉及核动力厂的各个方面。老化管理审查是定期安全评价中和许可证延续(OLE)申请文件中主要的安全论证内容。实物老化管理分为范围界定和对象筛选、老化管理审查、时限老化分析3大块主要内容。首先是界定筛选原则和老化管理对象筛选;随后对筛选范围内的每一个构筑物构件和设备部件开展老化管理审查,在老化管理审查中需要对老化效应的识别方法、过程及结果进行审查,并对每一个老化管理大纲的有效性进行评估,评估过程中应结合老化效应识别和机理分析,改进和编制核动力厂老化管理大纲,保证其有效实施,老化管理审查过程中还需要现场踏勘以核查评估老化管理活动的实施情况;时限老化分析首先要识别全面的时限老化分析清单,再评价时限老化分析是否能覆盖核

电厂整个运行期间。对于技术过时管理,应识别存在的技术过时问题,处理所有已确定的技术过时问题并持续改进。

## 5 修订建议和思考

通过分析 HAD103/12-2012 与 SSG-48、现行实践的差异,结合审评监管和经验、核动力厂的老化管理的核心内容,针对现行《核动力厂老化管理》导则,本文提出的修订建议和思考如下:

(1)《核动力厂老化管理》导则修订应以实际可执行为基本原则,借鉴已有的老化管理审评经验,基于国内外核动力厂老化管理的基本逻辑,应按照老化管理目的、老化管理范围和对象、老化管理方法、老化管理大纲编制和实施、安全重要 SSCs 的全寿期老化管理要求、老化数据收集和记录保存,对框架结构进行全面优化调整,细化各个章节的内容,重点放在老化管理方法上。

(2)核动力厂老化管理是贯穿于寿期内的设计、建造、调试、运行各阶段的,应及早地对核动力厂开展老化管理,建议在导则中明确营运单位应采用合适的方法建立数据库来保存历史数据,并记录关注因素的趋势和发展过程等,积累相关数据,有利于核动力厂运行趋势分析。

(3)基于国内已有的老化管理审评经验,建议在老化管理导则修订中将老化管理方法分为系统化的老化管理方法,构筑物、系统和设备的范围界定和对象筛选,老化管理审查,时限老化分析和技术过时管理。

(4)充分借鉴国际良好的老化管理经验,建议在老化管理导则修订中明确老化管理范围界定、对象筛选原则和老化管理审查过程,将老化管理审查分为老化效应及机理识别、确定适用于管理老化的大纲、实际状态评估和编制老化管理审查报告 4 方面内容。

(5)建议在导则中重点关注技术过时管理,新增时限老化分析内容。在导则修订中补充时限老化分析的物项筛选原则和具体内容,保证构筑物、系统和设备受运行及环境条件长期影

响的分析和评价论证在假定的运行期限内是有效的。

全面修订《核动力厂老化管理》导则,会对核动力厂的设计、制造和建造、调试、运行、检查、维修、定期安全评价、许可证延续等带来新的内容,老化管理的核安全监管要求将会变得更全面、更具体、更便于实施。核动力厂老化管理导则的修订和后续实施,将会显著提高核电机组的安全运行水平。

## 参考文献

- [1] 国家核安全局.核动力厂老化管理: HAD 103/12 [M].北京:中国法制出版社,1998.
- [2] 窦一康.核电厂生命周期全过程的老化管理[J].金属热处理,2011,36(S1):10-14.
- [3] 孙海涛,吴彩霞,马若群,等.核电厂通用老化经验报告分析与编制建议[J].核安全,2021,20(1):1-5.
- [4] 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.
- [5] 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.
- [6] 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.
- [7] IAEA. Ageing Management for Nuclear Power Plants: NS-G-2.12 [R]. Vienna: IAEA, 2009.
- [8] Anon. Ageing management for nuclear power plants. [J]. Scitech Book News, 2010, 34(4).
- [9] IAEA. Periodic Safety Review for Nuclear Power Plant: SSG-25 [R]. Vienna: IAEA, 2013.
- [10] Anon. periodic safety reviews of nuclear power plants [J] 1994: 73-78.
- [11] IAEA. Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants: SSG-48 [R]. Vienna: IAEA, 2018.
- [12] U.S.NRC. Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants: NUREG-1800 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 2010.
- [13] U.S.NRC. Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report: NUREG-1801 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 2010.
- [14] The Nuclear Energy Institute. NEI 95-10 Industry Guideline for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54: The License Renewal Rule [R]. Washington, DC: NEI, 1995.

# Suggestions and Reflections on the Revision of the Guidelines for the Aging Management of Nuclear Power Plants

Hou Chunlin, Chu Qibao, Ma Ruoqun, Lv Yunhe, Sun Liuye\*

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

**Abstract:** Aging is an important safety factors in the periodic safety evaluation of nuclear power plants, and aging management is an important safety proof content in the application for the renewal of Operation License of nuclear power plants, the aging management of nuclear power plants in China is mainly based on the guidelines of aging management of nuclear power plants. With the release of “Nuclear Power Plant commissioning and Operation Safety Regulation” (HAF103–2022), the supporting guidelines “Nuclear Power Plant Aging Management” (HAD103/12–2012) is urgently need to be revised. In view of the revision of the guidelines for Nuclear Power Plant Aging management, this paper is based on the analysis of the differences between the current nuclear power plant aging management (HAD103/12 –2012) and (SSG–48), combined with the good practice of aging management accumulated in domestic nuclear power industry, after clarifying the core content of aging management, this paper puts forward some operable revision ideas, it is suggested that the revision of the guidelines should focus on the methods of ageing management of safety–critical structures, systems and component, and give the contents of the revision of ageing management guidelines, it provides reference and support for the follow–up aging management supervision and review of nuclear power plants in our country.

**Key words:** nuclear power plant; aging management; operational license extension; guideline revision; aging management review; time–limited aging analysis

(责任编辑：许龙飞)

郭英来,吴春元,王虎,等.田湾核电站2004–2022年环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测分析[J].核安全,2023,22(6):18–22.

Guo Yinglai, Wu Chunyuan, Wang Hu, et al. The Analysis about 2004–2022 Environment  $\gamma$  Radiation Dose Rate Continuous Monitoring around Tianwan Nuclear Power Station [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6): 18–22.

# 田湾核电站2004–2022年环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测分析

郭英来, 吴春元, 王 虎, 陈云峰, 刘晗晗, 惠苗苗

(中核集团江苏核电有限公司, 连云港 222042)

**摘要:** 田湾核电站建设了环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测站用于监测电站周边环境 $\gamma$ 辐射水平。本文统计了田湾核电站环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测站点2004年至2022年电站周边环境 $\gamma$ 辐射监测结果,并对电站不同运行阶段周边环境 $\gamma$ 辐射监测结果进行显著性检验,发现电站正常运行对于环境 $\gamma$ 辐射水平的影响相对于环境因素的影响可以忽略不计,而环境 $\gamma$ 辐射水平年度间的波动主要受周边环境的影响。

**关键词:** 田湾核电站; 环境 $\gamma$ 辐射; 连续监测

**中图分类号:** TL75+1 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672–5360 (2023) 06–0018–05

由于核电厂运行过程中气态流出物排放及反应堆厂房的 $\gamma$ 贯穿辐射会导致环境 $\gamma$ 剂量率上升,国家标准<sup>[1]</sup>要求核电厂运行期间开展环境 $\gamma$ 辐射水平的调查范围的半径一般取20 km。环境 $\gamma$ 辐射水平测量通常采用环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测、环境 $\gamma$ 辐射剂量率瞬时监测以及环境 $\gamma$ 辐射剂量率累积剂量监测<sup>[2]</sup>。田湾核电站建设了环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续自动监测站点<sup>[3]</sup>用于监测电站周边环境 $\gamma$ 辐射水平,根据监测数据趋势判断电站运行对于周边环境 $\gamma$ 辐射水平的影响。

田湾核电站1、2号机组于2007年投入商业运行,3、4号机组分别于2017年和2018年投入运行,5、6号机组分别于2019年和2020年投入运行。

## 1 设备与方法

### 1.1 环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测站点

田湾核电站1、2号机组投产时建有10个

环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测站,3、4号机组投产时新建了3个,5、6号机组投产时新建了1个,全电站共有14个监测站,其中厂区内8个,厂区外6个。田湾核电站14个环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测站的距离与方位见表1。

表1 田湾核电站环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测站  
Table 1 TNPS environment  $\gamma$  radiation dose rate continuous monitoring station

厂区内			厂区外		
点位	方位	距离/km	点位	方位	距离/km
1号	ENE	0.15	6号	NNE	2.3
2号	E	0.1	7号	WNW	3.4
3号	WSW	0.2	8号	SW	2.2
4号	NNW	0.12	9号	SW	5.1
5号	ESE	1.0	10号	W	11.1
11号	SSW	0.6	14号	ESE	1.5
12号	N	0.4			
13号	WSW	0.8			

收稿日期: 2023–08–24 修回日期: 2023–10–24

作者简介: 郭英来(1978—),男,高级工程师,现主要从事核电厂辐射流出物排放管理和环境监测工作

## 1.2 环境 $\gamma$ 辐射连续测量设备

田湾核电站 1、2 号机组投产时环境  $\gamma$  辐射连续测量采用芬兰 RADOS 公司生产的 RD-02 探头, 该探头为双 GM 管结构, 量程范围为 10 nGy/h~40 mGy/h。2015 年田湾核电站将环境  $\gamma$  辐射连续测量设备更新为美国通用电气 (GE) 公司生产的 RSDetection 高压电离室, 量程范围为 1 nGy/h~1 Gy/h。

## 1.3 数据统计方法

无论是 GM 管, 还是高压电离室均可获得 10 分钟精度的环境  $\gamma$  辐射剂量率<sup>[4]</sup>, 本文统计了各站点 2004 年至 2022 年环境  $\gamma$  辐射剂量率月度 and 年度均值。通过对比机组运行前后环境  $\gamma$  辐射剂量率连续测量结果, 分析电站运行对于环境  $\gamma$  辐射水平的影响。

## 2 结果

### 2.1 环境 $\gamma$ 辐射连续测量结果

根据田湾核电站历年环境监测数据结果,

分别统计了田湾核电站环境  $\gamma$  辐射剂量率连续监测站点 2004 年至 2006 年机组运行前, 2007 年至 2016 年 1、2 号机组运行期间以及 2017 年至 2022 年 3~6 号机组逐步投运后环境  $\gamma$  辐射剂量率连续测量年度均值, 具体见表 2。

由表 2 可以看出, 从时间上看, 田湾核电站 1、2 号机组运行期与运行前相比, 环境  $\gamma$  辐射剂量率连续测量年度均值之比在 94.8%~139.2% 之间; 田湾核电站 3~6 号机组投运后与 1、2 号机组运行期相比, 环境  $\gamma$  辐射剂量率连续测量年度均值之比在 96.0%~116.8% 之间。田湾核电站 3~6 号机组投运后与机组运行前的本底相比, 环境  $\gamma$  辐射剂量率连续测量年度均值之比在 94.6%~147.7% 之间。各点位年度间环境  $\gamma$  辐射剂量率连续测量均值波动基本上在 10% 以内。

### 2.2 环境对环境 $\gamma$ 辐射连续测量结果影响

UNSCEAR 报告<sup>[5]</sup>指出, 天然本底辐射主要来自宇宙辐射和陆地辐射。宇宙辐射来自银河系辐射、太阳系辐射和地球辐射带(范艾伦辐

表 2 田湾核电站环境  $\gamma$  辐射剂量率连续测量年度均值

Table 2 TNPS annual average of environmental  $\gamma$  radiation dose rate continuous measurement

站点	机组运行前 (A) ( $\mu\text{Gy/h}$ )		1、2 号机组运行期间 (B) ( $\mu\text{Gy/h}$ )		3~6 号机组投运后 (C) ( $\mu\text{Gy/h}$ )		B/A	C/B	C/A
	平均值	范围	平均值	范围	平均值	范围			
	1 号	0.121	0.121~0.122	0.115	0.107~0.121	0.115			
2 号	0.109	0.108~0.109	0.112	0.109~0.114	0.111	0.107~0.113	103.2%	98.6%	101.7%
3 号	0.078	0.073~0.082	0.109	0.100~0.113	0.115	0.113~0.119	139.2%	106.1%	147.7%
4 号	0.103	0.096~0.110	0.105	0.100~0.112	0.101	0.086~0.104	102.5%	96.0%	98.4%
5 号	0.088	0.088~0.088	0.088	0.079~0.092	0.103	0.092~0.107	100.0%	116.8%	116.8%
11 号	/	/	/	/	0.103	0.102~0.104	/	/	/
12 号	/	/	/	/	0.108	0.104~0.112	/	/	/
13 号	/	/	/	/	0.089	0.079~0.108	/	/	/
6 号	0.085	0.084~0.086	0.085	0.083~0.088	0.088	0.087~0.088	99.8%	102.9%	102.8%
7 号	0.072	0.071~0.072	0.077	0.074~0.083	0.088	0.083~0.100	107.6%	113.7%	122.4%
8 号	0.073	0.072~0.074	0.077	0.073~0.089	0.084	0.083~0.088	105.1%	109.9%	115.5%
9 号	0.077	0.076~0.077	0.082	0.075~0.089	0.082	0.075~0.090	106.8%	100.5%	107.3%
10 号	0.083	0.082~0.084	0.088	0.081~0.094	0.092	0.091~0.094	105.8%	105.1%	111.2%
14 号	/	/	/	/	0.054	0.053~0.055	/	/	/

射带),陆地辐射来自陆地表层土壤中天然放射性核素,如铀系、钍系和 $^{40}\text{K}$ 。世界各地随经纬度、地表环境及气象有所差别,并在一定范围内波动<sup>[6]</sup>。田湾核电站历年环境监测结果表明,田湾核电站环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测站点随机组运行过程中,如有的站点经历搬迁、地面类型改变、周边建筑物变化或者设备更新点位微调等原因,导致环境 $\gamma$ 辐射连续测量结果有所波动。田湾核电站部分站点环境变化前后各10个月的环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测结果见图1。

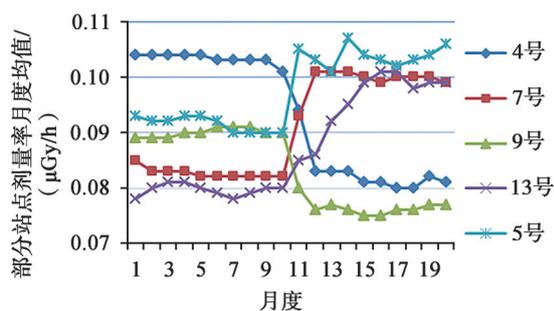


图1 环境变化对于环境 $\gamma$ 辐射连续测量的影响

Fig.1 The impact of environmental change on environmental  $\gamma$  radiation continuous measurement

4号站点搬迁后地面环境由水泥石子地面变为原野地面,环境 $\gamma$ 辐射剂量率整体下降;5号站点和13号站点由原野地面逐步硬化为水泥地面,环境 $\gamma$ 辐射剂量率整体上升;7号站点由居民楼顶搬迁至附近的另一居民楼顶后,新站点环境 $\gamma$ 剂量率高于原站点,环境 $\gamma$ 辐射剂量率整体上升;9号站点水泥地面进行了刷漆处理后,环境 $\gamma$ 辐射剂量率整体下降。以上情况说明,环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测站点的环境变化对于环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续测量结果影响较大,波动超过20%。

对于环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测站点中环境变化不大的站点,以6号站点为例,其自运行以来的月度均值见图2。

由图2可以看出,6号站点自运行以来环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测月度均值基本在 $0.08\ \mu\text{Gy/h}\sim 0.09\ \mu\text{Gy/h}$ 之间波动,整体波动不大。在2015年环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测设

备更换为高气压电离室之后,其波动更小。

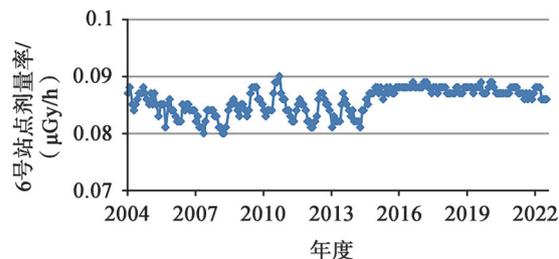


图2 6号站点环境 $\gamma$ 辐射连续测量月度均值

Fig.2 The monthly average of the station No.6  $\gamma$  radiation continuous measurement

### 2.3 各站点机组运行前后差异分析

以2015年环境 $\gamma$ 辐射剂量率连续监测设备更新为高压电离室作为时间节点,除了个别站点因数据较少未开展显著性检验外,工作人员对其他站点在机组运行前,1、2号机组运行期间和3~6号机组投运后的环境 $\gamma$ 辐射剂量率月度均值开展显著性检验,显著性检验结果见表3和表4。

表3 田湾核电机组运行前和1、2号机组运行期间环境 $\gamma$ 辐射剂量率显著性检验

Table 3 Significance test about environmental  $\gamma$  radiation dose rate before TNPS unit operation and during TNPS unit 1 and 2 operation

站点	机组运行前		1、2号机组运行期		差异是否显著
	n	置信区间/ ( $\mu\text{Gy/h}$ )	n	置信区间/ ( $\mu\text{Gy/h}$ )	
1号	32	0.121~0.122	22	0.120~0.121	不显著
2号	32	0.108~0.110	96	0.111~0.112	显著
4号	12	0.108~0.111	43	0.111~0.112	不显著
5号	32	0.087~0.088	96	0.086~0.088	不显著
6号	32	0.084~0.086	96	0.084~0.084	不显著
7号	32	0.071~0.072	96	0.075~0.076	显著
8号	32	0.073~0.074	96	0.073~0.074	不显著
9号	32	0.076~0.077	40	0.075~0.076	不显著
10号	32	0.082~0.083	96	0.086~0.087	显著

表 4 田湾核电 1、2 号机组运行期间和 3~6 号机组投运后环境  $\gamma$  辐射剂量率显著性检验

Table 4 Significance test about environmental  $\gamma$  radiation dose rate during TNPS unit 1 and 2 operation and units 3~6 after operation

站点	1、2 号机组运行期		3~6 号机组投运后		差异是否显著
	n	置信区间 / ( $\mu\text{Gy/h}$ )	n	置信区间 / ( $\mu\text{Gy/h}$ )	
1 号	29	0.115~0.115	64	0.114~0.115	不显著
2 号	29	0.112~0.113	64	0.110~0.111	显著
3 号	28	0.113~0.114	64	0.115~0.116	显著
4 号	29	0.104~0.104	54	0.104~0.104	不显著
6 号	29	0.088~0.088	64	0.087~0.088	不显著
7 号	29	0.083~0.083	44	0.083~0.083	不显著
9 号	29	0.089~0.090	25	0.089~0.090	不显著
10 号	29	0.093~0.094	64	0.092~0.093	不显著

由表 3 和表 4 可以看出,多数田湾核电站环境  $\gamma$  辐射剂量率连续监测站点在机组运行前,1、2 号机组运行期间和 3~6 号机组投运后环境  $\gamma$  辐射剂量率的差异不显著;虽然个别站点显著性检验结果差异显著,但置信区间相距较近,其差异主要源于周边环境发生了一些变化,特别是站点附近建筑物建设和地面的硬化导致站点环境  $\gamma$  辐射剂量率略有上升。同时,可以说电站运行对于环境  $\gamma$  辐射水平的影响相对于环境的影响可以忽略不计。

### 3 讨论

环境  $\gamma$  辐射剂量率长期波动主要受站点地面类型及周边建筑物等环境因素的影响。当环境因素相对稳定时,环境  $\gamma$  辐射剂量率月度和年度均值总体变化不大。

本文通过对田湾核电站机组运行前及 1、2 号机组运行期间、3~6 号机组投运后长时间尺度下的环境变化不大站点的环境  $\gamma$  辐射剂量率连续监测数据开展显著性检验,发现各组数据之间未见显著性的差异。田湾核电站机组正常运行期间气态流出物排放及反应堆厂房的  $\gamma$  贯穿辐射对于环境  $\gamma$  辐射水平的影响可以忽略不计。

### 参考文献

- [1] 环境保护部, 国家质量监督检验检疫总局. 核动力厂环境辐射防护规定: GB 6249-2011 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2011.
- [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] 刘玮, 李飞, 张伟, 等. 关于我国无人系统辐射环境监测技术发展思考 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 1-6.
- [4] 张鹏, 郑兴国, 赵幽竹, 等. 环境地表  $\gamma$  辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 98-103.
- [5] UNSCEAR. Source and Effects of Ionizing Radiation: 2008 report to the General Assembly with Scientific annexes [R]. Vienna: UNSCEAR, 2009.
- [6] 林武辉, 王诗玥, 黄亚萍, 等. 大气中  $\gamma$  辐射空气吸收剂量率的波动机制 [J]. 中国环境科学, 2022, 42 (3): 1097-1103.

# The Analysis about 2004–2022 Environment $\gamma$ Radiation Dose Rate Continuous Monitoring around Tianwan Nuclear Power Station

Guo Yinglai, Wu Chunyuan, Wang Hu, Chen Yunfeng, Liu Hanhan, Hui Miaomiao

(CNNC Jiangsu Nuclear Power Corporation, Lianyungang 222042, China)

**Abstract:** Tianwan Nuclear Power Station (TNPS) has constructed environmental  $\gamma$  radiation dose rate continuous monitoring stations to monitor the radiation level of environmental gamma around the power station. This article counted the Tianwan nuclear power plant environment  $\gamma$  radiation dose rate continuous monitoring station from 2004 to 2022 to the surrounding environment of the power station. The radiation monitoring results of the power station were conducted in different operations of the power station. The impact of  $\gamma$  radiation levels can be ignored compared to environmental factors, and the fluctuations of environmental  $\gamma$  radiation levels are mainly affected by the surrounding environment.

**Keywords:** Tianwan nuclear power plant; environment  $\gamma$  radiation; continuous monitoring

(责任编辑: 许龙飞)

雷世和 . VVER 反应堆压力容器主螺栓卡涩问题分析与处理 [J]. 核安全, 2023, 22(6): 23-29.

Lei Shihe. Analysis and Treatment of Jamming Problem of Main Bolt of VVER Reactor Pressure Vessel [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6): 23-29.

# VVER反应堆压力容器主螺栓卡涩问题分析与处理

雷世和

(江苏核电有限公司, 连云港 222000)

**摘要:** 本文通过对某核电站 4 号机组反应堆压力容器在设备制造过程中主螺栓卡涩问题的分析与处理, 探究卡涩问题导致螺孔损坏后, 通过简单打磨, 原样接收方式处理的可行性。分析结果表明, 在螺栓孔损坏不严重时, 可以通过强度计算进行原样接收。本文从监造管理角度出发, 为后续预防和处理压力容器螺栓卡涩问题提供了理论支撑及实践指导。

**关键字:** 压力容器; 主螺栓; 主螺栓孔; 卡涩; 强度计算; 预防措施

**中图分类号:** TG407 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 06-0023-07

VVER-1000 型反应堆压力容器是核电站反应堆冷却系统的重要压力边界, 是核电站的核心设备。主螺栓与主螺孔相连接, 将压力容器与顶盖紧固, 起到密封作用。压力容器主螺栓与主螺孔的卡涩问题在设备制造、设备安装调试、生产运行中时有发生。

本文通过对某核电站 4 号机组反应堆压力容器的 51 号主螺孔卡涩问题进行分析, 得出了在螺纹损坏不大时可以使用原样接收的方式处理不符合项的结论, 分析结果在该核电站压力容器上得到了运用。本文为后续同类型核电压力容器主螺栓卡涩问题提供了理论参考及实践指导, 并给出了设备监造期间如何预防螺栓卡涩问题的实操性建议。

## 1 VVER-1000 型反应堆压力容器主螺栓介绍

VVER-1000 型压水堆机组, 堆型为 V-428, 共计 54 组螺栓穿过顶盖和压力容器内螺栓孔,

将顶盖与压力容器相连接, 起到密封作用。可通过螺栓拉伸机将主螺栓预紧在主结合面上, 主螺栓由主螺栓本体、两段丝堵、套筒、垫片、中心测量杆组成, 螺纹直径 M170 × 6 mm, 全长 1950 mm。

利用 54/8000-DR100-ST 型螺栓拉伸机, 以中心对称式依次对 54 根主螺栓进行整体拉伸, 同步紧固主螺母, 经过多轮的拉伸后, 通过中心测量杆测量拉伸量, 当拉伸量达到标准要求值后, 卸载主螺栓拉伸机, 主螺栓拉伸示意图见图 1。拉伸的螺栓的弹性形变提供了预紧力作用在压力容器的螺栓孔与顶盖上的螺母, 螺母压在顶盖上法兰处, 配合镍垫圈使反应堆压力容器主密封面得到密封。

压力容器主螺栓卡涩主要发生在主螺栓与螺栓孔配合的螺纹段, 导致主螺栓卡涩的因素主要有螺栓及螺栓孔机加工、螺纹磨损和缺陷、异物或积屑瘤、拆装操作或保养不当等<sup>[1]</sup>。

收稿日期: 2022-12-06 修回日期: 2023-02-15

作者简介: 雷世和 (1988—), 男, 工程师, 本科, 现主要从事核岛主设备监造工作

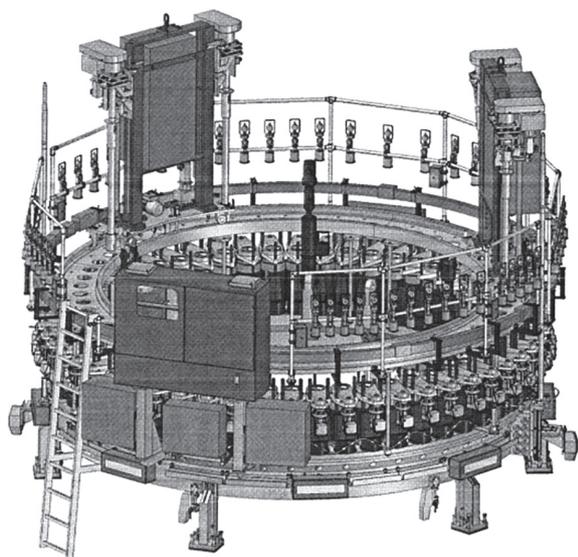


图1 VVER-1000堆型RPV主螺栓拉伸示意图  
Fig.1 VVER-1000 type RPV main bolt tension photo

## 2 常见螺栓卡涩问题处理方式

### 2.1 打磨后原样接收

考虑螺孔中螺纹损坏不严重,通过计算螺孔中螺纹实际尺寸与极限尺寸的主螺栓配合后的强度,判断是否仍然满足设计要求。

优点:不用改动原设计结构,简单打磨处理毛刺,处理简单,耗时短。

缺点:只能针对螺孔损坏不严重的情况,具体范围根据实际测量值进行计算。

### 2.2 沿原螺旋线扩孔方案

当螺栓孔螺纹损伤主要表现为表面损伤,且经过沿原螺旋线扩孔可完全去除缺陷且形成完整螺牙时,可优先选择沿原螺旋线修复的方案;沿原螺旋线的扩孔修复方案是利用成形刀具在原有的螺纹基础上,沿原螺旋线直接切削螺纹齿面和齿顶达到重塑螺纹的技术。<sup>[2]</sup>

优点:该技术的优点是螺孔母材去除量极少,对主螺栓孔结构影响较小。

缺点:对机加工设备要求高、对刀找正难。<sup>[3]</sup>

### 2.3 重新加工新螺纹的扩孔修复方案

去除原螺纹重新加工螺纹的扩孔方案一般是用于沿原螺旋线扩孔方案失败后的备选方案<sup>[4]</sup>。或者螺纹损伤已经超过了近表面,此时

需要根据实际损伤后的螺孔情况考虑扩孔的大小,以尽可能小的方式选择扩孔尺寸<sup>[5]</sup>。

优点:对于一般不同程度的螺孔损伤均通用。

缺点:对已经安装在核电现场的反应堆压力容器现场施工要求较高,受可用修复专用设备的限制,处理周期长。

## 2.4 螺纹衬套方案

螺纹衬套分为钢丝螺纹衬套和薄壁结构衬套两种。钢丝螺纹衬套是由高精度菱形截面的不锈钢丝精确加工而成的一种弹簧状内外螺纹同心体。

优点:具有连续强度高、抗震、抗冲击和耐磨损的功能,并能分散应力,保护基体螺纹,延长基体的使用寿命。

缺点:对于核电厂反应堆压力容器的大尺寸螺纹结构加工难度大,无法保证所需尺寸。

## 3 螺栓孔损伤情况介绍

某核电站4号机组压力容器在设备制造厂制造过程中,第51号主螺栓孔前5圈止规通过。压力容器主密封面螺纹孔根据设计要求为M170×6-6G,按ГОСТ 24705-2004和ГОСТ 16093-2004标准,螺牙中径为166.183~166.583 mm,内径为163.585~164.385 mm。

主螺孔螺纹尺寸不满足设计要求,损坏的螺纹见图2。



图2 压力容器主螺栓孔损伤照片  
Fig.2 Picture of damaged main bolt hole of RPV

对损坏的螺纹孔进行尺寸测量,结果见表1。

表 1 51 号 M170×6-6G 螺栓孔直径测量值  
Table 1 Measurements results of diameters of thread M170×6-6G in hole No.51

螺纹 匝数 No.	测量的直径值 /mm				
	实测中径		实测内径		实测外径
	位置 1	位置 2	位置 1	位置 2	位置 1
2	166,58	166,59	164,09	164,14	170,3
5	166,58	166,59	164,09	164,14	170,3
8	166,50	166,52	164,10	164,12	170,1
11	166,51	166,54	164,11	164,18	170,7
14	166,51	166,54	164,11	164,18	170,7
17	166,36	166,50	164,19	164,08	170,5
20	166,36	166,50	164,19	164,08	170,5
23	166,51	166,50	164,15	164,11	170,3
26	166,51	166,50	164,15	164,11	170,3
29	166,34	166,39	164,15	163,97	170,6
32	166,33	166,31	164,15	164,10	170,4
35	166,33	166,31	164,15	164,10	170,4

### 4 强度分析

鉴于螺栓孔损坏的情况不算严重,准备对损伤的螺纹孔进行打磨处理,清除掉毛刺、积屑瘤等。并对剩余的螺纹情况进行强度计算,分析强度能否满足标准要求。

#### 4.1 初始尺寸输入

螺纹的中径和内径尺寸与对应的螺纹匝数位置示意图如图 3 所示。

根据表 1,可以计算出螺纹的平均值(见表 2)。

表 2 内径平均值  $\bar{D}_1$  和中径平均值  $\bar{D}_2$   
Table 2 Average values of inner  $\bar{D}_1$  and angle  $\bar{D}_2$  diameters of thread

Seat	$\bar{D}_1$ /mm	$\bar{D}_2$ /mm
No51	164.13	166.52

内径  $D_1$  没有超标尺寸,符合图纸及标准要求。中径  $D_2$  存在超标尺寸,超标尺寸在前 5 匝。

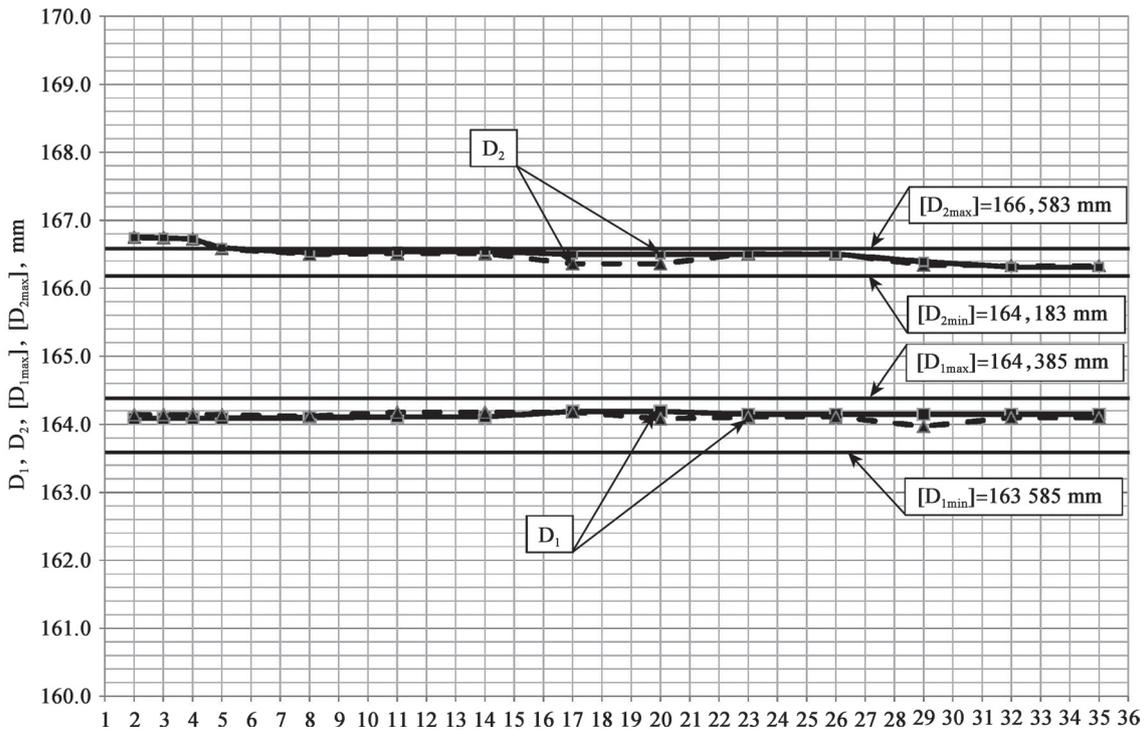


图 3 整个螺纹孔长度范围内内径尺寸  $D_1$  和中径尺寸  $D_2$  及内径最小最大尺寸  $[D_{1min}]$ ,  $[D_{1max}]$ , 中径最小最大尺寸  $[D_{2min}]$ ,  $[D_{2max}]$

Fig.3 Diagram of values of inner  $D_1$  and angle  $D_2$  diameters of thread of seat, tolerance ranges for inner  $[D_{1min}]$ ,  $[D_{1max}]$  and angle  $[D_{2min}]$ ,  $[D_{2max}]$  diameters of thread

## 4.2 螺纹承载可靠性分析

通过以上信息分析螺纹孔尺寸偏差对 M170×6-6G/6e 螺栓接头强度的影响。螺纹尺寸的静态强度主要是由螺纹接头的重叠载荷匝

数决定<sup>[6]</sup>,重叠载荷面积主要由螺栓的最小可能外径与螺孔最大可能内径的关系决定<sup>[7]</sup>。带螺纹与螺栓 M170×6-6G/6e 示意图如图 4 所示。

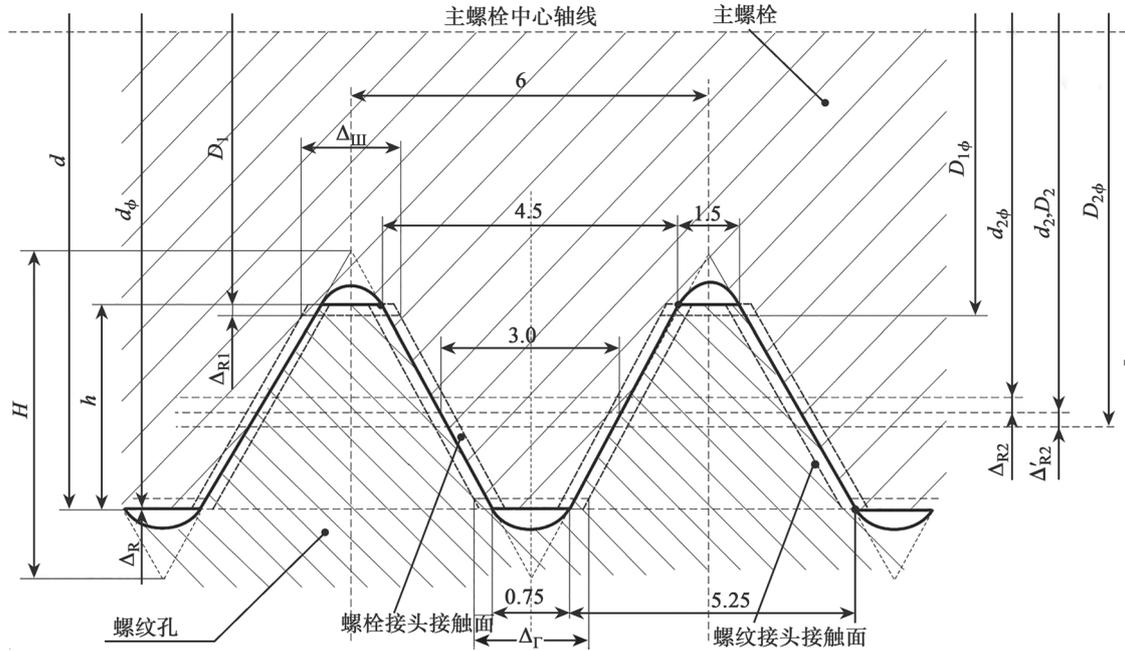


图 4 M170×6 螺栓接头尺寸示意图

Fig.4 Profile of threaded joint M170×6

$d=170\text{ mm}; D_1=163.505\text{ mm}; d_2=166.103\text{ mm};$   
 $H=5196\text{ mm}; h=32475\text{ mm}; D_{1\max}=164.385\text{ mm}.$

螺纹 M170×6-6G/6e 在公差下的最小可能重叠长度如下:

$$t'_{2\min} = \frac{d_{\min} - D_{1\max}^r}{2} = \frac{169.282 - 164.385}{2} = 2.4485\text{ mm}$$

式中:  $d_{\min} = d - \delta_d = 170 - 0.718 = 169.282\text{ mm}$  - 螺栓 M170×6-6e 螺纹的最小外径;

$d = 170\text{ mm}$  - 螺栓螺纹的公称外径;

$\delta_d = 0.718\text{ mm}$  - 螺栓 M170×6-6e 螺纹外径最大偏差量;

$D_{1\max}^r = D_1 + \delta_{D_1} = 163.505 + 0.88 = 164.385\text{ mm}$  - 螺孔 M170×6-6G 最大内径;

$D_1 = 163.505\text{ mm};$

$\delta_{D_1} = 0.88\text{ mm}$  - 螺孔 M170×6-6G 的内径最大允许偏差。

螺纹的理论高度(标准螺距  $S=6\text{ mm}$ ),根据

图 4 几何尺寸计算出:

$$t'_2 = h = \frac{(S - 1.5 - 0.75)}{2 \cdot \tan(\alpha)} = 3.2475\text{ mm}$$

用关系式  $t'_{2\min}/t_2$  来定义加工精度对螺纹接头静态强度的影响,即可靠关系值,最小可能值为:

$$\frac{t'_{2\min}}{t_2} = \frac{2.4485}{3.2475} = 0.75 = 75\%$$

在螺纹内径平均值下的值为:

$$t'_{2\min} = \frac{d_{\min} - \overline{D_1}}{2} = \frac{169.282 - 164.13}{2} = 2.576\text{ mm}$$

式中:  $\overline{D_1} = 164.13\text{ mm};$

$$\frac{t'_{2\min}}{t_2} = \frac{2.576}{3.2475} = 0.79 = 79\% > 75\%$$

上述计算表明,使用极限尺寸的主螺栓与 51 号螺孔配合,载荷能力仍然能得到保证。与

标准状态下的螺纹相比,可靠关系值  $t'_{2\min}/t_2$  没有变小,因此确保了接头的载荷能力。

### 4.3 各工况下应力分析

下面分别校核螺栓拧紧、工作压力、水压试验压力等工况下螺孔中的应力<sup>[8]</sup>。在极限值和标准尺寸两种情况下,螺栓 M170×6 尺寸计算取值及公式如下。

$$\overline{D}_2 - \text{M170} \times 6 - 6G;$$

$$\overline{D}_1 - \text{M170} \times 6 - 6G;$$

$$D_{2\max} = 166.583 \text{ mm} - \text{M170} \times 6 - 6G;$$

$$D_2 = 166.103 \text{ mm} - \text{M170} \times 6;$$

$$d_{\min} = 169.282 \text{ mm} - \text{M170} \times 6 - 6e;$$

$$d = 170.0 \text{ mm};$$

$$d_{2\min} = 165.685 \text{ mm} - \text{M170} \times 6 - 6e;$$

$$d_2 = 166.103 \text{ mm} - \text{M170} \times 6;$$

$$D_{1\max} = 164.385 \text{ mm} - \text{M170} \times 6 - 6G;$$

$$D_1 = 163.505 \text{ mm};$$

$$\Delta_R = \frac{d - d_{\min}}{2}; \Delta_{R1} = \frac{\overline{D}_1 - D_1}{2}; \Delta_{R2} = \frac{d_2 - d_{2\min}}{2};$$

$$\Delta'_{R2} = \frac{\overline{D}_2 - D_2}{2};$$

$$\Delta_\Gamma = \Delta_1 + 2 \cdot \operatorname{tg}\left(\frac{\alpha}{2}\right) \cdot (\Delta_R + \Delta'_{R2});$$

$$\Delta_w = \Delta_2 + 2 \cdot \operatorname{tg}\left(\frac{\alpha}{2}\right) \cdot (\Delta_{R1} + \Delta_{R2});$$

$$\Delta_1 = 0.75 \text{ mm};$$

$$\Delta_2 = 1.5 \text{ mm};$$

$$\alpha = 60^\circ - \text{螺纹角度};$$

$$K_\Gamma = \frac{S - \Delta_\Gamma}{S} - \text{螺孔螺纹厚度系数};$$

$$K_w = \frac{S - \Delta_w}{S} - \text{螺柱螺纹厚度系数};$$

$$S = 6 \text{ mm} - \text{螺纹节距};$$

$$A_\Gamma = \pi \cdot d_{\min} \cdot H \cdot K_\Gamma \cdot K_m - \text{螺孔的剪切面积};$$

$$A_w = \pi \cdot \overline{D}_1 \cdot H \cdot K_w \cdot K_m - \text{螺栓的剪切面积};$$

$$H = 210 \text{ mm} - \text{螺栓高度};$$

$$K_m = 0.7 - \text{螺纹接头允许的高度变形系数}$$

$$\left(\frac{R_{m\sigma}}{R_{m\Gamma}} = \frac{834}{540} = 1.6 > 1.3\right);$$

$$R_{m\sigma} = 834 \text{ MPa} - \text{螺栓材料(钢 38XH3M}\Phi\text{A)}$$

在设计温度  $T = 350^\circ\text{C}$  下的最小极限强度;

$R_{m\Gamma} = 539 \text{ MPa}$  - 法兰材料(钢 15X2HMΦA)在设计温度  $T = 350^\circ\text{C}$  下的最小极限强度;

$$\tau_p = \frac{F_w}{z \cdot A_{\Gamma, w}} - \text{剪应力};$$

$$z = 54 - \text{螺栓数量};$$

$F_w$  - 设计工况下螺栓上的应力(预紧和强度水压试验);

$$F_w = 345.1 \cdot 10^6 \text{ H} - \text{螺栓拧紧时};$$

$$F_w = 377.8 \cdot 10^6 \text{ H} - \text{设计压力下};$$

$$F_w = 390.5 \cdot 10^6 \text{ H} - \text{强度水压试验下}.$$

法兰材料钢 15X2HMΦA 允许的剪应力:

$[\tau]^3 = 0,25R_{p0.2}^{20} = 0,25 \cdot 490 = 122,5 \text{ MPa}$  - 拧紧时;

$[\tau]^p = 0,32R_{p0.2}^{350} = 0,32 \cdot 440 = 140,8 \text{ MPa}$  - 工作压力下;

$[\tau]^{fu} = \frac{0,7}{0,5} \cdot 0,25 \cdot R_{p0.2}^{150} = 0,35 \cdot 461 = 161,3 \text{ MPa}$  - 强度水压下;

$R_{p0.2}^{20} = 490 \text{ MPa}, R_{p0.2}^{350} = 440 \text{ MPa}, R_{p0.2}^{150} = 461 \text{ MPa}$  - 压力容器法兰材料在  $T = 20^\circ\text{C}, T = 350^\circ\text{C}, T = 150^\circ\text{C}$  下的屈服强度值。

主螺栓材料钢 38XH3MΦAKП 880 允许的剪应力:

$$[\tau]^3 = 0,25R_{p0.2}^{20} = 0,25 \cdot 882 = 220 \text{ MPa} - \text{拧紧时};$$

$$[\tau]^p = 0,32R_{p0.2}^{20} = 0,32 \cdot 746 = 238,7 \text{ MPa} - \text{设计压力下};$$

$[\tau]^{fu} = \frac{0,7}{0,5} \cdot 0,25 \cdot R_{p0.2}^{150} = 0,35 \cdot 814 = 284,9 \text{ MPa}$  - 水压试验下;

$R_{p0.2}^{20} = 882 \text{ MPa}, R_{p0.2}^{350} = 746 \text{ MPa}, R_{p0.2}^{150} = 814 \text{ MPa}$  螺栓材料在温度  $T = 20^\circ\text{C}, T = 350^\circ\text{C}, T = 150^\circ\text{C}$  下的屈服强度值。

表 3 M170×6-6G 螺孔强度评定

Table 3 Strength assessment of thread of seat M170×6-6G

参数	螺孔与不同尺寸螺孔搭配		
	No51 号螺孔	标准下的极限尺寸	正常公称尺寸
$\overline{D}_2/\text{mm}$	166.52	166.583	166.103
$d_{\min}$	169.282	169.282	170.0
$\Delta_R$	0.3590	0.3590	0

续表

参数	螺栓与不同尺寸螺孔搭配		
	No51号螺孔	标准下的极限尺寸	正常公称尺寸
$\Delta'_{R2}$	0.2085	0.2400	0
$\Delta_F$	1.405	1.442	0.75
$K_F$	0.766	0.760	0.875
$A_F \cdot 10^{-3}/\text{mm}^2$	59.9	59.4	68.7
$\tau([\tau]), \text{MPa}$	拧紧时	106.7 (122.5)	107.6 (122.5)
	设计压力	116.8 (140.8)	117.8 (140.8)
	水压	120.7	121.7
	试验	(161.3)	(161.3)

表4 螺栓 M170×6-6e 螺纹强度评估

Table 4 Strength assessment of thread of studs M170×6-6e

参数	螺栓与不同尺寸螺孔搭配		
	No 51号螺孔	标准下的极限尺寸	正常公称尺寸
$d_{2min}/\text{mm}$	165.685		166.103
$\overline{D}_1$	164.13	164.385	163.505
$\Delta_{R1}$	0.3125	0.4400	0
$\Delta_{R2}$	0.2090	0.2090	0
$\Delta_m$	2.102	2.249	1.5
$K_m$	0.650	0.625	0.75
$A_m \cdot 10^{-3}/\text{mm}^2$	49.2	47.4	56.6
$\tau([\tau]), \text{MPa}$	拧紧时	129.9 (220.0)	134.8 (220.0)
	设计压力	142.2 (238.7)	147.6 (238.7)
	水压	147.0	152.6
	试验	(284.9)	(284.9)

通过以上计算,在尺寸极值的条件下,计算结果见表3、表4,螺纹接头的剪切应力满足俄罗斯 ПНАЭГ-7-002-86(核动力装置设备和管道强度计算规范)标准要求<sup>[9]</sup>。

## 5 监造期间预防措施

经过以上计算,51号螺孔可以经过简单地

打磨去除表面毛刺、积屑瘤,通过原样接收的方式处理该不符合项。

为了避免后续制造过程中主螺栓卡涩问题,笔者对主螺栓安装工序进行了梳理,并进一步防范了主螺栓卡涩问题。制造厂及监造人员应采取的预防措施如下:(1)对螺栓孔以及主螺栓的机加工质量进行严格监督控制,尺寸验收阶段应使用通规、止规进行检查,同时注意表面的清洁度、平整度,螺牙是否存在毛刺、积屑瘤等异物<sup>[10]</sup>;(2)细化操作规程,补充主螺栓拧入、拧出的要求;(3)对主螺栓拧入、拧出的工段人员进行补充工艺培训和指导;(4)对后续螺栓拧入、拧出螺栓孔过程中增加工长和质量监督员的全程监督;(5)对打磨操作工进行培训,并进行全程监督;(6)对压力容器主螺栓孔进行修磨后,对所有螺栓孔和主螺栓进行再次检查;(7)安装主螺栓前检查主螺栓孔的清洁度、主螺栓孔和主螺栓螺牙是否存在毛刺、二硫化钼润滑脂质量及润滑状况。<sup>[11]</sup>

## 6 结语

螺栓孔卡涩问题可以通过4种方式进行处理:打磨后原样接收、沿原螺旋线扩孔、重新加工新螺纹的扩孔修复、螺纹衬套,根据螺栓孔损伤程度的不同进而选择合适的处理措施。其中最简明有效的方式为对原损伤的螺纹孔进行打磨,去除表面毛刺、积屑瘤<sup>[12]</sup>。

本文通过对某核电站4号压力容器51号螺栓孔问题进行分析和处理,对螺纹孔内径、中径等实际尺寸进行建模分析,通过计算损坏的螺纹在极限尺寸的螺栓配合下仍然能够满足螺纹载荷能力,以及俄标 ПНАЭГ-7-002-86中规定的剪应力强度要求,选择对原损伤螺孔进行打磨后原样接收的处理方式。

文中案例为后续监造以及生产运营过程中预防和处理压力容器螺栓卡涩问题提供了理论支撑及实践指导。

## 参考文献

- [1] 王仁科,张超,韩丽英.反应堆压力容器主螺栓卡涩分析[J].核安全,2013,12(S1):110-113.

- [ 2 ] Greenwood JA, Williamson J B. contact of nominally flat surface [ J ] . Proc. Roy. soc. A. 1966, 295 ( 1442 ): 300-319.
- [ 3 ] Birger I.A., Iosilevich G.B. Threaded joints. M.. 1990.
- [ 4 ] 胡大芬, 伍时建, 杨景超. 反应堆压力容器主螺栓扩孔修复的强度校核和应力分析 [ J ] . 压力容器, 2017, 34 ( 11 ): 71-75.
- [ 5 ] 房永刚, 初起宝, 王庆, 等. 浅谈反应堆压力容器主螺栓扩孔修复的核安全审查 [ J ] . 核安全, 2013, 12 ( 3 ): 89-93.
- [ 6 ] Zhao H. Analysis of the load distribution in a bolt-nut connector [ J ] . Computer and Structures, 1994, 53 ( 6 ): 1465-1472.
- [ 7 ] 郑连纲, 吕勇波. 反应堆压力容器强度可靠性分析 [ J ] . 核动力工程, 2012, 33 ( 4 ): 1-4.
- [ 8 ] 刘攀, 金挺, 毛庆. 反应堆压力容器法兰螺纹应力集中系数分析 [ J ] . 核动力工程, 2011 ( S2 ): 9-10.
- [ 9 ] Strength analysis norms for equipment and pipelines of nuclear power plants. PNAE G-7-002-86. Moscow. Energoatomizdat. 1989.
- [ 10 ] 季彦卫. 反应堆压力容器主螺栓卡涩因素分析及预防措施 [ J ] . 设备管理与维修, 2022 ( 9 ) .
- [ 11 ] Bickford J H. An introduction to the Design and Behavior of Bolted Joints [ M ] . Second Edition. New York: Marcel Dekker Inc, 2008.
- [ 12 ] 周万云, 许洪朋, 刘东杰, 等. 反应堆压力容器主螺栓扩孔修复方案探讨 [ J ] . 压力容器, 2015, 32 ( 2 ): 75-80.

## Analysis and Treatment of Jamming Problem of Main Bolt of VVER Reactor Pressure Vessel

Lei Shihe

(Jiangsu Nuclear Power Corporation, Equipment Procurement and Supervision Team in Europe, Lianyungang, 222000, China)

**Abstract:** Through the analysis and treatment of the jamming problem of the main bolt of the reactor pressure vessel of Unit 4 in a nuclear power plant during the equipment manufacturing process, this paper explores the feasibility of receiving as is through simple polishing after the screw hole is damaged due to the jamming problem. The analysis results show that the bolt hole can be accepted as is by strength calculation when the damage is not serious. From the perspective of supervision management, it provides theoretical support and practical guidance for the subsequent prevention and treatment of pressure vessel bolt jam.

**Keywords:** pressure vessel; main bolt; main bolt hole; jam; strength calculation; preventive measure

(责任编辑: 徐晓娟)

刘建昌,王伟伟,曹志伟,等.横摇条件下海上小型堆完全丧失交流电事故分析[J].核安全,2023,22(6):30-38.

Liu Jianchang, Wang Weiwei, Cao Zhiwei, et al. Safety Analysis of SMR on Total Loss of Alternative Power Condition under Rolling Condition [J].

Nuclear Safety, 2023, 22(6): 30-38.

## 横摇条件下海上小型堆完全丧失交流电事故分析

刘建昌<sup>1,2</sup>, 王伟伟<sup>1</sup>, 曹志伟<sup>1</sup>, 欧阳勇<sup>1</sup>

(1. 中广核研究院有限公司, 深圳 518000; 2. 珠海市科技发展促进会, 珠海 519000)

**摘要:** 本文分析了横摇工况对海上小型堆完全丧失交流电事故的影响。研究表明, 在发生完全丧失交流电事故时, 通过一回路自然循环和 PSHR 系统带走堆芯衰变热; 在横摇工况下, 一回路自然循环流量发生周期性变化, 变化周期与横摇周期相同; 横摇频率越高、横摇幅值越大, 一回路自然循环流量变化越剧烈。横摇条件下, PSHR 系统投入时间比静止条件下的晚, 横摇越剧烈, PSHR 系统投入时间越晚。PSHR 系统投入后, 横摇运动强化了系统的换热, 一回路降温速率比静止条件下快, 横摇越剧烈, 一回路降温速率越快。

**关键词:** 横摇工况; 完全丧失交流电; 自然循环

**中图分类号:** TL38+3 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 06-0030-09

海洋条件(如起伏、横摇、纵摇、倾斜等)影响系统流动传热过程, 从而影响海上小型堆的热工水力响应特性。

Toshihisa ISHIDA<sup>[1]</sup> 基于 RETRAN-02 程序的一维模型, 分别考虑倾斜、起伏和摇摆等不同海洋条件所引入的附加质量力和附加质量力所做功, 对 RETRAN-02 程序的动量方程和能量方程进行修改, 得到了 RETRAN-02/GRAV 程序。针对 RETRAN-02/GRAV 程序, 分别利用倾斜条件下的单相自然循环、起伏条件下的单相与两相自然循环以及摇摆条件下的单相自然循环实验进行了验证: 倾斜条件下的单相自然循环程序计算得出的流量变化与实验结果吻合较好; 起伏条件下单相自然循环程序计算得出的流速变化与实验结果吻合较好。起伏条件

下两相自然循环程序中, 作者分别选取了滑移模型与均相流模型进行计算, 根据两种模型计算得出的流速与空泡份额的变化趋势与实验结果吻合较好, 但滑移模型计算出的流量有很大的波动, 这种波动与实验情况不符, 作者认为需要对模型进行修改。摇摆条件下的单相自然循环程序计算与实验结果也吻合较好。作者还应用该程序建立了 MUTSU 的模型, 并分析了在起伏倾斜和摇摆等不同海洋条件下的热工水力特性。

Jae-Hak Kim 等<sup>[2,3]</sup> 基于 RETRAN-03 程序, 开发得到了 RETRAN-03/MOV 与 RETRAN-03/INT。在 RETRAN-03/MOV 中, 作者对动量方程的修改方法与参考文献[1]一致, 并且也对 MUTSU 进行了相关计算。由于作者并未进行

收稿日期: 2023-03-06 修回日期: 2023-08-28

作者简介: 刘建昌(1990—), 男, 高级工程师, 硕士

相关滑移模型与阻力模型的修改,蒸汽发生器水位的计算结果比文献[1]更接近于 MUTSU 的设计计算结果。在 RETRAN-03/INT 中,除了引入海洋条件模型外,作者还增加了低压低温状态条件下的水-蒸汽物性表,进一步扩展了物性适用范围;并修改了适用于螺旋管式蒸汽发生器的传热模型。作者使用 RETRAN-03/INT 程序对 SMART 进行了建模,分析了倾斜条件下单相自然循环特性,并与实验结果进行了对比验证。

为准确分析含反应性反馈的核动力装置自然循环及其过渡过程中重要参数的响应特性,郝亚雷等<sup>[4]</sup>、于雷等<sup>[5]</sup>建立了中子物理-热工水力耦合模型,分析了实际核动力装置的自然循环及其过渡过程。在研究中,采用了两群三维时空中子动力学模型。通过与实验结果进行比较,验证了该模型能够满足工程分析的要求。

谭长禄等<sup>[6]</sup>引入了坐标旋转方法,完成了一维系统程序 RELAP5 中引入海洋条件的研究,开发了海洋条件系统模拟程序 RELAP5/MC。RELAP5/MC 程序可用于分析简单海洋条件如倾斜、摇摆、起伏、直线加速以及复合海洋条件下的系统行为。通过与参考文献[1]给出的结果进行对比,证明程序具备了初步分析海洋条件下系统热工水力行为的手段和能力。

周铃岚等采用理论分析与 RELAP5/MC 程序计算相结合的方法,研究了非对称加热条件下摇摆运动对并联双通道管间脉动特性的影响<sup>[7]</sup>;采用并行方式,将 RELAP5/MC 与三维物理瞬态输运程序 TDOTT 进行耦合,分析了摇摆条件下自然循环矩形双通道系统核热耦合不稳定性<sup>[8]</sup>。针对浮动式核电厂反应堆系统,杨帆等<sup>[9]</sup>使用 RELAP5/MC 程序建立了分析模型,研究全船断电事故(SBO)发生后,横倾、纵倾、横摇及纵摇等不同单一海洋条件下,一次侧非能动余热排出系统(PRHR)的自然循环特性,并对未来浮动核电厂安全系统的设计提出了建议。

程坤等<sup>[10]</sup>在 RELAP/SCDAPSIM 程序基础上,通过对动量方程添加附加惯性力项,得到了可用于分析不同单一海洋条件的系统安全分析

程序版本。作者建立了双环路浮动反应堆模型,对额定功率工况运行下瞬态特性进行了分析。分析结果表明,起伏运动会导致一、二回路自然循环流量发生周期性波动,流量波动主要受起伏幅值影响;摇摆运动会导致一次侧对称环路流量出现反相位的周期性波动,两个对称环路的流量混合后可以降低堆芯流量的波动幅值,位于对称轴的堆芯受摇摆运动的影响较小。

曹志伟等<sup>[11,12]</sup>基于 RELAP/SCDAPSIM 程序,建立了倾斜条件下海上小型堆模型,研究了横倾和纵倾条件下压力容器上接管发生双端剪切事故的响应特性。研究结果表明,瞬态过程中横倾条件对系统主要热工水力参数的影响较大且存在陡边效应,在较大横倾角度下,受重力的影响,冷却剂在一回路内重新分布,堆芯水位显著下降,导致燃料包壳峰值温度显著升高。

本文将利用 LOCUST-M 程序<sup>[13]</sup>,分析海洋条件对海上小型堆完全丧失交流电事故的影响。LOCUST-M 程序是在 RELAP/SCDAP 程序基础上,通过引入附加惯性力模型修正得到的可用于分析不同海洋条件下热工水力特性的一维系统分析程序。

## 1 海上小型堆分析模型

### 1.1 海上小型堆系统配置

图1给出了海上小型堆的示意图,海上小型堆的一回路主要有压力容器(Reactor Pressure Vessel, RPV)和两台对称布置的直流式蒸汽发生器(Once Through Steam Generator, OTSG)构成,RPV 和 OTSG 之间通过短套管直接连接,实现一回路的紧凑布置。一回路冷却剂在堆芯内被加热,随后通过短套管进入 OTSG 壳侧进行冷却,随后经主泵加压后重新注入堆芯。OTSG 二次侧的给水在传热管内被逐渐加热成过热蒸汽。海上小型堆配置了两列非能动余热排出系统(Passive Secondary Heat Removal system, PSHR),每列 PSHR 由冷凝器、冷却水箱、补水箱和相应的管道、阀门组成。

当海上小型堆丧失能动的热量导出手段时(如发生完全丧失交流电事故),由于丧失带热手

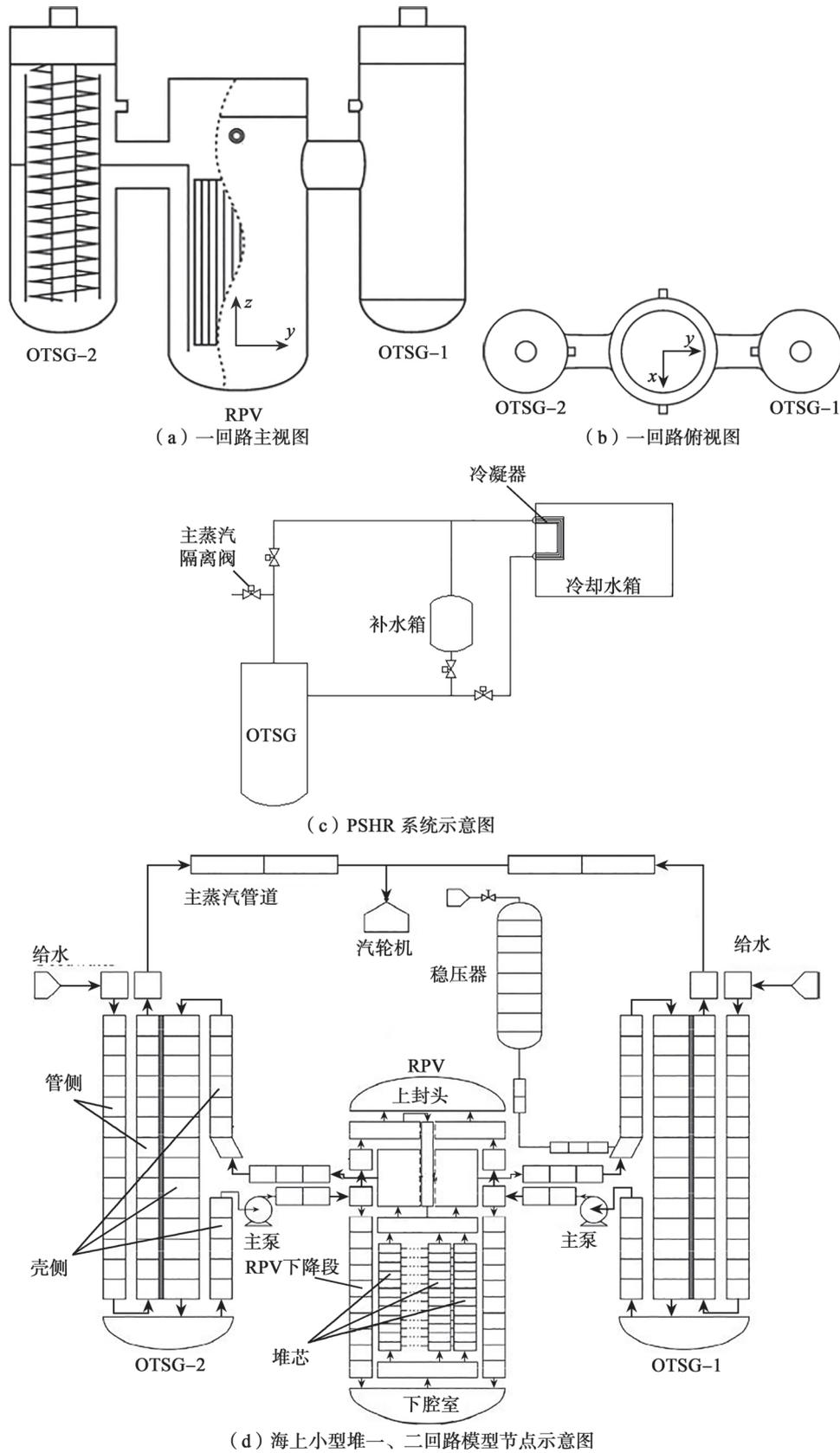


图 1 海上小型堆示意图

Fig.1 Sketch of small offshore reactor

段,堆芯温度升高,需要启动 PSHR 导出堆芯热量。操纵员通过控制棒下落实现停堆,关闭主蒸汽隔离阀和主给水隔离阀,开启 PSHR 入口和出口的隔离阀,在重力的作用下,补水箱内的冷水注入到 OTSG 内,被逐渐加热产生蒸汽,蒸汽经过 PSHR 入口管道进入冷凝器内,在冷凝器内被冷凝成饱和水,随后通过出口管道重新注入 OTSG 内形成闭式循环。补水箱的水装量可以保证 OTSG 和 PSHR 冷凝器之间形成稳定的自然循环。冷却水箱内的水吸收热量后逐渐升温,当冷却水箱内的水被加热到饱和温度时,水沸腾蒸发,冷却水箱内的水位逐渐下降。

通过 LOCUST-M 程序建立海上小型堆的计算模型,计算模型包括海上小型堆的一回路、部分二回路和 PSHR 系统。海上小型堆一、二回路模型节点示意图如图 1(d)所示。

## 1.2 摇摆数学模型

在分析横摇条件的影响时,需要建立海上小型堆的摇摆坐标系。在本文中,以船艏方向为  $x$  轴方向, $z$  轴为垂直方向,与压力容器中心轴重合,坐标轴原点位于压力容器下部,坐标系示意图如图 2 所示。

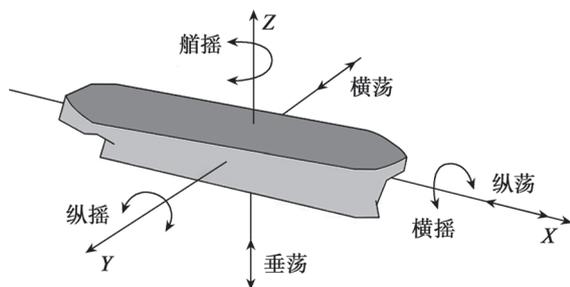


图 2 坐标系示意图

Fig.2 Graph of the coordinate

根据海上小型堆的设计特征,在安全分析中需要考虑的最大横摇角为  $22.5^\circ$ ,最小横摇周期为  $7\text{ s}$ 。在本文分析中,考虑的横摇条件见表 1,横摇模型满足:

$$\theta(t) = \theta_A \cos\left(\frac{2\pi t}{T}\right) \quad (1)$$

上式中, $\theta(t)$  和  $\theta_A$  分别表示横摇角和横摇角幅值,单位为  $^\circ$ ;  $t$  和  $T$  分别为时间和横摇周期,单

位为  $\text{s}$ 。

表 1 分析中考虑的横摇条件

Table 1 Rolling condition considered in the analysis

海洋条件工况	横摇角幅值 $\theta_A$	横摇周期 $T_h$
0	静止条件	
1	$22.5^\circ$	7 s
2	$22.5^\circ$	15 s
3	$22.5^\circ$	20 s
4	$15^\circ$	7 s
5	$10^\circ$	7 s

## 2 横摇条件下海上小型堆完全丧失交流电事故分析

当海上小型堆发生完全丧失交流电事故时,始发事件将导致主给水系统丧失,主泵开始惰转,堆芯丧失正常带热手段。始发事件将同时导致控制棒下落,控制棒插入堆芯后,堆芯功率开始下降。但是由于事故导致堆芯热量无法导出,燃料和冷却剂温度开始上升,导致热管段饱和裕度逐渐下降。在瞬态过程中,一回路和二回路压力不断升高。当一回路压力升高到稳压器安全阀开启整定值时,稳压器安全阀开启。随后,稳压器压力在安全阀开启压力整定值和关闭整定值上下波动,一回路温度不断升高。

在一回路温度升高过程中,热管段饱和温度裕量不断降低。当热管段饱和裕度降低到 PSHR 系统启动整定值时,触发 PSHR 系统启动信号,PSHR 系统入口蒸汽隔离阀和出口隔离阀开启,通过 OTSG-PSHR 自然循环的方式带走堆芯热量。

当发生完全丧失交流电事故时,堆芯热量通过一、二回路的自然循环导出。本节将对对比静止和横摇条件下完全丧失交流电的事故特性,研究横摇条件对海上小型堆的影响。

### 2.1 横摇对完全丧失交流电事故的影响

角幅值为  $22.5^\circ$ 、周期为  $7\text{ s}$  的横摇条件下,完全丧失交流电事故工况的事故进程见表 2,计算结果如图 3 至图 8 所示。

表 2 完全丧失交流电事故序列  
Table 2 Transient results of total loss of alternative power conditions

事件	时间 /s	
	静止条件	工况 1
事故开始	3000.0	3000.0
- 控制棒开始下插		
- 主泵开始惰转		
- 主给水系统丧失		
稳压器安全阀首次开启	3147.2	3169.2
PSHR 系统投入运行	4683.3	5161.6
计算结束	10000.0	10000.0

在横摇条件下, 环路 1 和环路 2 与堆芯之间的相对高度发生周期性变化, 两个环路的自然驱动力发生周期性变化, 且在横摇条件产生的附加力作用下, 一回路流量发生周期性变化, 变化周期与横摇周期相同。

在静止条件下, 稳压器安全阀开启后, 环路 1 的自然循环驱动力被削弱, 向 SG1 二次侧的换热量也较小, 因此 SG1 的压力低于 SG2 压力; 而在横摇条件下, 环路 1 和环路 2 的自然循环驱动力发生周期性变化, 向 SG 二次侧的换热量也发生周期性变化, 即使稳压器安全阀开启后, 向 SG1 的换热量也比静止条件下的高, 削弱了稳压器安全阀开启后对环路 1 自然循环驱动力的影响。

在横摇条件下, PSHR 系统启动前, 通过蒸汽发生器向二次侧的总换热量高于静止条件下的换热量, 一回路升温升压速率比静止条件下的速率小, 因此, 稳压器安全阀首次开启时间比静止条件下的开启时间晚。此后, 一回路压力在稳压器安全阀开启、关闭压力附近波动, 一回路温度持续升高。在横摇条件下, 升温速率较慢, 因此, 达到热管段饱和温度裕量低 2 信号整定值的时间也晚于静止条件下的时间, PSHR 系统投入的更晚。

PSHR 系统启动后, 通过一回路自然循环和 PSHR 系统的自然循环导出堆芯衰变热。横摇条件导致自然循环流量发生周期性变化, 强化

了 SG 和 PSHR 的传热, 因此, 一回路降温降压速率要明显高于静止条件下的速率。

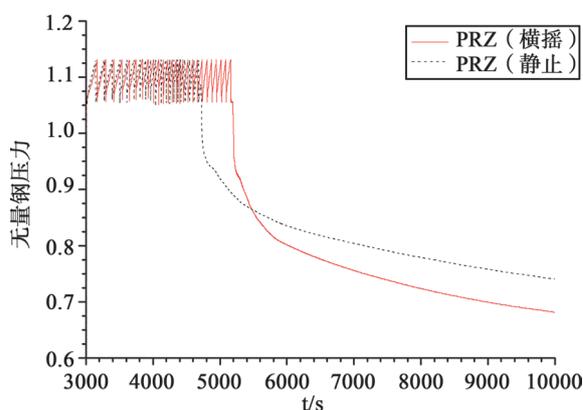


图 3 稳压器压力 (幅值 =22.5°, 周期 =7 s)

Fig.3 Pressurizer pressure (amplitude=22.5°, period=7 s)

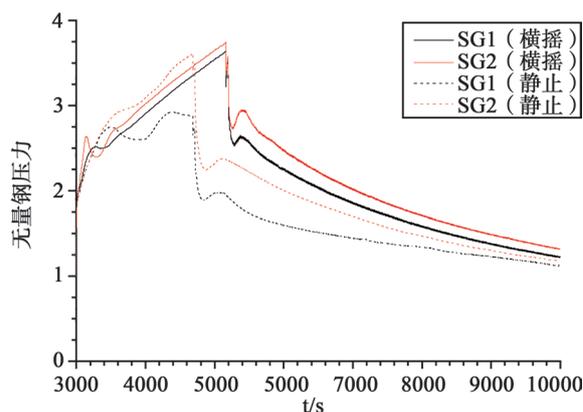


图 4 SG 压力 (幅值 =22.5°, 周期 =7 s)

Fig.4 SG pressure (amplitude=22.5°, period=7 s)

## 2.2 横摇周期的影响分析

幅值为 22.5°, 不同周期下发生完全丧失交流电事故的分析结果如图 9 至图 11 所示。

从分析结果可以看出, 横摇频率越高、周期越小, 流量变化越大, 稳压器安全阀开启后对自然循环能力的削弱越小。

PSHR 系统投入前, 摇摆频率越高, 向两个 OTSG 二次侧的传热越均匀, 一回路系统的升温速率越慢, 因此, 达到 PSHR 系统投入的整定值的时间越晚。

PSHR 系统启动后, 摇摆频率越高, 通过 PSHR 系统换热器带走的热量越多, 一回路降温降压速率越大。

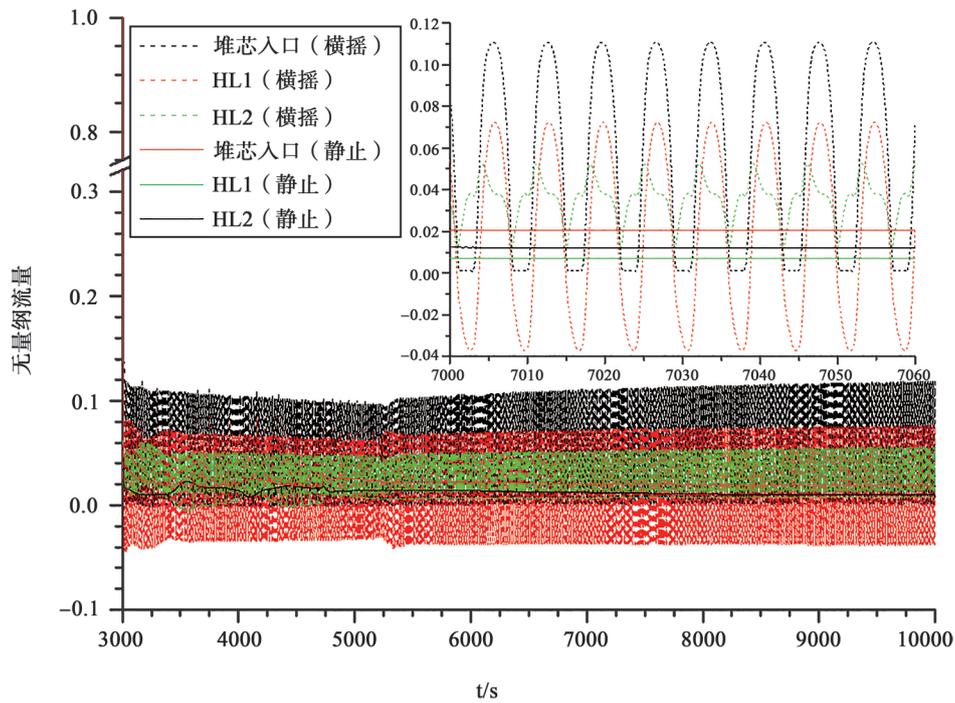


图5 一回路流量(幅值=22.5°,周期=7 s)

Fig.5 Primary flow rate (amplitude=22.5°, period=7 s)

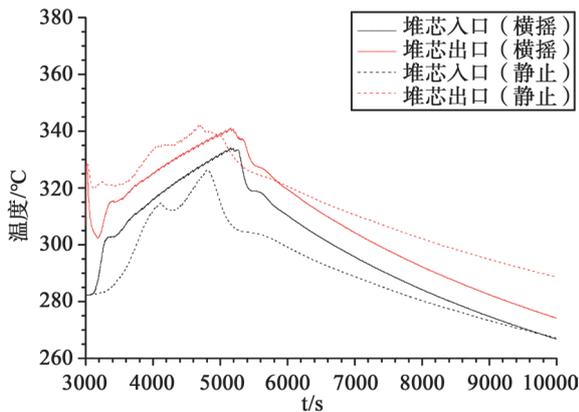


图6 堆芯进出口温度(幅值=22.5°,周期=7 s)

Fig.6 Coolant temperatures of core inlet and outlet (amplitude=22.5°, period=7 s)

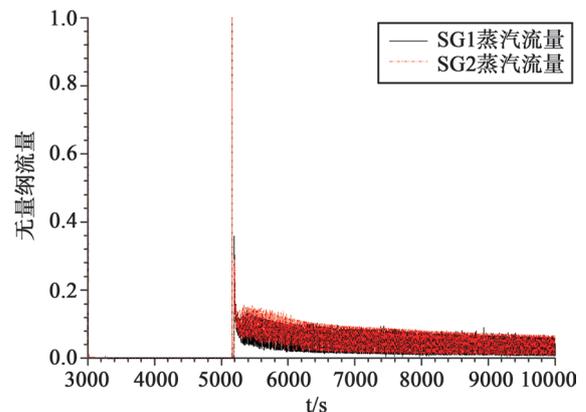


图7 SG 蒸汽流量(幅值=22.5°,周期=7 s)

Fig.7 Steam flow rate of SG outlet (amplitude=22.5°, period=7 s)

### 2.3 横摇幅值的影响分析

横摇周期为 7 s,不同横摇幅值对完全丧失交流电事故的分析结果如图 12 至图 14 所示。

从分析结果可以看出,横摇幅值越大,流量变化越大,稳压器安全阀开启后对自然循环能力的削弱越小。

PSHR 系统投入前,摇摆幅值越大,向两个

OTSG 二次侧的传热越均匀,一回路系统的升温速率越慢,因此,达到 PSHR 系统投入的整定值的时间越晚。

PSHR 系统启动后,摇摆幅值越大,通过 PSHR 系统换热器带走的热量越多,一回路降温降压速率越大。

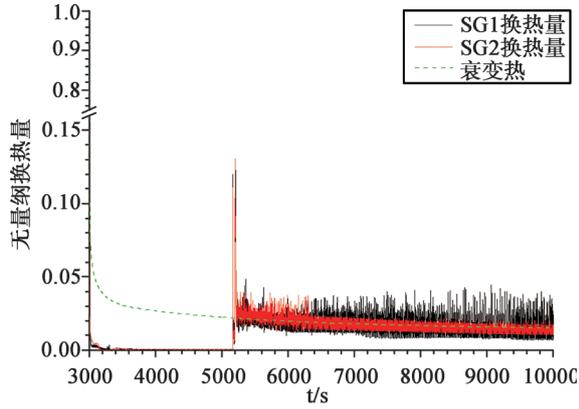


图 8 SG 换热量 (幅值=22.5°, 周期=7 s)

Fig.8 Heat transfer rate of SG outlet (amplitude=22.5°, period=7 s)

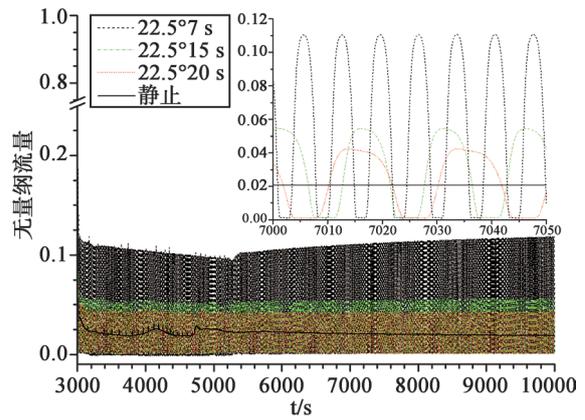


图 11 摇摆周期对堆芯入口流量的影响 (幅值=22.5°)

Fig.11 Impacts of rolling period on the core inlet flow rate (amplitude=22.5°)

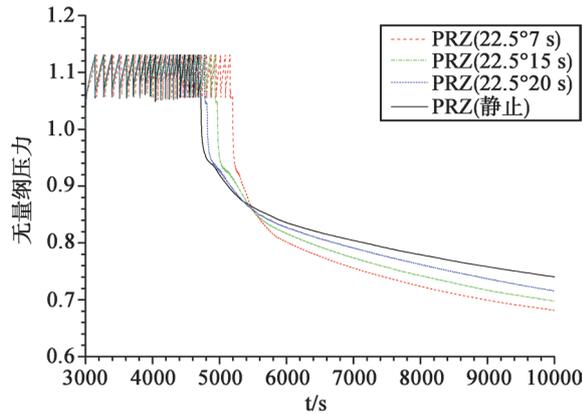


图 9 摇摆周期对稳压器压力的影响 (幅值=22.5°)

Fig.9 Impacts of rolling period on the pressurizer pressure (amplitude=22.5°)

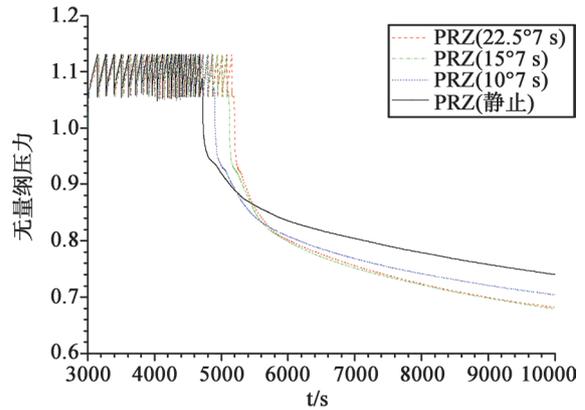


图 12 摇摆幅值对稳压器压力的影响 (周期=7 s)

Fig.12 Impacts of rolling amplitude on the pressurizer pressure (period=7 s)

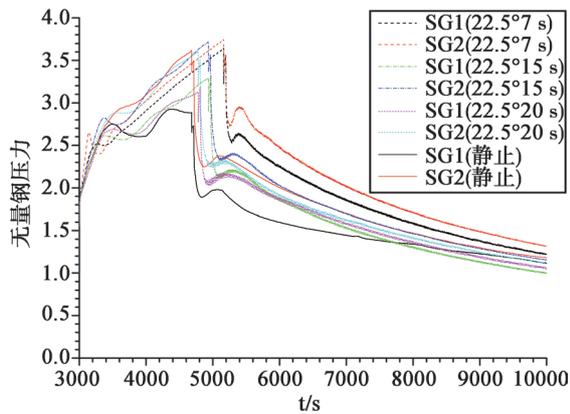


图 10 摇摆周期对 SG 压力的影响 (幅值=22.5°)

Fig.10 Impacts of rolling period on the SG pressure (amplitude=22.5°)

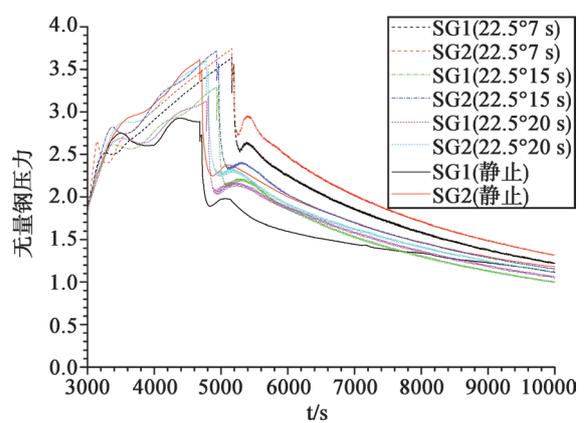


图 13 摇摆幅值对 SG 压力的影响 (周期=7 s)

Fig.13 Impacts of rolling amplitude on the SG pressure (period=7 s)

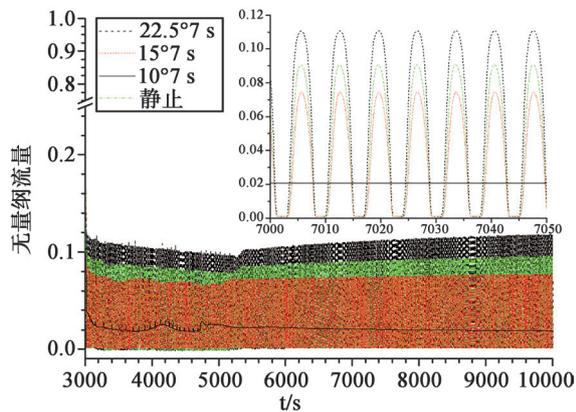


图 14 摇摆幅值对堆芯入口流量的影响(周期=7 s)

Fig.14 Impacts of rolling amplitude on the core inlet flow rate (period=7 s)

### 3 结论

本文分析了横摇条件对海上小型堆完全丧失交流电事故的影响。发生事故后,堆芯衰变热无法及时导出,一回路压力、温度升高,稳压器安全阀开启;当热管段温度上升到饱和温度裕量低 2 信号整定值时,PSHR 系统启动;此后,通过一回路自然循环和 PSHR 系统自然循环导出堆芯衰变热。在横摇条件下,一回路自然循环流量发生周期性变化,变化周期与横摇周期相同;摇摆频率越高、幅值越大,流量变化越大。在横摇条件下,稳压器安全阀开启对所在环路自然循环的影响被削弱,达到热管段饱和温度裕量低 2 信号整定值的时间比静止条件下晚,PSHR 系统投入时间更晚;摇摆频率越高、幅值越大,PSHR 系统投入时间越晚。当 PSHR 系统投入后,摇摆条件强化了 SG 和 PSHR 的传热,一回路降温降压速率要高于静止条件下的速率;摇摆频率越高、幅值越大,一回路降温降压速率越大。

### 参考文献

- [1] Toshihisa I, Ichio T. Development of Analysis Code for Thermal Hydrodynamics of Marine Reactor under Multi-Dimensional Ship Motions, RETRAN-02/GRAV [J]. JAERI-M, 1992: 91-226.
- [2] Kim J H, Park G C. Development of RETRAN-03/MOV Code for Thermal-Hydraulic Analysis of Nuclear Reactor under Moving Conditions [J]. Journal of the Korean Nuclear Society, 1996, 28 (6): 542-550.
- [3] Kim J H, Kim T W, Lee S M, et al. Study on The Natural Circulation Characteristics of The Integral Type Reactor for Vertical and Inclined Conditions [J]. Nuclear Engineering & Design, 2001, 207 (1): 21-31.
- [4] 郝亚雷, 于雷, 蔡章生, 等. 核动力装置强迫循环与自然循环过渡过程特性研究 [J]. 核科学与工程, 2007 (1): 20-26+14.
- [5] 于雷, 蔡琦, 蔡章生, 等. 核动力装置自然循环及其过渡过程计算模型的建立 [J]. 原子能科学技术, 2008, 42 (1): 58-62.
- [6] 谭长禄, 张虹, 赵华. 基于 RELAP5 的海洋条件下反应堆堆工水力系统分析程序开发 [J]. 核动力工程, 2009, 30 (6): 53-56+62.
- [7] 周铃岚, 张虹, 谭长禄, 等. 非对称加热下摇摆对并联双通道管间脉动特性的影响 [J]. 原子能科学技术, 2012, 46 (10): 1212-1215.
- [8] ZHOU L, ZHANG H. Research on the Influence of Ocean Condition on the Oscillation in Parallel Double-Channel [C]. 2010.
- [9] 杨帆, 张丹, 谭长禄, 等. 海洋条件对浮动式核电厂事故后自然循环特性影响研究 [J]. 核动力工程, 2015, 36 (3): 148-151.
- [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] 曹志伟, 刘建昌, 肖红, 等. 倾斜条件对海上小型堆 LOCA 事故的影响研究 [J]. 核动力工程, 2019, 40 (5): 118-123.
- [12] CAO Z W, LIU J C, LIN Z K, et al. Effects of inclined condition on LOCA for a small offshore reactor with OTSG [J]. Nuclear Engineering and Design, 2021, 375 (4): 111098.
- [13] 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.

# Safety Analysis of SMR on Total Loss of Alternative Power Condition under Rolling Condition

Liu Jianchang<sup>1,2</sup>, Wang Weiwei<sup>1</sup>, Cao Zhiwei<sup>1</sup>, Ouyang Yong<sup>1</sup>

(1. China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd., Shenzhen 518000, China; 2. Zhuhai Science and Technology Development Promotion Association, Zhuhai 519000, China)

**Abstract:** In the present paper, the effects of rolling condition on the total loss of alternative power conditions are analyzed. The results show that, during the transient, the decay heat is removed by natural circulation of the primary loop and the PSHR system. Under the rolling condition, the primary natural circulation flow rate changes on a period of the rolling period. The larger the rolling frequency or amplitude, the flow rate fluctuation is more violent. The PSHR systems were started later than that under static condition. The more violent the rolling is, the later the PSHR is put into operation. The heat transfer is enhanced under the rolling condition, thus the decreasing rate of the RCS temperature is increased. The larger the rolling frequency or the amplitude is, the larger is the decreasing rate of the RCS temperature.

**Key words:** rolling condition; total loss of alternative power; natural circulation

(责任编辑: 许龙飞)

吴敏,苏海北.基于 WMS 系统的核电厂工具管理系统开发及应用[J].核安全,2023,22(6):39-44.

Wu Min,Su Haibei. Development and Application of Tool Management System for Nuclear Power Plant based on WMS System [J]. Nuclear Safety, 2023,22(6):39-44.

## 基于WMS系统的核电厂工具管理系统开发及应用

吴 敏, 苏海北

(山东核电有限公司, 烟台 265116)

**摘要:** 在提升精细化管理水平的大背景下,核电厂对仓储管理提出了精细化、智能化、协同化的改革要求。本文以某核电厂工具管理系统开发为实际案例,针对核电厂工具管理要求的特点,对基于 MAXIMO 系统到 WMS 系统的工具管理系统开发应用展开讨论,就 WMS 系统中工具管理需求规划、多系统数据接口、管理流程功能实现、移动化及智能化的应用等多个环节进行详细论述,并对系统升级后精细化库位管理、智能化数据分析和多功能报表等辅助功能进行介绍。文章最后对 WMS 系统中工具管理的功能拓展和应用的前景进行介绍,对核电厂工具管理开发与建设具有借鉴意义。

**关键词:** WMS; 核电厂; 工具管理; 移动化; 智能化; 应用

**中图分类号:** TM623.7 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2023) 06-0039-06

为了保证核电厂维修工作的安全性、规范性和质量的可追溯性,国内大多数核电厂都采用向检修单位、检修人员提供检修工具的工作方式。一般情况下核电厂工具的使用高峰期停机换料大修期间,同时开展数千项工作、投入使用数万件工具,这就要求核电厂要有一套准确、高效的工具管理系统,对工具的采购、入库、借用、归还、保养、维修、检定、盘点、报废等全部过程内的状态进行跟踪管理,并形成真实、有效的存档记录。工具管理体系至少要实现高效服务于生产活动、精细管理工具资产和准确的质量数据溯源三大功能。

国内某三代核电厂的工具管理系统在电厂投运初期依托 MAXIMO 系统进行开发,形成

了较为完备的工具管理体系。随着工业自动化的发展和精细化管理的需求,智慧化仓储管理系统的作用越来越突出,它具有提高作业管理效率、提升仓库管理员管理水平、缩减劳动工作量、降低误差概率、提升空间利用率等多方面的优点<sup>[1]</sup>,已经成为核电行业仓储管理的主要发展趋势。在集团公司 ERP (Enterprise Resource Planning) 项目建设的大背景下,核电厂检修工作对工具管理的精细化、智能化和协同化提出了更高的要求,原本依托 MAXIMO 系统开发的工具管理系统无法更好地实现功能需求,转而进行基于 WMS 系统 (Warehouse Management System) 的全新工具管理系统开发,以实现工具的出入库管理、库内管理、报表管理、权限管

收稿日期: 2023-06-04 修回日期: 2023-08-08

作者简介: 吴敏 (1984—), 女, 高级工程师, 硕士, 现主要从事核电维修管理相关工作

理等<sup>[2]</sup>全方位的智能化提升。同时核电厂物料主数据、采购、成本等相关管理系统由 CMIS (Contemporary Integrated Manufacturing System) 迁移至 SAP (Systems Applications and Products) 进行同步开发。

## 1 功能需求与系统接口

工具管理是物资管理的一部分,作为可重复性使用的物资要在不同工作场景中进行流转,物资状态随场景变更而变更并形成有效的循环。工具类物资从提出需求到退出使用主要经历的环节如图 1 所示,采购管理和资产管理分别是工具管理的上、下游管理接口,遵循上下游管理要求,在管理系统中表现为工具管理系统开发的协同性。

### 1.1 工具管理系统功能要求

工具管理的目的是持续、高效地向生产维修工作提供安全、可靠、充足、准确的工具。工具管理功能的所有要求都是围绕着服务生产这一目标展开的,因此功能要求主要有以下三个方面。

(1) 每件(套)工具具有唯一识别码。工具作为物资的一种,在 SAP 中由物料主数据系统进行数据管理,同一种规格型号描述的物资拥有相同的物资属性,用同一个数字编码标识,称为资产编码。每件(套)工具作为一种有形的资产,可重复性使用,具有一定的使用寿命,而且核电厂生产工作要求部分特殊工具在使用寿命内要进行多次检定、校准、测量、保养、维修等工作,会形成大量的与单个工具个体相匹配的数据记

录。核电工具的这一特性要求每件(套)工具要有一个身份识别信息,称为资产编码。这一系统功能要求工具使用寿命内所有的使用、操作记录和个体匹配的业务活动数据<sup>[3]</sup>都要与资产编码进行有效关联。

(2) 用户权限管理。工具管理用户分为两种:一种是工具管理员,一种是工具借用人。对工具管理员来说,除了工具库房内的常规仓储管理外,还要对借出的工具进行使用跟踪,对安全工具、计量工具、起重工具、电动工具等有使用有效期限的工具进行有效管控。对于借用人来说,工具借用归还界面操作应简单、便捷,界面信息准确、有效。对于使用技术难度大、危险系数高的工具应对借用人设定有效的权限控制,并有效管理借用人权限的时效性。

(3) 质保信息追溯。每件(套)工具都有唯一识别码,对应每件(套)工具全寿命内产生的质量保证记录具备可追溯性,为维修活动提供工艺质量保证<sup>[4]</sup>。例 1:某个工单中某个关键步骤产生的数据是由 A 工具测量所得,可查询信息包括:A 工具在此时间段是由 B 工作人员在 C 工具库中借用的,A 工具在 X 年 X 月 X 日由 D 计量检定机构检定,检定结果合格,有效期至 Y 年 Y 月 Y 日;例 2:a 工具在最近的一次计量检定中判定不合格,a 工具在上一个使用周期自 x 年 x 月 x 日至送检之间的时间段内,有 b、c、d 等人借用过,分别使用在工单 e、f、g 的工作中,a 工具的检定不合格对工单 e、f、g 的工作是否造成质量影响可以进行评估。

(4) 数据报表及数据分析。工具管理过程中

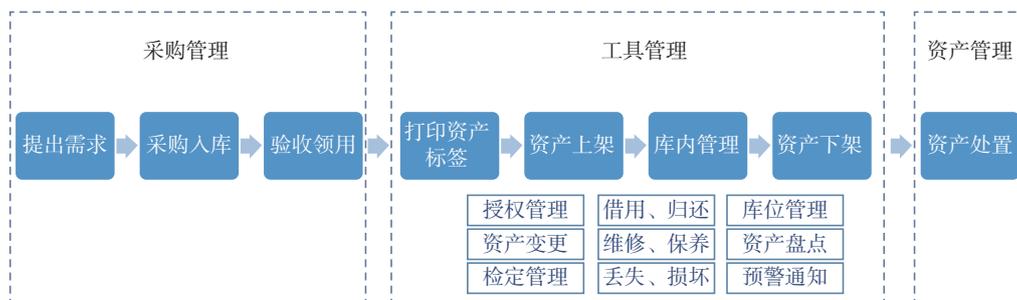


图 1 工具类物资管理的主要环节

Fig.1 The main link of tool material management

产生的数据是生产维修工作对工具需求的具体体现,工具管理系统可以利用一定周期内的数据进行分析,智能化地判断工具的使用情况:配置是否平衡、型号是否需要调整、数量是否需要补充。通过智能判断给出工具配置的调整意见,持续优化工具配置。

### 1.2 工具管理与采购和资产管理的接口

原有的采购管理和资产管理系统在 CIMS 系统中,而原有的工具管理系统在 MAXIMO 系统中,数据不共享,造成工具物资的采购信息只能依靠人工进行输入,即工具物资在完成采购与入库流程后,工具管理人员在采购管理系统中完成验收与领用审批,生成领用单,以领用单为数据依据,录入工具管理系统,生成并打印工具资产标签,完成资产上架。

工具管理系统迁移至 WMS 系统的同时,物料主数据、采购、成本等相关的采购管理和资产管理系统迁移至 SAP 系统中。WMS 与 SAP 两个系统之间采用接口集成的方式进行数据传输,实现信息传递及交互,将后端操作与前端业务关联,实现精细化管理的同时也做到一体化管理。WMS 与 SAP 系统都具有物料仓储管理的功能,相较于 SAP 系统的仓储管理功能,WMS 系统主要负责仓库内物料存放货位的管

理,既可记录库存数据,又可控制自动化设备的运行,其不仅关注结果,也注重过程指导和控制,更为灵活及适用<sup>[5-6]</sup>。

### 1.3 工具管理与工单管理的接口

该核电厂生产管理系统在 MAXIMO 系统中,所以与生产直接相关的工单管理和新开发的工具管理分别在不同的系统中工作,这样造成工单与工具相关联的数据需要预设接口并允许部分数据的相互调用。工具管理系统与工单管理系统之间的关联关系如图 2 所示。

(1)在核电厂中,按照质量保证、工业安全和计量管理的要求:工作中使用的计量工具、电动工具、吊装工具和安全工具等,应在工作记录中详细记录工具资产号、名称、规格型号及有效期;若某计量工具在周期性检定中结果为不合格,应当追溯其上次检定合格到本次检定的时间区间内,有哪些工作使用了此工具,是否对工作造成影响,是否需要数值复测。

(2)按照此核电厂工单管理的相关要求:工单准备阶段要填写工具需求,即可以在工单中的工具需求栏中直接读取并选择需要使用的工具(形成物资编码列表);工具管理系统中创建的工具借用单可以实现一键调用工单中工具需求栏的内容;通过调用工单工具需求触发的工具

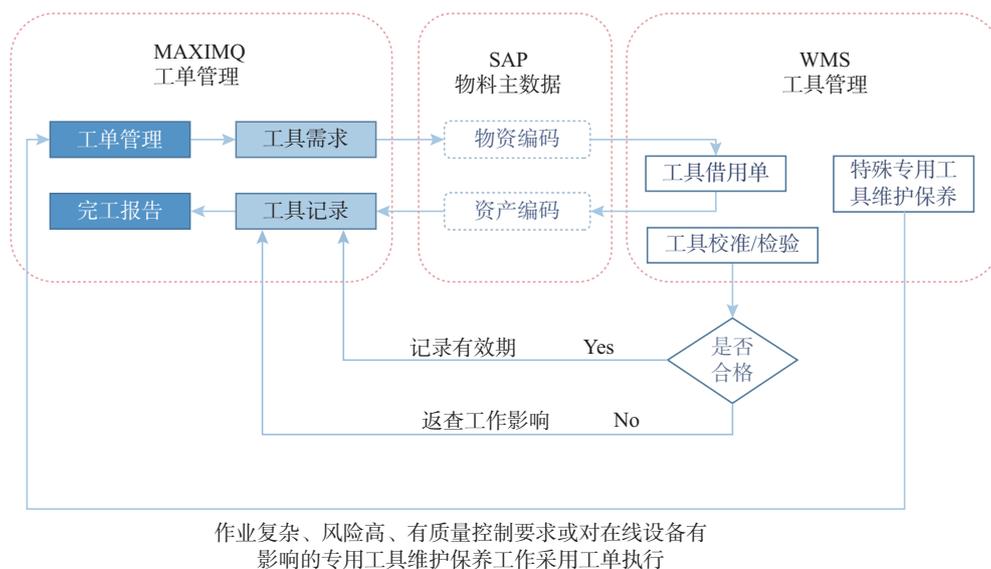


图 2 工具管理系统与工单管理系统之间的关联

Fig.2 The relationship between the tool management system and the work order management system

借用单,实际借用的工具清单(形成资产编码列表)可以反传给工单形成工具记录,最终体现在完工报告中。

(3)在核电厂中,虽然专用工具是按照工具管理进行物资管理的,但因其具有功能特殊性高、性能要求高、可替代性低等特点,要求用户需要对专用工具进行周期性的维护保养,以保证其可用性。简单专用工具维护保养工作在工具管理系统中工具保养模块周期性开展,形成维护保养记录。但有些专用工具的保养工作作业相对复杂、风险较高、有质量控制要求或者是对在线运行设备有一定的风险影响时,保养执行人员会采用工单执行的方式由生产管理相关流程的审批进行。这一系统功能要求工具管理系统中工具保养模块可以读取工单相关信息以保证专用工具保养周期性执行记录的连贯性。

#### 1.4 新旧数据衔接

为了保证工具管理使用的衔接性,原有的 MAXIMO 系统中的工具数据需要迁移至新的 WMS 系统中。MAXIMO 系统工具管理模块使用约 10 年,资产数据 6 万余条,借用数据 55 万余条,另有数万条检定和保养信息。新旧系统切换需要对数据进行重新整理和迁移,工作量较大。

而且因为主数据系统变更的缘故,原有物资编码在 SAP 系统中发生了变化,新旧物资编码对照与关联在使用新系统后会成为一个新的挑战:新系统中的数据是否能与原系统中的历史数据形成有效的数据链保证数据的追溯性。

因此新系统投用时原系统停止服务但不删除数据,以停用时刻的数据作为新系统的初始数据,历史数据在原系统查询,新产生的数据在新系统查询。因主数据系统变化而造成的物资编码发生变化,新系统中要同时存在新旧两套物资编码以方便用户查询使用,因此需要开发新旧物资编码对照关联功能,新旧编码同时可用。

## 2 工具管理功能升级

本次工具管理系统的开发,是在已有的工

具管理模式下通过更换管理系统进行的管理升级,在已成熟的管理流程的基础上增加了移动化工作终端、精细化库位规划、智能化数据分析等功能,另做了无人化功能的拓展规划。下文将针对新增功能开发进行论述。

### 2.1 移动化工作终端

由于核电厂内部办公业务所用的信息内网与外部网络是隔离开的,因此在移动终端开发和信息数据上会受到一些限制。随着网络技术和内部网络信息管理技术的不断提升,在此次的工具管理系统开发中,操作模块采用了 PDA 和企业 APP 两种移动化工作终端的形式。移动化工作终端极大地提升了工作效率,相较于人工输入数据的方式大大降低了失效率。企业 APP 的使用极大地方便了工具使用者的业务办理的体验,减少了业务等待时间,提升了生产工作效率。

#### (1) PDA

PDA 因其便携性、实用性等特点,具有数据实时采集、自动存储、即时显示/反馈、自动传输等功能<sup>[7]</sup>,被广泛使用在仓储管理业务中。在工具管理系统中,PDA 可以完成物资入库、上架、下架、借用、归还、盘点、查询等多项业务处理。在实物保护区外的工具库房,工作人员通过专用 5G 无线网实现 PDA 扫描数据实时传输。在实物保护区内的工具库房,PDA 采用离线的方式进行数据扫描和存储,工作完成后通过数据线进行数据传输。

#### (2) 企业 APP

本次的开发项目在企业 APP 中增加工具管理中的审批管理功能。企业 APP 通过专属的隔离装置可以实现利用互联网安全地访问信息内网,工具管理人员和工具使用人员通过智能手机安装企业 APP 并获得授权后,可以在相应的工作模块中进行工具授权、借用、损坏、遗失、维修等相关审批业务处理、业务跟踪查看及工作信息提醒等。

### 2.2 精细化库位规划

利用 WMS 系统的精细化货区、货位的管理功能,以及推荐规划路线的功能,仓储管理人

员重新细化各类工具的存放货位,资产编码与货位编码精确匹配,根据库房货架的排放情况制定货位编码规则,通过系统自动规划最优上架/下架路径,避免因人员经验不足在多个货架之间无效往返造成工作效率下降。常见的推荐路径形式如图 3 所示。精细化库位与路径优化的使用,平均每个借用单预计缩短约 40% 的时间。

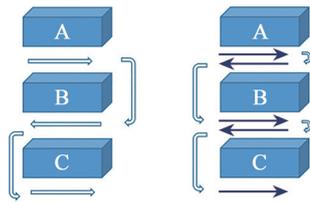


图 3 两种不同形式的推荐路径

Fig.3 Two different forms of recommended paths

### 2.3 智能化数据分析

核电厂中会根据使用区域划分设置多个工具库房,例如常规岛工具库、X 号机组核岛工具库、去污热检修车间工具库等。因工作需求的变化,各工具库的工具配置类型和配置数量会发生变化,工具库之间会有工具的流动和转移。智能化数据分析会通过一个时间周期内的各库房工具使用情况,给出下一阶段工具类型和工具数量配置推荐,结合工具残值和维修成本给出补充采购、维修或报废的建议,并根据某一段时间放射性玷污工具的数量变化给出辐射控制区内的控制预警。智能化数据分析示意图见图 4。

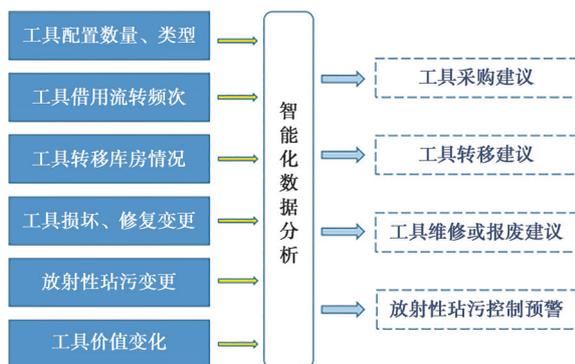


图 4 智能化数据分析示意图

Fig.4 Intelligent data analysis diagram

### 2.4 多功能报表

工具管理系统应按照核电厂内的管理要求对工具使用情况、工具周转情况、工具状态等参数进行监督,并实施预警,提前消除一些可预见性的不规范行为。例如:

(1)借用工具即将到检定有效期且未归还,向借用人和工具管理员发出预警;

(2)借用工具即将到申请的使用期限且未归还,向借用人和工具管理员发出预警;

(3)待维护、保养、维修的工具到达维保期限 1 个月未完成,向维保人员发出预警;

(4)统计某一时间段内工具的周转率、修复率、损坏率等数据;

(5)统计人员在工具借用授权期限内的用户活跃程度,冻结长期不活跃用户工具借用权限。

多功能报表的预警功能充分与用户工作台、邮箱和企业 APP 相结合,及时推送预警信息,提高用户处理业务的时效性。

### 2.5 无人化功能拓展

无线射频技术(Radio Frequency Identification, RFID)作为物联网感知数据的重要技术手段之一,在工业、农业、军事等诸多领域应用成熟广泛<sup>[8]</sup>。现在市场流通的 PDA 主流型号既可以扫描条形码、二维码等图片型标签,也可以读取 RFID 标签。通过 5G 专网的搭建,在部分工具库中建立 5G 通讯网络,实现移动设备的无线数据传输。在搭建了 RFID 读取装置、门禁管理装置、视频监控装置等设施后,对工具进行加装 RFID 标签改造,即可以实现借用人自助借用、归还工器具的场景,无须工具管理员干涉,打造成按需取用、自动记录、零等候的无人化工具库。对于辐射控制区工具库,则需要将无人系统辐射监测技术<sup>[9]</sup>与工具管理系统有效结合,实现无人化管理。

## 3 结论

核电工具管理精细化是核电维修质量保证的具体表现,工具管理系统的升级也是对精细化管理的实践应用。本文以某核电厂工具管理系统开发为例,具体描述了核电工具管理的要

求和系统的功能实现。移动化工作终端的使用可以很大程度上降低对工具管理员的工作经验的依赖和借用人的等候时间,企业 APP 的功能使用打破了传统的工作空间和时间的界限,很大程度上提升了工作的准确性和时效性,极大地提高了用户的体验度。智能化数据分析功能可以很好地辅助工具管理人员对管理要求、采购策略或工作计划作出决策,形成工具管理和工具配置的标准化。同时,升级后的工具管理系统预留了无人化自助工具借用的拓展空间,可为智能物流模式打下基础。

### 参考文献

- [1] 牛国营, 祁光威, 侯学斌, 等. 自动化仓储系统智能调度管理软件设计 [J]. 智能制造, 2022 (1): 97-101.
- [2] 叶芊芊. 基于物联网的电力物资智慧仓储系统的研究与实现 [J]. 传感器世界, 2021, 27(4): 10-14.
- [3] 卢洋, 许俊俊, 刘治刚. 群厂核安全监管数据治理研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 89-92.
- [4] 马校正, 韩淑芳, 郁蓓, 等. 关于质量保证的分级管理 [J]. 核安全, 2009, (3): 54-60.
- [5] 徐志忠, 周欣, 侯晓辉. WMS 与 SAP 系统接口实施对疫苗仓储信息化管理的影响 [J]. 中国生物制品学杂志, 2020, 33 (11): 1340-1344.
- [6] 周金初. SAP 与 WMS 集成设计与实现 [J]. 物流技术与应用, 2016, 21 (1): 128-129.
- [7] 张孟娜. 光伏企业智慧物流系统设计与实现 [J]. 信息系统工程, 2022 (5): 124-127.
- [8] 缪长春. 基于 RFID 的工器具智能管理系统的研究 [J]. 江西科学, 2018, 36 (5): 874-876.
- [9] 刘玮, 李飞, 张伟, 等. 关于我国无人系统辐射环境监测技术发展思考 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 1-6.

## Development and Application of Tool Management System for Nuclear Power Plant based on WMS System

Wu Min, Su Haipei

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

**Abstract:** Under the background of improving the level of refined management, nuclear power plants have put forward the reform requirements of refined, intelligent and collaborative warehouse management. This paper takes the development of a tool management system in a nuclear power plant as a practical case, and discusses the development and application of the tool management system from the MAXIMO system to the WMS system according to the characteristics of the tool management requirements of nuclear power plants. This paper discusses in detail the tool management requirement planning, multi-system data interface, management process function implementation, mobile and intelligent application in WMS system, and analyzes the impact of system migration on practical applications, existing problems and solutions. Finally, the prospect of the function expansion and application of tool management in WMS system is introduced, which has reference significance for the development and construction of tool management in nuclear power plants.

**Key words:** WMS; nuclear power plants; tool management; mobility; intelligent; application

(责任编辑: 许龙飞)

金望明,姜鑫,张维. 防人因失误工具在核电技术服务单位中的应用探索[J]. 核安全,2023,22(6):45-49.

Jin Wangming, Jiang Xin, Zhang Wei. Application of Human Error Prevention Tools in Nuclear Power Technical Service Companies [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6): 45-49.

## 防人因失误工具在核电技术服务单位中的应用探索

金望明, 姜鑫, 张维

(中核武汉核电运行技术股份有限公司, 武汉 430223)

**摘要:** 本文对中核武汉核电运行技术股份有限公司防人因失误工具应用实践进行了总结和分析。该公司是一家为核电厂提供役前/在役检查、维修等技术服务的专业公司,通过在技术服务活动中融入防人因失误工具,促进了防人因失误工具的应用和落地。针对基本型防人因失误工具,公司将相关要求固化在制度和程序中,并通过开展安全质量标准化活动进行推进;对于情景型防人因失误工具,公司结合具体生产活动潜在的重大风险点,识别可用的防人因失误工具,并将其融入具体的操作规程中。通过上述方法,公司切实提高了防人因失误工具在不同层面的使用有效性,提升了员工防人因失误技能,取得了良好的人员绩效。

**关键词:** 防人因失误工具; 核电; 技术服务活动; 应用

**中图分类号:** TL48 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2023) 06-0045-05

核电业界对人因失误的研究始于发生三里岛核事故的 20 世纪 70 年代。事故发生后,美国核电运行研究院(INPO)开始研究如何在核电厂进行防止人因失误的管理。20 世纪 90 年代,INPO 的部分研究成果开始通过国际核电运营者协会(WANO)向全世界的核电站传播。国内核电营运单位多数从 2000 年后才开展人因管理工作,历经 10 多年的探索、转化和摸索应用后,逐渐形成了自身的人因管理成果,大大提高了核电厂的安全运行水平<sup>[1]</sup>。

核电技术服务单位是指为核电厂提供役前/在役检查、维修等技术服务的专业化公司,属于核电承包商。在实际工作中,核电技术服务单

位直接在核电厂的系统和设备上作业,其人员绩效水平直接决定了各电厂的安全绩效水平。如果技术服务单位存在管理不足,就极易产生重大人因事件,从而对核电厂安全稳定运行产生影响。因此,提高核电技术服务单位人因管理水平,预防人因事件发生,对于核电厂的安全运行具有重大意义。

### 1 核电技术服务单位人因管理现状

近年来,随着核电营运单位设备和技术能力的不断提升,由于设备导致的事件比例逐渐减少,相反,由于人员操作失误导致的事件比例则逐年升高。统计和研究结果表明,核电厂发生的各类事件中,与人因有关的事件比

收稿日期: 2023-01-17 修回日期: 2023-04-03

作者简介: 金望明(1980—),男,硕士,高级工程师,现主要从事核安全文化建设、质量体系管理、产品检验等方面的工作

例高达 70%<sup>[2]</sup>,其中,承包商人员造成的人因事件占据了相当大的比例。例如,某电厂在建造阶段发生的稳压器卸压箱封头裂纹质量事件,主要原因是设备制造商未能遵守/使用规程,在设备焊接前未及时清理封头钢板表面油污,影响焊接质量,焊接后未对相关区域进行渗透检查委托,造成漏检;某电厂大修期间发生蒸汽发生器主管道高水位堵板跑水事件,主要原因是承包商在作业过程中未能有效使用自检、他检等防人因失误工具,导致蒸汽发生器冷端主管道高水位承压堵板出现失效,最终造成约 180 t 的一回路硼水外漏。如果能够正确使用防人因失误工具,上述两起事件就可以避免。

针对这一情况,许多技术服务单位在开展核安全文化建设过程中,将防人因失误培训作为一项重要工作,并从多个维度开展了防人因失误培训。例如,通过员工培训、安全月宣传、制度宣贯等方式,向全体员工宣传防人因的基本理论和防人因失误工具的使用方法,提升员工的理论认知水平;部分公司针对技术服务人员开展了通用防人因失误工具实操培训,开发了相关的培训教程,借助宫格毯、七巧板、防人因失误模拟培训台架等道具和设施,通过员工实际操作,增进公司员工对防人因失误工具的理解,提升公司员工使用防人因失误工具的技能,避免出现走错间隔、设备编码/检验对象识别错误等常见人因失误,训练员工使用自检、他检、监护、三向交流等防人因失误工具。

上述培训活动提升了员工对防人因失误工具的认知和感知,但如何在各项技术服务活动中融入防人因失误工具的要求,从实际作业行为层面提升人因管理水平,是当前技术服务单位普遍面临的难题。中核武汉核电运行技术股份有限公司(以下简称“公司”)是我国专业从事核动力运行技术研究和核电技术服务的科研生产服务单位。本文将该公司为案例,介绍如何在技术服务活动中融入防人因失误工具。

## 2 防人因失误工具在核电技术服务活动中的应用

### 2.1 防人因失误工具介绍

在核电行业中,核电人因管理的重要成果就是防人因失误工具。从本质上讲,核电厂防人因失误工具既不是教条的工作指令,也不是深奥的理论思想,而是能够帮助人们克服内、外部不利因素,减少人因失误的工作方法或思维习惯<sup>[3]</sup>。目前,核电行业普遍使用的防人因失误工具有 11 种:三向交流、自检、他检、遵守/使用规程、质疑的态度、监护、独立验证、工前会、工后会、不确定时暂停、2 分钟检查。

按照使用情景,上述 11 种防人因失误工具可以分为“基本型”和“情景型”2 类。基本型工具的使用具有普适性,而情景型工具则需要考虑工作内容、重要性、复杂程度等因素,根据具体情况选用。按照这一定义,防人因失误工具的分类见表 1<sup>[2]</sup>。

表 1 防人因失误工具分类

Table 1 Classification of human error prevention tools

序号	类型	防人因失误工具
1	基本型	工前会、工后会、质疑的态度、不确定时暂停、遵守/使用规程
2	情景型	自检、他检、监护、独立验证、三向交流、2 分钟检查

### 2.2 防人因失误工具应用方法

作为一家为核电厂提供役前/在役检查、维修等技术服务的专业公司,规范人员行为、防止人因失误对于公司的安全生产非常重要。近年来,公司将人因管理作为核安全文化建设中的一项重要工作,不仅开展了大范围、多频次的防人因失误工具培训,还依据技术服务工作的特点,结合防人因失误工具的应用范围,在生产活动中融入了防人因失误工具,从员工的作业行为层面提升了人因管理水平。

针对“基本型”防人因失误工具,由于具有普适性和通用性,公司将相关要求固化在程序

和制度中,并通过开展安全质量标准化班组活动进行推进并形成制度(见图1)。对于工前会和工后会,公司要求班组负责人在开工前召集班组所有人员开工前会,并在工前会上对本班组作业的安全质量及核安全重要性、准备情况和实施过程质量安全注意事项进行讨论,分析、检查与本班组作业实施过程有关的风险以及应对措施落实情况,学习、检查与本班组作业实施过程有关的经验反馈及改进措施的落实情况

况;要求班组在现场作业结束之后组织召开工后会,总结班组工作执行情况、发现问题(异常)、问题的原因和解决办法分析、安全质量方面相关问题等。由于质疑的态度、不确定时暂停、遵守/使用规程等防人因失误工具属于典型的核安全文化属性,所以公司要求班组将核安全文化落实与班组日常工作紧密融合,并关注和发现核安全文化的良好实践,激励核安全文化在班组中落地。

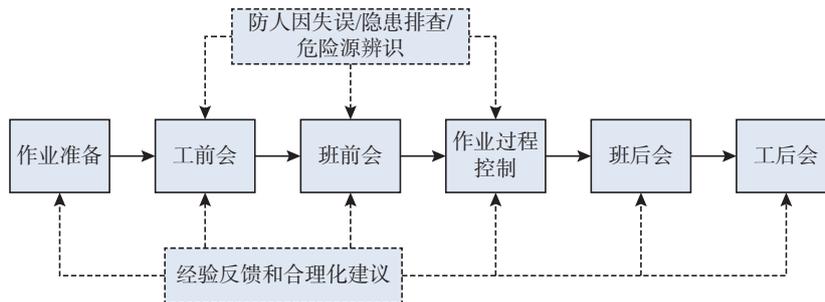


图1 安全质量标准化班组工作过程

Fig.1 Safety and quality standardization process of team

对于“情景型”防人因失误工具,由于具有一定的特殊性,公司首先对各部门技术服务工作负责人进行了系统的防人因失误工具培训,以确保其熟悉防人因失误工具的使用条件和方法;随后,由这些负责人结合具体生产活动潜在的重大风险点(如可能导致异物坠落、系统设备性能损坏、非计划的污染扩散或人员受照等),识别可用的防人因失误工具(如自检、他检、监护、三向交流等),并在具体的操作规程中融入相关防人因失误工具。在实操培训过程中,也融入对防人因失误工具的实操培训,以确保员工可以熟练使用;在培训考核中,也将防人因失误工具纳入考核要求。

通过上述活动,公司将防人因失误工具融入到具体的技术服务活动中,提升了员工防人因失误技能,提高了公司的人因管理水平,避免了人因事件的发生。

## 2.3 防人因失误工具应用示例

### 2.3.1 三向交流

“三向交流”是“情景型”防人因失误工具

中应用最普遍的工具之一,旨在确保信息传输准确无误<sup>[2]</sup>。目前,公司通过系统的梳理,已经识别出各项目三向交流环节及用语规定。例如,对于蒸汽发生器传热管涡流检验项目,三向交流的使用场景见表2。

### 2.3.2 自检和他检

自检是指在执行工作前进行仔细思考,正确地执行工作,并审查工作后的预期响应。主要流程为:停(STOP)、思(THINK)、行(ACT)、审(REVIEW),称为明星(STAR)自检<sup>[2]</sup>。

他检是指在执行某个具体行动之前和期间,为了确保操作对象和动作的正确性而采取的,由两个人(一人是操作执行人,一人是检查人)在同一时间和地点共同执行同一任务,其中一人操作,一人同步确认。

目前,公司也将自检和他检工具应用于一些重要的工作环节。例如,对于蒸发器射线工具架安装过程,自检和他检应用情况见表3。

表 2 蒸汽发生器传热管涡流检验项目中“三向交流”工具应用

Table 2 Application of “three way communication” in eddy current inspection of steam generator heat transfer tubes

序号	需要三向交流的环节	三向交流用语
1	安装 / 拆除爬行器时, RQC 气锁相关操作	1. 发出指令:由前端设备安装人员发出,“RQC 加气 / 松气”; 2. 接收指令,复述指令:由控制区外数据采集人员发出,“状态正常,可以进行 RQC 加气 / 松气”; 3. 明确指令:由前端设备安装人员发出,“确认,RQC 加气 / 松气”
2	安装 / 拆除爬行器时, TLC 气锁相关操作	1. 发出指令:由前端设备安装人员发出,“TLC 加气 / 松气”; 2. 接收指令,复述指令:由控制区外数据采集人员发出,“状态正常,可以进行 TLC 加气 / 松气”; 3. 明确指令:由前端设备安装人员发出,“确认,TLC 加气 / 松气”
3	安装 / 拆除爬行器时, 单指气锁相关操作	1. 发出指令:由前端设备安装人员发出,“单指加气 / 松气”; 2. 接收指令,复述指令:由控制区外数据采集人员发出,“状态正常,可以进行单指加气 / 松气”; 3. 明确指令:由前端设备安装人员发出,“确认,单指加气 / 松气”
4	拆除爬行器时,release 操作	1. 发出指令:由前端设备安装人员发出,“RQC 已锁好,爬行器 release”; 2. 接收指令,复述指令:由控制区外数据采集人员发出,“状态正常,可以进行爬行器 release”; 3. 明确指令:由前端设备安装人员发出,“确认,release”

表 3 蒸发器射线工具架安装中的“自检”和“他检”工具应用

Table 3 Application of “self check” and “peer check” tools in the installation of X-ray checking rack

射线工具架安装	检查项目	自检	他检
放射源工具架先决条件检查	1. 人孔是否已打开及交接完成 2. 人孔处辐射剂量率:_____ 3. SAS 的搭制是否合理 4. 气源、气管是否齐全且已通气 5. 进入 SAS 劳保用品是否齐全 6. 工作包内容是否完整	是 <input type="checkbox"/> 否 <input type="checkbox"/> NA <input type="checkbox"/>	是 <input type="checkbox"/> 否 <input type="checkbox"/> NA <input type="checkbox"/>
放射源工具架安装步骤 1	1. 安装人员是否穿戴 SAS 间劳保用品 2. 6 m 导源管是否安装、固定 3. 导源管上是否标记出同种及异种的位置_____ 4. 工具架空摇实验的圈数:_____ 5. 进出容器物品登记表是否已填写完整_____	是 <input type="checkbox"/> 否 <input type="checkbox"/> NA <input type="checkbox"/>	是 <input type="checkbox"/> 否 <input type="checkbox"/> NA <input type="checkbox"/>
放射源工具架安装步骤 2	1. 确定螺栓孔位置,用胶布做出标记 2. 工具架摇送 2~5 圈 3. 螺栓是否拧紧 4. 核实导源管源头的位置,固定导源管 5. 核实导源管的转接头是否安装	是 <input type="checkbox"/> 否 <input type="checkbox"/> NA <input type="checkbox"/>	是 <input type="checkbox"/> 否 <input type="checkbox"/> NA <input type="checkbox"/>

### 3 防人因失误工具应用效果分析

公司 2022 年开展的核安全文化评估结果表明,技术服务人员普遍参加了防人因失误工具培训,包括实操方面的培训;绝大部分受评人都知晓防人因失误的概念,能够说明三向交流、自检、监护等工具;能够在工作中熟练应用工前会、工后会、三向交流、自检、他检等工具;防人因失误工具已经融入具体的操作规程;公司技术服务人员已经逐步形成了自觉使用防人因失误工具的良好习惯。

### 4 总结

核电技术服务单位是核电行业的重要力量,对保证核电厂安全可靠运行起到至关重要的作用。防人因失误工具是核电行业长期发展过程中总结出的有效安全管理手段,是防止因

人员失误导致事故的“安全护栏”,规范人员行为、防止人因失误对于技术服务单位的安全生产具有重要的意义。公司作为国内一家典型的核电技术服务单位,经过多年的探索和实践,在生产操作过程中融入防人因失误工具,推进高风险作业中防人因失误工具的使用和落地,提升员工防人因失误技能和公司的人因管理水平,取得了很好的效果。其他类似单位在开展人因管理工作过程中,亦可参考使用。

#### 参考文献

- [1] 高芳. 核电厂防人因失误管理有效性探讨[J]. 工业安全与环保, 2016, 42(12): 44-46.
- [2] 郭松, 李晓钟, 杨勇, 等. 核电厂防人因失误工具应用建议[J]. 电力安全技术, 2019, 21(4): 4-7.
- [3] 高星. 核电行业的防人因失误工具[J]. 劳动保护, 2019, (8): 59-61.

## Application of Human Error Prevention Tools in Nuclear Power Technical Service Companies

Jin Wangming, Jiang Xin, Zhang Wei

(China Nuclear Power Operation Technology Co. Ltd., Wuhan 430223, China)

**Abstract:** In this paper, the application practice of human error prevention tools China Nuclear Power Operation Technology Co., Ltd. is summarized and analyzed. The company is a professional company that provides pre-service/in-service inspection, maintenance and other technical services for nuclear power plants, which promotes the application and landing of human error prevention tools by integrating human error prevention tools into technical service activities. For the basic human error prevention tools, the company solidified the relevant requirements in the procedures, and promoted them by carrying out safety and quality standardization activities; for situational human error prevention tools, the company identifies available human error prevention tools based on the potential major risk points of specific production activities, and integrates them into specific operating procedures. Through the above methods, the company has effectively improved the effectiveness of human error prevention tools at different levels, improved staff's human error prevention skills, and achieved good staff performance.

**Keyword:** human error prevention tools; Nuclear power; technical service activities; application

(责任编辑:徐晓娟)

夏科英,戴家铖,任蓉. 海滨砂选矿项目辐射环境影响评价专篇技术评估重点内容探讨[J]. 核安全,2023,22(6):50-56.

Xia Keying, Dai Jiacheng, Ren Rong. Examining the Technical Evaluation of the Beach Placer Beneficiation Project's Radiological Environmental Impact Assessment Monograph [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6):50-56.

# 海滨砂选矿项目辐射环境影响评价专篇技术评估重点内容探讨

夏科英, 戴家铖\*, 任 蓉

(广东省环境辐射监测中心, 广州 510305)

**摘要:** 广东为伴生放射性矿开发利用大省, 本文从技术评估角度分析了海滨砂选矿项目辐射环境影响专篇应关注的内容: 一是在生产过程中天然放射性核素的迁移和富积, 二是辐射对环境、公众及选矿工作人员的影响, 为海滨砂选矿项目辐射环境影响评价专篇的编制及技术审查提供参考, 也为此类项目的监管提供依据。

**关键词:** 伴生放射性 (NORM); 海滨砂; 选矿; 辐射环境影响评价专篇; 技术评估

**中图分类号:** TL75 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 06-0050-07

《中华人民共和国放射性污染防治法》<sup>[1]</sup>中伴生放射性矿的定义是指含有较高水平天然放射性核素浓度的非铀矿。

根据《矿产资源开发利用辐射环境监督管理名录》公告(生态环境部公告 2020 年第 54 号)<sup>[3]</sup>, 海滨砂选矿物料中单个核素含量超过  $1 \text{ Bq} \cdot \text{g}^{-1}$  需编制辐射环境影响评价专篇。

本文依据《矿产资源开发利用辐射环境影响评价专篇格式与内容(试行)》(环办函[2015]1号)<sup>[4]</sup>的要求, 结合海滨砂选矿项目辐射环境影响的特点, 以广东省三家海滨砂选矿企业的生产工艺流程及放射性产污环节为例, 对辐射环境影响评价专篇技术评估需关注的重点内容进行分析和讨论。本文分析了海滨砂选矿项目在生产运营过程中天然放射性核素的迁移和富积, 梳理了该类项目辐射环境影响评价专篇技

术评估工作中需要关注的重点内容, 为开展此类建设项目的辐射环境影响文件编制、技术审查提供参考, 也为海滨砂选矿项目的辐射环境管理、污染防治对策的制定提供基础资料和科学依据。

## 1 概况

海滨砂选矿是伴生放射性矿开发利用的一种类型。该类选矿企业的生产原料为锆钛毛矿及锆英中矿等多种矿物, 主要矿物组成有钛铁矿、金红石、锆英砂等。选矿企业根据矿物的密度、导磁、导电等性能差异, 通过物理分离方法可分离出钛铁矿、金红石、锆英砂等产品, 同时得到独居石、石英砂(尾砂)等副产品。

我国从事海滨砂选矿的企业主要集中分布在广东、广西、海南等地的沿海地区。近十年来,

收稿日期: 2023-08-28 修回日期: 2023-11-13

作者简介: 夏科英(1979—), 女, 现主要从事辐射类环评文件的技术评估工作

\* 通讯作者: 戴家铖, E-mail: 89441940@qq.com

除海南省外,国内基本关停了海滨砂矿的开采,海滨砂选矿分离企业的原料主要依赖于进口矿,产地包括越南、印尼、印度、马来西亚等东南亚国家及澳洲、非洲等国家。

广东是伴生放射性矿开发利用大省,湛江市和茂名市曾是我国传统钛铁矿、锆英砂、金红石、独居石和白钛矿的开采、加工和贸易中心<sup>[5]</sup>。由于国内海滨砂的开采基本关停,目前广东省的企业均采用进口的海滨砂钛毛矿和锆中矿进行物理分离。加工企业主要分布在湛江市遂溪县和茂名市电白区。

海滨砂选矿项目的主要产品大多为钛精矿、金红石、锆英砂以及(磁)铁矿砂,副产品为独居石和石英砂(尾砂)。编制环境影响评价报告书(表)的技术评估过程,主要根据生产工艺流程中各伴生放射性的影响节点,确定辐射影响评价专篇技术评估的重点及难点。

从最近开展的 20 余家海滨砂选矿项目辐射环境影响评价专篇技术评估情况看,海滨砂选矿项目工艺流程、核素的迁移和富集、辐射安全防护措施、污染物及环保设施建设等方面差异不大,区别在于规模差异和原料成分差异导致的产品、副产品的成分差异,同一地区不同批次的原料也可能存在较大差异。

本文选取了广东省三家海滨砂选矿企业进行分析,其原料、工艺流程、产品的成分代表了这一类型的伴生放射性矿项目的环境影响评价。

### 1.1 海滨砂选矿项目工艺流程

选取本文示例企业的海滨砂原料钛毛矿,经过物理分离得到钛精矿、金红石、锆英砂以及(磁)铁矿砂等矿产品,同时得到独居石、石英砂(尾砂)等选矿副产品。

各选矿厂选矿工艺顺序略有差异。一般矿物干燥后利用磁选机初步分离钛精矿和独居石,再进行磁选获得钛精矿、铁矿砂和独居石,不导磁的锆英砂、金红石、尾砂和少量独居石混合物采用重力摇床分选,经过多次磁选和电选得到最终产品<sup>[6]</sup>。洗矿工序、重力摇床工序得到的石英砂(尾砂)作为副产品销售;经过

多次干式磁选和多次电选得到锆英砂和金红石作为产品外销,多次磁选得到的独居石副产品产量较少,建库单独存放,累积到一定量后外销。

海滨砂选矿企业还通过购买锆英精矿和中矿为原料,利用辊式强磁选机、弧板式电选机通过导电性、磁性的差异将锆英砂中矿、精矿中的锆英和独居石分离,得到纯度更高的锆英砂和独居石。

上述工艺流程只为物理分选,工艺过程不改变物料物理性状,原料中所伴生的放射性核素伴随物料进入各种产品及副产品中。典型的海滨砂选矿项目工艺流程如图 1 所示。

### 1.2 伴生天然放射性核素的迁移和富集

根据三家企业辐射环境影响专篇中各物料放射核素的活度浓度,结合其竣工环境保护验收监测结果(监测工况见表 1),伴生天然放射性核素的迁移和富集情况见表 2。

表 1 竣工验收监测工况

Table 1 Working conditions for completion and acceptance monitoring

监测对象	企业 A	企业 B	企业 C
工程规模	年处理 4.5 万吨	年处理 4 万吨	年处理 10 万吨
监测时段	生产工况达到设计的 75%,项目主体工程、辅助工程和各项环保设施建设完成,污染防治措施有效实施		
原料来源	非洲、澳洲、斯里兰卡	非洲、澳洲、斯里兰卡	非洲、澳洲、东南亚和印度
选矿工艺	重选(摇床)、干式磁选和电选联合工艺		
主要产品	钛铁矿、锆英砂、金红石	钛精矿、锆英砂、金红石、铁矿砂	钛铁矿、锆英矿、金红矿、独居石、磷钇矿

#### 1.2.1 原料的伴生放射性核素活度浓度

海滨砂选矿项目的原料通常为钛毛矿或钛中矿、锆中矿等。原料矿物经过洗矿后晒场晒

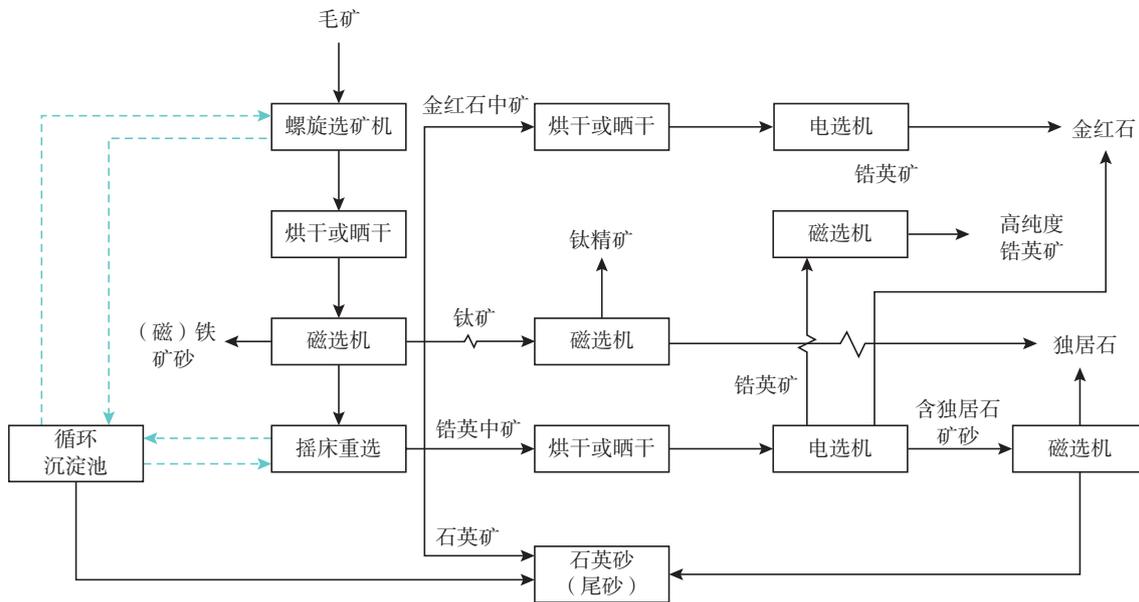


图1 海滨砂选矿项目工艺流程(蓝色虚线代表水循环使用的路径)

Fig.1 Beach sand mineral processing project process flow chart (blue dashed line represents the path of water recycling)

干或雨天时烘干,原料中伴生放射性核素的活度浓度由于矿物来源的不同会略有差异,表2为三家海滨砂矿企业钛毛矿及锆钛中矿原料中伴生放射性活度的活度浓度。表2表明原矿中伴生的 $^{238}\text{U}$ 、 $^{232}\text{Th}$ 、 $^{226}\text{Ra}$ 核素都有超过 $1\text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 的情况,应纳入辐射环境监管。

### 1.2.2 (磁)铁矿砂及钛精矿

干燥的钛毛矿等原矿经过多次强磁选及弱磁选后,得到(磁)铁矿砂和钛精矿。从表2可见铁矿砂中伴生放射性核素无超过 $1\text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 的情况。钛矿由于分离水平的差异及对钛矿产品品位要求的不同,钛精矿偶有个别核素超过 $1\text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 的情况,钛中矿因其伴生的锆英矿未进一步分离,放射性水平较高。

### 1.2.3 不导磁混合矿物的分离

干燥毛矿通过一系列的磁选后除了得到铁矿砂及钛精矿外,还得到中间产物,即由锆英砂、金红石及石英砂(尾砂)组成的不导磁混合物,再通过重力摇床将锆英砂、金红石及石英砂(尾砂)分离,获得锆英砂中矿、金红石中矿及石英砂(尾砂)。石英砂(尾砂)作为副产品直接销售,锆英砂中矿通过多次电选、磁选后得到相应品位的锆英矿(多次磁选得到少量独居石);金红

石中矿通过电选或多次将锆英砂电选、磁选后分离出相应品位的金红石产品。从表2可见,石英砂(尾砂)中伴生放射性核素活度浓度均很低,远小于 $1\text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ ,其贮存及销售均无须考虑辐射环境监管。而锆英砂伴生放射性核素活度浓度均超过 $1\text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 。金红石精矿的伴生放射性核素水平,一般来说取决于其与锆英矿的分离程度,高纯度的金红石伴生放射性水平较低,而较低纯度的金红石因锆英分离不完全,伴生放射性水平较高,伴生有超过 $1\text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 的放射性核素。

### 1.2.4 独居石

独居石是来源于钛毛矿及锆中矿分离的产物。独居石具有不导电性,将伴生独居石的锆英中矿通过多次电选(分离出金红石)和磁选分离出品位较高的独居石;在干燥钛毛矿、锆钛中矿磁选时,也会产生独居石中矿。由表2可见,独居石是海滨砂选矿项目中伴生放射性水平最高的固体物料,其中伴生的放射性核素活度浓度远远超过 $1\text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 的水平,需重点进行辐射环境监管。在广东第一次污染源普查资料中,独居石类稀土矿的放射性水平最高<sup>[7]</sup>。

表 2 伴生放射性物料核素活度浓度  
Table 2 Activity concentration of nuclides in associated radioactive materials

监测对象	样品编号	$^{238}\text{U}/$ ( $\text{Bg}\cdot\text{kg}^{-1}$ )	$^{232}\text{Th}/$ ( $\text{Bg}\cdot\text{kg}^{-1}$ )	$^{226}\text{Ra}/$ ( $\text{Bg}\cdot\text{kg}^{-1}$ )
钛毛矿和锆中矿原料	企业 A	1610	2550	3470
	企业 B	1070	824	2492
	企业 C	2830	8200	5520
(磁)铁矿砂(产品)	企业 A	550	665	139
	企业 B	270	68	288
钛精矿(产品)	企业 A	311	1040	810
	企业 B	407	567	247
钛中矿(产品)	企业 C	1720	5830	6690
锆英砂(产品)	企业 A	1720	913	6320
	企业 B	1155	780	4724
锆英中矿(产品)	企业 C	2250	2590	5600
金红石(产品)	企业 A	485	711	700
	企业 B	728	352	1070
金红石中矿(产品)	企业 C	668	4430	1190
独居石	企业 A	$1.03 \times 10^4$	$4.81 \times 10^4$	$7.11 \times 10^4$
	企业 B	$1.90 \times 10^3$	$1.10 \times 10^4$	$6.44 \times 10^3$
	企业 C	$6.59 \times 10^3$	$2.43 \times 10^5$	$5.07 \times 10^4$
石英砂(尾砂)	企业 A	<24	120	732
	企业 B	13.5	10	12
	企业 C	195	424	296

### 1.2.5 循环选矿废水伴生放射性水平

海滨砂选矿项目的生产工艺用水不外排,全部循环使用,因此,企业需建立具有多级沉淀功能的循环水池,将洗矿、摇床等生产用水、初期雨水贮存池的雨水等收集后循环使用。生产工艺用循环水的水质见表 3。

由表 3 的监测结果可见,生产工艺用循环水水质可以满足广东省《水污染物排放限值》(DB 44/26-2001)<sup>[8]</sup>中总  $\alpha \leq 1.0 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ ,总

$\beta \leq 10 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$  的限值标准,因此选矿用工艺废水从辐射角度分析无须考虑其环境风险。

表 3 选矿工艺用循环水中伴生放射性核素活度浓度  
Table 3 Concentration of associated radionuclide activity in circulating water for beneficiation process

监测对象	企业编号	总 $\alpha/\text{Bq}\cdot\text{L}^{-1}$	总 $\beta/\text{Bq}\cdot\text{L}^{-1}$
生产工艺循环用水	企业 A	0.35	0.43
生产工艺循环用水	企业 B	0.39	0.42

### 1.2.6 初期雨水伴生放射性水平

由于海滨砂选矿项目分离矿物前需洗矿,且原矿、中矿本身含水率高,工艺要求进入磁选工序的矿物为干矿物。因此,海滨砂选矿项目的矿物通常采取建设晒场晒矿并辅以烘干的方式降低原矿、中矿的含水率。降雨时,雨水可能冲刷晒场等场所,为了防止矿物随雨水冲刷进入环境,海滨砂选矿项目通常根据相关气象资料及集雨面积建设初期雨水收集池,收集的矿物经沉淀后回生产线,收集的雨水作为工艺补水进入工艺水循环系统,不外排。采集两家企业初期雨水监测结果见表 4。

表 4 初期雨水中伴生放射性核素活度浓度  
Table 4 Associated radionuclide activity concentration in early rainwater

监测对象	企业编号	总 $\alpha/\text{Bq}\cdot\text{L}^{-1}$	总 $\beta/\text{Bq}\cdot\text{L}^{-1}$
初期雨水	企业 A	<0.021	0.071
初期雨水	企业 B	0.10	0.20

从表 4 的监测结果可见,初期雨水中放射性核素总放射性活度浓度水平很低,雨水冲刷淋浸并不导致矿物伴生放射性核素的溶出。开展相关伴生放射性物料、废渣的浸泡淋滤实验<sup>[2,9]</sup>表明,正常浸泡伴生放射性矿核素浸出率低。

根据初期雨水的定义和设置初期雨水收集设施的初衷,对于此类选矿项目,主要是考虑雨水可能将矿砂带出厂外,因不含其他污染物,所以没有对初期雨水、中后期雨水进行区分。

### 1.2.7 矿物贮存场所无组织排放及烘干炉烟气

原料产品贮运以及选矿过程中放射性核素衰变产生的氦及氦子体是气态无组织排放的主要源项。此外,矿物烘干时将产生废烟气,由于烘干使用生物质燃料或天然气,且大多采用热源与矿物不接触的间接烘干方式,故烘干废气无伴生放射性粉尘。

根据相关企业竣工验收监测结果,无组织排放中工作场所及外环境空气中 $^{222}\text{Rn}$ 的测值为 $5\sim 50\text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ , $^{220}\text{Rn}$ 的测值范围为 $4\sim 15\text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ ,均为环境本底水平,未超过《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871-2002),工作场所中 $^{222}\text{Rn}$ 持续照射情况下补救行动的行动水平是在年平均活度浓度为 $500\sim 1000\text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ (平衡因子0.4)范围内。

### 1.3 海滨砂选矿项目的污染物及环保设施建设

该类型企业无固体废弃物产生,生产用水全部循环利用,气态流出物只有伴生放射性固体物料堆存时铀(钍)系核素衰变产生的氦(钍)射气及生物质燃料燃烧产生的烟气等。

水处理方面建设的主要环保设施有带三级沉淀功能的循环水池、初期雨水收集池、雨水沉淀池、应急池等。

生物质或天然气燃烧炉是为矿物烘干提供热源的设施,生物质燃料或天然气燃烧产生的热风一般以非接触式的方式对矿物进行干燥,外排的烟气主要是生物质燃料或天然气燃烧废气,不含伴生放射性废气;伴生放射性固体物料堆存时铀(钍)系核素衰变产生的氦(钍)射气以自然扩散的方式排入外环境,除加强工作场所通风外,不需建设气态污染物处理设施。

由于独居石伴生放射性核素活度浓度高,为保护环境及工作人员健康,一般需建设独立的独居石暂存库,设置排风装置,工作人员进入作业前通风降氦;其他各类产品库存按矿物的伴生放射性水平进行分区管理并采取通风防尘等措施。

## 2 辐射影响评价专篇技术评估关注的重点内容

本文结合海滨砂选矿项目竣工验收监测及

伴生放射资源开发利用项目辐射影响评价专篇技术审评的经验,综合分析了海滨砂选矿项目的工艺流程、伴生放射性核素在选矿过程中的迁移和富集规律、了解海滨砂项目环境保护设施措施建设情况等,研究了海滨砂选矿项目辐射环境影响评价专篇的技术评估重点和内容,对该类项目的技术评估进行了进一步的研究,提出如下探讨内容:海滨砂选矿项目的辐射影响,伴生放射性核素在工艺流程中的走向,核素平衡图(表)分析,工艺用水循环设施、初期雨水收集、独居石的暂存库建设,较高伴生放射性水平矿物分区存放,氦及其子体的防护措施等。

### 2.1 工程和源项分析

描述选矿项目生产规模和内容,改、扩建项目应介绍原有项目的开展情况以及与本项目的依托关系。根据原矿来源及成分,确定项目采用的生产工艺,绘制工艺流程图并标明伴生放射性的产污节点,选择类比企业及类比矿物,对物料中放射性水平进行分析,明确其核素活度浓度,判断其铀(钍)系单个核素活度浓度是否超过 $1\text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ ,厘清项目评价内容。针对性选择类比对象和数据,说明可比性。

综合原料、产品、副产品的产量及核素的浓度,给出放射性核素平衡图(表)。根据海滨砂选矿项目工艺用水全部循环使用的特点及生产规模,辐射影响评价专篇应核算洗矿用水、摇床重选工艺用水等的用水量、循环水量、废水/雨水回用量,完成项目水平衡分析。

### 2.2 辐射环境质量现状

结合《环境 $\gamma$ 辐射剂量率测量技术规范》(HJ 1157-2021)<sup>[10]</sup>和《伴生放射性矿开发利用企业环境辐射监测及信息公开办法(试行)》(国环规辐射[2018]1号)<sup>[11]</sup>要求,确定现状调查方案,关注监测因子、监测点位布设、数据处理等环节,技术评估过程中经常发现有监测点位代表性不足、数据处理错误、监测结果表述不规范等问题。

### 2.3 水环境影响分析

确定水处理设施建设位置和雨水排放口位置,根据工艺用水量、集雨面积等,核算建设的

循环水池(附沉淀池)、初期雨水收集池(附沉淀池)、应急池、雨水贮存池等设施的容积、处理能力、处理效率。预测分析初期雨水中矿物伴生的放射性物质的活度浓度,确定初期雨水回用的可行性。给出雨污分流设施的设计和图件,伴生放射性物料贮存场所应给出符合 HJ 1114-2020<sup>[12]</sup>的防渗、防漏、防止雨水进入等水污染防治措施。

## 2.4 大气环境辐射影响分析

给出有组织和无组织放射性废气来源、产生量、核素种类、处理设施、设计处理能力和处理效率,特别需要明确海滨砂选矿项目矿物干燥使用的热源来源及矿物干燥方式,给出外排烟气的排放方式、主要成分及其是否含有伴生放射性矿物的分析;说明项目多级磁选、电选等是否建设矿物除尘设施。分析项目拟采取的矿物堆存或在生产线流通过程中的抑尘降尘措施。

根据伴生放射性固体物料堆存时铀(钍)系核素衰变产生的氡(钍)射气的产生量及扩散方式预测,给出通风设施的建设情况。

## 2.5 伴生放射性物料辐射环境影响分析

伴生放射性物料贮存应符合 HJ 1114-2020<sup>[12]</sup>选址、设计、布局的要求。对伴生放射性水平较高的中矿、锆英砂、金红石等的存放管理要求进行分析,提出分区存放管控、密封袋装封口等防扬撒、降尘抑尘措施。

对海滨砂选矿项目伴生放射性活度浓度最高的独居石的产生量进行预测,提出该副产品在企业暂存期间建库贮存要求,并根据其堆存量对 $\gamma$ 辐射剂量率、氡的源强进行预测,提出库容、墙体、门体的屏蔽防护厚度、通风设施建设等暂存库建库要求。

HJ 1114-2020<sup>[12]</sup>要求对贮存设施进行防腐防渗设计,防渗性能应不低于渗透系数为 $1 \times 10^{-7}$  cm/s、厚度为 2 m 的黏土层防渗效果。对于本项目而言,不需要考虑,因项目所有物料均呈固态,且物料中的放射性核素及其他元素均不易溶浸出<sup>[2]</sup>,对地表及排水管网实施雨污分流,雨水排口前端设置沉砂井防止矿砂随雨

水进入环境即可。

## 2.6 辐射环境管理和辐射监测

建立独居石相关台账管理制度,给出施工期放射性污染防治设施监理要求和放射性污染防治设施“三同时”一览表,明确放射性污染防治设施验收的内容和指标要求,企业环境辐射监测计划可参考相关技术规范进行,根据《伴生放射性矿开发利用项目竣工辐射环境保护验收监测报告的格式与内容》(HJ 1148-2020)要求<sup>[13]</sup>,结合生产实际和周围环境现状制订验收监测计划。

## 3 结语

与一般的矿产资源开采或冶炼项目相比,海滨砂选矿项目生态环境影响较小且局限于选矿厂占地范围内。项目污染物成分简单,没有矿产冶炼项目的高能耗、高污染,选矿过程对工作人员的影响较小,大多数工作岗位人员年受照剂量在 $1 \text{ mSv} \cdot \text{a}^{-1}$ 以下,重点关注独居石相关岗位工作人员的受照情况。从环境风险角度分析,没有使用化学试剂,矿物中的放射性核素及重金属不易溶出,去除悬浮物(矿砂微粒或泥)后的工艺废水满足排放要求,放射性核素与高价值矿砂共生,主要分布在产品中,分离后的尾砂不属于伴生放射性固体废物,因此可不考虑环境或辐射事故风险应急。

目前海滨砂选矿项目新建或改扩建呈快速增长的趋势,本文对辐射环境影响评价重点内容的探讨及总结,对如何有效并且高质量地完成海滨砂选矿项目辐射环境影响评价专篇报告的环境影响评价技术评估工作具有较好的指导作用,有利于项目伴生放射性污染节点的识别及辐射环境污染的防控,对海滨砂选矿项目在广东沿海地区的建设提供技术支持。

## 参考文献

- [1] 全国人民代表大会常务委员会.《中华人民共和国放射性污染防治法》[EB/OL].(2003-06-28).[2023-07-06].[https://www.mee.gov.cn/ywgz/fgbz/fl/200306/t20030628\\_85556.shtml](https://www.mee.gov.cn/ywgz/fgbz/fl/200306/t20030628_85556.shtml).
- [2] 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.
- [3] 生态环境部. 矿产资源开发利用辐射环境监督管理名录 [Z]. 北京: 中国环境科学出版社, 2020.
- [4] 环境保护部. 矿产资源开发利用辐射环境影响评价专篇格式与内容 (试行) [Z]. 北京: 中国环境科学出版社, 2015.
- [5] 郝小勇, 熊丙昆. 我国国产锆英砂现状 [J]. 陶瓷, 2010(2): 14-16.
- [6] 戴家铨, 邓飞. 广东省四个伴生放射性矿物选矿过程剂量估算与评价 [J]. 环境影响评价, 2022, 44 (6): 66-70.
- [7] 陈柏迪, 陈志东, 邓飞, 等. 伴生放射性矿固体废物的放射性重金属特性 [J]. 核安全, 2018, 17 (03): 40-46.
- [8] DB 44/26-2001. 广东省地方标准水污染物排放限值 [S]. 广东: 广东省环境保护局, 广东省质量技术监督局, 2001.
- [9] 陈志东, 陈柏迪, 邓飞, 等. 锆英砂类型伴生矿固体废物中核素与重金属释出的浸泡淋滤实验研究 [J]. 核技术, 2021, 44 (03): 75-83.
- [10] 中华人民共和国生态环境部. 环境  $\gamma$  辐射剂量率测量技术规范 (HJ 1157-2021) [S]. 北京: 中国标准出版社, 2021.
- [11] 生态环境部. 伴生放射性矿开发利用企业环境辐射监测及信息公开办法 (试行) (国环规辐射 [2018]1 号) [EB]. 北京, 2018.
- [12] 生态环境部辐射源安全监管司. 伴生放射性物料贮存和固体废物填埋辐射环境保护技术规范 (试行) (HJ 1114-2020) [S]. 北京: 中国标准出版社, 2020.
- [13] 生态环境部. 伴生放射性矿开发利用项目竣工辐射环境保护验收监测报告的格式与内容 (HJ 1148-2020) [S]. 2020.

## Examining the Technical Evaluation of the Beach Placer Beneficiation Project's Radiological Environmental Impact Assessment Monograph

Xia Keying, Dai Jiacheng\*, Ren Rong

(Guangdong Environment Radiation Monitoring Centre, Guangzhou 510305, China)

**Abstract:** Guangdong Province is a major province in the development and utilization of NORM, which is used for the development and utilization of other radioactive mines. This paper examines, from the standpoint of technical assessment, the contents that should be taken into consideration in the special section on the radiation environmental impact of the beach placer beneficiation project: first, the migration and accumulation of natural radionuclides during the production process, and second, the impact of radiation on the environment, the general public, and the ore processing staff, for the planning and technical evaluation of the radiological environmental impact assessment monograph, which also serves as the foundation for the regulation of similar projects.

**Keywords:** NORM; beach placer; beneficiation; radiological environmental impact assessment monograph; technical evaluation

(责任编辑: 梁 晔)

李肖宇,廖彬荣,耿鹏程,等. 核电厂蒸汽发生器液位控制系统模拟与优化控制平台设计[J]. 核安全,2023,22(6):57-64.

Li Xiaoyu, Liao Binrong, Geng Pengcheng, et al. Design of Simulation and Optimization Control Platform for Level Control System of Steam Generator in Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6): 57-64.

# 核电厂蒸汽发生器液位控制系统模拟与优化控制平台设计

李肖宇<sup>1</sup>, 廖彬荣<sup>1</sup>, 耿鹏程<sup>1</sup>, 孔祥松<sup>1,2,\*</sup>, 史长青<sup>2</sup>

(1. 厦门理工学院电气工程与自动化学院, 厦门 361024; 2. 核电安全技术与装备全国重点实验室, 中广核工程有限公司, 深圳 518172)

**摘要:** 核电厂蒸汽发生器 (Steam Generator, SG) 液位控制性能优化既需要高效的优化方法, 也需要借助高效的软件平台进行实现。针对 SG 液位控制性能优化软件欠缺的问题, 本文基于 MATLAB 设计了一个核电厂蒸汽发生器液位控制系统模拟与优化控制平台。该平台融合了核电厂 SG 液位控制系统 Simulink 模型与性能优化方法, 提高了工程师的工作效率。同时, 该平台采用 3Ds Max 与 MATLAB App Designer 进行联合仿真, 实现了 3D 液位显示功能, 提升了数据的可视化程度。

**关键词:** 蒸汽发生器液位控制系统; MATLAB APP Designer; 性能优化; 控制平台

**中图分类号:** (TP391.9) **文章标志码:** (TP) **文章编号:** 1672-5360 (2023) 06-0057-08

安全性和稳定性是核能开发与利用的核心问题, SG 液位控制系统性能的优劣直接关系到核电站能否安全运行<sup>[1,2]</sup>。蒸汽发生器液位控制系统是核电厂中至关重要的一个控制系统, 在系统运行时需要控制给水量与蒸发量达到动态平衡, 使得在正常运行工况下蒸汽发生器的水位保持在规定的范围内。据资料显示, 核电站中 60% 以上的停堆事故是与液位控制密切相关的<sup>[3,4]</sup>。目前蒸汽发生器液位控制系统参数整定过程严重依赖工程师经验, 随着计算机技术的不断革新, 其强大的计算能力被广泛地应用于核电工业及其他工业生产中<sup>[5-8]</sup>, 这一趋势引起了各行业的高度重视。因此, 使用一个高效的模拟与优化平台是十分必要的。

为解决上述问题, 本文融合数据驱动优化方法特征和核电厂蒸汽发生器液位控制过程特性, 建立了一套集成化、多功能、系统性的模拟与优化验证实施平台。

## 1 平台设计分析

### 1.1 应用对象

该平台为一款工业生产实践的模拟与优化验证实施平台, 主要应用于核电厂蒸汽发生器液位控制系统的性能优化, 应用领域主要为核电厂蒸汽发生器液位控制领域, 但同样适用于其他参数整定领域。该平台能够实现高可靠性和稳定性的液位控制, 并且具备很高的开放性和扩展性, 能够广泛地应用在各种参数整定领域。

收稿日期: 2023-03-01 修回日期: 2023-05-06

基金项目: 福建省自然科学基金面上项目 (项目编号: 2021J011205, 2018J01564); 厦门理工学院研究生创新项目 (项目编号: YKJCX2022004)

作者简介: 李肖宇 (2000—), 男, 研究生在读

\* 通讯作者: 孔祥松, E-mail: xskong@xmut.edu.cn

## 1.2 需求分析

核电厂蒸汽发生器液位控制系统模拟与优化控制平台设计的目的是开发一款具有 3D 实时显示和性能优化评价分析等功能的平台,且该平台拥有新型人机交互界面,使工程师可以更加便捷地观察蒸汽发生器的实时液位情况,并根据性能评价指标对其控制情况进行分析,选择合适的优化方法,获得较优的控制效果。

通过对核电调试运维工程师的需求分析及核电厂蒸汽发生器液位控制优化工作的特征分析,该平台实现的具体功能主要如下:

(1) 显示初始 SG 模型液位曲线,并根据数据进行实时绘制。

(2) 通过蒸汽发生器 3D 仿真模型,实时反馈液位高度。

(3) 利用性能评价分析工具,对液位控制系统性能进行量化分析,确保能及时发现控制系统的性能问题。

(4) 性能优化可结合历史迭代数据分析,生成优化后的液位曲线。

(5) 参数设置。对初始参数进行预设置,实现手动调节。

(6) 实验测试。可进行初始点的单一或批量迭代优化实验。提升了操作的便捷性及信息可视化程度。

在该平台的六项功能中,GUI 显示功能在

MATLAB App Designer 设计工具中实现,3D 建模部分在 3Ds Max 中实现,数据存储与调用在 MySQL Workbench 8.0 CE 中实现。

## 2 蒸汽发生器性能优化平台总体设计方案

为实现上述六项功能,本文通过核电厂蒸汽发生器液位控制系统 Simulink 模型、性能优化分析系统、3Ds Max 虚拟仿真模型、人机交互系统、MySQL 数据库五个子系统实现了蒸汽发生器性能优化平台的设计,如图 1 所示。工程师通过人机交互界面调用蒸汽发生器液位控制系统,并将优化过程通过平台进行展示,从而实现液位监控、性能优化、控制性能评价等功能。

### 2.1 核电厂蒸汽发生器液位控制系统 Simulink 模型子系统

本文主要对核电厂蒸汽发生器液位控制三冲量系统进行研究,控制过程主要是通过改变供给水的流量,即调节水阀的开关角度来实现 SG 液位满足设定值的要求,SG 液位控制性能主要由控制系统结构与控制系统的控制参数共同决定<sup>[9]</sup>。控制系统原理如图 2 所示,图 2 中主给水控制器和旁路给水控制器的控制情况如图 3 所示,双闭环控制系统的控制参数主要由主控制器(主给水控制器)的三个 PID 参数和副控制器(旁路给水控制器)的三个 PID 参数构成。

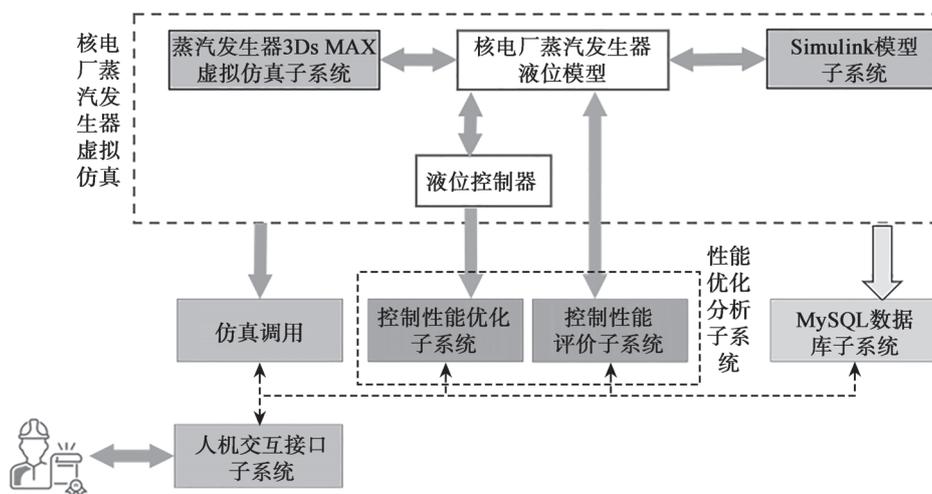


图 1 性能优化平台系统总体结构

Fig.1 Overall structure of the performance optimization platform system

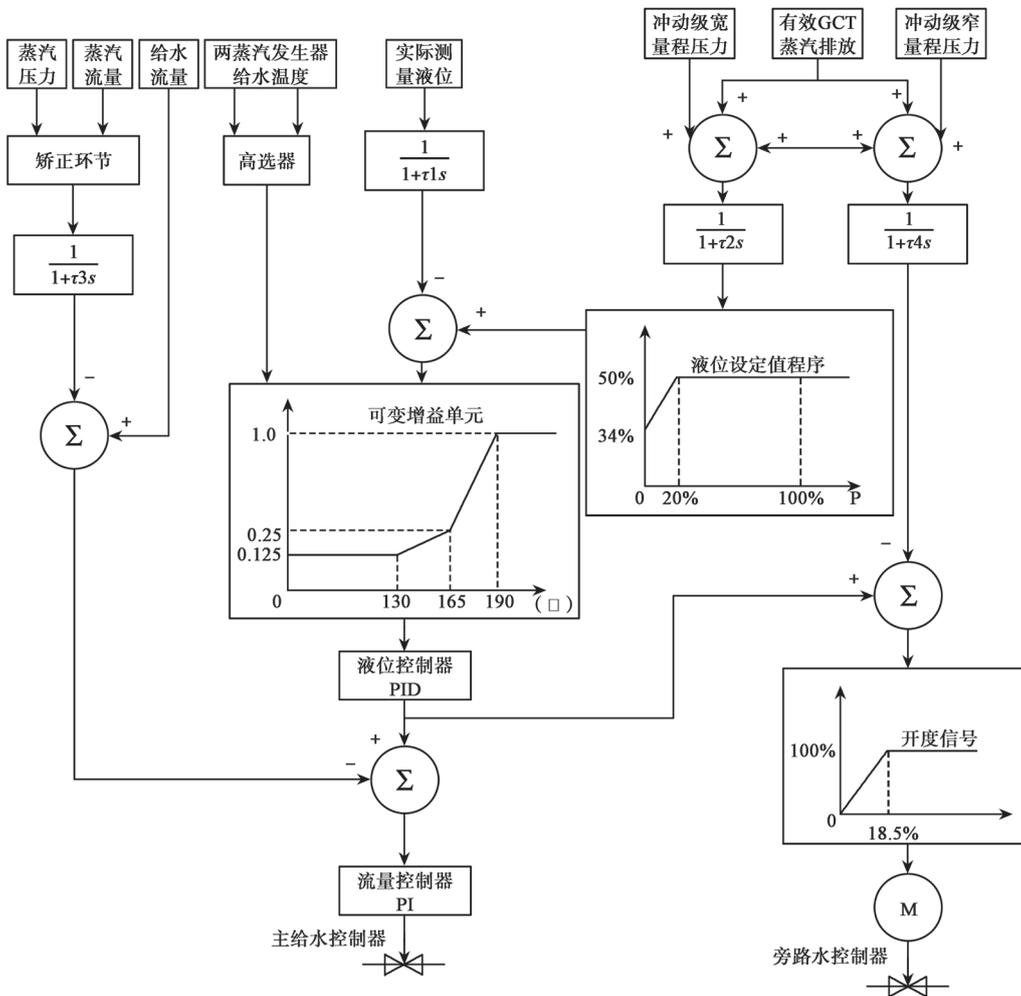


图 2 SG 控制系统原理图

Fig.2 SG control system schematic

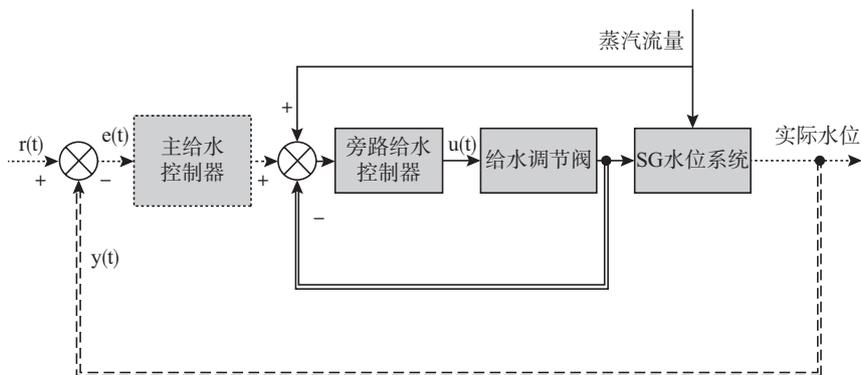


图 3 SG 控制系统双闭环控制方框图

Fig.3 Block diagram of double closed-loop control of SG control system

对 SG 液位控制系统进行性能优化,实质上是对各个相关控制器参数进行参数整定。在 Simulink 模型中,将对主控制器和副控制器的 PID 参数进行整定,当输入控制器 PID 参数时输出液位响应,并与其他子系统进行配合,完成核电厂蒸汽发生器液位控制系统模拟与优化控制的平台设计。

## 2.2 性能优化分析子系统

性能优化过程设计框架如图 4 所示。

在性能优化框架设计中,本文采用了历史运行数据与数据驱动知识指引优化算法所形成的数据驱动优化方法,该优化方法通过充分挖掘历史数据信息,实现过程数据的最大化利用。

对优化后的参数进行控制系统仿真实验,得到控制系统性能与历史运行数据,运行评价系统将对历史运行数据进行分析,若不满足性能评价标准将对控制系统进行迭代优化,直到控制参数满足运行评价系统后停止优化,最终

实现控制系统的性能优化。

基于性能指标的特点,将性能指标运用于控制过程,通过选取不同的性能指标以形成对性能评价方法的研究。由于单一性能指标存在一定的局限性,因此性能评价方法研究主要利用综合性能指标和阶跃性能指标的复合指标来进行性能评价方法的研究。其中,通过性能指标实现性能评价的流程如图 5 所示。

对控制过程得到的液位响应数据进行性能评价方法的研究,包括数据处理、选取性能指标,并进行性能指标计算,最后根据性能评价方法的研究,对控制性能进行量化分析。同时引入优化终止条件,若满足优化终止条件,则结束优化进程,并对优化结果及优化过程进行性能评价分析<sup>[9]</sup>。

## 2.3 3Ds MAX 虚拟仿真子系统

在 3Ds Max 中需分别搭建蒸汽发生器外壳、顶部、底座与内部结构四个部分,并将四个

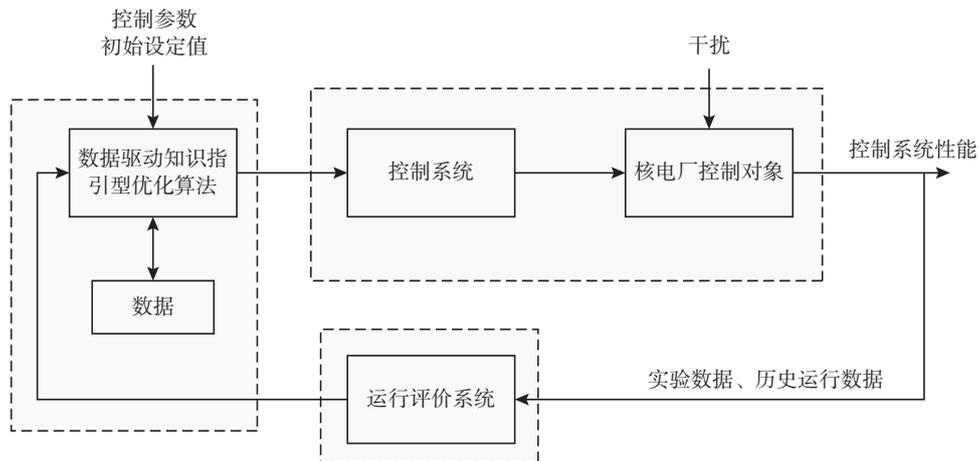


图 4 性能优化设计框架

Fig.4 Performance optimization design framework

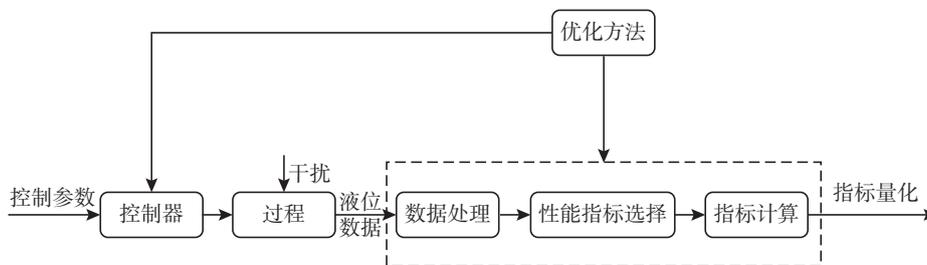


图 5 性能评价指标设计框架

Fig.5 Performance evaluation index design framework

部分组合成蒸汽发生器模型如图 6 所示。

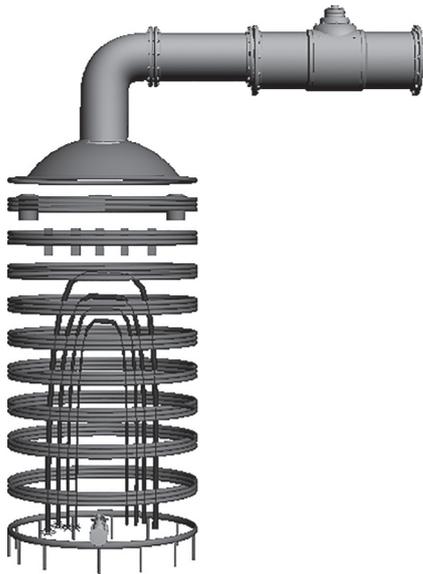


图 6 3Ds Max 中搭建的蒸汽发生器模型

Fig.6 Steam generator model built in 3Ds Max

为了能对采集到的初始液位信息进行 3D 动态显示,本文选用定时器对采集到的液位高度数据进行依次有序的读取,并通过实时读取的液位数据构建动态水柱模型。

### 2.4 人机交互子系统

人机交互界面整体设计框架如图 7 所示,分为登录界面设计、初始液面设计、初始参数设计页面、性能优化进程控制主界面、性能评价分析界面。

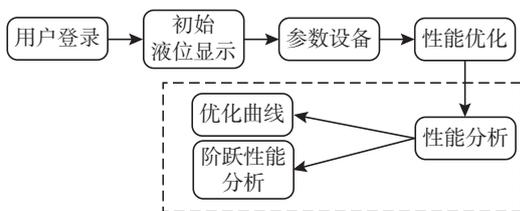


图 7 人机交互界面整体设计框架

Fig.7 Overall design framework of human-computer interaction interface

#### (1) 登录界面

系统用户登录界面如图 8 所示。运行软件后,用户进入核电厂蒸汽发生器液位控制性能优化平台。



图 8 系统用户登录界面

Fig.8 System user login screen

用户进入系统后可以对液位进行实时监控,并且能够利用性能分析功能对液位进行量化分析。

#### (2) 初始液面

初始液面设计如图 9 所示。

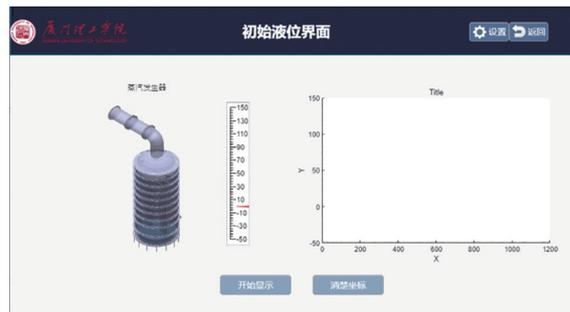


图 9 初始液面

Fig.9 Initial liquid level

将原有二维数据曲线变为实时显示的水柱模型,使工程师更加了解蒸汽发生器内液位变化过程,提高数据的可视化程度。

#### (3) 初始参数设计

初始参数设置页面如图 10 所示。



图 10 初始参数设置

Fig.10 Initial parameter setting

在核电厂蒸汽发生器液位控制系统的模拟与优化控制平台中,提升对初始参数与优化方法修改的便捷程度,以及信息的可视化程度,极大程度降低了工程师对该液位控制优化系统的熟悉难度。

(4) 性能优化进程

性能优化进程如图 11 所示。

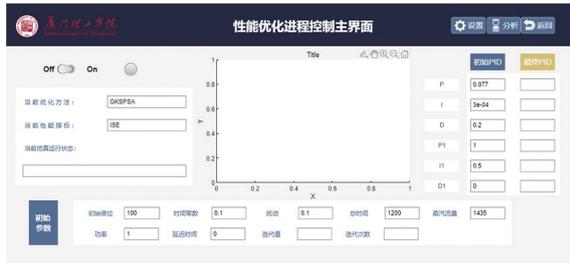


图 11 性能优化进程

Fig.11 Performance optimization process

优化方法包括基于与历史梯度近似的改进型并行的摄动随机逼近优化算法即 GK-SPSA 优化方法<sup>[10]</sup>,与摄动随机逼近优化算法即 SPSA 优化方法<sup>[11-14]</sup>实时绘制迭代优化曲线,并且能够将 PID 前后数值进行展示,提高工程师对液位控制系统运行状态的分析效率。

(5) 性能评价分析

性能评价分析界面如图 12 所示,通过选择不同的性能指标与优化曲线,工程师能得到直观的数据变化体验。

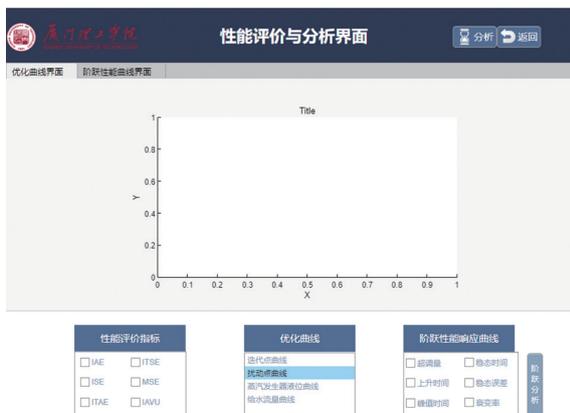


图 12 性能评价分析

Fig.12 Performance evaluation analysis

性能分析界面中拥有 IAE、ITSE、ISE、MSE、ITAE、IAVU 六种性能评价方式<sup>[9]</sup>,满足工程师对运行过程进行分析的需求。

2.5 MySQL 数据库子系统

为了得到实时显示液位高度的 SG 模型,需要对 SG 模型输出的液位信息进行采集,使用 MySQL 数据库与 MATLAB 进行交互,可将液位信息反馈到模型上。

3 实验验证

3.1 单次实验

为验证优化算法的可行性,该平台设计了单次实验窗口,方便工程师调整优化算法参数。性能优化开始时如图 13 所示,初始参数根据预设的优化方法进行迭代优化,并绘制迭代过程的液位曲线,如图 14 所示。



图 13 初始参数

Fig.13 Performance evaluation analysis

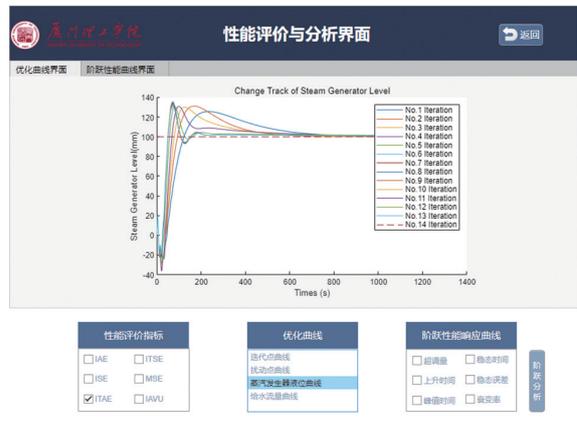


图 14 迭代过程液位曲线

Fig.14 Iterative process level profile

迭代终止如图 15 所示,当性能评价指标满足迭代终止条件时停止优化。

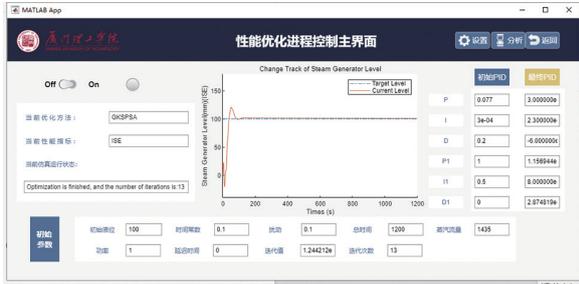


图 15 迭代终止

Fig.15 Iteration termination

### 3.2 批量实验

为验证优化方法的稳定性,该平台设计了批量实验窗口,方便工程师对优化算法进行大批量的实验,批量实验界面如图 16 所示,根据实验需求设置运行次数,进行批量实验。

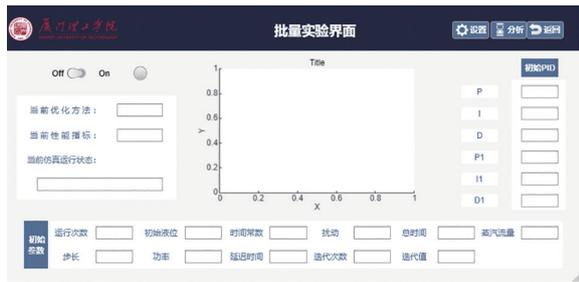


图 16 批量实验

Fig.16 Batch experiment

在批量实验中采用相同初始参数与不同初始参数两种实验方案,在不同参数实验中采用的是拉丁超立方抽样实验。拉丁超立方抽样的关键在于能够将输入概率进行分层,分布在(0, 1)区间上,并在每层中进行随机抽样。通过上述抽样方法,能够以较小的采样规模获得较高的采样精度,是一种非常实用的抽样方法。在本设计中,将总区间分为  $R_n$  层,并在每层中抽取  $n$  个初始点作为采样数据。

在批量实验初始参数设计界面中,增加了  $R_n$  与  $n$  两个编辑窗, $R_n$  与  $n$  二者的乘积决定了批量运行的次数。两种初始参数设计界面如图 17 与图 18 所示。

优化进程结束后,得到  $R_n \times n$  组迭代点数据,根据该数据绘制不同的初始点迭代轨迹分布图,如图 19 所示。



图 17 相同初始参数

Fig.17 Same initial parameter



图 18 不同初始参数

Fig.18 Different initial parameters

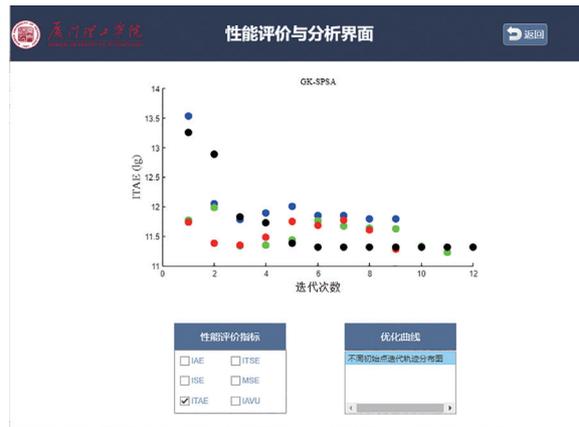


图 19 不同初始点迭代轨迹分布图

Fig.19 Distribution of iterative trajectories for different initial points

## 4 结论

本文基于 MATLAB App Designer 与 3DsMax 组合的数字仿真设计了一套核电厂蒸汽发生器液位控制系统模拟与优化控制平台,为解决优化方法与控制平台融合的问题提出了实现机制与解决方案。同时给工程师在研究平台进行新型控制策略测试与优化算法开发中产生的问题提出了解决方案。为先进的核电厂控制方法及系统的设计、实施提供了基础。利用该系统可以支撑核电厂蒸汽发生器液位控制系统性能优化研究并提高数据的可视化程度,从而为核电

厂蒸汽发生器液位控制系统的性能优化相关科研工作提供有效的支撑。

### 参考文献

- [1] 丁训慎. 核电厂蒸汽发生器运行中的安全问题 [J]. 核安全, 2004 (04): 29-34.
- [2] 耿鹏程, 史长青, 孔祥松, 等. 基于 SPSA 的蒸汽发生器液位 MPC 系统性能优化方法研究 [J]. 核动力工程, 2022, 43 (05): 168-175.
- [3] 朱毅. 上海市高风险移动放射源在线监控系统设计及应用 [J]. 核安全, 2022, 21 (02): 20-25.
- [4] 马蜀. 压水堆蒸发器水位调节失控跳堆分析及在线诊断调整 [J]. 核科学与工程, 2009, 29 (04): 328-332+340.
- [5] 韩良文, 赵鹏, 邓云李, 等. HFETR 设备可靠性数据库的研究与设计 [J]. 核安全, 2022, 21 (06): 67-74.
- [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 (06): 30-35.
- [7] 赵骥足. MES 系统软件人机交互界面设计研究 [D]. 江苏: 东南大学, 2019.
- [8] 董化平, 张建民. 秦山第二核电厂蒸汽发生器液位控制系统 PID 参数整定 [J]. 核动力工程, 2005, 26 (3): 272-276.
- [9] 江绍波. 基于数据驱动的蒸汽发生器液位控制系统性能优化方法研究 [D]. 厦门: 厦门理工学院, 2021.
- [10] 郭佳明. 中压绝缘件间歇生产过程质量控制的无梯度优化研究 [D]. 厦门: 厦门理工学院, 2020.
- [11] Kong Xiangsong, Zheng Dongbin, Jiang Shaobo, et al. Quality Control for Medium Voltage Insulator via a Knowledge-Informed SPSA Based on Hybrid Iteration Information [C]. Abstract Set of the 31st Chinese Process Control Conference (CPC2020), 2020: 142.
- [12] Ahmad Salehi, Omid Safarzadeh, Mohammad Hossein Kazemi. Fractional order PID control of steam generator water level for nuclear steam supply systems [J]. Nuclear Engineering and Design, 2019, 342: 45-59.
- [13] 孔祥松, 郭佳明, 郑东斌, 等. 基于一种改进型 SPSA 的中压绝缘件质量控制方法 [J]. 高校化学工程学报, 2020, 34 (06): 1500-1510.
- [14] 孔祥松. 快速、低成本间歇过程无模型优化方法研究 [D]. 浙江: 浙江大学, 2011.

## Design of Simulation and Optimization Control Platform for Level Control System of Steam Generator in Nuclear Power Plant

Li Xiaoyu<sup>1</sup>, Liao Binrong<sup>1</sup>, Geng Pengcheng, Kong Xiangsong<sup>1,2,\*</sup>, Shi Changqing<sup>2</sup>

(1. Xiamen University of Technology, Xiamen 361021, China; 2. State Key Laboratory of Nuclear Power Safety Technology and Equipment, China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Shenzhen 518172, China)

**Abstract:** The optimization of Steam Generator (SG) level control performance in nuclear power plant requires both efficient optimization method and efficient software platform. In view of the lack of SG liquid level control performance optimization software, this paper designs a simulation and optimization control platform for steam generator level control system of nuclear power plant based on MATLAB. The platform integrates the Simulink model of SG level control system in nuclear power plant and performance optimization method to improve engineers' work efficiency. At the same time, the platform uses 3Ds Max and MATLAB for co-simulation to achieve 3D liquid level display function and improve the degree of data visualization.

**Key words:** Steam generator level control system; App Designer; Performance optimization; Control platform

(责任编辑: 梁 晔)

李壮,孙国民,杨子辉,等.基于多重网格的多物理耦合程序开发与验证[J].核安全,2023,22(6):65-72.

Li Zhuang, Sun Guomin, Yang Zihui, et al. Development and Verification of Multi-physics Coupling Programs Based on Multiple Grids [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6):65-72.

## 基于多重网格的多物理耦合程序开发与验证

李 壮<sup>1,2</sup>, 孙国民<sup>1,\*</sup>, 杨子辉<sup>1</sup>, 傅 娟<sup>1</sup>, 郁 杰<sup>1,2</sup>

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

**摘要:** 中子物理和热工水力是堆芯两个重要的物理过程, 两者的数据映射是多物理耦合分析的前提。传统数据映射方法前处理烦琐, 结构化计数网格存在计数偏小的问题, 本文基于开源的蒙特卡罗计算程序 OpenMC 和开源的计算流体力学 (Computational Fluid Dynamics, CFD) 程序 OpenFOAM, 提出基于多重网格的数据映射方法, 开发了多物理耦合程序。以单棒模型对数据映射方法和耦合程序进行验证, 数值模拟结果与参考文献相比, 符合良好。验证结果证明了数据映射方法和所开发的耦合程序的正确性和可行性。

**关键词:** OpenMC; OpenFOAM; 多物理耦合; 多重网格; 数据映射

**中图分类号:** TL32、TL33 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2023) 06-0065-08

多物理耦合需要建立合适的网格映射, 以实现数据传输。陈军等<sup>[1]</sup>根据反馈效应的强弱, 分别在燃料和慢化剂区域使用一对一映射, 在包壳区域采用体积权重的网格映射方式, 在 Linux 系统中完成 MCNP5 (Monte Carlo N-Particle Transport Code System) 和 STAR-CCM+ (STAR-Computational Continuum Mechanics+) 耦合程序的开发工作。Zhang 等<sup>[2]</sup>基于 OpenMC 和 FLUENT 探索自适应平衡算法增强并行性能, 对蒙特卡罗模型和 CFD (Computational Fluid Dynamics) 模型使用相同的单元划分形式, 这种一对一映射处理可以简化数据映射, 但对于处理规模较大的模型, 建模和网格划分需要大量的前处理工作。Xu 等<sup>[3]</sup>基于数值反应堆物

理计算程序 NECP-X 和 CTF (Coolant-Boiling in Rod Arrays-Two Fluids, COBRA-TF) 所开发的耦合程序, 在轴向上采用相同划分方式, CTF 网格处的值 (冷却剂温度和密度) 直接被传递到相应的 NECP-X 网格上, 在径向上传递温度和密度信息时, 将 CTF 模型每一层的 4 个网格的信息平均后传递给 NECP-X 模型相同分层。Weng 等<sup>[4]</sup>在堆用蒙特卡罗分析程序 (Reactor Monte Carlo code, RMC) 的结构化网格和有限元分析求解软件 COMSOL 的非结构化网格之间采取结构化网格实现两个程序之间的通信。Weng 在蒙特卡罗粒子输运计算中采用结构化网格计数, 燃料边界处的网格会出现计数偏小的问题。本研究解决了传统数据映射方法前处

收稿日期: 2022-12-13 修回日期: 2023-02-15

基金项目: 国家重点研发计划项目, (项目编号: 2019YFE0191700)

作者简介: 李壮 (1996—), 男, 硕士研究生在读, 现主要从事反应堆多物理耦合研究

\* 通讯作者: 孙国民, E-mail: guomin.sun@inest.cas.cn

理烦琐,结构化计数网格存在计数偏小的问题,提出了基于多重网格的数据映射方法,并基于蒙特卡罗粒子输运程序 OpenMC<sup>[5]</sup>和 CFD 程序 OpenFOAM<sup>[6]</sup>,采用 C++ 编程语言开发外耦合程序 MCOF,通过 MCOF 程序在耦合过程自动完成数据交互,实现了灵活高效的数据映射。

## 1 耦合方法

### 1.1 耦合工具介绍

OpenMC<sup>[5]</sup>是一款基于蒙特卡罗方法的粒子输运计算程序。该程序由美国麻省理工学院研发,2012 年末首次对外公布,它支持反应堆及其系统的高保真建模和中子光子耦合模拟计算,经历多个版本迭代,目前其计算精度已被广泛认可。

OpenFOAM<sup>[6]</sup>是一个完全由 C++ 编程的开源的 CFD 求解类库,其面向对象的程序设计支持用户根据实际问题对源码进行修改、扩充。研究中对 chtMultiRegionSimpleFoam 进行定制化开发,在能量方程中,新增体积功率源项,使该求解器能够加载 OpenMC 计算得到的体积功率。

### 1.2 OpenMC 和 OpenFOAM 的耦合流程

OpenMC 和 OpenFOAM 耦合流程如图 1 所示,数据交互由耦合程序 MCOF 完成。耦合程序 MCOF 的工作流程主要有如下步骤:

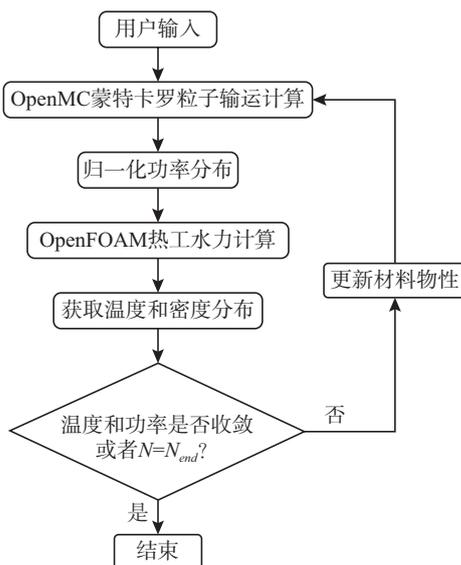


图 1 MCOF 耦合程序计算流程

Fig.1 MCOF coupling procedure calculation workflow

(1) 初始化中子物理模型的温度分布和密度分布,调用 OpenMC 程序进行粒子输运计算。

(2) 从 OpenMC 的输出文件提取计数结果,有 fission、nu-fission 和 kappa-fission,并运用式(1)将计数结果归一化为体积功率。

$$P_{cell_i} = \frac{v_{cell_i} \cdot P}{0.974 \cdot Q_{cell_i} \cdot V_{cell_i} \cdot K_{eff}} \cdot kappa_{cell_i} \quad (1)$$

其中, $P_{cell_i}$  是网格  $i$  的功率密度,单位是  $W \cdot m^{-3}$ ;  $n_{cell_i}$  是在网格  $i$  中每次裂变产生的中子数,为 nu-fission 和 fission 的比值,单位是 neutrons/fission;  $P$  是反应堆或组件的热功率,单位是 W;  $kappa_{cell_i}$  是网格  $i$  的 kappa-fission 计数,单位是 eV/source;  $Q_{cell_i}$  是网格  $i$  吸收或者释放的能量,为 kappa-fission 和 fission 的比值,单位是 eV/fission;  $V_{cell_i}$  是网格  $i$  的体积,单位是  $m^3$ ;  $K_{eff}$  是有效增殖因子<sup>[7]</sup>; 0.974 表示在压水动力堆的燃料部分沉积 97.4% 的能量<sup>[8]</sup>。

(3) 将归一化的非均匀分布功率信息加载到 OpenFOAM 求解器的能量方程中进行源项更新,并进行热工水力计算,获取温度分布和密度分布。

(4) 根据材料卡 ID 更新中子物理模型,重复迭代计算,直至温度分布和功率分布收敛或达到最大迭代次数。

### 1.3 基于多重网格的数据映射方法

为了解决传统数据映射方法前处理烦琐,结构化计数网格存在计数偏小的问题,本研究提出基于多重网格的数据映射方法进行功率信息和密度、温度信息映射。其中,功率信息映射通过构建中间独立的均匀结构化网格实现;温度和密度信息映射的网格划分与蒙特卡罗模型的单元划分一致,并通过此网格完成温度和密度信息映射。

#### 1.3.1 功率信息映射

功率信息映射如图 2 所示,首先,将计数网格中的计数归一化为体积功率,归一化公式如式(1)所示;然后构建中间均匀结构化网格(以下简称中间网格)映射体积功率;最后,通过 mapFields 程序<sup>[6]</sup>将中间网格上的功率信息加

载到热工水力模型指定区域,如图2中热工水力模型的燃料区域。

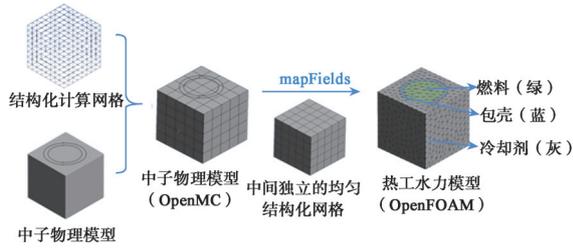


图2 中间独立结构化网格功率信息映射图示

Fig.2 Independent structured grid for mapping power information

结构化计数网格在燃料边界处包含较少的可裂变材料,会出现计数偏小的问题,导致

归一化的功率出现巨大偏差。如图3所示,以 $20 \times 20$ 的网格未修正结果所示,(a)为OpenMC计算的裂变率结果,可见在燃料的边界处的计数偏小;(b)为中间网格的体积功率映射结果,可见边界处的归一化功率值偏低;导致(c)和(d)中燃料部分边界处的功率值偏低。计数网格细化可以最大限度逼近燃料边界,提升计数精度,但在蒙特卡罗粒子运输计算的粒子总数一定的情况下,更加精细的网格会导致更高的计数不确定性,因为每个计数网格中的结果由少量源粒子确定,使得计数不确定性增加;而要保证精细的网格具有相同的计数精度,就要增加蒙特卡罗计算的粒子数和计算时间成本<sup>[9]</sup>。图4是 $100 \times 100$ 的网格裂变率的计数结果,计算

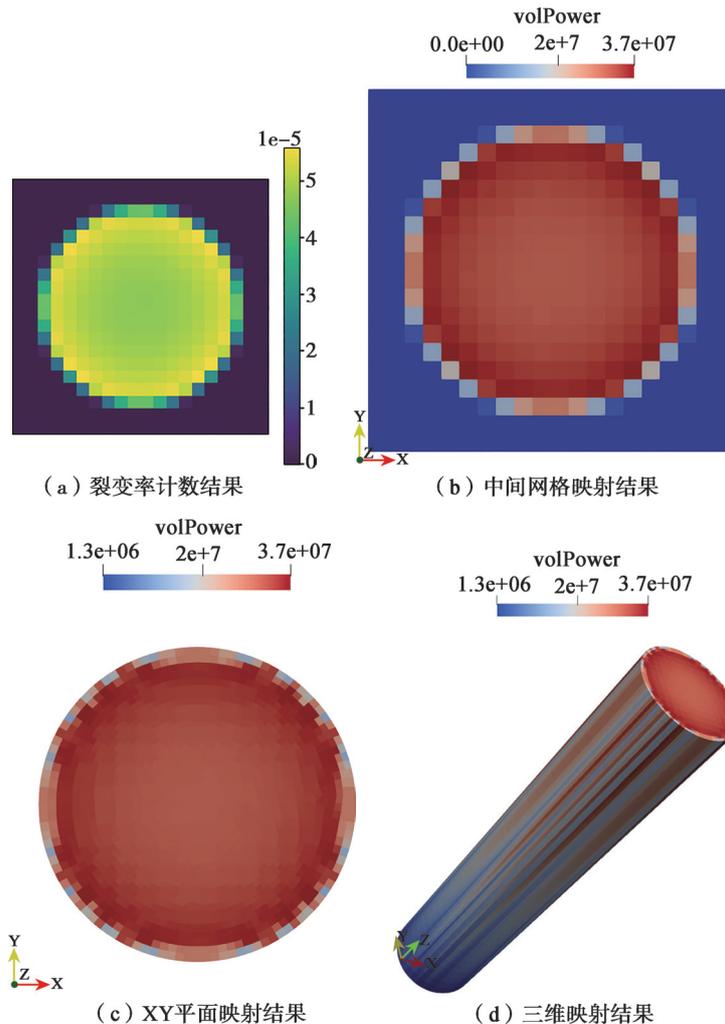


图3  $20 \times 20$  网格未修正结果

Fig.3  $20 \times 20$  Grid uncorrected results

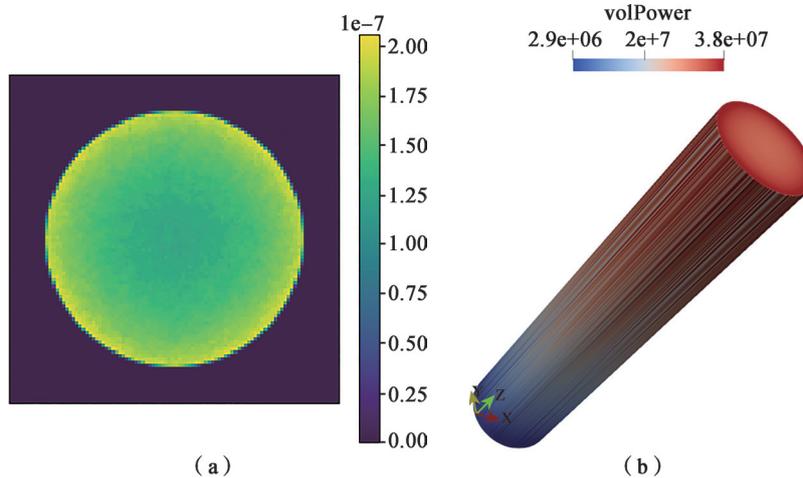


图4 100×100 网格裂变率的计数结果 (a) 和映射结果 (b)  
Fig.4 100×100 grid fission rate (a) and mapping result (b)

中设置 200 个批次 (batch), 每批次  $10^8$  个粒子, 100 核并行计算耗时 129 分钟。由图 4 可见, 在边界附近还是会出现锯齿状, 数据映射出现燃料边界局部功率偏低的现象。

文章基于改进萨瑟兰-霍奇曼多边形裁剪算法 (Sutherland-Hodgman algorithm)<sup>[10,11]</sup>, 在燃料的曲线边界处通过分割处理、逐边裁剪, 自动辨识裁剪窗口, 裁剪出目标区域并计算出可裂变材料的体积修正因子, 再进行功率归一化, 改善数据映射的结果。与此同时, 本文还展开对计数网格无关性验证的研究, 见表 1。

由表 1 的结果可见, 经过修正, 在燃料边界处不再出现功率值偏低的地方; 经过三种网格的计数统计,  $10 \times 10$  网格、 $20 \times 20$  网格和  $50 \times 50$  网格的归一化功率最高值分别为  $3.7 \times 10^7 \text{ W} \cdot \text{m}^{-3}$ 、 $3.8 \times 10^7 \text{ W} \cdot \text{m}^{-3}$ 、 $3.8 \times 10^7 \text{ W} \cdot \text{m}^{-3}$ 。由于  $10 \times 10$  网格的计数精度相对偏低,  $50 \times 50$  网格的蒙特卡罗粒子输运计算耗时较长, 本文采用  $20 \times 20$  网格验证进行映射方法和耦合程序验证。

### 1.3.2 温度和密度信息映射

在温度和密度信息映射方面, 首先在中子物理模型中显式地划分出若干单元, 然后热工水力模型依据中子物理模型的单元划分, 在热工水力模型中隐式地划分出网格单元 (以下简称伪单元), 最后将伪单元的温度和密度均值传

递到中子物理模型对应单元, 更新对应材料卡的温度和密度。值得注意的是, 该信息映射分为径向映射和轴向映射, 在径向映射时, 根据哈尔滨工程大学的 Zhang 等<sup>[12]</sup>的研究, 燃料沿径向的温度分布对功率分布的影响极小。因此, 本文在处理中子物理模型时, 燃料径向上没有划分单元, 同时考虑减小温度映射的误差, 冷却剂在径向上进行单元划分, 如图 5 所示。轴向映射时, 通过在轴向上划分出多层来进行映射。层数越多, 划分越精细, 蒙特卡罗粒子输运计算消耗计算资源就越大<sup>[13]</sup>。

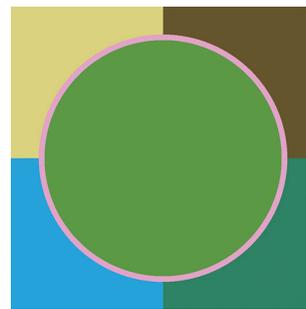
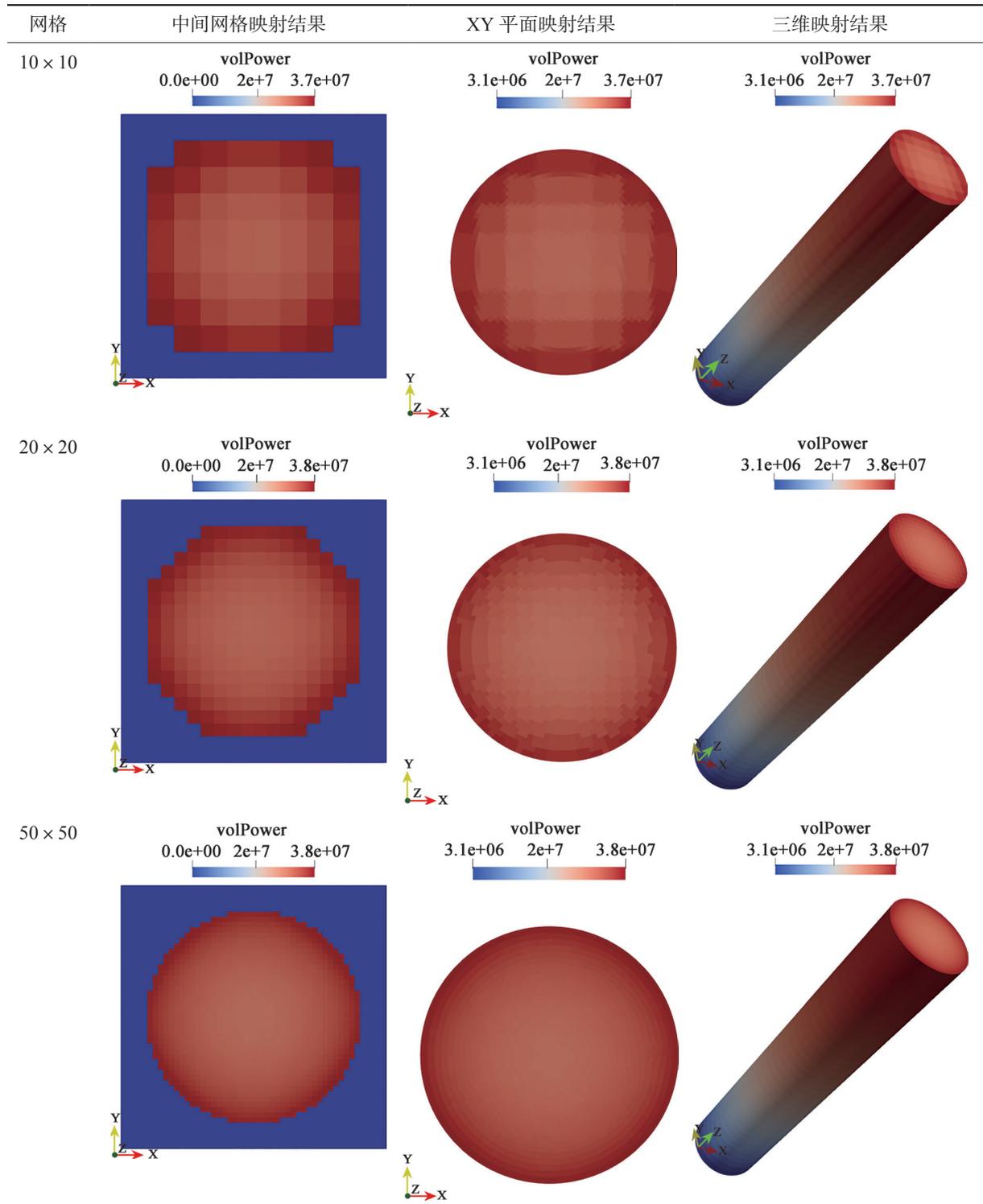


图5 蒙特卡罗模型径向单元划分  
Fig.5 MC model radial cell division

### 1.3.3 耦合程序收敛判断

对于耦合程序计算收敛的判断问题, 伊利诺伊大学的研究者<sup>[14]</sup>和加州大学的研究者<sup>[9]</sup>认为可以通过判断有效增殖因子和温度是否收敛终止程序。有效增殖因子判断收敛只能判断出

表 1 计数网格无关性验证  
Table 1 Material thermal property parameters



注: volPower 为体积功率变量, 单位为  $\text{W} \cdot \text{m}^{-3}$ 。

蒙特卡罗粒子输运计算达到收敛,使得有效增殖因子和温度判断收敛不能反映出中子物理和热工水力的反馈效应,而温度和功率判断收敛能够反映出中子物理模型的功率空间分布对热工水力模型的温度空间分布的影响。因此本文选择温度和功率作为耦合程序收敛的判据,判断收敛的计算式如式(2)和式(3)所示。

$$(\Delta T)^2 = \sum_{\text{celli}=1}^N \frac{(T_{\text{celli}}^{n-1} - T_{\text{celli}}^n)^2}{N} = \sum_{\text{celli}=1}^N \frac{RMS}{(T_{\text{celli}}^{n-1})^2} \quad (2)$$

$$(\Delta P)^2 = \sum_{\text{celli}=1}^N \frac{(P_{\text{celli}}^{n-1} - P_{\text{celli}}^n)^2}{N} = \sum_{\text{celli}=1}^N \frac{RMS}{(P_{\text{celli}}^{n-1})^2} \quad (3)$$

其中, $N$ 为网格总数; $n-1$ 表示前一次耦合计算; $n$ 表示当前耦合计算; $\text{celli}$ 是网格索引; $RMS$ 为每个网格前后两次耦合计算的温度或功率差的平方与网格总数的比值; $\Delta T$ 和 $\Delta P$ 分别是温度收敛因子和功率收敛因子。耦合迭代10次后,当收敛因子 $\Delta T$ 和 $\Delta P$ 都小于1%时,可视为耦合计算达到收敛。

## 2 程序开发与验证

### 2.1 程序开发

MCOF 耦合程序主体采用 C++ 编程语言完成开发。MCOF 耦合程序主要有三个功能模块,分别为功率映射模块、材料更新模块和耦合

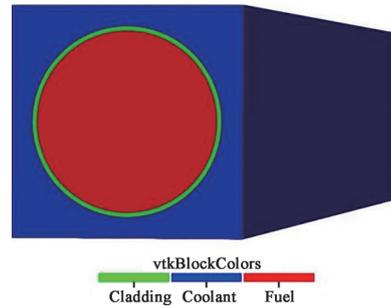


图6 IPR-R1 TRIGA 单棒模型

Fig.6 IPR-R1 TRIGA single rod model

模块。功率映射模块控制蒙特卡罗程序与 CFD 程序的功率传递,材料更新模块控制 CFD 程序和蒙特卡罗程序温度密度传递,耦合模块主要包含耦合求解中程序的调用策略和收敛方案。

### 2.2 程序验证结果与分析

本研究基于多重网格映射方法完成耦合程序开发,参考单棒模型<sup>[15]</sup>进行验证。单棒如图6所示,绿色部分是包壳,蓝色部分是冷却剂,红色部分是燃料,模型的几何和物性参数均采用参考文献中的数值<sup>[15]</sup>。

耦合迭代收敛后的功率和温度沿轴向中心线分布,如图7所示,与参考文献<sup>[15]</sup>结果的总体相对偏差在3%以下。图8所示模型高度的二分之一处沿径向的功率分布和温度分布,与文献总体偏差小于1%。其中功率分布通过多重网格映射方法和 OpenFOAM 的 mapFields 程序插值后,与参考值符合良好。耦合计算结果充

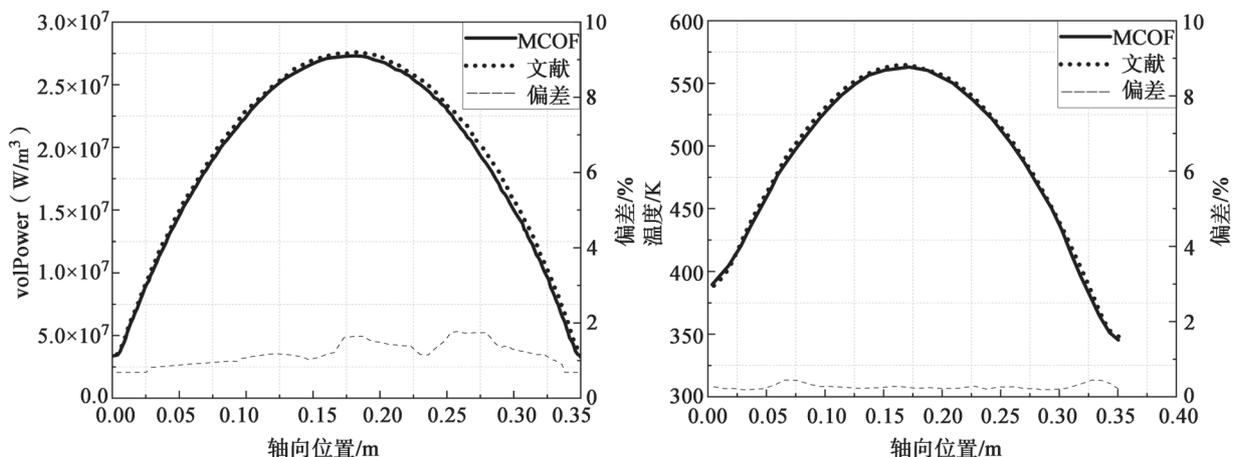


图7 沿轴向功率分布和温度分布

Fig.7 Power distribution and temperature distribution in axial direction

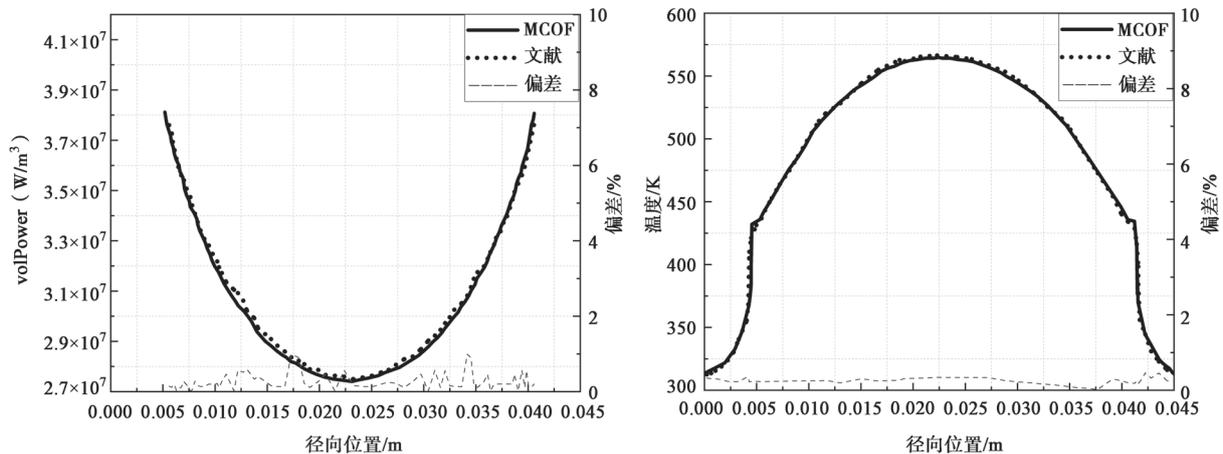


图8 沿径向功率分布和温度分布

Fig.8 Power distribution and temperature distribution in radial direction

分反映了中子物理和热工水力的相互作用,体现了反应堆堆芯的反馈机制。耦合迭代计算过程的功率收敛因子和温度收敛因子如图9所示,最终收敛因子分别为0.45%和0.28%。

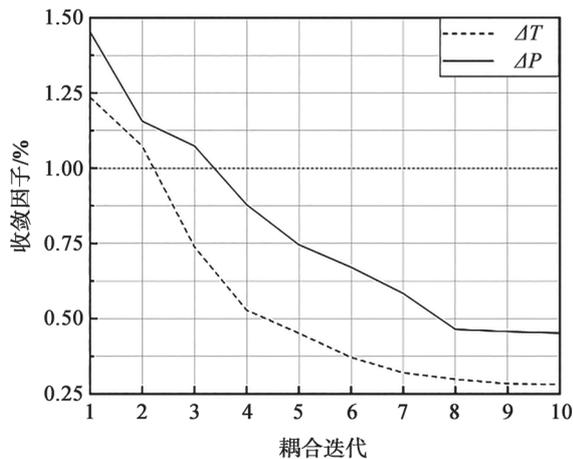


图9 功率收敛因子和温度收敛因子随耦合迭代次数的变化

Fig.9 Variation of power convergence factor and temperature convergence factor with the number of coupling iterations

### 3 结语

针对传统数据映射方法前处理烦琐,结构化计数网格存在计数偏小等问题,采用多重网格数据映射方法开展耦合计算研究。通过单棒模型对数据映射方法和耦合程序进行耦合计算验证,与文献结果进行了对比,功率分布曲线和

温度分布曲线符合良好,验证了所提出数据映射方法的正确性。

### 参考文献

- [1] 陈军, 曹良志, 郑友琦, 等. 基于蒙特卡罗方法和CFD方法的物理-热工耦合计算[J]. 原子能科学技术, 2016, 50(2): 301-305.
- [2] Zhang Q Y, Peng T J, Zhang G C, et al. An efficient scheme for coupling OpenMC and FLUENT with adaptive load balancing[J]. Science and Technology of Nuclear Installations, 2021: 5549602.
- [3] Xu X B, Liu Z Y, Wu H C, et al. Neutronics/thermal-hydraulics/fuel-performance coupling for light water reactors and its application to accident tolerant fuel[J]. Annals of Nuclear Energy, 2022, 166: 108809.
- [4] Weng M H, Liu S C, Liu Z H, et al. Development and application of Monte Carlo and COMSOL coupling code for neutronics/thermohydraulics coupled analysis[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, 161: 108459.
- [5] Romano P K, Horelik N E, Herman B R, et al. OpenMC: a state-of-the-art Monte Carlo code for research and development[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, 82: 90-97.
- [6] Weller H G, Tabor G, Jasak H, et al. A tensorial approach to computational continuum mechanics using object-oriented techniques[J]. Computers in Physics, 1998, 12(6): 620-631.
- [7] 邓彬, 陈金根, 何龙, 等. 熔盐快堆稳态核热耦合程序开发及验证[J]. 核技术, 2019, 42(11): 110602.
- [8] 于平安. 核反应堆热工分析[M]. 第三版. 上海: 上海交通大学出版社, 2002: 17.

- [ 9 ] Novak A, Romano P, Wendt B, et al. Preliminary coupling of OpenMC and Nek5000 within the MOOSE framework [ C ] . International Conference on Physics of Reactors, PHYSOR 2018: Reactor Physics Paving the Way Towards More Efficient Systems. Sociedad Nuclear Mexicana, A.C., 2018. pp.2162–2173.
- [ 10 ] JARETEG K, VINAI P, SASIC S, et al. Coupled fine-mesh neutronics and thermal-hydraulics – Modeling and implementation for PWR fuel assemblies [ J ] . Annals of Nuclear Energy, 2015, 84: 244–257.
- [ 11 ] MAILLOT P-G. A new, fast method for 2D polygon clipping: analysis and software implementation [ J ] . ACM Trans. Graph, 1992, 11: 276–290.
- [ 12 ] Zhang Q, Yu J, Zhang J C, et al. Investigation on the depletion calculation with neutronic-temperature coupling in the fuel pellet of light water reactor [ J ] . Annals of Nuclear Energy, 2020, 140: 107297.
- [ 13 ] Bullerwell L E. A Multiphysics coupling scheme between OpenMC and OpenFOAM for high-fidelity, flexible multi-physics analysis of nuclear reactors [ D ] . Raleigh: North Carolina State University, 2020.
- [ 14 ] Cardoni J N. Nuclear reactor multi-physics simulations with coupled MCNP5 and STAR-CCM+ [ D ] . Illinois: University of Illinois at Urbana-Champaign, 2011.
- [ 15 ] Vieira T A S, Barros G P, Campolina D, et al. Study of a fine-mesh 1:1 Computational Fluid Dynamics-Monte Carlo neutron transport coupling method with discretization uncertainty estimation [ J ] . Annals of Nuclear Energy, 2020, 148: 107718.

## Development and Verification of Multi-physics Coupling Programs Based on Multiple Grids

Li Zhuang<sup>1,2</sup>, Sun Guomin<sup>1,\*</sup>, Yang Zihui<sup>1</sup>, Fu Juan<sup>1</sup>, Yu Jie<sup>1,2</sup>

(1. HFIPS, Chinese Academy of Science, Hefei 230031, China; 2. Science Island Branch, Graduate School of USTC, Hefei 230026, China)

**Abstract:** Neutronics and thermal hydraulics are two important physical processes in the reactor, and data mapping between them is a prerequisite for multi-physical coupling analysis. Based on OpenMC, an open-source Monte Carlo computational program, and OpenFOAM, an open-source Computational Fluid Dynamics program, this paper proposes a data mapping method based on multiple grids and develops a multi-physical coupling program. The data mapping method and coupling procedure are validated by a single rod model, and the numerical simulation results good agreement with the literatures. validation results prove the validity and feasibility of the data mapping method and the coupling program developed.

**Key words:** OpenMC; OpenFOAM; multi-physics coupling; multi-grid; data mapping

(责任编辑:徐晓娟)

刘锐,孙树海,刘宇生,等.美国小型模块化压水堆堆内构件流致振动分析方法研究[J].核安全,2023,22(6):73-79.

Liu Rui,Sun Shuhai,Liu Yusheng,et al. Research on Flow Induced Vibration Analysis Method for Internal Components of Small Modular Pressurized Water Reactor in the United States [J]. Nuclear Safety,2023,22(6):73-79.

## 美国小型模块化压水堆堆内构件流致振动分析方法研究

刘 锐, 孙树海, 刘宇生, 吴彦农

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 为评价小型模块化反应堆 (SMR) 堆内构件的综合振动行为, 证明堆内构件在流致振动影响下具有足够的安全裕度, 美国核管会 (NRC) 在 2017 年发布了第 4 版 R.G. 1.20 《预运行和初始启动试验期间堆内构件振动综合评价大纲》。本文研究了第 4 版 R.G. 1.20 对小型模块化反应堆堆内构件综合振动评价的特殊要求, 包括: 综合振动评价的范围的特殊要求、控制棒驱动系统和主泵需要考虑的特殊要求。调研了美国小堆 NuScale 堆内构件流致振动的分析和评价方法, 分析了可能影响小型模块化压水堆堆内构件振动的潜在激励机制, 为我国小型模块化压水堆堆内构件流致振动的审评提供参考。

**关键词:** 小型模块化反应堆 (SMR); 堆内构件; 流致振动; R.G. 1.20

**中图分类号:** TL334 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 06-0073-07

为充分发挥核能的低碳优势, 目前中、美、俄、法、阿、韩等国推出了 70 多种小型模块化反应堆设计方案, 其中约一半为压水堆。国际原子能机构 (IAEA) 定义的小型模块化反应堆 (SMR) 单堆电功率低于 300 MW<sup>[1]</sup>。小型模块化压水堆多采用一体化结构, 相对于传统大堆具有许多优势, 例如较小的占地面积, 能够选址在大型核电站不可能的地点等, 可作为单模块或多模块部署, 满足更广泛用户和灵活发电需求等。但一体化的结构导致小型模块化压水堆的布置、设计、尺寸或运行条件与传统大堆相比存在显著差异, 堆内流场和堆内构件载荷发生了较大的变化, 且在设计上普遍缺少有效的原型参考。

流致振动 (FIV) 是反应堆堆内构件结构设计需要考虑的重要问题, 不恰当的设计可能使

堆内构件结构产生疲劳损伤或连接件发生松动或磨损, 为核电厂的安全埋下隐患<sup>[2-3]</sup>。参考文献[4]列举了多起典型的流致振动失效案例, 这些失效案例迫使电厂计划外停堆或机组降功率运行, 产生了较大的经济损失。《核动力厂设计安全规定》(HAF 102-2016)<sup>[5]</sup>对安全重要物项的设计评价提出了原则性要求。我国标准规范《压水堆堆内构件模型流致振动试验》(EJ/T 1210-2006)<sup>[6]</sup>和《压水堆核电厂堆内构件模型流致振动试验》(NB/T 20592-2021)<sup>[7]</sup>规定了压水堆核电厂堆内构件模型流致振动试验的模型设计、试验装置、试验方法、试验结果分析等基本要求, 适用于传统压水堆核电厂堆内构件模型流致振动试验, 并不完全满足于 SMR 的特殊要求。

收稿日期: 2023-10-08 修回日期: 2023-11-07

作者简介: 刘锐 (1985—), 女, 高级工程师, 现主要从事核安全级设备工作

为有利于小型模块化压水堆堆内构件综合振动评价大纲的审评工作,明确小型模块化压水堆堆内构件综合振动评价的范围和要求,本文研究了美国小型模块化压水堆堆内构件流致振动评价方法,总结了第4版 R.G. 1.20<sup>[8]</sup>针对小型模块化反应堆增补的主要内容,包括对综合振动评价范围的要求、对综合振动评价潜在激励机制的要求、控制棒驱动系统需要考虑的特殊要求和主泵需要考虑的特殊要求。通过典型小型模块化压水堆流致振动分析案例说明第4版 R.G. 1.20 的重要意义。

## 1 流致振动监管要求

为了保证小型模块化压水堆堆内构件结构的完整性,设计单位需要开发针对 SMR 的堆内构件综合振动评估大纲(CVAP)。第4版 R.G. 1.20 规定的 CVAP 由三个子方案组成。该方案包括:

### (1) 分析大纲

分析大纲采用理论分析方法来预测结构的固有频率、模态振型和对各种流动激励源的响应。

### (2) 测量大纲

测量大纲包括原型试验,用于验证分析程序的输入、结果和安全边界,如果发现分析程序和测量大纲之间存在差异,则进行调整。

### (3) 检查大纲

检查大纲包括在初始启动试验之前和之后对适用的结构进行检查,以确认易受影响结构的振动行为是可接受的。

## 2 第4版 R.G. 1.20 对 SMR 的特殊要求

美国核管会管理导则 R.G. 1.20 《预运行和首次启动试验堆内构件综合振动评估大纲》迄今已经升级了5个版本,最新的第4版 R.G. 1.20 (2017 版)与第3版 R.G. 1.20 相比,扩展了沸水堆和压水堆的堆内构件流致振动(FIV)、声共振(AR)、声致振动(AIV)和机械诱发振动(MIV)相关的指南,并且首次增加了对 SMR 堆内构件的特殊关注。

### 2.1 对 SMR 综合振动评价范围的增补

传统大堆的反应堆堆内构件一般包括压力容器内的堆芯支承结构和其他内部结构,通常按照 ASME 第Ⅲ卷 NG 篇进行设计制造。小型模块化压水堆的堆内构件与大堆有显著差异,根据具体设计,可能还包括以下部件:

- (1) 反应堆冷却剂泵;
- (2) 蒸汽发生器;
- (3) 稳压器;
- (4) 控制棒驱动机构;
- (5) 给水管线;
- (6) 其他结构(如 NuScale 反应堆的立管)。

虽然这些部件不被归类为传统意义上的反应堆堆内构件,但是因位于压力容器内,仍需按堆内构件要求进行综合振动评价。

### 2.2 对 SMR 潜在激励机制要求的增补

作为 CVAP 的一部分,第4版 R.G. 1.20 规定应分析可能影响小型模块化压水堆堆内构件振动的潜在激励机制,包括流致振动、声共振、声致振动和机械振动。

#### 2.2.1 流致振动

振动机制包括湍流抖振、旋涡脱落和流体弹性不稳定性。横流引起结构的流致振动可以发生在垂直于流体流动方向或平行于流体流动方向上。到目前为止,由旋涡脱落和流体弹性不稳定性引起的部件流致振动的预测分析和试验主要集中在垂直于流体方向。然而,核电厂的经验表明,热电偶套管失效是由于旋涡脱落引起的平行于流体方向的振动。因此,开发的综合振动评价应包括由于流体弹性不稳定性和涡流脱落可能产生的平行于流体方向的振动。虽然示例没有特指小型模块化压水堆,但可作为指导在评价小型模块化压水堆堆内构件潜在流致振动问题时考虑。

#### 2.2.2 声共振

声共振在中空或空腔内的单相环境中产生,通常需要满足合适的几何形状。沸水堆的运行经验表明,主蒸汽管道支管末端的流激声共振会产生中高频压力波动和振动,从而损坏蒸汽系统部件和其他反应堆堆内构件。一些小

型模块化压水堆的蒸汽发生器位于反应堆压力容器内部,与主蒸汽管线相连接,需要关注声共振对蒸汽发生器及堆内构件的影响。

### 2.2.3 声致振动

反应堆冷却剂泵由旋转叶轮与畸变流相互作用产生,压力脉动可激发压力容器内水的声学模式,从而对反应堆堆内构件造成显著的声学载荷。根据泵的数量和布置以及各自驱动频率和产生的力函数之间的相对相位,局部压力脉动可能达到单个泵的几倍。一些小型模块化压水堆,因为泵与反应堆堆内构件非常接近,主泵压力脉动引起的声致振动对反应堆堆内构件的影响可能更强烈。

### 2.2.4 机械振动

反应堆冷却剂泵在泵轴转速、叶轮叶片通过频率及其各种谐波下产生动力直接作用于流体,也作用于泵安装结构,并可能传输至与给水和蒸汽管道相连的其他部件,或反应堆内的其他部件。当泵直接安装在反应堆容器上而不是通过外部管道连接到压力容器时,机械振动会加剧。

### 2.3 对 SMR 控制棒驱动系统的特殊要求

(1) 一些小型模块化压水堆,控制棒驱动系统不是压力边界的一部分,因此审查范围不同于传统轻水反应堆。一些小型模块化压水堆控制棒驱动系统的所有部件(包括控制棒驱动机构)处在一回路冷却剂流体激励下,因此需要评估控制棒驱动系统所有部件的 FIV、AR、AIV、MIV 和可能产生的松动。

(2) 一些小型模块化压水堆将所有一回路主设备整合到单个模块化系统中,因此可能会对控制棒驱动系统施加额外的动态激励,需要在设计中充分考虑。

(3) 在反应堆正常运行瞬态工况下,某些结构可能具有可变的或定义不明确的边界条件,因此需要评估可变边界条件的影响,证明足够小到可忽略或在振动分析中进行考虑。例如,一些小型模块化压水堆的控制棒导向筒和控制棒是长梁结构,结构共振频率随控制棒的位置而变化,可能导致控制棒导向筒或控制棒的过

度振动,干扰控制棒功能。因此,有必要评估不同的控制棒驱动机构/控制棒高度,以及包括反应堆所有的运行和瞬态工况。

### 2.4 对 SMR 主泵的特殊要求

(1) 主泵运行时,在一回路冷却剂中产生的声致振动(泵致脉动压力)对堆内构件产生的影响分析,需要主泵供应商提供主泵出口位置的脉动压力作为该分析的输入,通常需要通过实验实测得到,在得到主泵出口位置的脉动压力后,开展泵致脉动压力影响分析。

(2) 单个泵的声学 and 力函数需要基于在泵试验台上进行的全尺寸试验获得的数据,如果无法获得全尺寸试验数据,也可以接受小尺寸泵的试验,但需要证明缩比准则的合理性。

(3) 所有同时运行的泵的组合力函数空间分布不仅取决于运行泵的数量和布置,还取决于单个泵力函数之间的相对相位。泵脉动的多个来源可能导致放大压力脉动,在压力脉动峰值,可能是单个泵的几倍。需要评估一台或多台泵停止运行对反应堆堆内构件施加的组合力函数的影响。

## 3 NuScale 小堆流致振动分析和审评实践<sup>[9-10]</sup>

### 3.1 NuScale 的特点

美国小堆 NuScale 为一体化设计,压力容器内包括了稳定压器和 2 个螺旋管蒸汽发生器(HCSG)。NuScale 采用一次冷却剂自然循环,没有主泵,NuScale 的结构简图如图 1 所示。与典型压水堆相比,NuScale 流速较低,降低了流体激励力,100% 功率时的平均流速(英尺/秒)比较见表 1。

### 3.2 NuScale 综合振动评价的范围

NuScale 综合振动评价大纲重点考虑了反应堆容器内部构件、蒸汽发生器及一次和二次冷却剂压力边界管道。

(1) 参考美国机械工程师学会(ASME)锅炉和压力容器规范(BPVC)第 III 卷第 1 部分 NG 小节对反应堆堆芯支撑结构的定义,NuScale 反应堆容器内部构件(RVI)包括蒸汽发生器(SG)

传热管支架。

(2) SG 部件与 RVI 和稳压器一起位于反应堆压力容器(RPV)的流体中, CVAP 的范围包括蒸汽干燥器、蒸汽系统部件和 SG 内部部件。

(3) 构成一次和二次冷却剂压力边界的部件, 按照第Ⅲ卷第 1 部分 NB 小节设计, 但包含在 CVAP 的范围内, 因为它们暴露在一次和二次冷却剂流中。

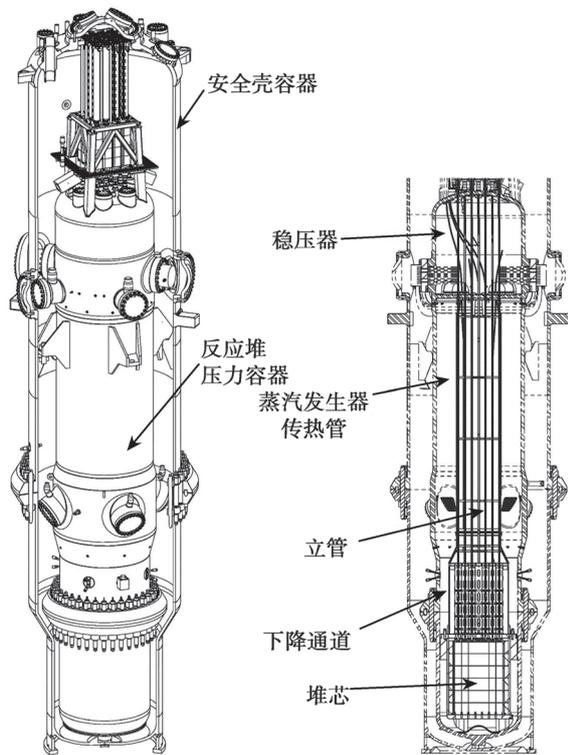


图 1 美国小堆 NuScale 结构简图

Fig.1 small reactors in the United States of NuScale

### 3.3 振动分析大纲

分析大纲从受 FIV 现象影响的部件清单开始。NuScale 根据文献[ 11-12 ]制定了每种 FIV 现象的筛选标准, 见表 2。

对组成部分进行评估的有六种 FIV 现象:

- 流体弹性不稳定性;
- 涡流脱落;
- 湍流抖振;
- 声共振;
- 间隙流流动失稳;
- 颤振 \ 驰振。

与第 4 版 R.G. 1.20 相比, NuScale 由于没有反应堆冷却剂泵, 因此未考虑机械振动的影响, 但额外增加了间隙流流动失稳和颤振 / 驰振作为潜在的激励机制。间隙流流动失稳(LFI)通常与通道入口附近的突然间隙变化有关, 从而导致压降分布变化, 该压降分布也可以与结构运动进行耦合。SG 管入口限流器(SGIFR)通过单项效应试验对 LFI 进行评估。由于 NuScale 堆内构件大致具有圆柱形的几何形状, 因此排除颤振 \ 驰振机理。

NuScale 且与现有的压水堆和沸水堆设计相比一次侧冷却剂流速较低, 因此 NuScale 的自然循环设计本质上不易受 FIV 影响, 许多部件都具有非常大的安全裕度, 当安全裕度足够大时 (NuScale 确定为 100% 的安全裕度), 就没有必要通过试验进行验证。

### 3.4 振动测量大纲

NuScale 进行的试验包括单项效应试验和初始启动试验, 试验的结果用于验证原型设计。单项效应试验包括 SGIFR 试验 (测试结果用于验证 LFI 的可接受性) 和 SG 流致振动试验 (用于验证 FEI、VS 和 TB)。初始启动试验在燃料加载后的满功率正常运行条件下进行, 经历至少 100 万次的振动循环。初始启动试验包括对衰变热排出系统 (DHRS) 蒸汽管道、主蒸汽隔离阀 (MSIV) 旁通管线和安全壳系统主蒸汽 (CNTS MS) 排水阀分支进行在线振动监测, 以确认 AR 分析结果。

与现有的压水堆和沸水堆设计相比, 由于一次冷却剂流速较低, 因此 NuScale 的部件不太容易受到 FIV 的影响, 许多部件具有相似的几何形状 (尺寸、形状和支撑), 并处在相似的流动条件下, 这使得一个部件的试验结果可以用于其他类似的部件。基于这些考虑, 选择具有最低安全裕度的部件用于试验测量, 以验证 FIV 分析输入和结果。仅对 SG 传热管入口限流器和 SG 管束进行了单项试验, 对主蒸汽管线分支连接进行初始启动试验。

### 3.5 检查大纲

在初始启动试验之前和之后, 检查部件的

机械磨损和振动引起的损伤迹象。所有在分析大纲中被评估的部件都要经过检查。对于通过试验验证的部件,检查提供了对 FIV 完整性的二次确认。

对认为易受 FIV 影响的部件的代表性位置进行检查,证明其性能是可以接受的。根据 R.G. 1.20 第 2.3 节的指导,对所有主要承重部件、约束装置、锁定或螺栓连接功能以及接触面进行检查。还要检查 RPV 内部可靠区域的松动部件。

按照 ASME 第 III 卷 NG-5111 和 NB-5111 规定的准则和要求,并使用 ASME 第 V 卷规定的方法,对 NUSCAL 部件进行检查。目视检查采用 ASME 第 XI 卷 IWB-2500 表 IWB-2500-1 B-N-1、B-N-2 和 B-N-3 中定义的“VT-1”和

“VT-3”方法。

### 3.6 其他技术报告

为了最终完成 CVAP, NuScale 还编写了两份技术报告。第一份报告包含每个原型试验的测量大纲细节,包括试验运行条件、试验持续时间、仪器类型和位置、适用的试验保持点,以及考虑到偏差误差和随机不确定性的预期和允许实验结果的测试前预测。第二份报告提供为支持测量大纲而完成试验后的评估。在这份报告中,对预期和测量实验结果之间的差异进行了处理,并确认所有结果都在分析预测的允许范围内。第二份报告记录了检查大纲的结果。

### 3.7 NRC 的审查意见

NRC 工作人员认为针对 FIV 所评估的部

表 1 NuScale 与典型压水堆流速比较

Table 1 Comparison of NuScale and typical pressurized water reactor flow rates

堆型	蒸汽发生器间隙 速度(英尺/秒)	下降通道 (英尺/秒)	堆芯 (英尺/秒)	上部堆内构件 (横向流)(英尺/秒)	最大设计流速 (磅/秒)	一次冷却剂传输 时间(秒)
Nuscale	1.2	1.7	3.6	1.5	1,456	60.8
EPR	N/A	24	16	30	55,000	9.9
AP1000	N/A	19	16	40	34,800	10.3
US-APWR	N/A	23	14	30	54,092	12.6

表 2 NuScale 流致振动筛选标准

Table 2 Flow induced vibration screening criteria of NuScale

现象	筛选标准
流体弹性不稳定性 (FEI)	1. 圆柱阵列(最少一列),即几何形状 2. 阵列间距 / 直径 < 2.0 ;阵列必须充分限制流体,以允许相邻圆柱之间的反馈
涡流脱落 (VS)	1. 钝体(或与水流方向一致的空腔边缘),即几何形状 2. 横流 3. 没有下游结构来破坏涡流
湍流抖振 (TB)	1. 受湍流(平行流、横向流或混合流)影响 2. 载荷路径中的一个或多个部件的部件界面受湍流影响
声共振 (AR)	1. 产生 AR 的合适几何形状,通常是中空或空腔 2. 中空或空腔内的单相环境
间隙流流动失稳 (LFI)	1. 存在狭窄的环形流动路径,即几何形状 2. 环空的柔性结构,以固定表面为界,以及满足条件 3 或条件 4 之一 3. 通过环形流道产生足够流速和压差的流动条件 4. 环形流速大于 LFI 的临界流速
颤振 \ 驰振 (Galloping/flutter)	1. 非圆形横截面,即几何形状 2. 主流方向上的纵横比(长 / 宽)小于 4.0(对于高矩形结构),小于 2.0(对于低、长矩形结构)

件是合理的,而且基于低流量条件或坚固的结构设计,任何其他部件都不太可能受到 FIV 的影响。

NRC 工作人员认为表 2 中的 NuScale 流致振动筛选标准是可以接受的,因为这些程序符合 ASME BPVC 附录 N “动态分析方法”中的指导,也符合公开文献。

与之前申请者提交综合比例模型或全规模工厂试验数据或两者以证实其分析程序不同, NuScale 申请者只进行了最低限度的基准试验,并更多地依靠筛选和分析结果来确定有可能因 FIV 而损坏的 RVI、管道和 HCSG 部件,并确定需要进行后续验证试验的分析区域。

NuScale 没有提交足够的信息来排除二次冷却剂密度波振荡(DWO)不稳定性的可能性,也没有确定这些不稳定性对 HCSG 传热管的流动诱导载荷。由于 DWO 不稳定性而导致的高纯锆传热管和蒸汽发生器传热管入口限流器(SGIFR)结构完整性问题尚未经过 NRC 工作人员的审查,因此没有得到解决。

## 4 结论

本文研究了第 4 版 R.G. 1.20 对 SMR 的特殊规定,调研了美国小堆 NuScale 堆内构件综合振动评价的方法,得出如下结论:

(1) 与传统大型压水堆相比,SMR 流致振动的范围和要求发生了显著的变化。第 4 版 R.G. 1.20 可为小型模块化压水堆堆内构件综合振动评价提供指导。

(2) NuScale 额外增加了间隙流流动失稳、颤振/驰振为潜在的激励机制。这些机制并非 NuScale 独有,且在第 4 版 R.G. 1.20 中并未提及,因此建议小堆的 CVAP 特别关注间隙流流动失稳、颤振/驰振的失效机理。

(3) 由于通常小型模块化压水堆堆内流速较低,流致振动易感性较低,部分小堆不需要完成

堆外的比例模型试验,但需提供足够的细节,例如分析、测试、FIV 不确定性检查等,保证小型模块化压水堆堆内构件不发生流致振动导致的失效。

(4) 直流蒸汽发生器二次冷却剂密度波振荡不稳定性会导致传热管和 SGIFR 结构完整性问题,我国具有直流蒸汽发生器的小堆审评需特别关注类似问题。

## 参考文献

- [1] IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments [M]. 2022.
- [2] 焦殿辉, 黄炳臣, 张文广, 等. 多个核电项目堆内构件原材料 PT 漏检事件回顾与分析 [J]. 核安全, 2013, 12 (02): 21-24.
- [3] 蒋庆磊, 乐适, 王永, 等. 蒸汽发生器传热管内流体弹性失稳分析 [J]. 核安全, 2014, 13 (04): 68-73.
- [4] 姚伟达, 张明, 谢永诚, 等. 新版 R.G.1.20 《预运行和初始启动试验期间堆内构件振动综合评价大纲》增补的要求简述 [J]. 核动力工程, 2011, 32 (S1): 1-3.
- [5] 国家核安全局. HAF 102-2016 核动力厂设计安全规定 [S]. 2016.
- [6] 国防科学技术工业委员会. EJ/T 1210-2006 压水堆堆内构件模型流致振动试验 [S]. 2006.
- [7] 国家能源局. NB/T 20592-2021 压水堆核电厂堆内构件模型流致振动试验 [S]. 2021.
- [8] 美国 NRC. R.G.1.20 预运行和首次启动试验堆内构件综合振动评估大纲 (第 4 版) [S]. 2017.
- [9] TR-0716-50439-P, Rev. 0, NuScale Comprehensive Vibration Assessment Program Technical Report [R], 2016.
- [10] TR-0716-50439-P, Rev. 2, NuScale Comprehensive Vibration Assessment Program Technical Report [R], 2019.
- [11] Au-Yang, M.K. "Flow-Induced Vibration of Power and Process Plant Components," American Society of Mechanical Engineers (ASME) Press [J]. New York, NY, 2001.
- [12] Blevins, R.D., Flow-Induced Vibration [M]. Van Nostrand Reinhold, 1990, 2nd Edition.

# Research on Flow Induced Vibration Analysis Method for Internal Components of Small Modular Pressurized Water Reactor in the United States

Liu Rui, Sun Shuhai, Liu Yusheng, Wu Yannong

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

**Abstract:** In order to evaluate the comprehensive vibration behavior of small modular reactor (SMR) internal components and demonstrate that the internal components have sufficient safety margin under the influence of flow induced vibration, the US Nuclear Regulatory Commission (NRC) released the 4th edition of R.G. 1.20, “Outline for Comprehensive Evaluation of Internal Component Vibration during Pre operation and Initial Startup Testing, ” in 2017. The special requirements of the 4th edition R.G. 1.20 for the comprehensive vibration evaluation of small modular reactor internals were studied, including the special requirements for the scope of comprehensive vibration evaluation, the special requirements to be considered for the control rod drive system, and the main pump. We investigated the analysis and evaluation methods of flow induced vibration in small reactor NuScale internal components in the United States, and analyzed the potential excitation mechanisms that may affect the vibration of small modular pressurized water reactor internal components. This provides a reference for the evaluation of flow induced vibration in small modular pressurized water reactor internal components in China.

**Key words:** Small Modular Reactor (SMR); Internal components; flow induced vibration; R. G. 1.20

(责任编辑：梁 晔)

尹泓卜, 胡述伟, 黄莫一杰, 等. 耐事故燃料包壳材料 FeCrAl 合金耐腐蚀性能研究[J]. 核安全, 2023, 22(6): 80-86.

Yin Hongbu, Hu Shuwei, Huang Moyijie, et al. Research Progress on Corrosion Resistance for FeCrAl Alloy of Accident Tolerant Fuel Cladding Material [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6): 80-86.

## 耐事故燃料包壳材料 FeCrAl 合金耐腐蚀性能研究

尹泓卜\*, 胡述伟, 黄莫一杰, 邱 玺, 赵艳丽, 廖 楠, 杨青峰, 刘仕超, 高士鑫

(中国核动力研究设计院 核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都 610041)

**摘要:** 随着 ATF 研究的深入及新材料的研发, FeCrAl 由于具有高强度、优异的变形能力和抗高温氧化性能而备受瞩目。FeCrAl 包壳的耐腐蚀性能直接影响到燃料芯块的安全和性能。为此, 本文从其腐蚀行为机理出发, 通过对氧化动力学、腐蚀过程及影响因素对其腐蚀行为进行分析, 以期 FeCrAl 在轻水堆的腐蚀研究提供参考。研究表明, FeCrAl 合金中 Cr 元素和 Al 元素的抗腐蚀机制有差异, 在不同氧化介质、不同温度下, FeCrAl 合金的腐蚀是复杂的, 伴随着不同成分、形态的单层或多层氧化物生成。

**关键词:** 耐事故燃料; 包壳; FeCrAl; 腐蚀性能

**中图分类号:** TL341 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 06-0080-07

包壳作为核燃料棒的关键部件, 是防止放射性物质泄漏的第一道安全屏障, 并长期服役于强中子辐照、高温、冷却剂腐蚀和内外应力作用等复杂环境, 其完整性直接影响到反应堆堆芯的安全性。在反应堆实际工况下, 包壳内壁可能会与芯块接触, 进而导致应力腐蚀开裂以及因氢化物析出引起的氢脆; 包壳外壁则经受高温、高压的冷却介质和严苛的中子辐照, 进而发生因接触冷却介质导致的化学腐蚀。

福岛核事故后, 耐事故燃料 (Accident Tolerant Fuel, ATF) 的研发备受瞩目。随着 ATF 研究的深入及新材料的研发, FeCrAl 由于具有高强度、优异的变形能力和抗高温氧化性能, 而被认为是最有希望替代传统 Zr 合金包壳的材料之一。正是由于 FeCrAl 包壳的耐腐蚀性能直接影响到燃料芯块的安全和性能, 因此被当作轻水堆

的一个重要评价准则。然而, 尽管目前有很多有关 FeCrAl 腐蚀的报道, 但其具体腐蚀行为机理并未达成共识<sup>[1]</sup>。本文从 FeCrAl 的氧化动力学、腐蚀过程及影响因素对其腐蚀行为进行分析, 以期 FeCrAl 在轻水堆的腐蚀研究提供参考。

### 1 关于 FeCrAl 腐蚀的分析

FeCrAl 的耐腐蚀性能主要取决于合金中各元素在不同腐蚀环境下发生的化学反应形成的氧化层, 进而阻止合金基体进一步发生氧化的能力。

(1) 在典型核电厂水化学环境的腐蚀下, FeCrAl 合金会在基体表面形成多层氧化膜 (主要为 Cr 氧化物), 且氧化膜随合金与冷却介质接触时间的延长而逐渐变得致密, 进而阻止基体

收稿日期: 2023-03-24 修回日期: 2023-06-28

作者简介: 尹泓卜 (1989—), 男, 现主要从事燃料材料设计研究工作

\* 通讯作者: 尹泓卜, E-mail: yhp1214@mail.ustc.edu.cn

被进一步的腐蚀(多层氧化膜会阻止氧扩散进入合金基体);

(2) 在事故工况下, FeCrAl 合金的耐腐蚀性能主要取决于 Al 元素发生氧化反应形成的  $\text{Al}_2\text{O}_3$  氧化层。同时 FeCrAl 的耐受温度更高<sup>[2]</sup>(相比于传统 Zr 合金), 有效减缓了 LOCA 工况的进程及燃料的恶化。

### 1.1 氧化动力学分析

在核电厂水环境下, FeCrAl 合金中的 Fe 和 Al 会往外扩散并被氧化形成氧化膜, 且部分发生溶解, 而 Cr 在内层(靠近合金基体)被扩散进来的氧化性物质(如 O 等)氧化形成 Cr 氧化物, Cr 氧化物层可阻挡 Fe 和 Al 往外扩散, 从而实现了对基体的保护。

(1) 在加氢水环境(Dissolved Hydrogen, DH)下, FeCrAl 合金由于金属溶解而表现出腐蚀失重, 这是由于 Fe 向表层的迁移被 Cr 层所限制, 因富 Fe 析出相的溶解而导致包壳失重, 其质量变化规律表现出抛物线动力学性质;

(2) 在加氧水环境(Dissolved Oxygen, DO)下, FeCrAl 合金表现为腐蚀增重, 这是由于氧促进了金属表面氧化层的形成。

由于试验条件不同, 目前就 FeCrAl 合金在核电厂温度下的腐蚀动力学并未达成共识, 但根据腐蚀试验所获得的数据分析, FeCrAl 合金表面形成的氧化物质量随腐蚀时间的变化规律遵循抛物线动力学性质。当腐蚀时间足够长时, FeCrAl 合金表现出同时受到腐蚀增重和失重影响的现象, 且变化率会明显改变。此外, FeCrAl 在 1200℃ 高温蒸汽环境表现出的失重也表现出相同的动力学特性。

### 1.2 腐蚀过程及机理

在腐蚀过程中, FeCrAl 合金表面氧化膜的生长依赖于在基体与氧化层界面上形成的氧空位。而氧空位的形成会消耗金属离子, 但金属离子可由基体中金属空位的移动而得到补充。FeCrAl 合金的腐蚀特性是由腐蚀环境参数以及参与化学反应的元素(如 Fe, Cr 和 Al 等)的综合因素共同决定的。试验结果表明, FeCrAl 合金在非 DH 水环境下的腐蚀程度并不严重; 在普

通水化学环境下, 氧化膜内的在金属基体附近的富 Cr 相可能是增强氧化膜抗腐蚀性的原因。

如表 1 所示, 在核电厂典型运行温度(280℃~360℃)水质环境下腐蚀时, FeCrAl 合金表面会形成单层、双层、三层氧化层。当在纯水中溶解氧时, 会形成保护性的一层 Fe 氧化物或富 Fe 尖晶石; 而在纯水中溶解氢时, 则会形成双层氧化物, 内层氧化物为富 Cr 尖晶石, 外层表面为富 Fe 尖晶石或 Fe 氧化物。当其在加  $\text{Li}^+$  水环境下时, 会观察到存在于外层和内层之间的过渡层。在相同水化学环境下形成的不同成分的氧化物归结于合金中的 Fe 含量的不同。

合金中的 Fe 和 Cr 元素为主要参与氧化膜形成的元素。当水达到亚临界状态时, 溶解的氧会很大程度上影响保护性氧化物的形成。合金中足够多的 Fe 与 O 或 Cr 发生反应会形成富 Fe 层,  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  是最常见的相(通常为  $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ )。当合金中的 Si 含量较多时, Fe 则会被氧化为含有  $\text{SiO}_2$  的  $\text{Fe}_2\text{SiO}_4$ 。而在辐照下, 合金基体表面会形成更多的空位, 且会促进尖晶石氧化形成  $\text{CrO}_2(\text{OH})_2$ , 并倾向于附着在有冷却介质流过的核反应堆燃料棒表面, 进而导致管材热转换效率降低。在硼锂水质环境下(与实际核电厂运行水质环境十分相似), 如图 1 所示, 合金表面的腐蚀产物为: 外层  $\text{Fe}_3\text{O}_4$  和内层尖晶石, 且在合金基体和氧化膜内层的界面存在过渡层。

由于在内层氧化层与基体界面处的 O 含量相对较低, 导致多晶尖晶石氧化物的形成, 而其表面的孔隙是由于 O 向内扩散速率低于向外扩散速率所致。在内层氧化层与基体界面处的 O 含量达到最低时, 会导致由基体释放出的  $\text{Fe}^{2+}$  离子驱动力不足, 这使得基体中的 Fe 会保持为  $\text{Fe}^0$ 。而 Al/Cr 对应氧化物需求的临界氧分压比 Fe 的低, 因此会优先氧化, 形成富 Al/Cr 氧化物, 富 Al/Cr 氧化物和 Fe 组成过渡层。少量  $\text{Fe}^{2+}$  的溶解会导致过渡层内孔隙的形成。FeCrAl 合金的失重可能是由于过渡层表面上的多孔结构以及多晶尖晶石和氧化物的剥落导致的。

表 1 FeCrAl 在模拟核电厂水环境下 ( $\leq 360^\circ\text{C}$ ) 的腐蚀  
 Table 1 Corrosion of FeCrAl under simulated power plant water environment ( $\leq 360^\circ\text{C}$ )

主元素 /wt%			其他元素	温度 / $^\circ\text{C}$	腐蚀压力及浓度	氧化物
Fe	Cr	Al				
77.5	10.0	6.0	Mo, Nb, Y, Si	290	9 MPa, DH: 63 ppb	$\text{NiFe}_2\text{O}_4, \text{Fe}_3\text{O}_4, \text{FeCr}_2\text{O}_4$
81.8	13.1	5.3				
79.4	13.0	6.0				
78.8	13.0	7.2				
78.7	13.0	5.1	Mo, Nb, Y, Si	290	9 MPa, DH: 63 ppb	$\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3, \text{NiFe}_2\text{O}_4, \text{Fe}_3\text{O}_4, \text{FeCr}_2\text{O}_4$
77.5	10.0	6.0	Mo, Nb, Y, Si	290	9 Pa, DO: 2000 ppb	$\text{Fe}_2\text{O}_3, \text{Fe}_3\text{O}_4$
81.8	13.1	5.3				
79.4	13.0	6.0				
78.8	13.0	7.2				
85.2	10.0	4.8	Zr, Ni, Mo, Si, O, C, S	290	7 Pa, $\text{H}_2$ : 0.3 ppm, pH: 5.6	外层: Fe 富集尖晶石 内层: Cr 富集尖晶石
85.2	10.0	4.8	Zr, Ni, Mo, Si, O, C, S	290	7 MPa, $\text{O}_2$ : 1.0 ppm, pH: 5.6	$\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$
68.0	21.0	11.0	Mo, Y	290	7 MPa, 质子和电子辐射	外层: $\text{Fe}_3\text{O}_4, \text{Fe}_2\text{O}_3,$ $\text{NiFe}_2\text{O}_4$ 内层: Cr/Al 富集氧化物
70.5	21.0	5.0				
80.8	15.1	3.9				
82.3	13.1	4.4				
85.0	13.0	2.0				
85.2	10.0	4.8	Zr, Ni, Mo, Si, O, C, S	330	15 MPa, $\text{H}_2$ : 3.57 ppm, pH: 7.2	外层: Fe 富集尖晶石 内层: Cr 富集尖晶石
72.4	14.4	8.9	Mo, Si, Ti, V, W, Ni, Y	340	15.16 MPa	外层: $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ 内层: Cr 富集尖晶石
余量	22.0	5.8	Si, Mn, C	360	18.5 MPa, pH: 7.0-7.5	$\text{FeO}, \text{Fe}_3\text{O}_4, \alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$
余量	12.9	5.0	Mo, Y, S, P, O,	360	19 Pa, 1200 ppm $\text{H}_3\text{BO}_3$	外层: $\text{Fe}_3\text{O}_4$
余量	12.9	5.0	N, H		2.3 ppm LiOH DO: < 5 ppb	内层: $\text{FeFe}_{2-x-y-z}\text{Cr}_x\text{Al}_y\text{Mo}_z\text{O}_4$ 过渡层: Cr-Al 氧化物

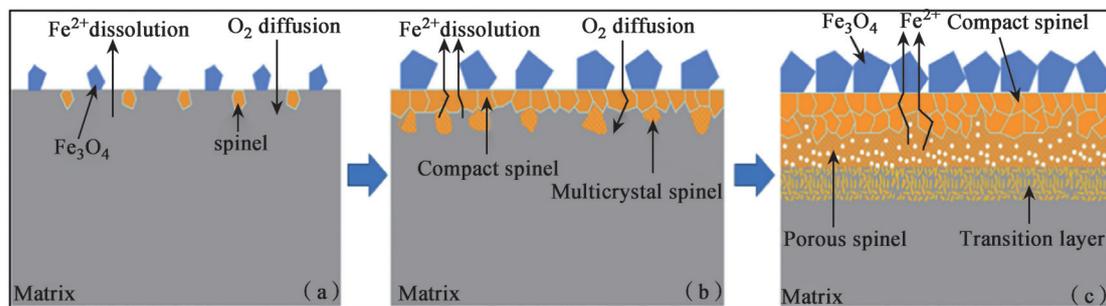


图 1 FeCrAl 在  $\text{H}_3\text{BO}_3$  和 LiOH 水化学环境下的腐蚀过程<sup>[3]</sup>

Fig.1 The corrosion process of FeCrAl in  $\text{H}_3\text{BO}_3$  and LiOH aqueous chemical environments<sup>[3]</sup>

表 2 FeCrAl 在高温环境下 ( $\geq 600^\circ\text{C}$ ) 的腐蚀  
Table 2 The corrosion of FeCrAl under high temperature environment ( $\geq 600^\circ\text{C}$ )

主元素 /wt%			其他元素	温度 / $^\circ\text{C}$	腐蚀压力及浓度	氧化物
Fe	Cr	Al				
余量	10.0	4.0	Si, Zr	600	$\text{O}_2$ $\text{O}_2, \text{H}_2\text{O}$ $\text{O}_2, \text{H}_2\text{O}, \text{KCl}$	外层: $\text{Fe}_2\text{O}_3, \text{Fe}_3\text{O}_4$ 内层: $(\text{Fe}, \text{Cr}, \text{Al})$ -尖晶石
72.0-92.0	5.0-25.0	1.0-6.0	未说明	600	$\text{O}_2, \text{K}_2\text{CO}_3$	外层: $\text{Fe}_2\text{O}_3, \text{Fe}_3\text{O}_4$ 内层: $(\text{Fe}, \text{Cr}, \text{M})_3\text{O}_4$
余量	5.3	2.7	未说明	1000	$\text{O}_2$	$\text{FeOx}, (\text{Cr}, \text{Al})_2\text{O}_3$
余量	13.1	4.3	Mo, Nb, C, N		$\text{H}_2\text{O}(\text{g})$	$\text{FeO}, \alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$
66.0	20.8	11.1	O, Mo	1000-1200	$\text{H}_2\text{O}(\text{g})$	$\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3, \alpha\text{-FeCr},$ $\chi\text{-Mo}_5\text{Cr}_6\text{Fe}_{18}$
84.9	12.9	2.1	C	1200	$\text{H}_2\text{O}(\text{g})$	$\text{Fe}_2\text{O}_3, \text{Cr}_2\text{O}_3, \text{Al}_2\text{O}_3,$ $\text{FeCr}_2\text{O}_4$
84.0	12.8	3.2				
83.2	12.8	4.0	C	1200	$\text{H}_2\text{O}(\text{g})$	$\text{Al}_2\text{O}_3$
82.1	12.8	5.1				
81.2	12.9	5.9				
余量	13.1	4.3	Mo, Nb, C, N	1200	$\text{H}_2\text{O}(\text{g})$	$\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3, \text{FeAl}_3$
余量	22.0	5.8	Si, Mn, C	1200	$\text{H}_2\text{O}(\text{g})$	$\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$

如表 2 所示, 在中间温度区间 ( $\sim 600^\circ\text{C}$ ), FeCrAl 的腐蚀表现为第一保护相的分解和第二保护相的形成, 即内部尖晶石和外部 Fe 氧化物 ( $\text{Fe}_2\text{O}_3$  或者  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ) 的形成。腐蚀性阴离子会导致第一保护相的失效并促进其转变为具有多层结构特点的腐蚀产物。缓慢形成的 Al/Cr 氧化物与 FeCrAl 抗腐蚀密切相关。

在高温区间 ( $\sim > 1000^\circ\text{C}$ ) 蒸汽中的腐蚀时, FeCrAl 表面会形成  $\text{Al}_2\text{O}_3$  层, 在合金表面也观察到不同尺寸的孔洞。这是由于 Al 原子向外扩散形成保护层而留下了孔隙。如果温度继续升高, 扩散将会加剧, 进而导致厚的金属间化合物层和大的孔的形成。在高温蒸汽下于 FeCrAl 合金表面形成致密的  $\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$  可以阻止其他元素被氧化, 进而显著降低氧化速率。 $\text{Al}_2\text{O}_3$  的转变遵从以下顺序:  $\gamma\text{-Al}_2\text{O}_3 \rightarrow \theta\text{-Al}_2\text{O}_3 \rightarrow \alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$  或  $\gamma\text{-Al}_2\text{O}_3 \rightarrow \delta\text{-Al}_2\text{O}_3 \rightarrow \theta\text{-Al}_2\text{O}_3 \rightarrow \alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$ 。亚稳态 ( $\gamma, \delta, \theta$ )  $\text{Al}_2\text{O}_3$  (形成于  $\geq 500^\circ\text{C}$  温度区间) 向  $\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$  的转变通常发生在

$900^\circ\text{C} \sim 1000^\circ\text{C}$  温度区间内。FeCrAl 合金中 Cr 和 Al 含量的变化会改变  $\text{Al}_2\text{O}_3$  转变的顺序。而  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  和  $\text{Cr}_2\text{O}_3$  是合金在低温蒸汽下的早期氧化产物。在高温下, Fe 和 Cr 氧化物与蒸汽发生反应, 产生挥发性的氢氧化物, 进而从合金表面剥落, 随后  $\text{FeCr}_2\text{O}_4$  成为主要的氧化产物。 $\text{AlFe}_3$  则是由向外扩散的 Al 原子与 FeCrAl 合金中 Fe 原子及缺陷发生交换作用而形成。总之, 不同的氧化温度和环境会导致不同的氧化物相的形成。

## 2 影响 FeCrAl 腐蚀的因素

### 2.1 水化学环境的影响

典型一次水化学环境 (核电厂正常工况运行温度) 含有硼酸和氢氧化锂、溶解氢、溶解氧、阴离子 ( $\text{Cl}^-$ 、 $\text{F}^-$ 、 $\text{SO}_4^{2-}$ ), 阳离子 ( $\text{Mg}^{2+}$ 、 $\text{Na}^+$ 、 $\text{Si}^{4+}$  等), 并添加 Zn 或重金属等。

溶解氢 (DH) 和溶解氧 (DO) 的水化学环境, 会使 FeCrAl 合金氧化物上产生电位, 从而促进

氢的吸收。与 DO 相比, DH 主要影响氧化层的厚度。低浓度 DH 可形成厚且稳定的氧化膜(阻止离子进一步扩散),降低合金应力腐蚀开裂的敏感性;高浓度 DH 则有利于合金元素的稳定性。DH 和 DO 对氧化层结构的影响如下:

(1) DH 和 DO 导致 FeCrAl 合金中金属离子扩散速度差异( $\text{Fe}^{2+} > \text{Ni}^{2+} \gg \text{Cr}^{3+}/\text{Al}^{3+}$ ),并使得 Fe 和 Cr 选择性溶解;

(2) H 在渗透入合金基体时,会中合扩散通道周围金属原子中的电子,从而削弱金属键;

(3) H 原子降低了 O 在基体中的吸附和扩散能,使 O 更容易穿透表面,进而促进氧化过程。

阴离子的存在会引起电化学腐蚀,进而诱发应力腐蚀开裂。阴离子对晶间应力腐蚀开裂的影响顺序为  $\text{SO}_3^{2-} \rightarrow \text{S}^{2-} \rightarrow \text{S}_2\text{O}_3^{2-} \rightarrow \text{SO}_4^{2-} \rightarrow \text{AsO}_2^- \rightarrow \text{OH}^- \rightarrow \text{SiO}_3^{2-} \rightarrow \text{HPO}_4^{2-} \rightarrow \text{PO}_4^{3-} \rightarrow \text{Cl}^- \rightarrow \text{CO}_3^{2-} \rightarrow \text{B}_4\text{O}_7^{2-} \rightarrow$  和  $\text{NO}_3^-$  [4]。其中,研究较多的为  $\text{Cl}^-$  早期诱发的点蚀,当其残余应力结合时,导致覆层材料应力腐蚀开裂。而  $\text{Fe}^-$  与合金元素之间的相互作用也会导致合金腐蚀,  $\text{SO}_3^{2-}$  会影响氧化物的形成。

阳离子( $\text{Na}^+$ 、 $\text{Mg}^{2+}$ 、 $\text{Zn}^{2+}$ 、 $\text{Al}^{3+}$ 、 $\text{Zr}^{4+}$  和  $\text{La}^{3+}$ ) 会随冷却剂的流动附着于合金表面,并抑制合金(尤其是铁基合金)的腐蚀。 $\text{Mg}^{2+}$  可最快加速合金的失效,  $\text{Ca}^{2+}$  需要更长的时间,  $\text{Na}^+$  最慢。而 Zn 会取代尖晶石氧化物晶格间隙中的 Fe、Ni、Co 等元素,形成更稳定的 Zn 氧化物,同时, Zn 可以减少合金表面氧化物的缺陷,从而改善合金的电化学腐蚀行为 [4]。

## 2.2 合金成分的影响

在 FeCrAl 合金中,除含量最多的 Fe 外,其他元素(Cr、Al、Si、Y、Ti、Hf、Zr)也参与腐蚀反应。

在低温水化学中, Cr 参与反应形成富含  $\text{FeCr}_2\text{O}_4$  或  $\text{Cr}_2\text{O}_3$  尖晶石的内氧化层。在高温氧化环境中, Cr 与外表面混合氧化物层转化为  $\text{Al}_2\text{O}_3$  高度相关,较高的 Cr 含量不仅会使 Al 从内部氧化转变为外部氧化,还会减少外部  $\text{FeO}_x$  氧化层的生长。因此 FeCrAl 合金中的 Cr 含量

应确保外部  $\text{Al}_2\text{O}_3$  所需的 Cr 大于避免 Al 内部氧化所需的 Cr。而 Al 的加入可以有效地生成  $\text{Al}_2\text{O}_3$ , 提高合金的最高耐受温度(即高温蒸汽下的耐蚀性),这是 FeCrAl 取代 Zr 合金包壳关键影响因素 [5]。对于高温蒸汽环境 ( $>1000^\circ\text{C}$ ), FeCrAl 合金中的 Cr 含量应达到 20%;但当 Cr 超过 8.5 wt% 时,中子辐照会导致合金的  $\alpha'$  相析出,进而使合金脆化。低 Al 含量(1 wt%~3 wt%)会导致合金表面生成多孔尖晶石,抗氧化性较差;当 Al 达到 4 wt%,可抑制位错环的产生,进而减少反应堆实际运行期间 FeCrAl 合金包层的硬化和脆化效应;当 Al 超过 5 wt%,虽可提高韧脆/韧脆转变温度,但会降低焊接部件的延展性,进而影响合金的加工性能。

在 FeCrAl 合金中, Si 与 O 反应生成  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{SiO}_2$  沉积在合金基体表面,与 FeO 反应会生成  $\text{Fe}_2\text{SiO}_4$ , 可有效防止内部氧化的发生。在高温氧化环境下,微量 Si 的加入会影响合金基体中 Cr 的活性(抑制 Cr 的蒸发)并防止保护性氧化物脱落。而在  $\text{Cl}^-$  环境中, Si 可抑制 FeCrAl 合金的腐蚀增重。但在一般水化学条件下, Si 对 FeCrAl 合金的水热腐蚀行为的影响有限。

活性元素,如 Y、Ti、Hf、Zr、Ce、Ca、Mg 和 La 等也对合金的腐蚀有一定影响。Y 的添加可以降低  $\text{Al}_2\text{O}_3$  的生长速率,提高其附着力,提高 FeCrAl 合金的抗高温氧化能力。但 Y 很容易挥发,其含量过高会导致 FeCrAl 内部氧化(过量掺杂效应),应将其含量控制在 0 wt%~0.12 wt%。Ti 的添加可使合金形成具有等轴晶粒的外氧化区,进而控制  $\text{Al}_2\text{O}_3$  的生长。Hf 对  $\text{Al}_2\text{O}_3$  的形成规模有很大影响,即影响阴离子和阳离子的迁移。Zr 可以减轻含 C 的 FeCrAl 合金的  $\text{Al}_2\text{O}_3$  片层剥落,并通过减小氧化物晶粒尺寸以及  $\text{ZrO}_2$  的孔隙度来改变  $\text{Al}_2\text{O}_3$  的结构,同时也会促使  $\text{Al}_2\text{O}_3$  向内生长。Ce 的加入对晶粒细化和夹杂物改性产生影响,但含量应低于使用温度下的溶解度极限。由于 Ca 和 Mg 易挥发扩散,从而降低其控制 S 的能力。La 可增强  $\text{Al}_2\text{O}_3$  的结构稳定性,增加比表面积。总之,活性元素对 FeCrAl 合金氧化性能的影响可归结为 [6]:

(1) 活性元素有助于改善  $\text{Al}_2\text{O}_3$  抗剥落性;

(2) 活性元素影响  $\text{Cr}_2\text{O}_3$  和  $\text{Al}_2\text{O}_3$  的微观结构及晶粒尺寸和生长方向;

(3) 活性元素通过抑制 S 偏析、减少褶皱等强化氧化物与合金的界面。

杂质元素中, C 含量过高会导致  $\text{Al}_2\text{O}_3$  易剥落并缩短合金的服役寿命; S 会在  $\text{Al}_2\text{O}_3/\text{FeCrAl}$  界面处严重分离, 可能并入  $\text{Al}_2\text{O}_3$  层; 适当含量的 N 可以提高合金的耐腐蚀性能, 但过量则会降低耐蚀性; 向合金中添加 O, 可以通过固溶强化提高合金的屈服强度。

其他元素 (W、Ta、Mo、Nb、V 和稀土元素等) 主要是影响合金的耐蚀性以及高温力学性能。Mo 起到固溶强化的作用, 并阻碍再结晶, 从而提高合金拉伸性能并保持热稳定性。Nb 可以阻止晶粒长大, 阻止位错滑移, 并减小热影响区的尺寸。Pt 可以显著降低 FeCrAl 合金的增重速率, 并提供良好的氧化物相干性。而 Mn、Co 和 P 等元素, 更多地影响合金机械性能, 而不是腐蚀性能。

### 2.3 辐照效应的影响

辐照效应会促进总体的腐蚀和晶间腐蚀<sup>[7]</sup>。FeCrAl 在质子辐照、电子辐照、离子辐照和中子辐照下的研究表明: 质子、电子和离子辐照会诱导富 Cr 氧化物的内分解, 而快中子辐照导致的合金元素再分布则会加剧腐蚀。辐照会导致 FeCrAl 表面形成缺陷, 包括位错环和空位等。而由于缺陷的产生会缩短原子扩散的路径, 因此加速了金属与 O 原子的结合, 提高了腐蚀速率。腐蚀速率取决于辐照剂量。水在高能量密度辐照下的辐解产物也会长期影响 FeCrAl 合金的腐蚀过程。

### 2.4 温度的影响

在低温水化学中, 温度对合金腐蚀行为的影响主要体现在提升活化能和促进化学反应的发生进而加速金属溶解。而温度对气体环境中的腐蚀速率影响更大。不同温度下 FeCrAl 氧化膜的生长机制不同: 在 900℃ 时, 主要的氧化机制是 Al 离子的扩散; 而在 1200℃ 时, 氧化是由 O 离子的扩散决定的, 并伴随着氧化膜的褶

皱形成和剥离。

## 3 讨论

目前, 大部分 FeCrAl 包壳腐蚀的研究工作都是在高压釜试验装置中开展的, 而在核电厂实际运行工况下, 包壳腐蚀不仅受到水化学环境的影响还会受到辐照效应的影响。因此, 深入开展包壳在辐照环境下的腐蚀研究有助于进一步厘清其腐蚀机理。而就燃料包壳的成功商业应用而言, 应综合考虑其力学性能、抗蠕变性能、抗辐射性能、中子经济性以及耐腐蚀性能等, 因此, 在考虑提升其耐腐蚀性能的同时也应兼顾其他性质的平衡。

从研究结果看, 较之 DH 水化学环境 (与反应堆实际水质更为接近<sup>[8]</sup>), FeCrAl 在纯水中的腐蚀数据代表性有限, 很难准确、全面地评价材料<sup>[9]</sup>; 在腐蚀过程中,  $\text{Al}_2\text{O}_3$  在不同温度环境下的转化机理有待进一步探索; FeCrAl 腐蚀是多因素综合作用的结果, 因此, 多因素 (合金元素、冷却剂流速、水化学环境、温度以及加工形变等) 之间的耦合机理有待进一步研究; 此外, 有关腐蚀性阴离子的作用机制、机理有待系统开展。而 FeCrAl 的中子经济性、氚释放等问题也应统筹考虑。

## 4 总结

综上分析, 就腐蚀机制而言, FeCrAl 在反应堆正常运行温度区间的腐蚀是 Fe 的向外扩散和优先氧化以及 O 的向内扩散; 在高温蒸汽环境下, FeCrAl 腐蚀是亚稳态  $\text{Al}_2\text{O}_3$  向稳态  $\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$  的转变。就腐蚀行为而论, FeCrAl 合金在不同氧化环境中的腐蚀行为较复杂, 可表现为腐蚀增重、腐蚀失重以及两种机制叠加的综合表现。其腐蚀行为取决于腐蚀环境和主要合金元素所参与的化学反应。一般在反应堆正常运行温度区间, 在 DO 水化学环境中, 会生成富含 Fe 氧化物或富 Fe 尖晶石的氧化膜; 而在 DH 水化学环境则可观察到具有内部富 Cr 尖晶石和外部富 Fe 尖晶石或 Fe 氧化物的双层氧化膜; 在  $\text{Li}^+$  水化学环境中, 除内部和外部氧化膜

外,还可能存在由富 Al/Cr 氧化物构成的过渡层;在高温氧化气氛中,FeCrAl 表面通常会形成具有防腐蚀作用的  $\text{Al}_2\text{O}_3$ 。

### 参考文献

- [1] Jiang G, Xu D, Feng P, et al. Corrosion of FeCrAl alloys used as fuel cladding in nuclear reactors [J]. *Journal of Alloys and Compounds*, 2021, 869: 159235.
- [2] Qiu B, Wang J, Deng Y, et al. A review on thermohydraulic and mechanical-physical properties of SiC, FeCrAl and  $\text{Ti}_3\text{SiC}_2$  for ATF cladding [J]. *Nucl Eng Technol*, 2020, 52: 1-13.
- [3] Ning F, Wang X, Yang Y, et al. Uniform corrosion behavior of FeCrAl alloys in borated and lithiated high temperature water [J]. *J Mater Sci Technol*, 2021, 70: 136-44.
- [4] Arjmand F, Wang J, Zhang L. Zinc addition and its effect on the corrosion behavior of a 30% cold forged alloy 690 in simulated primary coolant of pressurized water reactors [J]. *J Alloy Compd*, 2019, 791: 1176-92.
- [5] Tang C, Jianu A, Steinbrueck M, et al. Influence of composition and heating schedules on compatibility of FeCrAl alloys with high-temperature steam [J]. *J Nucl Mater*, 2018, 511: 496-507.
- [6] Young D J. Chapter 7- Alloy oxidation III: multiphase scales High Temperature Oxidation and Corrosion of Metals [M]. Elsevier, 2016.
- [7] Deng P, Peng Q, Han E-H, et al. Effect of irradiation on corrosion of 304 nuclear grade stainless steel in simulated PWR primary water [J]. *Corros Sci*, 2017, 127: 91-100.
- [8] Raiman S S, Field K G, Rebak R B, et al. Hydrothermal corrosion of 2nd generation FeCrAl alloys for accident tolerant fuel cladding [J]. *J Nucl Mater*, 2020, 536: 152221.
- [9] Huang X, Li X Y, Fang X D, et al. Research progress in FeCrAl alloys for accident-tolerant fuel cladding [J]. *Cailiao Gongcheng J Mater Eng*, 2020, 48: 19-33.

## Research Progress on Corrosion Resistance for FeCrAl Alloy of Accident Tolerant Fuel Cladding Material

Yin Hongbu\*, Hu Shuwei, Huang Moyijie, Qiu Xi, Zhao Yanli, Liao Nan, Yang Qingfeng, Liu Shichao, Gao Shixin

(Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610041, China)

**Abstract:** With the deepening of Accident Tolerant Fuel (ATF) research and the development of new materials, FeCrAl is attracting attention due to its high strength, excellent deformability, high temperature oxidation resistance, and the corrosion resistance of FeCrAl cladding directly affects the safety and performance of fuel cores. In this regard, this paper analyzes the corrosion behavior of FeCrAl from its corrosion behavior mechanism, through the oxidation kinetics, corrosion process and influencing factors, in order to provide a reference for the corrosion study of FeCrAl in light water reactors. The investigation results show that there are differences in the corrosion resistance mechanisms of Cr and Al elements in FeCrAl alloys. The corrosion of FeCrAl alloys is complex under different oxidation media and temperatures, accompanied by the formation of single or multiple layers of oxides with different composition and morphology.

**Key words:** Accident Tolerant Fuel (ATF); Cladding; FeCrAl; Corrosion Resistance

(责任编辑: 梁 晔)

尹璟,王凌. 游泳池式轻水反应堆一回路水质监测技术及水质控制[J]. 核安全, 2023, 22(6): 87-92.

Yin Jing, Wang Ling. The Monitoring Technology and Control of Water Quality of Primary Water of the Swimming Pool Reactor [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6): 87-92.

## 游泳池式轻水反应堆一回路水质监测技术及水质控制

尹璟, 王凌

(中国原子能科学研究院, 北京 102413)

**摘要:** 49-2 游泳池式轻水反应堆(以下简称 49-2 堆)是一座轻水冷却、轻水慢化的研究堆, 其一回路冷却水直接与燃料元件接触, 水质好坏直接影响池壁、一回路管道等金属构件的使用寿命, 因此需要通过一些简便、快速的检测手段对水质进行监测, 进而严格控制反应堆水中的杂质含量。本文对 49-2 堆一回路水质检测方法及测量结果进行总结分析, 结果表明, 49-2 堆在过去几十年的运行中一回路水质检测方法在逐步更新与完善, 49-2 堆运行人员严格控制一回路水质, 始终保持在运行限值之内, 保障了反应堆的安全运行。这一结果可为 49-2 堆的应用和退役管理提供参考依据。

**关键词:** 一回路水; 离子含量; 冷却水水质; 水质控制

**中图分类号:** TL382 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 06-0087-06

49-2 游泳池式轻水反应堆(以下简称 49-2 堆)始建于 1959 年, 1964 年达到首次临界, 1965 年 3 月达到满功率 3.5 MW 运行, 至今已安全运行 58 年。

49-2 堆是以轻水作为冷却剂和慢化剂的游泳池式反应堆, 一回路水入口温度不超过 45℃。49-2 堆主要结构材料(泳池池壁、活性区元件包壳及套管等)为铝合金, 而管道、水泵和热交换器等其他材料为不锈钢。从腐蚀角度考虑, 钢材和铝材并存时对水质的要求是不同的, 在水质控制时需对此进行考虑<sup>[1]</sup>。

49-2 堆的一回路水直接与燃料元件相接触, 适宜的水质条件对于保证反应堆正常运行是十分重要的<sup>[2]</sup>。为了确保水质维持在运行限值内, 维护反应堆安全运行, 需要定期对水的各项数据进行监测并建立灵敏度高、可靠、准确、快速地测定水中离子含量的方法, 当水质出现接近甚至偏离限值时, 投入净化系统对一回路水进行净化。

49-2 堆根据标准<sup>[3]</sup>制定了更严格、切合实际的运行限值条件, 见表 1。

表 1 49-2 堆水质运行限值

Table 1 Operating limits for the primary water quality of 49-2 reactor

参数	电导率	PH	氯离子浓度	铁、铜离子浓度	固体总杂质
限值	$\leq 2 \mu\text{s}\cdot\text{cm}^{-1}$	$5.5 \leq \text{PH} \leq 6.5$	$\leq 0.1 \text{ mg}\cdot\text{L}^{-1}$	$\leq 0.01 \text{ mg}\cdot\text{L}^{-1}$	$\leq 3 \text{ mg}\cdot\text{L}^{-1}$

收稿日期: 2023-05-16 修回日期: 2023-06-10

作者简介: 尹璟(1989—), 男, 现从事反应堆运行方面工作

## 1 49-2 堆一回路水中离子含量监测

### 1.1 一回路水中铁离子的分析

铁离子在水中主要的危害是它与水中某些阴离子形成难溶性的化合物式复盐式胶体微粒,这些离子均又增加水中固体残渣含量,而固体残渣的存在会妨碍导热效率。它所具有的放射性造成阀门、水泵、热交换器等局部放射性“热点”,给设备维修带来困难。活化了的腐蚀产物沉积在设备上还会增加辐照腐蚀作用,加速材料腐蚀。

49-2 堆自建堆以来一直采用 4,7-二苯基-1,10 邻菲罗啉分光光度法测定一回路水中的微量铁离子<sup>[4]</sup>,原方法采用硫代乙醇酸溶解非反应性的铁化合物,使之转变成为二价铁,但硫代乙醇酸具有强腐蚀性和强烈臭味,使用极不安全。因此对该方法进行了改进,采用抗坏血酸作还原剂替代硫代乙醇酸将水中的铁全部转化为二价铁,pH 在 3~5 之间,二价铁与 4,7-二苯基-1,10 邻菲罗啉形成红色络合物  $[\text{Fe}(\text{BPTL})_3]^{2+}$ ,此络合离子不溶于水而溶于乙醇-水的混合物。在 30%~50% 的乙醇-水溶液中,在 534 nm 附近有最大吸收波长,吸光度与水中  $\text{Fe}^{2+}$  的含量成正比。此方法分析成本较低,对仪器无较高要求。

取已知铁含量的样品进行回收实验结果见表 2。

表 2 铁回收率的测定

Table 2 Determination of iron recovery rate

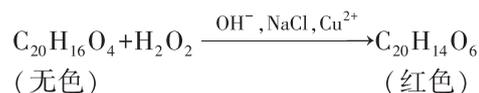
样品号	样品原含量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	加入标样量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	测得总量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	回收量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	回收率 %
1	0.0002	0.06	0.0629	0.0627	104.0
2	0.0002	0.06	0.0576	0.0574	95.7
3	0.0002	0.06	0.0604	0.0602	100.3
4	0.0002	0.06	0.0601	0.0599	99.8
5	0.0320	0.03	0.0625	0.0305	101.0
6	0.0320	0.03	0.0605	0.0285	95.0
7	0.0320	0.03	0.0612	0.0292	97.3
8	0.0320	0.03	0.0625	0.0305	102.0

从表中的数据可以看出,本方法重现性较好,回收率大于 95%。

### 1.2 一回路水中铜离子的分析

反应堆一回路水中铜的存在会引起还原反应而沉淀在铝材的表面上,形成微原电池中的阴极,铝材为阳极,从而加速氧化膜的溶解,形成点腐蚀,当铜氯并存时,更加速了点腐蚀的形成<sup>[5]</sup>。

49-2 堆自建堆以来一直采用分光光度法测定水中痕量铜<sup>[6]</sup>。此法以铜试剂作为显色剂,三氯甲烷作为萃取剂,操作烦琐,同时,水样中铜含量较低时,吸光度值接近于零,低于方法检测下限,方法灵敏度较低,样品用量大。并且,三氯甲烷有毒,对检测人员的身体危害极大。目前 49-2 堆采用催化动力分光光度法测定水中痕量铜。该方法是在碱性介质中以铜离子催化过氧化氢氧化还原酚酞,其反应为:



在固定还原酚酞( $\text{C}_{20}\text{H}_{16}\text{O}_4$ )、过氧化氢、氯化钠和碱性溶液的条件下,催化显色反应速率为:

$$\frac{d[\text{C}_{20}\text{H}_{16}\text{O}_4]}{dt} \propto [\text{Cu}^{2+}]$$

据此 49-2 堆采用固定时间法,用紫外-可见分光光度法测定非催化反应和催化反应的吸光度,在 552 nm 处有最大吸收波长,其吸光度增量  $\Delta A$  与铜离子浓度  $[\text{Cu}^{2+}]$  在一定范围内呈线性关系。

取已知  $\text{Cu}^{2+}$  含量的 49-2 堆一回路水样进行回收实验,结果见表 3。

表 3 铜回收率的测定

Table 3 Determination of copper recovery rate

样品号	样品原含量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	加入标样量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	测得总量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	回收量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	回收率 %
1	0.0045	0.02	0.0235	0.0190	95.0
2	0.0045	0.02	0.0229	0.0184	92.0
3	0.0045	0.02	0.0230	0.0185	92.5

续表

样品号	样品原含量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	加入标样量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	测得总量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	回收量 / $\mu\text{g}\cdot\text{ml}^{-1}$	回收率 %
4	0.0045	0.02	0.0237	0.0192	96.0
5	0.0045	0.04	0.0427	0.0382	95.5
6	0.0045	0.04	0.0430	0.0385	96.3
7	0.0045	0.04	0.0429	0.0384	96.0
8	0.0045	0.04	0.0437	0.0392	98.0

从表中的数据可出,本方法重现性较好,回收率大于 92%。

### 1.3 一回路水中氯离子、总固体杂质的分析

水中氯离子含量升高会引起不同程度点腐蚀,水中氯离子的存在会使铝的氧化膜削弱或缺陷处加速溶解,即使是微量的氯也会使氧化膜溶解,加速点腐蚀。因此 49-2 堆一回路水中氯的含量是反应堆及有关实验回路水质标准的重要指标之一。

49-2 堆使用离子色谱仪对氯离子含量进行测量。操作简单,化学试剂污染小,而且出数据快,便于提高监测频率。

49-2 堆主要使用蒸发-称重法对固体杂质含量进行分析测量。图 1 至图 4 分别为 49-2 堆 2014—2022 年一回路中铁离子、铜离子、氯离子、固体杂质含量。

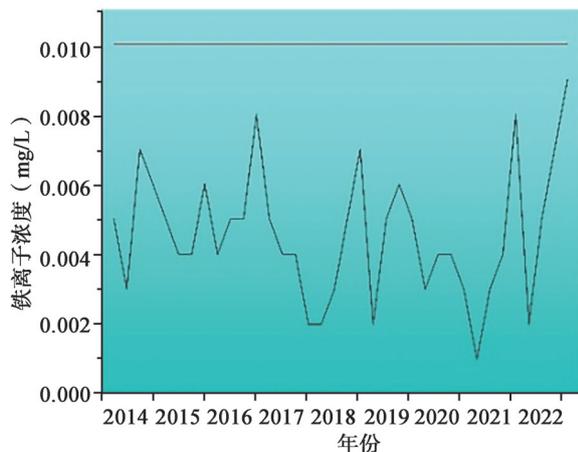


图 1 不同年份 49-2 堆一次水铁离子

Fig.1 The iron ion of the primary water of 49-2 reactor in different year

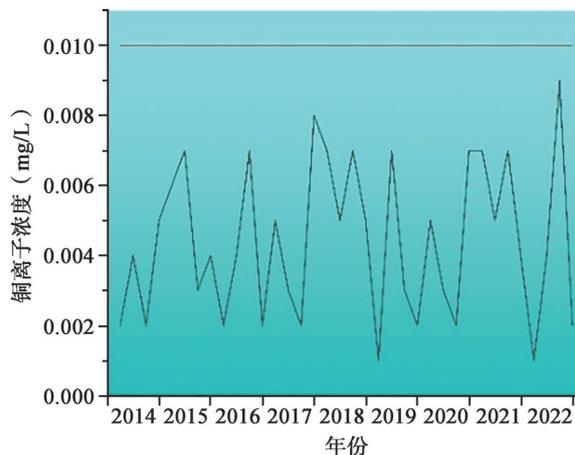


图 2 不同年份 49-2 堆一次水铜离子

Fig.2 The cupric ion of the primary water of 49-2 reactor in different year

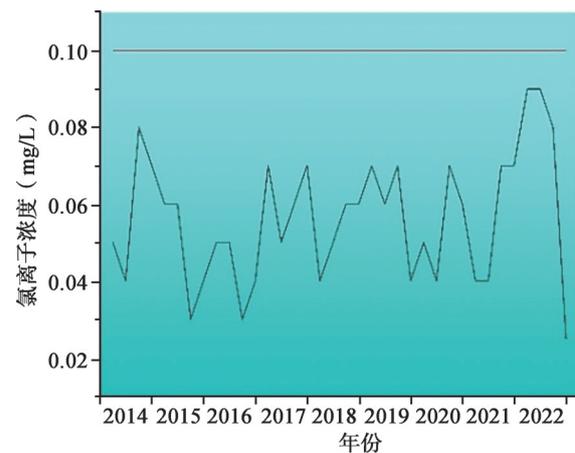


图 3 不同年份 49-2 堆一次水氯离子

Fig.3 The chloridion of the primary water of 49-2 reactor in different year

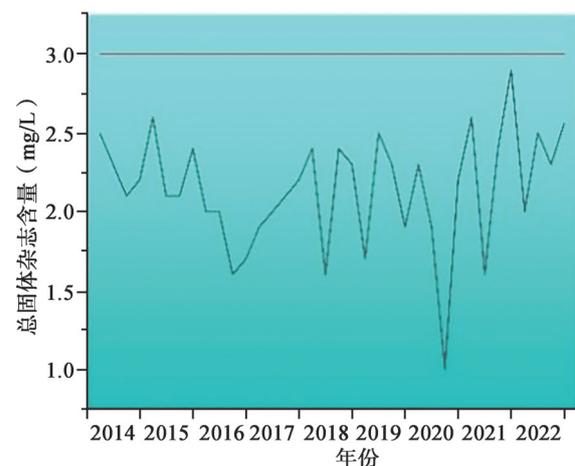


图 4 不同年份 49-2 堆固体总杂质

Fig.4 The solid impurity of the primary water of 49-2 reactor in different year

由图 1 至图 4 可知,49-2 堆定期对一回路水离子含量等进行检测,运行人员根据检测结果将一回路水质严格控制在运行限值之内,保障了反应堆的安全运行。

## 2 49-2 堆一回路水 pH 和电导率分析

在 49-2 堆运行及停堆期间,会定期对一回路水质进行分析,比电阻、pH 和离子浓度是检测水质以及评估其水质状况的重要参考,而最快速直接的是对一回路水进行 pH 和比电阻检测<sup>[7]</sup>。

在反应堆运行期间,通过对一回路水取水样进行 pH 和比电阻检测<sup>[8]</sup>。在反应堆停堆期间,通过对堆水池取样进行检测。同时,在 49-2 堆一回路管线上加装了一套在线电导率仪<sup>[9]</sup>对一回路水进行在线分析。

图 5 和图 6 分别为 2014—2022 年 49-2 堆一次水 pH 与电导率变化图。由图可知,49-2 堆长期保持一回路水 pH 在 5.5~6.5 之间,电导率维持在  $2 \mu\text{s}\cdot\text{cm}^{-1}$  以下。当水质接近限值时,投入净化系统,使一回路水质保持在运行限值以下。

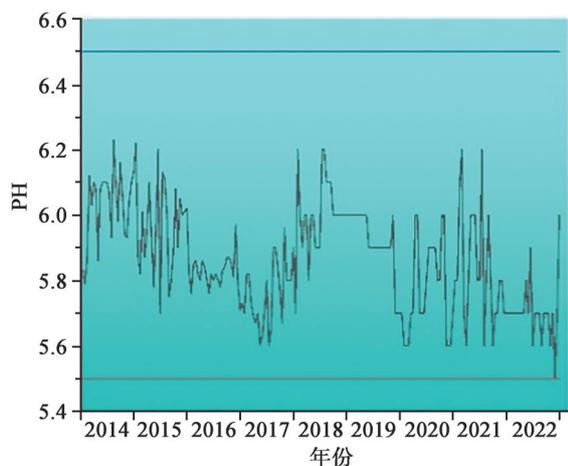


图 5 不同年份 49-2 堆一次水 pH 值

Fig.5 The pH of the primary water of 49-2 reactor in different year

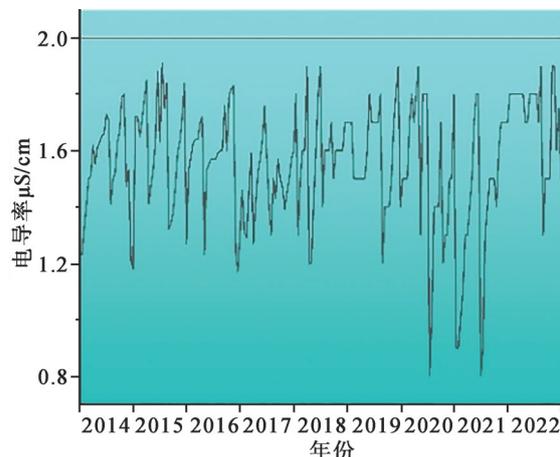


图 6 不同年份 49-2 堆一次水电导率

Fig.6 The conductivity of the primary water of 49-2 reactor in different year

## 3 49-2 堆一回路水质控制

49-2 堆一回路水质控制的有效性 with 水质监测标准和化学监督实施力度有关。

49-2 堆按照规定的监督项和频次对一回路水进行取样和在线分析,并给出结果和评价,当出现接近甚至偏离限值时,应及时采取纠正措施。

49-2 堆一回路水化学运行的纠正行动通常为净化系统的投入,图 7 为 49-2 堆净化系统示意图。49-2 堆净化系统配置三台离子交换器,离子交换器有效高度 1900 mm,可装填树脂最大容量 765 L。三台离子交换器可灵活配合几种树脂的不同装料方式运行,满足净化要求,通过改变管路上阀门的开闭状态,可控制三台离子交换器的运行状态,使其可单独运行、两台串联或三台串联运行,具有灵活的运行方式<sup>[10]</sup>。

同时,49-2 堆对一回路水补给水系统的产水水质进行严格控制,保证向堆水池补充的去离子水水质满足运行需求。49-2 堆制水系统经过两级反渗透系统及 EDI (Electrodeionization) 又称连续电除盐技术后去离子水的电导率一般均小于  $0.5 \mu\text{s}\cdot\text{cm}^{-1}$ ,满足运行需求。

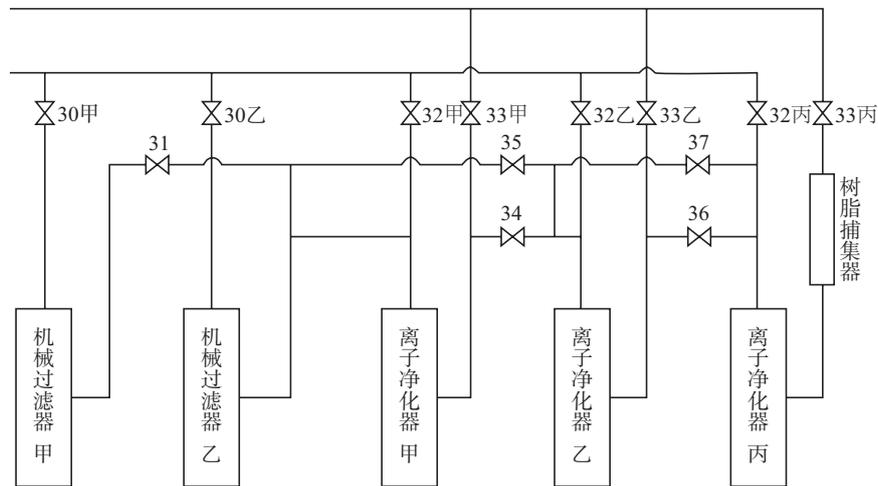


图7 49-2堆净化系统示意图

Fig.7 The purification system schematic of 49-2 reactor

## 4 结论

49-2堆是我国运行时间最长的实验型堆,现阶段依然承担着许多的科研任务,对其一回路水质检测方法及数据的总结分析是非常有必要的,对评估49-2堆一回路水质控制效果具有一定的参考意义。本文对49-2堆一回路水质检测方法及测量结果进行总结分析。结果表明,49-2堆在过去十几年的运行中一回路水质检测方法在逐步更新与完善,运行人员对一回路水质控制在运行限值之内,保障了反应堆的安全运行。以上结论可对49-2堆继续运行的申请及退役管理提供参考依据。

## 参考文献

- [1] 张亚东, 郭玥, 杨笑, 等. 制约49-2游泳池式反应堆寿期的关键硬件因素分析及应对措施[J]. 原子能科学技术, 2013, (102): 547-551.
- [2] 安洋, 吴玉彬. 核电厂一回路水化学辐射优化控制研究[J]. 科技创新导报, 2019, 16(14): 93, 95.
- [3] 中国原子能科学研究院 EJ/T 763-93. 轻水试验研究反应堆水质技术条件[S]. 北京: 中国核工业总公司, 1993.
- [4] 迟光宇, 张兆伟, 陈欣, 等. 羟胺浸提—可见分光光度法测定土壤无定形铁[J]. 光谱学与光谱分析, 2008, 28(12): 2931-2934.
- [5] 许维钧, 李文清, 卢大容. 纯水中微量铜、氯离子对铝的腐蚀的影响[J]. 原子能科学技术, 1965, (6): 508-513.
- [6] 王维利, 崔吉山, 高氓之, 等. 催化分光光度法测定水中痕量铜[J]. 中国卫生检验杂志, 1994, (5): 293-296.
- [7] 陈振伸. 研究堆中铝质构件的腐蚀及冷却剂pH值的选取[J]. 核动力工程, 1998, 19(6): 69-72.
- [8] 辛仁轩, 王建强, 梁俊福, 等. 5 MW核供热堆的水化学实验研究[J]. 原子能科学技术, 1998, (2): 93-97.
- [9] 林清湖, 徐天凤. 核电厂一回路水化学在线自动监测系统的设计[J]. 设备管理与维修, 2015, (202): 158-159.
- [10] 曹质彬. 游泳池式反应堆回路系统设备的运行分析(1965-1977年)[J]. 原子能科学技术, 1979, (05): 493-500.

# The Monitoring Technology and Control of Water Quality of Primary Water of the Swimming Pool Reactor

Yin Jing, Wang Ling

(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

**Abstract:** 49-2 swimming pool reactor is experiment research reactor by using light water cooling and slowing down. The primary water is in direct contact with the fuel. Water quality affects pipeline life, thus it's necessary to bring forward a simple method to control the impurities in the water as well as preventing the same situation from happening again. In order to achieve this goal, this article summarizes and statistics the water quality detection methods and measurement results of the primary circuit of the 49-2 reactor. The results show that the ion detection methods of the primary circuit of the 49-2 reactor have been gradually updated and improved in the past few decades of operation. The operators of the 49-2 reactor strictly control the water quality of the primary circuit and always maintain it within the operating limits, ensuring the safe operation of the reactor. This result can provide a reference basis for the application and retirement management of the 49-2 reactor for continued operation.

**Key words:** Primary water; Ion content; Cooling water quality; Control of water quality

(责任编辑: 梁 晔)

张文芊,吴连生,黄苗,等. 全国 41 家实验室间水中总  $\alpha$ 、总  $\beta$  放射性测量比对评价与分析[J]. 核安全,2023,22(6):93-100.  
Zhang Wenqian, Wu Liansheng, Huang Miao, et al. An Intercomparison of the Total  $\alpha$  and Total  $\beta$  in water between 41 Radiation Monitoring Laboratories in China [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6):93-100.

## 全国41家实验室间水中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 放射性测量 比对评价与分析

张文芊<sup>1</sup>, 吴连生<sup>2</sup>, 黄苗<sup>3</sup>, 肖鹏<sup>1,\*</sup>

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 苏州热工研究院有限公司, 苏州 215004;  
3. 甘肃省核与辐射安全中心, 兰州 730020)

**摘要:**为促进辐射监测实验室间技术交流,提升国内辐射监测技术水平,生态环境部核与辐射安全中心联合苏州热工研究院有限公司组织开展了辐射监测实验室间水中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 放射性测量比对工作。全国共有41家单位实验室参与,对结果采用稳健Z比分数法进行评价。共有36家报送总 $\alpha$ 放射性结果,评价结果为:30家满意;5家异常;1家离群。共有41家报送总 $\beta$ 放射性结果,分析结果为:40家满意;1家异常。通过组织全国性辐射监测比对活动(统计结果满意率在83%~97%),基本摸清全国水中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 放射性测量水平,也为今后开展各项比对工作积累了经验。

**关键词:**总 $\alpha$ ;总 $\beta$ ;比对评价;质量控制

**中图分类号:**X837 **文献标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2023)06-0093-08

水中放射性物质含量是水质质量的关键指标之一。因此,为及时发现水中放射性污染,开展水中总放射性(总 $\alpha$ 、总 $\beta$ )水平监测尤为重要。环境中的放射性物质主要通过两种方式(吸入和食入)进入人体内部危害身体健康<sup>[1]</sup>。世界卫生组织(WHO)编制的第四版《饮用水水质准则》以及我国实施的《生活饮用水卫生标准》(GB 5749-2006)<sup>[2]</sup>均将总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 放射性列为饮用水安全指标之一。另外,在核事故应急监测中,将相关水体总放射性测量作为快速筛选高于一般环境放射性水平环境检测样品的方式,对判断核事故造成的放射性污染程度有指导意义<sup>[3]</sup>。

进行水样中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 放射性活度浓度测量时会受到诸多变量的影响,如水样浓缩时产生的损耗<sup>[4]</sup>、样品盘中样品铺放的均匀性和厚度、样品源的活性区域面积等,另外,测量仪器对结果的影响与仪器的性能的多个方面有关系<sup>[5]</sup>,例如本底计数的变化、探头的探测效率变化等。

为保证水中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 测量结果的准确性,促进辐射监测实验室间技术交流,提高监测工作的质量水平,减少因测量方法引入的系统误差,生态环境部核与辐射安全中心联合苏州热工研究院有限公司于2021年组织开展41家实验室水中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 测量比对,本文给出了

收稿日期:2022-12-05 修回日期:2023-02-14

作者简介:张文芊(1990—),女,工程师,硕士,现主要从事辐射环境监测工作

\*通讯作者:肖鹏, E-mail: 18612174343@163.com

该次比对的结果,总结了相关经验,并对相关问题进行了分析。

## 1 材料与方法

### 1.1 标准物质

本次使用的  $\alpha$  标准物质是  $^{241}\text{Am}$  标准溶液,来源于中国计量科学研究院,活度浓度为  $14.7\text{ Bq/g}$ ,扩展不确定度为  $3.5\%$  ( $k=2$ )。

### 1.2 样品制备与检验

为真实反映日常实验室分析环境样品成分复杂的特性,结合实际,本次比对所提供的水样基质样品为某研究堆周边雨水收集池中蓄水。经测量,制样前其总  $\alpha$  核素活度浓度低于探测限,总  $\beta$  核素活度浓度满足测量要求。比对样品制备时,在水样基质中加入一定量浓硝酸,控制  $\text{pH}<2$  充分混合,再加入一定量  $^{241}\text{Am}$  标准物质混合均匀,从中抽取十份样品做均匀性检验。采用液闪谱仪测量比对水样的均匀性与异常值,比对水样的均匀性<sup>[6]</sup>与异常值检验结果见表 1。从表中可以看到,Grubbs 检验结果为无异常(统计量均小于 2.55),均匀性检验结果为样品均匀(统计量均小于 3.02)。本批比对样品中放射性核素的分布是均匀、稳定的。制成的比对样品约为每份  $0.52\text{ kg}$ ,每家单位发放 2 份样品,样品通过顺丰快递方式送达,比对要求等信息通过 E-mail 及邮寄纸质文件两种方式通知各参加单位。

### 1.3 测量方法

41 家参与实验室均是参照目前现行相关标准:《生活饮用水标准检验方法 放射性指标》(GB/T5750.13-2006)<sup>[7]</sup>、《水质总  $\alpha$  放射性的测定 厚源法》(HJ 898-2017)<sup>[8]</sup>、《水质总  $\beta$  放射性的测定 厚源法》(HJ 899-2017)<sup>[9]</sup>、《水中总  $\beta$  放射性测定蒸发法》(EJ/T 900-1994)<sup>[10]</sup> 和《水中总  $\alpha$  放射性浓度的测定厚源法》(EJ/T 1075-1998)<sup>[11]</sup> 中的检验方法进行测量的。

### 1.4 比对评价方法

根据《能力验证结果的统计处理和评价指南》(CNAS-GL02)<sup>[12]</sup>,笔者推荐采用分割水平下的稳健 Z 比分数法统计评价参加比对实

验室的测量结果。本评价方法既可以客观地评价参加实验室测量结果与计划指定值的偏离情况,又可以客观地评价参加实验室在被测量水平下的数据分散情况。

本次比对工作通过每个实验室提供的平行样品结果对数据进行标准化和(S)计算,可以得出所有的 S 中位值和标准化 IQR,即中位值(S)、标准化 IQR(S)等。随后计算实验室间 Z 比分数(ZB),即

$$ZB = \frac{S - \text{中位值}(S)}{\text{标准 IQR}(S)}$$

式中:

标准 IQR:  $\text{IQR} \times 0.7413$ , 标准化四分位数间距;

IQR: 四分位数间距  $\text{IQR} = Q3 - Q1$ ;

Q3 : 高四分位数,指 1/4 的结果数据高于该值;

Q1 : 低四分位数,指 1/4 的结果数据低于该值;

S: 结果对的标准化和值,  $S = (X_1 + X_2) / \sqrt{2}$ 。

### 1.5 比对结果判定标准

根据分割水平下的稳健 Z 比分数法<sup>[11]</sup>,评价方法为:  $|Z| \leq 2$  时,表明结果“满意”;  $2 < |Z| < 3$  时,表明结果为异常值,应查找偏差较大的原因;  $|Z| \geq 3$  时,表明结果“不满意”(结果为离群值)。

## 2 比对基本信息及比对结果

### 2.1 基本信息

比对基本信息见表 2,表 2 中包括参加比对实验室的代码、样品编号,  $\alpha$ 、 $\beta$  效率刻度标准物质,标准物质来源及检测依据等基本信息,组织方参考相关信息分析研判实验室结果影响因素等。

### 2.2 比对结果

参考能力评定基本方法是将能力验证样品的结果与指定值进行比较,将差值与测量误差允许值进行比较,通过标准化能力评定统计量(经典 Z 比分数法、稳健 Z 比分数法、相对偏差法、En 值法等)进行分析。综合考虑实验室间比

表 1 总  $\alpha$  和总  $\beta$  比对水样均匀性与异常值检验结果Table 1 The test results of uniformity and outliers of the total  $\alpha$  and  $\beta$  in water samples

样品编号	测量值	均值	单样标准差	统计量 G	样品编号	测量值	均值	单样标准差	统计量 G
W1-01	3915	3873	59.0	0.94	W1-51	3826	3794	44.8	0.24
W1-02	3832			0.17	W1-52	3763			1.08
W1-11	3838	3898	84.8	0.08	W1-61	3918	3948	42.0	0.98
W1-12	3958			1.51	W1-62	3978			1.76
W1-21	3873	3834	55.7	0.38	W1-71	3892	3927	49.9	0.63
W1-22	3794			0.66	W1-72	3962			1.56
W1-31	3750	3784	47.8	1.25	W1-81	3830	3774	78.9	0.19
W1-32	3818			0.35	W1-82	3719			1.67
W1-41	3774	3825	72.5	0.94	W1-91	3819	3786	46.3	0.34
W1-42	3876			0.42	W1-92	3753			1.21
样品均值					3844				
样品标准差					75				
样品内均方差 $MS_i$					3594				
样品间均方差 $MS_j$					8039				
均匀性检验统计量 $F$					2.24				
Grubbs 检验结果 ( $G \leq 2.55$ )					无异常				
均匀性检验结果 ( $F \leq 3.02$ )					均匀				

对的一致性目的,本次实验室间比对评价采用中位值作为指定值评价数据的一致性是更为合理的。本次比对活动依据《能力验证结果的统计处理和能力评价指南》(CNAS-GL02)<sup>[11]</sup>和《利用实验室间比对进行能力验证的统计方法》(GB/T 28043-2019)<sup>[13]</sup>的要求,采用分割水平下的稳健 Z 比分数法评价水中总放射性( $\alpha$ 、 $\beta$ )比对结果。

共向 41 家实验室发放了比对样品,其中 36 家实验室报送了水中总  $\alpha$  的测量结果,表 3 给出了所有参加水中总  $\alpha$  比对的实验室的考核结果及评价,采用分割水平下的稳健 Z 比分数法分析和评价,本次水中总  $\alpha$  的结果:30 家实验室的结果为满意,5 家实验室的结果为异常值,1 家实验室的结果为离群值。41 家实验室报送了水中总  $\beta$  的测量结果,表 4 给出了所有参加水中总  $\beta$  比对的实验室的考核结果及评价,采用分割水平下的稳健 Z 比分数法分析和

评价,本次水中总  $\beta$  的结果 40 家实验室的结果为满意,1 家实验室的结果为异常值。综上,本次比对总  $\alpha$  满意率达 83% 以上,总  $\beta$  满意率达 97% 以上,水中总放射性测量总体检测能力较为满意。

### 3 讨论与建议

在本次比对中,各实验室选择现行常用标准方法进行样品分析,在 41 家单位中,29 家选择 HJ 标准,3 家选择 GB 标准,9 家采用 EJ 标准。虽然参考的行业标准不同,但方法均为:样品经蒸发浓缩灼烧后,将其残渣平铺于样品盘中,再放入低本底  $\alpha$ 、 $\beta$  测量仪测量,现行的方法本质基本一致,具有可比性。从检测方式与目的方面考虑,以上标准对日常水中总放射性检测工作均具有指导意义,本次水中总放射性测量比对结果较为满意,一定程度上反映了我国现有辐射监测实验室在本项目上的监测能力。

表 2 比对基本信息 (代码加 \* 表示为仅参加总 β 比对)  
 Table 2 Basic information of comparison (code plus \* means only participating in the total β comparison)

实验室代码	样品编号	α、β 效率刻度标准物质	检测依据	实验室代码	样品编号	α、β 效率刻度标准物质	检测依据
1	2021BDZF01	<sup>241</sup> Am 粉末源 KCl 粉末源	[8][9]	22*	2021BDZF22	KCl 粉末	[9]
2	2021BDZF02	<sup>241</sup> Am 粉末源 <sup>40</sup> K 粉末源	[7]	23	2021BDZF23	固体中总 α 标准粉末 ( <sup>241</sup> Am) 固体中总 β 标准粉末 ( <sup>40</sup> K)	[8][9]
3	2021BDZF03	<sup>241</sup> Am 粉末源 <sup>40</sup> K 粉末源	[7]	24	2021BDZF24	水残渣中总 α 监测标准物质 KCl(GR)	[9][10][11]
4	2021BDZF04	<sup>241</sup> Am 粉末源 <sup>40</sup> K 粉末源	[8][9]	25	2021BDZF25	<sup>241</sup> Am 粉末源 KCl 粉末源	[8][9]
5	2021BDZF05	<sup>241</sup> Am 粉末源 KCl 粉末源	[8][9]	26	2021BDZF26	<sup>241</sup> Am 粉末源 <sup>40</sup> K 粉末源	[10][11]
6*	2021BDZF06	水残渣中总 β 监测标准物质	[10]	27*	2021BDZF27	KCl(GR)	[9]
7	2021BDZF07	水残渣中总 α 监测标准物质水残渣中总 β 监测标准物质	[8][9]	28	2021BDZF28	<sup>241</sup> Am <sup>40</sup> K	[8][9]
8*	2021BDZF08	KCl(GR)	[10]	29	2021BDZF29	固体中总 α 标准粉末 固体中总 β 标准粉末	[8][9]
9	2021BDZF09	<sup>241</sup> Am 粉末源 KCl(GR)	[10][11]	30	2021BDZF30	固体中总 α 标准粉末 固体中总 β 标准粉末	[8][9]
10	2021BDZF10	α 源 ( <sup>239</sup> Pu)β 源 ( <sup>90</sup> Sr+ <sup>90</sup> Y)	[8][9]	31	2021BDZF31	<sup>241</sup> Am 粉末源 <sup>40</sup> K 粉末源	[10][11]
11	2021BDZF11	<sup>241</sup> Am 液体源 KCl(GR)	[8][9]	32	2021BDZF32	<sup>241</sup> Am 标准源 KCl 标准源	[8][9]
12	2021BDZF12	<sup>241</sup> Am 标准源 KCl 标准源	[8][9]	33	2021BDZF33	<sup>241</sup> Am 粉末源 KCl 粉末源	[8][9]
13	2021BDZF13	<sup>241</sup> Am 粉末源 KCl 粉末源	[8][9]	34	2021BDZF34	<sup>241</sup> Am 粉末源 KCl 粉末源	[8][9]
14	2021BDZF14	<sup>241</sup> Am 粉末源 <sup>40</sup> K 粉末源	[8][9]	35	2021BDZF35	<sup>241</sup> Am 粉末源 KCl 粉末源	[8][9]
15	2021BDZF15	—	[7][8]	36	2021BDZF36	<sup>241</sup> Am <sup>40</sup> K	[8][9]
16	2021BDZF16	<sup>241</sup> Am 粉末源 <sup>40</sup> K 粉末源	[8][9]	37	2021BDZF37	<sup>241</sup> Am 粉末源 <sup>40</sup> K 粉末源	[8][9]
17	2021BDZF17	<sup>241</sup> Am 粉末源 <sup>40</sup> K 粉末源	[10][11]	38	2021BDZF38	水残渣中总 α 监测标准物质水残渣中总 β 监测标准物质	[8][9]
18	2021BDZF18	<sup>241</sup> Am 粉末源 <sup>40</sup> K 粉末源	[8][9]	39	2021BDZF39	<sup>241</sup> Am KCl	[8][9]
19	2021BDZF19	—	[10][11]	40	2021BDZF40	固体中总 α 标准粉末 固体中总 β 标准粉末	[8][9]
20*	2021BDZF20	KCl 粉末源	[10]	41	2021BDZF41	<sup>241</sup> Am 粉末源 KCl 基准试剂	[8][9]
21	2021BDZF21	<sup>241</sup> Am 粉末源 KCl 粉末	[7][9]				

表 3 水中总  $\alpha$  的比对结果及评价Table 3 Comparison results and evaluation of the total  $\alpha$  in water

实验室代码	测量值 A/(Bq/kg)	测量值 B/(Bq/kg)	结果对标准化和 S	ZB 值	实验室间比对评价结果
1	1.53 ± 0.11	1.42 ± 0.10	2.09	-0.73	满意
2	1.76 ± 0.20	1.64 ± 0.21	2.40	0.35	满意
3	1.83 ± 0.28	1.75 ± 0.26	2.53	0.78	满意
4	1.77 ± 0.22	1.76 ± 0.22	2.50	0.66	满意
5	1.79 ± 0.17	1.72 ± 0.18	2.48	0.61	满意
6	—	—	—	—	—
7	1.74 ± 0.14	1.71 ± 0.14	2.44	0.47	满意
8	—	—	—	—	—
9	1.87 ± 0.11	1.71 ± 0.10	2.53	0.78	满意
10	1.56 ± 0.13	1.53 ± 0.13	2.19	-0.40	满意
11	1.54 ± 0.09	1.52 ± 0.08	2.16	-0.47	满意
12	1.57 ± 0.11	1.48 ± 0.10	2.16	-0.49	满意
13	1.68 ± 0.24	1.28 ± 0.18	2.09	-0.71	满意
14	1.83 ± 0.12	1.65 ± 0.12	2.46	0.54	满意
15	1.88 ± 0.11	1.83 ± 0.11	2.62	1.10	满意
16	1.62 ± 0.12	1.57 ± 0.12	2.26	-0.16	满意
17	2.12 ± 0.33	2.01 ± 0.31	2.92	2.11	可疑
18	1.57 ± 0.23	1.55 ± 0.23	2.21	-0.33	满意
19	2.17 ± 0.39	2.02 ± 0.37	2.96	2.25	可疑
20	—	—	—	—	—
21	1.68 ± 0.24	1.65 ± 0.24	2.36	0.18	满意
22	—	—	—	—	—
23	1.59 ± 0.16	1.58 ± 0.15	2.24	-0.20	满意
24	1.63 ± 0.11	1.58 ± 0.11	2.27	-0.11	满意
25	1.38 ± 0.07	1.37 ± 0.08	1.94	-1.22	满意
26	1.55 ± 0.18	1.48 ± 0.16	2.14	-0.54	满意
27	—	—	—	—	—
28	1.50 ± 0.23	1.49 ± 0.22	2.11	-0.64	满意
29	1.66 ± 0.21	1.57 ± 0.20	2.28	-0.06	满意
30	2.09 ± 0.51	2.02 ± 0.46	2.91	2.06	可疑
31	2.13 ± 0.33	2.09 ± 0.32	2.98	2.32	可疑
32	1.03 ± 0.04	0.96 ± 0.04	1.41	-3.05	不满意
33	1.44 ± 0.14	1.36 ± 0.14	1.98	-1.10	满意
34	1.57 ± 0.20	1.55 ± 0.19	2.21	-0.33	满意
35	1.66 ± 0.14	1.62 ± 0.15	2.32	0.06	满意

续表

实验室代码	测量值 A/(Bq/kg)	测量值 B/(Bq/kg)	结果对标准化和 S	ZB 值	实验室内比对评价结果
36	2.11 ± 0.14	1.75 ± 0.11	2.73	1.46	满意
37	1.98 ± 0.20	1.72 ± 0.13	2.62	1.07	满意
38	1.29 ± 0.15	1.25 ± 0.16	1.80	-1.72	满意
39	2.12 ± 0.21	2.04 ± 0.20	2.94	2.18	可疑
40	1.87 ± 0.34	1.81 ± 0.33	2.60	1.02	满意
41	1.51 ± 0.16	1.49 ± 0.16	2.12	-0.61	满意
结果数	36	36	36	—	—
中位值	1.67	1.60	2.30	—	—
标准 IQR	0.2094	0.1927	0.2936	—	—

表 4 水中总 β 的比对结果及评价

Table 4 Comparison results and evaluation of the total β in water

实验室代码	测量值 A/(Bq/kg)	测量值 B/(Bq/kg)	结果对标准化和 S	ZB 值	实验室内比对评价结果
1	6.83 ± 0.31	6.53 ± 0.29	9.45	1.02	满意
2	4.92 ± 0.13	4.86 ± 0.13	6.92	-1.01	满意
3	4.89 ± 0.13	4.86 ± 0.13	6.90	-1.03	满意
4	5.03 ± 0.12	5.00 ± 0.12	7.09	-0.87	满意
5	4.28 ± 0.07	4.24 ± 0.07	6.03	-1.73	满意
6	6.11 ± 0.38	5.85 ± 0.36	8.46	0.23	满意
7	6.63 ± 0.35	6.56 ± 0.34	9.33	0.93	满意
8	5.61 ± 0.45	5.56 ± 0.45	7.90	-0.22	满意
9	4.82 ± 0.06	4.41 ± 0.06	6.53	-1.33	满意
10	6.69 ± 0.16	6.50 ± 0.15	9.33	0.93	满意
11	5.90 ± 0.20	5.71 ± 0.20	8.21	0.03	满意
12	5.77 ± 0.29	5.71 ± 0.29	8.12	-0.05	满意
13	5.14 ± 0.53	4.92 ± 0.51	7.11	-0.85	满意
14	6.06 ± 0.05	5.74 ± 0.05	8.35	0.14	满意
15	6.33 ± 0.04	6.07 ± 0.04	8.77	0.48	满意
16	5.36 ± 0.38	5.21 ± 0.37	7.48	-0.56	满意
17	5.95 ± 0.59	5.83 ± 0.58	8.33	0.13	满意
18	6.80 ± 0.56	6.65 ± 0.55	9.51	1.08	满意
19	8.23 ± 1.08	8.18 ± 1.12	11.61	2.76 <sup>@</sup>	可疑
20	4.93 ± 0.07	4.67 ± 0.32	6.79	-1.12	满意
21	4.99 ± 0.10	4.95 ± 0.10	7.03	-0.92	满意
22	4.93 ± 0.54	4.87 ± 0.54	6.93	-1.00	满意
23	5.03 ± 0.27	4.63 ± 0.25	6.83	-1.08	满意

续表

实验室代码	测量值 A/(Bq/kg)	测量值 B/(Bq/kg)	结果对标准化和 S	ZB 值	实验室间比对评价结果
24	5.62 ± 0.02	5.58 ± 0.02	7.92	-0.20	满意
25	4.81 ± 0.18	4.45 ± 0.17	6.55	-1.31	满意
26	4.59 ± 0.45	4.54 ± 0.47	6.46	-1.38	满意
27	6.06 ± 1.30	6.01 ± 0.73	8.54	0.29	满意
28	6.22 ± 0.93	6.18 ± 0.93	8.77	0.48	满意
29	5.75 ± 0.40	5.62 ± 0.38	8.04	-0.11	满意
30	7.45 ± 0.43	6.64 ± 0.43	9.96	1.44	满意
31	5.99 ± 0.60	5.87 ± 0.58	8.39	0.17	满意
32	5.44 ± 0.04	5.41 ± 0.04	7.67	-0.40	满意
33	6.34 ± 0.08	6.23 ± 0.08	8.89	0.57	满意
34	5.82 ± 0.29	5.78 ± 0.29	8.20	0.02	满意
35	7.41 ± 0.61	7.39 ± 0.59	10.47	1.84	满意
36	5.22 ± 0.11	5.08 ± 0.11	7.28	-0.72	满意
37	6.74 ± 0.19	6.41 ± 0.16	9.30	0.91	满意
38	6.63 ± 0.81	6.53 ± 0.84	9.31	0.91	满意
39	5.84 ± 0.52	5.80 ± 0.52	8.23	0.05	满意
40	5.84 ± 0.76	5.72 ± 0.74	8.18	0.00	满意
41	5.72 ± 0.34	5.69 ± 0.34	8.07	-0.09	满意
结果数	41	41	41	—	—
中位值	5.82	5.71	8.18	—	—
标准 IQR	0.9637	0.9118	1.2425	—	—

经过本次比对活动还发现:在样品前处理过程中试剂选择、刻度标准物质选择及人员实验操作(如样品盘铺样)等因素均有可能引起结果偏高或偏低,从而导致了某些实验室数据结果不满意。参加比对活动,不仅能够识别参加比对各实验室间的检测能力差别,还能够与相关实验室进行交流,及时总结经验,改进不足。

开展测量比对能够及时发现并纠正测量系统偏差<sup>[14]</sup>,保证测量结果的准确性并提高检测能力。定期组织实验室监测项目比对活动尤为必要:不仅能够满足各参加实验室每年能力验证的需求以及外部质量控制活动质量保证的需求,还可以为实验室能够向外部持续出具可靠数据和结果提供支持,提高竞争力。主办方也会总结经验,控制变量,尽量统一比对的方法、

步骤<sup>[15]</sup>,若无法做到完全统一,尽可能参照标准方法。同时在结果评价方面也会优化调整,选择更合理的评价方法。

### 参考文献

- [1] 林炳兴, 闫世平, 林立雄. 总  $\alpha$  和总  $\beta$  放射性测定方法研究 [J]. 辐射防护, 2009, 29 (1): 18-24+49.
- [2] 中华人民共和国卫生部. 生活饮用水卫生标准: GB 5749—2006 [S]. 北京: 中华人民共和国卫生部, 2006.
- [3] Yun Lou, Ling Wan, Yongzhong Ma, et al. Survey on radioactive contamination in Beijing following the Japanese Fukushima nuclear accident [J]. Journal of Radiological Protection, 2013, 33 (3): 661-668.
- [4] 余湘飞. 比较测量法测定水中总  $\alpha$ 、 $\beta$  放射性优化略谈 [J]. 资源节约与环保, 2019 (6): 58+64.
- [5] 张耀玲, 赵峰, 吴梅桂, 等. IAEA 2008 年国际比对水体样品

- 中总  $\alpha/\beta$  放射性分析 [J]. 核化学与放射化学, 2011, 33 (1): 42-47.
- [6] 中国合格评定国家认可委员会. CNAS-GL03 能力验证样品均匀性和稳定性评价指南 [S]. 北京: 中国合格评定国家认可委员会, 2006.
- [7] 中华人民共和国卫生部. 生活饮用水标准检验方法 放射性指标: GB/T5750.13—2006 [S]. 北京: 中华人民共和国卫生部, 2006.
- [8] 中华人民共和国生态环境部. 水质总  $\alpha$  放射性的测定 厚源法: HJ 898—2017 [S]. 北京: 中华人民共和国生态环境部, 2017.
- [9] 中华人民共和国生态环境部. 水质总  $\beta$  放射性的测定 厚源法: HJ 899—2017 [S]. 北京: 中华人民共和国生态环境部, 2017.
- [10] 中国核工业总公司. 水中总  $\beta$  放射性测定蒸发法: EJ/T 900—1994 [S]. 北京: 中国核工业总公司, 1994.
- [11] 中国核工业总公司. 水中总  $\alpha$  放射性浓度的测定厚源法: EJ/T 1075—1998 [S]. 北京: 中国核工业总公司, 1998.
- [12] 中国合格评定国家认可委员会. CNAS-GL02 能力验证结果的统计处理和评价指南 [S]. 北京: 中国合格评定国家认可委员会, 2014.
- [13] 中华人民共和国国家标准化管理委员会. 利用实验室间比对进行能力验证的统计方法: GB/T 28043—2019 [S]. 北京: 中华人民共和国国家标准化管理委员会, 2019.
- [14] 邵宪章, 申宝鸣, 苗晓翔, 等. 2012—2013 年度全国水中总  $\alpha$  和总  $\beta$  的分析比对 [J]. 中华放射医学与防护, 2015, 35 (6): 464-466.
- [15] 孔玉侠, 孙亚茹, 王宏芳, 等. 2009—2014 年水中总放射性测量比对结果与分析 [J]. 中国辐射卫生, 2016, 25 (1): 83-85.

## An Intercomparison of the Total $\alpha$ and Total $\beta$ in water between 41 Radiation Monitoring Laboratories in China

Zhang Wenqian<sup>1</sup>, Wu Liansheng<sup>2</sup>, Huang Miao<sup>3</sup>, Xiao Peng<sup>1\*</sup>

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China; 2. Suzhou Nuclear Power Research Institute Co., Ltd., Suzhou 215004, China; 3. Nuclear and Radiation Safety Center of Gansu province, Lanzhou 730020, China)

**Abstract:** In order to promote the technical exchange and improve the technical level among radiation monitoring laboratories. The Nuclear and Radiation Safety Center, together with Suzhou Nuclear Power Research Institute (SNPI), organized the measurement of total radioactivity in water between  $\alpha$  and  $\beta$ . A total of 41 unit laboratories participated in the evaluation, and the results were evaluated by the robust Z-score method. A total of 36 radioactive companies reported results of  $\alpha$ , of which 30 were satisfactory, 5 were abnormal, and 1 was outlier. A total of 41 radioactive companies reported results of  $\beta$ , of which 40 were satisfactory and 1 was abnormal. By organizing national radiation monitoring and comparison activities, the satisfaction rate of statistical results was 83%~97%, basically mapping out the total  $\alpha$  and  $\beta$  radioactivity measurement levels in water across the country, and accumulating experience for carrying out various comparison work in the future. The annual regular comparison of radiation monitoring projects can provide an effective method for monitoring and analysis quality control, and provide support for the laboratory to continuously issue reliable data and results to the outside.

**Key Words:** gross  $\alpha$ ; gross  $\beta$ ; comparison and evaluation; quality control

(责任编辑: 徐晓娟)

雍诺,夏冬琴,王飞鹏,等.多机组核电厂机组间协作行为对组织可靠性的影响分析[J].核安全,2023,22(6):101-110.

Yong Nuo, Xia Dongqin, Wang Feipeng, et al. Analysis of the Impact of Inter-unit Collaboration on Organizational Reliability in Multi-unit Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(6): 101-110.

## 多机组核电厂机组间协作行为对组织可靠性的影响分析

雍 诺, 夏冬琴, 王飞鹏, 戈道川

(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)

**摘要:**“一址多堆”核电厂设计方案为核电的安全运营维护带来了新的挑战,组织人因失误是导致多机组核电厂事故的最常见的致因因素。目前学界针对多机组运行模式下的组织人因失误机理尚未形成统一的理论,相关分析方法也是在单机组背景下开发的,针对多机组核电厂机组间协作行为对组织可靠性的影响机理方面的研究不足。本文以 Furuta 提出的组织可靠性模型为基础,结合多机组场景下的组织行为特征,建立多机组核电厂组织可靠性数学网络模型;以双机组核电厂为例,模拟分析了机组间协作行为对多机组核电厂组织可靠性的影响。研究表明:机组间协作可以有效提升资源不足情况下的组织可靠性。相较于单机组独立运行,机组间协作对于组织内个别成员能力不足的容忍度更高。

**关键词:** 组织行为; 可靠性; 多机组核电厂; 机组间协作行为; 数学网络模型

**中图分类号:** F426; TM623 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)06-0101-10

2011 年日本福岛核事故引起了国内外学者对“一址多堆”核电厂安全问题的集中关注。美国学者 Schroer 在审查了美国核电厂在 2000 年到 2011 年间的运行事故调查报告后发现:导致多机组事故的最常见的致因因素来源于组织人因失误,占多机组事故调查报告的 44%<sup>[1]</sup>。

预测和减少组织人因失误,需要基于科学合理的分析和评价方法。起源于 20 世纪 60 年代的人因可靠性分析<sup>[2-3]</sup>(Human Reliability Analysis, HRA)就是一种系统化评估人因可靠性水平的技术。随着研究的深入,学者发现引起人因失误的根本原因来源于工作环境和组织因素。只有辨识组织失误的形成机理,才能从

源头上控制人因失误的发生<sup>[4]</sup>。当前,组织行为失误通常是作为影响人因失误的一种因素开展研究,针对组织行为可靠性评价方面的研究较少<sup>[5]</sup>。

组织行为是否可靠是一个值得深入讨论的问题。通常情况下,人们普遍认为组织行为相较于个体行为可以提供冗余性与机动性,然而在某些场景下,组织行为的可靠性反而不如个体行为。针对这一问题,社会心理学与管理学领域开展了丰富的研究工作<sup>[6-8]</sup>,但是相关成果在工业系统的安全评价中应用较少。日本学者 Furuta 提出了一种评估组织行为可靠性的数学网络模型。该模型采用隐式构模的方式,以马

收稿日期: 2023-05-16 修回日期: 2023-07-03

基金项目: 国家自然科学基金项目——多机组核电站组织人因相关性网络建模与韧性评价方法研究(项目编号: 72204246); 中国科学院合肥研究院院长基金资助(项目批准号: YZJJ2022QN38)

作者简介: 雍诺(1991—),女,助理研究员,博士,现主要从事复杂系统管理、人因可靠性分析、核能公众接受性等方面的研究

尔科夫模型为基础构建组织可靠性模型。这一工作为核电厂这一类大型人机系统操纵员组织决策场景中的组织行为可靠性的评估提供了一种思路<sup>[9-11]</sup>。

虽然相关学者已经意识到,组织人因是影响多台机组独立性的重要因素,但是相关研究仍然处于起步阶段<sup>[12]</sup>。目前学界针对多机组运行模式下的组织人因失误机理尚未形成统一的理论,相关分析方法也是在单机组背景下开发的,在应用于多机组核电厂人因可靠性分析的过程中存在诸多问题。在多机组运行模式下,各机组通过人员、设备的共享或共用,实现了机组间信息的沟通和资源的协作。多机组核电厂中这一特殊的机组间协作行为,一方面,可为单台机组的安全运行提供冗余设备和技术支持;另一方面,可能会破坏机组间的独立性假设,在某些场景下可能对多机组核电厂的组织可靠性造成负面影响。

为了探究机组间协作对组织可靠性的影响机制,本文以 Furuta 提出的组织可靠性模型<sup>[9]</sup>为基础,结合多机组场景下组织行为特征<sup>[13-14]</sup>,建立多机组核电厂组织可靠性数学网络模型。本文以双机组核电厂为例,模拟分析机组间协作行为对多机组核电厂组织可靠性的影响作用,可为多机组核电厂的组织失误预防和风险评估提供理论支持。

## 1 组织行为可靠性数学网络模型

在文献[9]提出的组织可靠性数学网络模型中,网络中的节点表示组织中的成员,节点间的连线反映成员间的相互影响。在组织行为决策过程中,每个成员*i*被假定具有两种行为决策状态:+1(成功)和-1(失误),其行为决策的质量取决于成员的个人知识储备、技能水平以及从环境中获取信息的价值。一个具有*N*个成员的组织共有 $2N$ 种配置状态,随着组织中的每一个成员异步地做出决策(平均速率为 $\lambda_i$ ,描述单位时间内成员行为决策状态发生转移的平均频率,单位:每单位时间步),组织的配置状态随之发生改变。在第*k*个配置下,假定成员*i*可以从

环境中获取到的外部信息价值 $\phi_i^k$ 表示为:

$$\phi_i^k = \sum_{j \neq i} \omega_{ij} S_j^k + \omega_i \sigma_i \quad (1)$$

式中, $S_j^k$ 是成员*j*在配置*k*中的状态, $\omega_{ij}$ 是成员*j*对成员*i*的影响强度, $\omega_i$ 是成员*i*从外部环境中寻找信息的努力程度, $\sigma_i$ 是成员*i*能够从环境中得到的信息价值。

如果将成员*i*在无群体互动情况下做出正确决策的概率的对数定义为成员*i*的个人能力(记为 $\beta_i$ ),那么在第*k*个配置下,成员*i*做出正确判断或决策的概率服从 sigmoid 函数:

$$p_i^k = \frac{1}{1 + \exp[-(\phi_i^k + \beta_i)]} \quad (2)$$

式中, $\beta_i$ 是成员*i*的个人能力参数, $\phi_i^k$ 是成员*i*在第*k*个配置下可以从环境中获取到的外部信息价值, $p_i^k$ 是成员*i*在第*k*个配置下做出正确判断或决策的概率。

如式(2)所示,成员*i*做出正确行为决策的概率取决于三方面因素:个人能力( $\beta_i$ ),组织内其他成员的影响( $\sum_{j \neq i} \omega_{ij} S_j^k$ ),以及环境信息价值( $\omega_i \sigma_i$ )。其中, $\omega_i \sigma_i + \beta_i$ 在一定程度上反映了组织作为整体能够调动的资源。 $\sum_{j \neq i} \omega_{ij} S_j^k$ 与组织管理有关,如果组织内成员间的影响强度 $\omega_{ij}$ 越大,群体就越有可能寻求一致,因此影响强度 $\omega_{ij}$ 反映了群体凝聚力。

上述过程可以转换为一个在配置空间内的连续马尔科夫过程。对于任何一个配置*k*,如果仅仅改变其中一个成员*i*的状态就会使之转换为配置*l*,则称配置*l*是配置*k*的邻居,且由配置*k*到达配置*l*的转移速率 $G_{kl}$ (描述单位时间内发生状态转移的频率,单位:每单位时间步)可以表示为:

$$G_{kl} = \frac{\lambda_i}{1 + \exp[S_i^k(\phi_i^k + \beta_i)]} \quad (3)$$

式中, $\lambda_i$ 是成员*i*做出决策的平均速率; $S_i^k$ 是成员*i*在配置*k*中的原始状态; $(\phi_i^k + \beta_i)$ 是成员*i*在配置*k*中获取的外部信息价值和个人能力的总和,也是成员*i*在配置*k*下做出行为决策的所有影响因素。假设成员*i*在配置*k*中的原始状态为 $S_i^k$ ,当该成员在影响因素 $(\phi_i^k + \beta_i)$ 的作

用下以速率  $\lambda_i$  做出行为决策,使得系统状态从配置  $k$  到转变为配置  $l$  时,称配置  $l$  是配置  $k$  的邻居,且  $G_{kl}$  是系统由配置  $k$  到达配置  $l$  的转移速率。

当配置  $l$  不是配置  $k$  的邻居时,转移速率可以表示为:

$$\begin{aligned} G_{kl} &= 0 (k \neq l) \\ G_{kk} &= \sum_{i=1}^N \lambda_i - \sum_{l \neq k} G_{kl} \end{aligned} \quad (4)$$

对于上述马尔科夫过程,在  $t$  时刻取到配置  $l$  的概率分布  $\pi_l(t)$  可以表示为:

$$\frac{d\pi_l(t)}{dt} = \sum_m \pi_m(t) G_{ml} - \pi_l(t) \sum_{i=1}^N \lambda_i \quad (5)$$

式中,  $\pi_m(t)$  是在  $t$  时刻取到配置  $m$  的概率分布,  $G_{ml}$  是从配置  $m$  到达配置  $l$  的转移速率,  $\pi_l(t)$  是在  $t$  时刻取到配置  $l$  的概率分布,  $\sum_{i=1}^N \lambda_i$  是所有成员做出决策的平均速率之和。

假设  $T_l$  是该组织在配置  $l$  下成功的条件概率,那么组织可靠性可以定义为:

$$P(t) = \sum_l T_l(t) \pi_l(t) \quad (6)$$

在核电厂主控室场景下,认为组织的行动由某位核心成员(如班组长)做出决策,核心成员行为的成功与否决定了组织行为的成功概率。假设成员 1 为核心成员,那么条件概率  $T_l$  可以定义为:

$$T_l = \begin{cases} 1 & (\text{if } S_1^l = 1) \\ 0 & (\text{if } S_1^l = 0) \end{cases} \quad (7)$$

以上是 Furuta 提出的组织可靠性数学网络模型的基本框架。该模型假设组织行为的处理过程受到个体因素、群体因素和环境因素三方面的影响,其中成员的知识、能力和技术决定了个人行为决策正确性的上限,而组织架构、管理模式和环境信息等因素最终决定了群体采用何种决策方案。该模型假定成员的行为决策是完全理性的,且组织内部个体间存在方便快捷的信息沟通与共享渠道。在核电厂数字化主控室中,操纵班组成员是经过严格培训、在规范指导下开展工作的。文献[3,15-16]对数字化主控

室操纵班组沟通模式的实验研究指出,操纵班组成员间的信息发送与接收是明确且具有岗位背景的,可以通过“问询”和“声明”实现规程、系统功能和设备的信息共享。因此,本文认为该模型的简化假设可以适用于核电厂主控室这一类操纵大型人机系统的主控室班组人员组织行为分析。该模型已被证明可以模拟组织中成员能力、组织规模、领导风格等对组织可靠性的影响规律,复现社会学中发现的现象(如盲目从众导致的群体思维效应)。然而,该模型在工业系统中的工作人员管理和组织设计的优化方面的实际应用研究较少。

## 2 多机组核电厂组织行为特征

在福岛核事故发生之后,多机组核电厂运行风险受到了世界各国学者的强烈关注。各国学者以福岛核事故为典型案例,或围绕事故教训,或围绕本国厂址堆型的具体情况,开展了内部、外部事件综合影响下的多堆厂址安全评价案例研究。其中,韩国学者 Kim 通过回顾韩国核工业界的运行经验,围绕多机组核电厂事故中的组织人因要素,从人员、设备、任务、环境四个方面总结出多机组场景相较于单机组场景下组织行为的关键差异<sup>[13-14]</sup>。研究表明,多机组场景下组织行为的关键特征在于组织形式和成功准则,如表 1 所示。

表 1 单机组场景与多机组场景的组织行为特征关键差异

Table 1 Key differences in organizational behavior characteristics between single-unit and multi-unit scenario

关键特征	单机组场景	多机组场景
组织形式	单台机组主控室操纵员及单台机组安全运行相关设备操纵人员	各机组主控室操纵员、各机组安全运行相关设备操纵人员及协调及统筹调度人员,如技术支持中心、业务支持中心、应急管理中心等
设备	单台机组安全运行相关(固定)设备	各机组安全运行相关的(固定)设备、共享设备、移动设备等

续表

关键特征	单机组场景	多机组场景
成功准则	单台机组安全运行相关任务成功,保证单台机组安全	各机组安全运行相关任务成功,同时考虑机组间设备共用/任务交叉的影响,保证各台机组安全

在组织形式方面,由于多机组场景涉及各台机组间人员、设备、资源等的共用和协调,因此多机组场景包含了固定设备、共享设备、移动设备及其操纵人员,还包括了负责协调设备、人力资源等的工作人员。在成功准则方面,多机组场景下不仅需要保证各台机组安全运行,还需考虑到机组间设备共用、任务重叠等带来的影响。因此,下文对第1节介绍的组织行为可靠性数学网络模型进行修正,以描述多机组场景下的组织行为。

### 3 多机组核电厂组织可靠性模型

基于单机组场景和多机组场景在组织形式和成功准则方面的特征差异,本文对组织行为可靠性数学网络模型进行修正,建立了多机组核电厂组织行为可靠性数学网络模型。

#### 3.1 节点属性的修正

在节点属性方面,多机组场景下存在两类特殊的成员角色,一是各台机组负责执行关键安全操作的工作人员,二是在多台机组之间负责沟通协调的工作人员。在多机组核电厂组织可靠性网络模型中设置三类节点属性,如表2所示。

表2 多机组核电厂组织可靠性模型中的节点分类  
Table 2 Node classification in the organizational reliability model of multi-unit NPP

分类	说明
执行人员	负责执行单台机组关键安全操作的工作人员
通信人员	负责机组间信息沟通和资源协调的通信人员
辅助人员	负责配合执行人员、通信人员,保障机组安全运行

以双机组核电厂为例,每台机组设置4名工作人员,如图1所示。红色节点对应执行人员(节点1和节点5),蓝色节点对应通信人员(节点4和节点6),白色节点对应辅助人员(节点2、3、7、8)。节点之间的连线表示工作人员之间存在信息的沟通。在每台机组内部,4名工作人员两两互通。各台机组间通过通信人员间的沟通实现信息的交流和资源的协调。

#### 3.2 成功条件概率的修正

本文将双机组核电厂的组织行为成功定义为:当且仅当两台机组中的核心成员(执行人员)都能做出正确行为决策。以图1所示场景为例,条件概率  $T_i$  定义为:

$$T_i = \begin{cases} 1 & (\text{if } S_1^i = 1 \text{ and } S_5^i = 1) \\ 0 & (\text{else}) \end{cases} \quad (8)$$

为了分析机组间设备共用、任务重叠等协作行为对多机组核电厂组织可靠性的影响,本

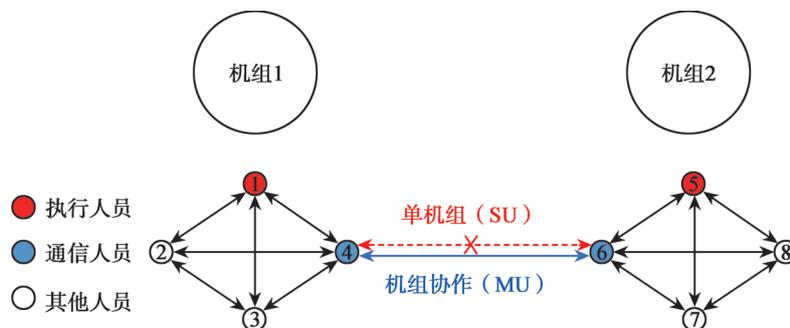


图1 双机组核电厂的组织行为可靠性模型示意

Fig.1 Example of organizational reliability model in a dual unit NPP

文在研究中设计两种工作场景进行对比。如图 1 所示,在单机组场景下(Single-Unit,记为 SU),两台机组独立运行,通信人员间不存在信息的互通;在多机组场景下(Multi-Unit,记为 MU),两台机组通过通信人员的沟通实现信息互通和资源协作。

单机组场景下的组织行为可靠性模型与多机组协作模式下的组织行为可靠性模型的对比如表 3 所示。

表 3 单机组模型与多机组模型的对比

Table 3 Comparison between single-unit model and multi-unit model

修正因素	单机组模型	多机组模型
节点属性	分为 2 类: (1) 核心成员:负责对该机组安全运行的相关组织行动做出最终决策 (2) 其他成员:负责协助核心成员,保障机组安全运行	分为 3 类: (1) 执行人员:负责执行单台机组关键安全操作的工作人员 (2) 通信人员:负责机组间信息沟通和资源协调的通信人员 (3) 辅助人员:负责配合执行人员、通信人员,保障机组安全运行
成功条件概率	组织成功的条件概率由该机组核心成员行为的成功与否决定,详见式(7)定义	当且仅当各台机组中的执行人员都能做出正确行为决策时,认为组织行为成功,详见式(8)定义

### 3.3 模型参数的设计

在组织可靠性数学网络模型<sup>[9]</sup>的定义中,组织行为成功的概率取决于成员能力( $\beta_i$ )、成员间的相互影响( $\omega_{ij}$ )和环境信息( $\omega_i\sigma_i$ )。其中,成员能力和环境信息反映了组织作为整体能够调动的资源总和( $\omega_i\sigma_i + \beta_i$ ),成员间的相互影响( $\omega_{ij}$ )反映了群体凝聚力。Furuta 通过数值模拟分析,找到了能够保证模型收敛的参数组合,并证明在资源一定的情况下,群体凝聚力可以提升组织的成功概率,而成功概率的上限取决于组织的资源总和<sup>[10]</sup>。

本研究在提出的多机组核电厂组织可靠性数学网络模型中沿用了该参数组合,重点关注

机组间协作行为的特殊影响作用。参数设计如表 4 所示。

表 4 多机组核电厂组织可靠性模型中的参数设计

Table 4 Parameter design in the organizational reliability model of multi-unit NPP

参数	含义	取值
$\omega_i\sigma_i + \beta_i$	成员能力和环境信息,资源总和	资源不足 0.5 资源丰富 2
$\omega_{ij}$	成员相互之间的影响强度,群体凝聚力	0 到 4

## 4 模拟分析

### 4.1 机组间协作行为对组织可靠性的影响

为了探索机组间协作行为对于组织可靠性的影响,基于上述模型,本文模拟对比了单机组场景(SU)和多机组场景(MU)下组织可靠性因资源禀赋、群体凝聚力不同而呈现出的差异。

图 2 展示了在资源不足和资源丰富两种情况下,机组间协作对组织可靠性的影响。随着群体凝聚力的提高,组织的成功概率得到了显著提升,而机组间协作带来的影响主要体现在资源不足的情况下。如图 2(a)所示,在群体凝聚力等于 0 的情况下,成员间不存在沟通与交流,机组间的通信人员亦然。此时,双机组协作模式(MU)与单机组模式(SU)的组织可靠性一致。随着群体凝聚力的提升,MU 模式下组织的成功概率显著优于 SU 模式,机组间协作模式的优势逐渐体现。在资源总和一致的情况下,MU 模式能够达到的组织成功概率上限显著优于 SU 模式。这说明机组间的协作可以有效提升资源不足情况下的组织可靠性。

在成员自身知识储备丰富,且获取外界信息价值较高的情况下,如图 2(b)所示,机组间协作对组织可靠性几乎没有影响。而在实际情况下,成员的知识、技术、能力、经验等参差不齐,因此采用多机组协作的模式更能保证电厂的运营安全。

### 4.2 成员能力差异对组织可靠性的影响

为了进一步研究成员的能力差异,特别是

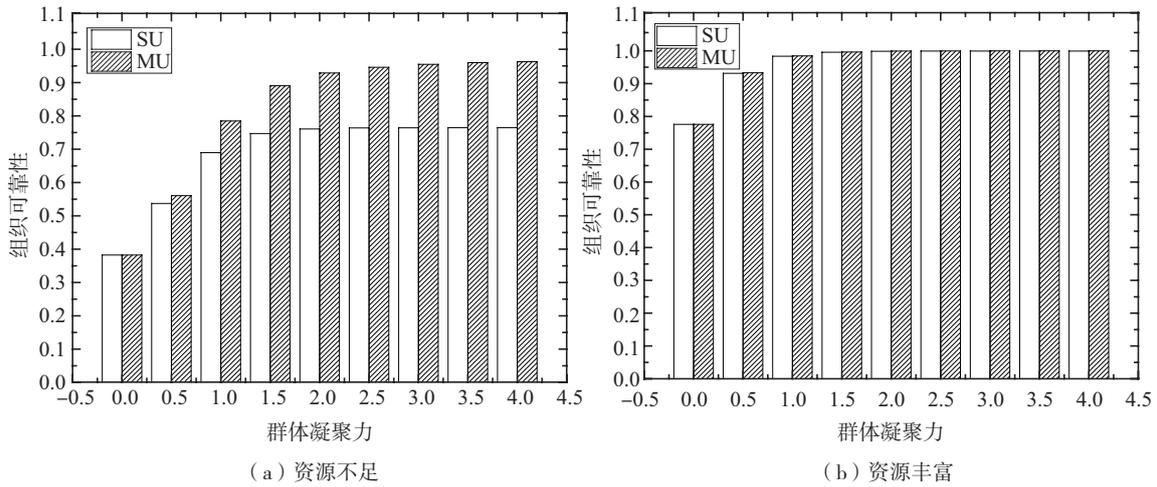


图2 机组间协作行为对组织可靠性的影响模拟结果

Fig.2 Simulation results on the impact of inter unit collaboration on organizational reliability

在多机组情境下不同属性成员能力差异对组织可靠性的影响,本文进一步对比了SU和MU两种模式下,执行人员、通信人员、辅助人员的能力差异对组织可靠性的影响差异。

首先分析执行人员能力差异对组织可靠性的影响。为保证模拟结果收敛,在资源丰富的条件下,设置执行人员的能力参数 $\beta_i=2,-2,-3,-4,-5(i=1,5)$ ;在资源不足的情况下,设置执行人员的能力参数 $\beta_i=0.5,-2,-3,-4,-5(i=1,5)$ 。图3分别展示了在不同的资源禀赋、不同的机组间协作模式下,执行人员能力差异对组织可靠性的影响。

由于在模型假设中,执行人员行为的成功与否直接决定了组织成功的条件概率,因此执行人员的能力差异对组织可靠性存在很大的影响。特别是在资源不足的情况下,执行人员的能力不足对组织可靠性的负面影响尤为强烈。对比图3(a)和图3(c)可知,群体凝聚力可以提升组织的成功概率,而机组间的协作可以进一步放大群体凝聚力的提升作用,MU模式下组织可靠性的上限值显著优于SU模式。在资源丰富的情况下,如图3(d)所示,随着群体凝聚力的抬升,机组间协作行为可以引导组织可靠性达到该组织在该资源条件下组织可靠性的极限值,此时执行人员能力不足带来的负面效应可以被完全补偿。

随后分析通信人员能力差异对组织可靠性的影响。由于在SU模式下通信人员未发挥作用,因此仅模拟了MU模式下通信人员的能力差异对组织可靠性的影响。同上,在资源丰富的条件下,设置通信人员的能力参数 $\beta_i=2,-2,-3,-4,-5(i=4,6)$ ;在资源不足的情况下,设置通信人员的能力参数 $\beta_i=0.5,-2,-3,-4,-5(i=4,6)$ 。

图4展示了在不同的资源条件下,通信人员能力差异对组织可靠性的影响。由于通信人员行为的成功与否不直接影响组织成功的条件概率,因此通信人员的能力差异对组织可靠性的影响与执行人员存在显著差异。如图4所示,在群体凝聚力等于0的情况下,各成员间不存在沟通交流,此时通信人员的能力不足不会影响到执行人员的成功概率,因此不会影响到组织可靠性。

随着群体凝聚力的提升,能力不足的通信人员参与到组织决策中,在整体资源不足的情况下,反而可能会对组织的行为决策产生误导,造成组织可靠性的异常下降,如图4(a)所示。这是因为在资源不足的情况下,群体凝聚力对组织可靠性的抬升效应存在极限。若群体凝聚力对组织可靠性的抬升效应无法抵消通信人员能力不足对组织可靠性带来的负面影响,则伴随着群体凝聚力的抬升,组织可靠性反而会下降;只有当群体凝聚力的抬升效应可以补

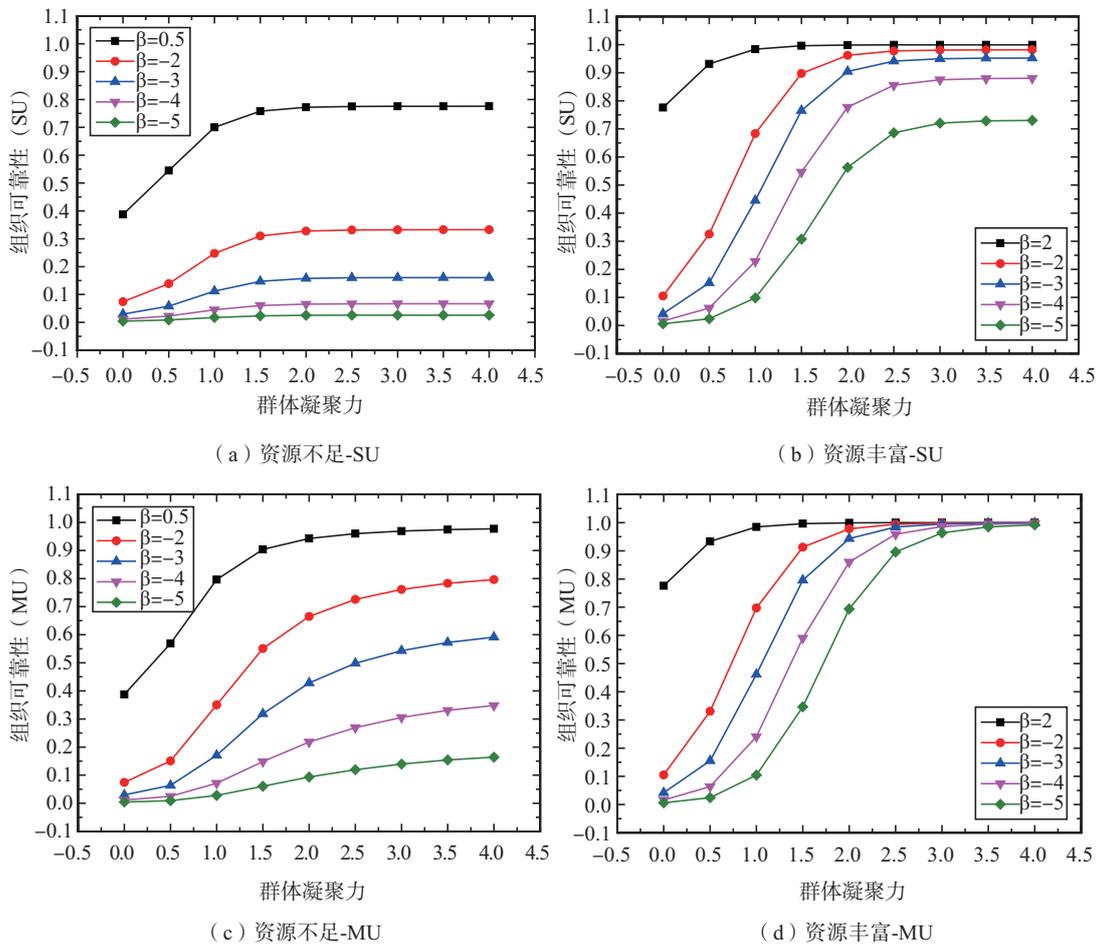


图3 执行人员的能力差异对组织可靠性的影响模拟结果

Fig.3 Simulation results on the impact of differences in executive abilities on organizational reliability

偿通信人员能力不足的负面影响时,组织可靠性才能够缓慢提升。如图4(b)所示,在资源丰富的情况下,机组协作模式下群体凝聚力的抬升效应可以引导组织可靠性达到极限值,此时通信人员能力不足带来的负面效应可以被完全补偿。

最后讨论执行人员和通信人员以外的其他辅助人员能力差异对组织可靠性的影响。同上,设置资源不足条件下人员的能力参数  $\beta_i=0.5, -2, -3, -4, -5 (i=2,8)$ , 资源丰富条件下人员的能力参数  $\beta_i=2, -2, -3, -4, -5 (i=2,8)$ 。图5展示了在不同的资源条件下,辅助人员的能力差异对组织可靠性的影响。和通信人员类似,辅助人员行为的成功与否通过影响执行成员的策略,间接影响组织的成功概率。

如图5所示,在群体凝聚力等于0的情况下,各成员间不存在沟通交流,此时该成员的能力不足不会影响到组织可靠性。随着群体凝聚力的提升,组织可靠性的变化趋势各异。在SU模式下,如图5(a)和图5(b)所示,无论资源是否丰富,提升群体凝聚力都不一定能够补偿该人员能力不足带来的负面影响。即使是在组织整体资源丰富的情况下,一旦存在个别能力极差的成员,如图5(b)中  $\beta=-5$  的案例,群体凝聚力的提升反而会加剧对执行人员行为的误导,造成组织可靠性的异常下降。而在同样的资源条件下,如图5(d)所示,机组间协作可以引导组织可靠性达到其极限值,完全补偿个别成员能力不足带来的负面效应。无论是在何种资源条件下,MU模式的组织可靠性都优于SU模式,

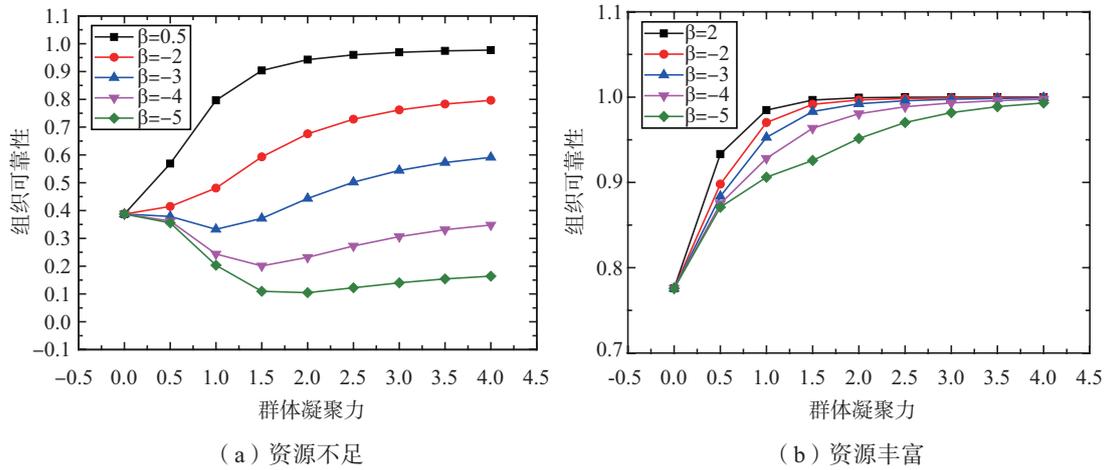


图4 通信人员的能力差异对组织可靠性的影响模拟结果

Fig.4 Simulation results on the impact of differences in communication personnel abilities on organizational reliability

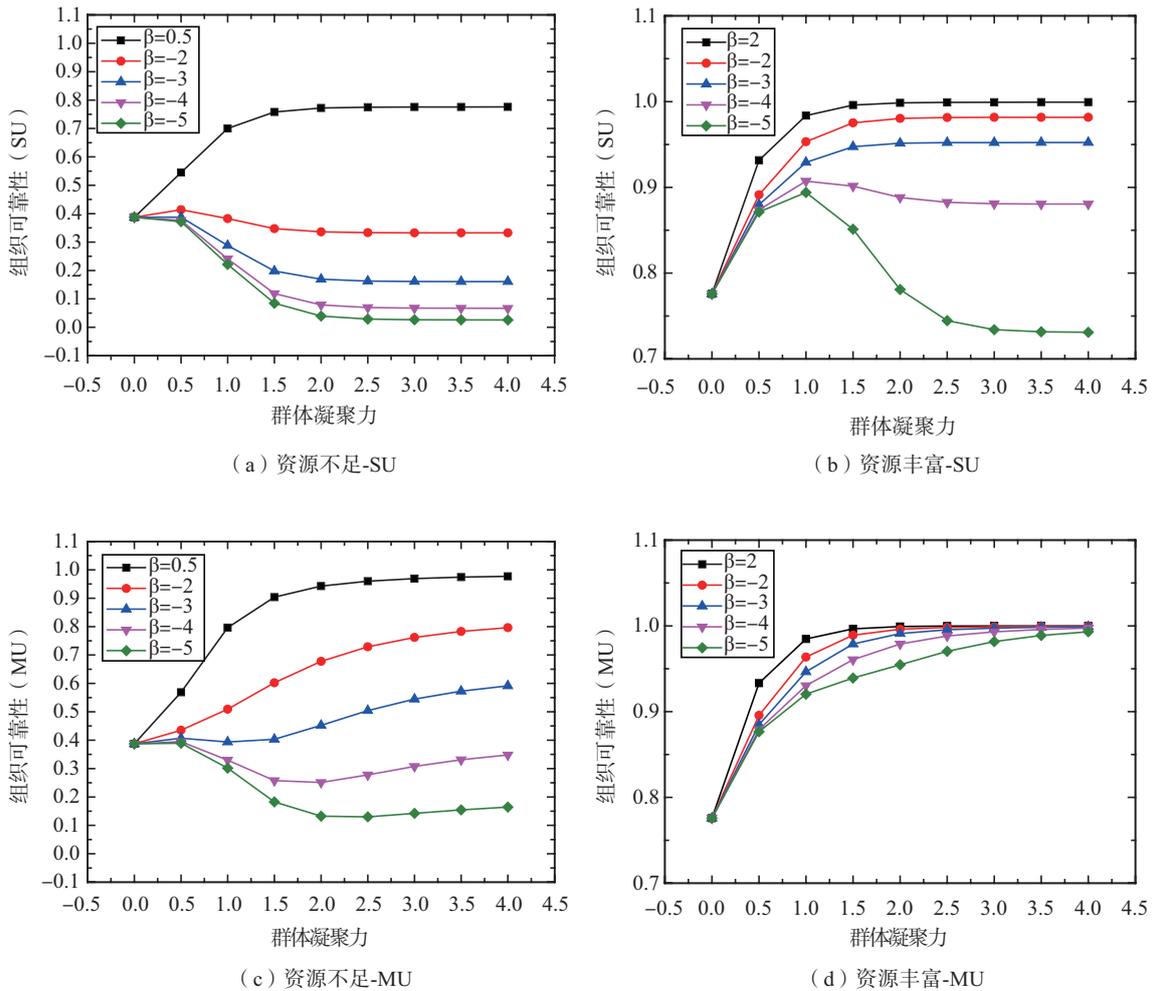


图5 辅助人员的能力差异对组织可靠性的影响模拟结果

Fig.5 Simulation results on the impact of differences in auxiliary personnel abilities on organizational reliability

在一定程度上补偿个别成员能力不足带来的负面影响。因此,相较于SU模式,机组间协作对个别成员能力不足的容忍度更高。

## 5 结论

本研究基于相对简化的模型假设和简单的模拟场景设计,研究了机组间协作行为对多机组核电厂组织可靠性的影响,得到结论如下:

(1)机组间协作可以有效提升资源不足情况下的组织可靠性,补偿执行人员能力不足对组织可靠性带来的负面影响。

(2)在资源不足的情况下,通信人员的能力不足反而可能会对组织的行为决策产生误导,对组织可靠性产生负面影响。

(3)相较于单台机组独立运行,机组间协作对于个别成员能力不足的容忍度更高。

基于研究发现的机组间协作对组织可靠性的积极影响,本文建议在多机组核电厂的组织管理中加强机组间信息的沟通和资源的协调。此外,笔者建议应重视人员培训,特别是参与到机组间信息沟通和资源协作的工作人员,以降低个别成员能力不足对机组整体可靠性的影响。

## 参考文献

- [1] Schroer S, Modarres M. An event classification schema for evaluating site risk in a multi-unit nuclear power plant probabilistic risk assessment [J]. Reliability Engineering & System Safety, 2013, 117: 40-51.
- [2] 张力. 概率安全评价中人因可靠性分析技术 [M]. 北京: 原子能出版社, 2006.
- [3] 张力. 数字化核电厂人因可靠性 [M]. 北京: 国防工业出版社, 2019.
- [4] Reason J T, Reason J T. Managing the Risks of Organizational Accidents [J]. Actoolkit.unprme.org, 1997, volume 43 (12): 147-181.
- [5] 徐晓芳. 核电厂组织行为可靠性分析与应用研究 [D]. 衡阳: 南华大学, 2019.
- [6] Hackman J R, Morris C G. Group Tasks, Group Interaction Process, and Group Performance Effectiveness: A Review and Proposed Integration [J]. Advances in Experimental Social Psychology, 1983: 8.
- [7] 周华云. 核电厂操纵员的心理健康与事故预防 [J]. 核安全, 2004 (2): 33-38.
- [8] 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.
- [9] Furuta K, Kondo S. Group reliability analysis [J]. Reliability Engineering & System Safety, 1992, 35 (2): 159-167.
- [10] Furuta K, Kondo S. Impact of group organization on human reliability [J]. Reliability Engineering & System Safety, 1992, 38 (1-2): 193-198.
- [11] Furuta K, Shimada T, Kondo S. Behavioral simulation of a nuclear power plant operator crew for human-machine system design [J]. Nuclear Engineering & Design, 1999, 188 (1): 97-109.
- [12] 邹衍华, 张力. 多机组核电厂动态人因可靠性分析: 现状与展望 [J]. 核科学与工程, 2021, 41 (5): 958-965.
- [13] Arigi A M, Kim G, Park J, et al. Human and organizational factors for multi-unit probabilistic safety assessment: Identification and characterization for the Korean case [J]. Nuclear Engineering & Technology, 2019, 51 (1): 104-115.
- [14] Park J, Arigi A M, Kim J. Treatment of human and organizational factors for multi-unit HRA: Application of SPAR-H method [J]. Annals of Nuclear Energy, 2019, 132: 656-678.
- [15] 张力, 叶海峰, 李鹏程, 等. 核电厂数字化主控室操纵班组沟通内容特征的研究 [J]. 原子能科学技术, 2015, 49 (4): 750-754.
- [16] 陈潮, 张力, 青涛, 等. 核电厂状态导向事故规程下操纵班组沟通的特征研究 [J]. 南华大学学报 (自然科学版), 2020, 34 (2): 8-15.

# Analysis of the Impact of Inter-unit Collaboration on Organizational Reliability in Multi-unit Nuclear Power Plants

Yong Nuo, Xia Dongqin, Wang Feipeng, Ge Daochuan

(Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Hefei Institutes of Physical Science, Hefei 230031, China)

**Abstract:** The design scheme of “one site with multiple reactors” brings new challenges to the safe operation and maintenance of nuclear power plants (NPP), and the organizational error is the most common contributing factor to accidents in multi-unit NPP. At present, a unified theory on the mechanism of organizational human error in multi-unit NPP has not been formed, and relevant analysis methods have been developed in the context of single-unit NPP. There is insufficient research on the mechanism of the impact of the inter-unit collaborative behavior between multi-unit NPP on the organizational behavior reliability. Based on the organizational reliability model proposed by Furuta, combined with the characteristics of organizational behavior under the multi-unit scenario, a mathematical network model for organizational reliability for multi-unit NPP is established. Taking the dual unit NPP as an example, the impact of inter-unit collaborative behavior on organizational behavior reliability of multi-unit NPP is analyzed through simulation. It is shown that the inter-unit collaboration can effectively improve organizational reliability in situations of insufficient resources. Compared to independent operation of single unit, inter-unit collaboration has a higher tolerance for insufficient capabilities of individual members within the organization.

**Key words:** organizational behavior; reliability; multi-unit nuclear power plants; inter-unit collaborative behavior; mathematical network model

(责任编辑: 许龙飞)

## 《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, 王桂莹. 基于DSEM的核电厂结构-土-结构相互作用模型 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 86-94.

### 2017年第二期

- [1] 沈钢, 孟岳, 温玉姣, 等. 国际合作为核安全“十三五”规划实施做好支撑和服务 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 1-4.
- [2] 田欣鹭, 温爽, 郭超, 等. IVR条件下外部冷却流道变形的影响因素研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 5-10.
- [3] 张盼, 李聪新, 温丽晶, 等. 压力容器外部冷却系统流道结构和流动参数对流场的影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 11-16.
- [4] 江斌, 甄洪栋, 孟阿军, 等. 一种基于概率论的破前漏分析方法介绍 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 17-23+49.
- [5] 石兴伟, 兰兵, 胡健, 等. 事故工况下壁面油污和锈斑对钢制安全壳潜在失效影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 24-28.
- [6] 杨英豪, 肖军, 朱桂学, 等. 田湾核电厂3、4号机组风险指引型防水淹设计改进措施研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 29-34.
- [7] 焦峰, 赵丹妮, 褚倩倩, 等. 核电厂薄壁大直径贮水容器承压变形事件经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 35-41.
- [8] 谌登华, 姜宏, 张翔宇, 等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (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. 基于三维运输方法的压水堆主冷却剂~(16)N源项计算分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 69-73+79.
- [13] 徐小照, 潘保林. 基于BP神经网络的核电厂核安全文化评级模型研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 74-79.

- [14] 何孝园, 朱鹏树, 李大伟, 等. 核电厂应急柴油发电机组修改试验启动方式的分析和讨论 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 80-84.
- [15] 刘卓, 金卉馨, 李晓洋, 等. 基于菲克定律和传热传质相似原理的含不凝气体冷凝换热研究 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 85-90.
- [16] 于明锐, 常猛, 逯馨华, 等. 基于表面改性技术的 PCS 强化换热效果分析 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 91-94.

### 2017 年第三期

- [1] 孙冶, 王鑫, 何荣天, 等. 一起口岸放射性物品非法入境处置案例简析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 1-5.
- [2] 张弛, 刘泽军. 瑞典核能立法与监管体制 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 6-11.
- [3] 李世欣, 郑睿鹏, 郎爱国, 等. 核电厂 1E 级电缆一致性判别方法的研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 12-17.
- [4] 张亚平, 施国龙, 钟志民, 等. 堆外中子剂量计在 RPV 辐照监督中的应用 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 18-23.
- [5] 王冠, 蒋忠湧, 翟国庆. 输变电设施电磁环境工频电场强度控制限值安全性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 24-29.
- [6] 彭慧, 李雪琴, 王晓涛, 等. DSA 介入医师受照剂量评价及管理探讨 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 30-34.
- [7] 周萱. 秦山核电自然灾害的预防 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 35-41.
- [8] 兰瑞果, 杨新利. 核安全设备供应商实践核安全文化的途径和方法探索 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 42-47.
- [9] 韩治, 唐晖, 张春明, 等. 核电厂应急补水箱 (ASG) 地震响应对比分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 48-54.
- [10] 逯馨华, 张红见, 魏方欣, 等. 核电厂放射性废树脂处理技术对比研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 55-61.
- [11] 杨德锋, 肖小祥, 张晔, 等. 基于 RELWVER 程序的 WWER 型核电厂燃料棒破损分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 62-67.
- [12] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 考虑结构-地基-结构相互作用作用的核电厂结构地震响应分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 68-74.
- [13] 张舒, 吴鹏, 张丹, 等. 先进三代核电 AP1000 丧失正常给水事故研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 75-84.
- [14] 奚坤, 沈曙光, 杨晓强, 等. WWER-1000 反应堆 APP 工作棒组的选取及其氦瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 90-94.

### 2017 年第四期

- [1] 肖志, 陶书生, 韦力, 等. 关于加强国内核安全经验反馈工

作的思考 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 1-5.

- [2] 袁嘉琪, 马刚, 杨志义. 核电厂后福岛时代的核安全独立监督 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 6-10.
- [3] 马凤金, 郭京, 陈荣达. 浅谈运行核电厂核安全监督的核安全文化建设 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 11-15.
- [4] 邓冬, 张发云, 赵立彬, 等. 核电厂稳压器 SEBIM 安全阀自主化检修经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 16-21.
- [5] 冯燕, 路燕, 刘景宾, 等. 中国 AP1000 的人因工程安全审评的几个问题 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 22-28.
- [6] 张瑾珠, 吕钢, 李佩, 等. 乏燃料海运实物保护系统初步设想 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 29-34.
- [7] 周卫国. 核电站控制棒驱动机构驱动杆组件锁紧销安装质量管理案例分析与回顾 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 35-38.
- [8] 孙树海, 马国强, 邹象, 等. 核电厂火灾异常重要性判定方法简介及适用性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 39-45.
- [9] 毕金生, 靖剑平, 乔雪冬, 等. 严重事故下安全壳内氢气行为与风险分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 46-52.
- [10] 卞玉芳, 周林, 李晶, 等. 国家核安全局核与辐射安全法规标准管理信息系统设计及关键技术研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 53-60.
- [11] 房永刚, 王庆, 苏岩, 等. LBB 和 BP 在核电厂高能管道上应用的差异性研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 61-65.
- [12] 胡安中, 赵国斌, 黄炳臣, 等. 浅析我国焊工资格考核的技术区别 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 66-70.
- [13] 胡健, 温丽晶, 石兴伟, 等. 基于 WGOthic 程序的非能动安全壳冷却系统传热特性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 71-77.
- [14] 胡文超, 靖剑平, 赵传奇, 等. 基于 AP1000 型反应堆嬗变  $^{237}\text{Np}$  制备  $^{238}\text{Pu}$  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站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. 我国核电站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. 确定我国核电站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.
- [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一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
- 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, 崔贺铎, 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.

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.

### 2018 年第四期

- [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 核电站 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.
- [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] 唐楨, 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, 李天鹤, 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  $^{60}\text{Co}$  源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

### 2018 年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚. 《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电厂建造阶段的核安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 25-31.
- [8] 毛欢, 别业旺, 张舟, 等. 我国核电厂运行技术规格书现状分析及对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 32-36.
- [9] 刘宇, 杨鹏, 冯进军, 等. AP1000 非能动堆芯冷却系统热态

- 性能试验的安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 37-43.
- [10] 曹杰, 查卫华, 高斌, 等. 基于关键链技术的核电大修进度管理方法研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 44-55.
- [11] 张仰程. 运行技术规范中的一回路压力定值 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 56-60.
- [12] 刘运陶, 吕丹, 赵善桂, 等. 核燃料循环设施高效空气过滤器使用问题的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 61-65.
- [13] 张博平, 初永越, 黄志超, 等. 《改进核电厂维修有效性的技术政策(试行)》的解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 66-71.
- [14] 刘宇生, 薛艳芳, 马帅, 等. 热工水力验证试验评价的关键问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 72-78.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 一种硼中子俘获治疗装置的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 79-84.
- [16] 刘单, 陈祥磊, 毕明德, 等. 民用核安全辐射监测设备十年发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 85-90.
- [17] 王宏印, 毕涛, 宋东风, 等. 设备产业链质量管理评估标准的研究与建立 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 91-94.

### 2019 年第一期

- [1] 陈瑾, 程亮, 马欢欢, 等. 核安全监管能力建设基本框架构建研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 1-7.
- [2] 张志强, 林继德, 马培锋, 等. 核电设备监理实践中的合作共赢模式 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 8-12.
- [3] 盛朝阳, 路燕, 高晨, 等. ASME 规范的设计安全系数及调整因素 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 13-16.
- [4] 肖军, 曾广建, 汪宏峰, 等. 废旧放射源收贮车防范系统的设计及建议 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 17-23.
- [5] 刘燕芳, 赵兵, 李楠, 等. RCA 方法在某核电站设备故障分析中的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 24-30.
- [6] 蔡振, 梅金娜, 韩姚磊, 等. 蒸汽发生器完整性评估的现状与展望 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 31-39.
- [7] 马谷剑, 陈平. 福清核电厂安全壳的老化管理 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 40-46.
- [8] 尹剑航, 苏小雨, 胡宇航. 核电厂运行值绩效观察的评估标准 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 47-52.
- [9] 孙琳, 浦晨晨, 闫雄伟.  $\times\times$  核燃料研制项目核材料衡算与评价的难点分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 53-57.
- [10] 许利民. “华龙一号”压力容器的设计改进和优化 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 58-65.
- [11] 何川, 邹全, 李松发, 等. 核动力装置的事故诊断系统 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 66-71.
- [12] 赵祥鸿, 周鑫, 孔晓中, 等. AP1000 蒸汽排放组件卡涩问题及解决 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 72-76.
- [13] 段锋, 张珍. 中国核能协会的同行评估与国际原子能机构的运行安全评审的比较分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 77-82.
- [14] 荆旭, 肖军. 浮动堆抗地震设计问题 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 83-87.
- [15] 王康, 高桂清, 张晶晶, 等. 军队加强核安全能力建设的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 88-94.

### 2019 年第二期

- [1] 董晓璐, 刘景宾, 孔静. 小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 1-8.
- [2] 郑黄婷, 许明发, 向辉云, 等. 铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 9-13.
- [3] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 14-35.
- [4] 彭一鹏, 奚坤, 潘登, 等. 双区氯盐快堆的增殖及嬗变性能分析 [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. 中美核电厂领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. 三代核电堆芯补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. 浙江省辐射应急演练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.
- [2] 张航源, 杨强, 刘秋实, 等. 利用好核技术, 助力污染防治攻坚战 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 11-14.
- [3] 姜羲元, 李文静. 核电科普宣传工作应重视环保及安全方面的宣传 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 15-18.
- [4] 袁曼, 罗晓元. HAF003 与 ASME 质量保证体系的对比研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 19-24.

- [5] 赵登山, 谢小明, 李福春, 等. 乏燃料水池贮存格架水下安装工艺研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 25-30.
- [6] 石洋, 苑皓伟, 张鹏, 等. 非能动压水堆波动管内汽液逆流试验的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 31-36.
- [7] 何雅杰. 核安全设备零件制造的质保分级方法探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 37-42.
- [8] 陈荣达. 核安全技术体系框架的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 43-50.
- [9] 项建英, 王进, 杨凯. EPR 机组再生式热交换器的调试及现场监督 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 51-55.
- [10] 刘宇生, 阿不都赛米·亚库甫, 庄少欣, 等. 自然循环装置试验初始条件实现方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 56-61.
- [11] 蔡志云, 赵禹, 王保平. 模块式小型堆化学和容积控制系统的仿真分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 62-66.
- [12] 苑晨亮, 马亮, 崔家文, 等. 核电厂工控系统信息安全评估方法的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 67-73.
- [13] 赵立彬, 石红, 李海涛, 等. 浅析 ISO9606 对我国 HAF603 修订的借鉴 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 74-79.
- [14] 段军, 邹象, 于大鹏, 等. 压水堆一回路抽真空排气造成压力温度超值的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 80-83.
- [15] 赵国志. 铀浓缩厂人因失效分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 84-88.
- [16] 张敏, 曹芳芳, 张亮, 等. 核燃料组件运输容器的临界安全分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 89-94.

### 2019 年第四期

- [1] 齐媛, 杨岩飞, 郑洁莹, 等. 美国核安全文化监督管理及启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 1-6.
- [2] 孙亚敏, 丁逊, 方剑青, 等. 高压电离室校准周期的分析和调整 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 7-11.
- [3] 甄丽颖, 林颖慧. 阳江核电站的排放物及环境样品中氚的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 12-17.
- [4] 王杰, 周兆宇, 陈运利, 等. 飞凤山处置场各阶段活动许可取证的经验反馈 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 18-23.
- [5] 于世昆, 肖春梅. 核电厂放射性废气处理工艺设备的抗震设计要求 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 24-27.
- [6] 王聪, 朱文韬, 王高鹏, 等. 严重事故下核电厂设备可用性论证 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 28-32.
- [7] 贾梅兰, 刘敏, 李澎, 等. 日本乏燃料的安全管理及对我国的启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 33-40.
- [8] 王梦溪, 龙亮, 薛娜, 等. 华龙一号事故后食品污染水平评价? [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 41-47.
- [9] 崔军, 鲍杰, 时维立. 核电厂传热管破裂后防止蒸汽发生器

- 满溢的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 48-55.
- [10] 马应林, 李俊刚, 张会杰, 等. 大型粒子加速器安全联锁钥匙系统的设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 56-62.
- [11] 庄少欣, 王娅琦, 孙微, 等. 基于 TRACE 的大功率非能动核电厂 SBLOCA 事故计算及敏感性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 63-69.
- [12] 王飞, 宋辉. 核动力装置混合式状态监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 70-78.
- [13] 杨旭, 邱金荣, 杨永强, 等. 反应堆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  $\gamma$  能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余

- 热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

## 2019年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.
- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等.  $\gamma$  射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. 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, 潘昕悱, 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] 李中华, 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, 宫宇, 方立凯, 等. CANDU6 核电厂无过滤安全壳通风模式的研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 32-35.
- [4] 米宇豪, 以恒冠, 廖运璇, 等. 油气工业中放射性废物的处理和处置 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 36-42.
- [5] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 摇摆条件下两环路自然循环回路特性分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 43-49.
- [6] 夏凡, 廉超, 王明煌, 等. 空气污染排放视角下中国核电的健康效益 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 50-57.
- [7] 陈永祁, 崔禹成, 马良喆. 核电厂阻尼器的应用及创新 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 58-67.
- [8] 王璟增. 一回路核级设备磨损的监测模型 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 68-74.
- [9] 徐园, 孔海宇, 王希涛, 等. 水体环境中的放射性污染及测量 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 75-79.
- [10] 马谷剑, 魏松林, 陈平. 核电厂埋地管的综合监测及评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 80-84.

## 2020年第二期

- [1] 王海峰, 于家欢, 赵锋, 等. 新冠肺炎疫情响应与核应急的异同及经验互鉴 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 1-6.
- [2] 邹屹峰. 新冠肺炎给核应急工作带来的三点启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 7-12.
- [3] 肖鹏, 张文芊, 喻正伟, 等. 雄安新区  $\gamma$  辐射剂量率水平初步调查 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 13-17.
- [4] 熊铁军, 钟丁生, 蔡小杰, 等. 核辐射探测实验中核辐射场模拟与安全研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 18-22.
- [5] 黄伊林, 陈宝才, 冯亮亮, 等. 海域自动连续监测辐射剂量率影响机制初步研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 23-28.
- [6] 林天龙, 苏志勇, 王用超, 等. 减少反应堆内活化腐蚀产物进入保存水池的方案研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 29-32.
- [7] 李华, 赵英昆, 孟祥盖, 等. 核电站关键设备存储装置的抗震性能研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 33-38.
- [8] 傅小城, 黄晓冬, 杜风雷. 城镇化对我国核电厂厂址选择的影响研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 39-44.
- [9] 刘燕芳, 李楠, 田瑞. 提高核电站 DCS 机柜中保险丝检测效率的一种方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 45-50.
- [10] 王登辉, 赵宗方, 何振林, 等. 锂玻璃探测器辐射特性的试验研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 51-55.
- [11] 赵培祥, 江俊, 曾毅, 等. 实物保护系统的定量评估模型之研究现状及发展 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 56-63.
- [12] 徐智, 高泉源. 熔盐堆非安全级电源向安全级仪控系统供电的设计评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 64-71.
- [13] 邓纯锐, 张明, 张航. 概率安全评价在核电厂安全设计中的应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 72-77.

- [14] 吴鹏, 王冠一, 张阳. CPR1000 核电厂全厂断电事故情况下严重事故缓解措施有效性研究 [J]. 核安全, 2020, 19(2): 78-85.

### 2020 年第三期

- [1] 邹屹峰. 普及核安全知识助力全面建成小康社会 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 1-5.
- [2] 陈小兰, 伍则文, 蓝浩洋, 等. 公众对于核能利用的认知研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 6-13.
- [3] 杨丰兆, 周鑫, 李学法, 等. PSA 风险重要度分析在高温堆调试监督中的应用探索 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 14-18.
- [4] 韩凯. 国和一号与 CPR1000 的 SGTR 事故响应比较 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 19-25.
- [5] 张瑞光, 刘瑞翔, 李中林. 热带气旋对田湾核电站的影响 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 26-33.
- [6] 李小花, 王翔年, 王家豪, 等. 2014 年秘鲁 192Ir 工业探伤辐射事故概况与分析 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 34-52.
- [7] 闫怀超, 陈政熙. 核电行业工控网络安全整体解决方案研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 53-58.
- [8] 高业栋, 韩良文, 夏星汉, 等. HFETR80MW 运行时二次侧水流量衰减瞬态分析 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 59-64.
- [9] 毕树茂, 张丹, 邱志方, 等. 模块化小堆稳压器安全阀容量设计方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 65-69.
- [10] 李志华, 刘敏, 曹俊杰. 对我国运行核电厂退役准备的思考与建议 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 70-75.
- [11] 韩良文, 高业栋, 夏星汉, 等. 基于 MCNP 的 HPGe 探测器无源效率刻度 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 76-80.
- [12] 李华, 霍嘉杰, 赵英昆, 等. 核电厂关键设备事故工况下密封性能研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 81-85.

### 2020 年第四期

- [1] 周兆宇, 王杰. 飞凤山低、中放固体废物处置场运行与处置管理实践 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 1-7.
- [2] 丁超, 徐朋, 杨志义. 严重事故氢气监测仪定期试验现场监督 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 8-12.
- [3] 郝丽娜, 柴蕊, 王茂杰, 等. 我国核电厂运行许可证内容演化概论 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 13-19.
- [4] 刘国柱. 1250 MW 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, 封祯, 梁海燕, 等. 英国核安全监管实践 (2018—2019) 研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 31-38.
- [7] 马若群, 吕云鹤, 盛朝阳, 等. 浅析美国核电厂执照更新的物

项筛选原则 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 39-44.

- [8] 王不二, 汪振, 陈超, 等. 核电厂定量安全目标溯源及其存在问题剖析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 45-52.
- [9] 杨晓. 乏燃料后处理屏蔽小室地震下安全性能分析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 53-62.
- [10] 卢俊晶, 朱柏霖, 张天琦, 等. 熔融物与混凝土相互作用时熔池内的化学反应研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 63-70.
- [11] 胡玉杰, 王杰, 程芳权, 等. 一种基于 AES 和 RSA 的核应急安全数据通信系统 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 71-75.
- [12] 周家驹, KIKURA Hiroshige. LFCM 炉内流动特性的数值分析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 76-82.
- [13] 谢树青, 安宁, 吴磊, 等. 中子周围剂量当量率测量技术的发展与现状 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 83-87.

### 2020 年第五期

- [1] 汤日辉. 核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 1-4.
- [2] 程芳, 窦义芳, 王玉超. 辐射环境政府信息服务体系的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 5-10.
- [3] 滕磊, 王帅, 彭婧. 浅谈我国核电厂退役安全监管现状 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 11-15.
- [4] 蔡军, 徐杰, 黄文博, 等. 电子辐照实验装置辐射安全连锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 16-21.
- [5] 陈德育, 汤泽平, 龚杰. 我国城市放射性废物库潜在污染因素分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 22-26.
- [6] 黄彦君, 沙向东, 祝兆文, 等. 压水堆核电厂流出物监测的关键核素研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 27-34.
- [7] 丁超, 徐朋, 仇苏辰, 等. 核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 35-40.
- [8] 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, 韩福春, 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] 负彦祺, 任坤贤, 王强, 李晨晖. 某高速公路绿色通道 X 射线车辆检查系统环境辐射剂量率计算与实测对比研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 12-16.
- [4] 徐永良. 浅谈核电厂工作场所放射性空气污染应对措施 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 17-22.
- [5] 滕磊, 刘志辉, 袁和川. 我国核电厂退役过程监管要求及建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 23-28.
- [6] 吴敏, 郑佳强. 某核电站高压空压机高温报警停机故障处理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 29-35.
- [7] 盛美玲, 丘锦萌, 唐辉, 杨志义. 华龙一号余热排出系统破口事故分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 36-43.
- [8] 董晓璐, 孔静, 刘景宾. 核电站控制室布置与盘台设计中的人因工程准则 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 44-49.
- [9] 姜韶堃, 赵罗生, 杨志义, 詹惠安, 陶志勇, 赵宁, 丁超. 严重事故下氢气爆燃环境模拟试验 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 50-53.
- [10] 吴廉巍, 闫超星, 杜为安, 张翼, 刘成洋. 摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 54-59.
- [11] 韩瑞, 段亚飞, 赵懿珺, 纪平, 康占山, 王韶伟. 气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 60-66.
- [12] 陈玉修, 王煜宏, 罗海英. 英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 67-72.
- [13] 胡帮达, 贾晗. 日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 73-79.
- [14] 王桂敏, 张瀛, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏, 李杨. 核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 80-85.
- [15] 张瀛, 王桂敏, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏. 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 86-92.
- [16] 高晨, 盛朝阳, 初起宝, 马若群, 贾盼盼. 核电机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. 压水堆核电厂安注管线内不凝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. 全国核电厂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, 苒瑾.  $^{60}\text{Co}$  辐照装置退役存在的问题及解决对策 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 116-120.
- [22] 刘景宾, 乔宁, 董晓璐, 陈子溪. 核电厂仪控系统的网络安全等级防护研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 121-126.
- [23] 刘健, 李帷, 张琨, 王一川, 李扬, 兰兵. 压水堆核电厂产生量的影响因素计算与分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 127-132.
- [24] 张强升, 王德军, 史强, 陈一伟, 沈伟, 李亮. 核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计与抗震分析研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 133-141.
- [25] 程芳, 姜启英, 阙丽萍, 窦义芳. 微塑料污染防治的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 142-146.

## 2021 年第一期

- [1] 孙海涛, 吴彩霞, 马若群, 等. 核电厂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厢内氡浓度水平调查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 17-21.
- [5] 张义科, 彭军, 李福春, 等. 反应堆管道系统水锤现象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. 核电厂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. API1000 依托项目中压移动电源应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 41-47.
- [9] 王逊, 田宇, 黄力. 美国核安全管理体系与法律体系探究及启示 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 48-53.
- [10] 刘姚锋, 耿波, 高星, 等. 核电厂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

- [1] 刘成运, 张国旭, 李学法, 等. 安全性能指标在核安全监管中的应用实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 1-6.
- [2] 李宁, 徐俊龙, 崔毅, 等. 优化核级阀门变更审查流程, 提高核安全治理精细化水平 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 7-11.
- [3] 王鑫, 林权益, 王叶, 等. 推进海洋核应急能力建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 12-17.
- [4] 刘新利. 海阳核电站设备监造管理实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 18-24.
- [5] 凌礼恭, 李小龙, 贾盼盼. 滨海核电机组海水系统部件腐蚀与防护现状 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 25-31.
- [6] 谢梅, 张远奎, 刘亚军, 等. 核安全设备竣工文件质量改进建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 32-37.
- [7] 赵玄, 周小龙. 蒸汽发生器传热管氨检漏定量定位技术分析 & 验证 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 38-43.
- [8] 李小华, 王翊年, 李俊杰, 等. 1998 年伊斯坦布尔 60Co 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, 李貌, 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.

### 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] 高思旂, 刘婷, 龚宇, 等. 我国放射性同位素和射线装置监督管理系列法规标准体系现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 7-11.
- [3] 王茂杰, 郝丽娜, 徐晋, 等. 核电厂流出物监督性监测实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 12-16.
- [4] 王天运, 王世琦, 高纓. 环境污染事故放射性气溶胶扩散的应急控制及消除方法 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 17-24.
- [5] 赖立斯, 夏星汉, 韩良文, 等. 基于 MCNPX 的 HFETR 典型裂变产物逃脱率系数分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 25-29.
- [6] 沈大伟. 放射性流出物异常类应急行动水平制定与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 30-35.
- [7] 刘亚伟, 包志彬, 张炎. 滨海压水堆核电厂冷源安全研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 36-40.
- [8] 杜南麟, 王平春, 梁汉天. 某核电站安全壳内临时通风数值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 41-45.
- [9] 王臣, 张锴, 刘畅, 等. 我国核电厂役前检查异常情况汇总与典型案例分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 46-52.
- [10] 杨永灯. 核电厂系统设备不可用管理问题分析与改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 53-58.
- [11] 郑军伟, 赵东阳, 刘东亮. 某核电机组汽轮机超速保护控制反复动作原因分析与处理 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 59-64.
- [12] 王进, 马成辉, 邹青. 华南地区核电厂冷源安全保障能力现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 65-71.
- [13] 包博宇, 郝建生, 姚琳. 乏燃料容器垂直吊具衬套变形事件分析和设计优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 72-77.
- [14] 李志刚, 韦应靖, 张庆利, 等. 基于蒙特卡罗方法的 HPGe 探测器模型参数优化方法研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 78-85.
- [15] 刘帅, 唐兴龄, 姚琳. 浅析乏燃料转运容器制造过程中的设计改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 86-90.
- [16] 李炳营, 刘焯, 黄国庆, 等. 2MWT 液态燃料钍基熔盐实验堆仪控系统纵深防御设计与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 91-97.

- [17] 张鹏, 郑兴国, 赵幽竹, 等. 环境地表  $\gamma$  辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 98-103.
- [18] 徐学敏. 核电站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 年第四期

- [1] 熊骁, 张根, 任丽丽, 等. 核电站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. 核电站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. 我国核电站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. 非能动核电站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. 核电站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. 核电站设备超声检测显示性质判定准则的对比与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 45-50.
- [9] 梅华平, 魏世平, 何梅生. 聚变堆氟材料衡算测量系统研究初探 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 51-55.
- [10] 李红波, 胡攀. 核电站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站的应用概述 [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.

### 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. 核电站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. 防城港核电站外围环境气溶胶中  $\gamma$  核素放射性状况及趋势 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 34-38.
- [7] 高鹏, 黄微, 胡翔, 等. 浅议塑料制品中的辐射安全问题 [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”为特征的核电站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. 中美核电站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. 核电站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. 核电站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. 核电站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. 核电站场外应急洗消站选址方法与建设规范研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 100-106.
- [18] 韩勃, 雍诺, 夏冬琴, 等. 心理距离对核电风险认知的影响研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 107-113.

## 2021 年第六期

- [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, 刘莞, 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, 张思伟, 等. 商业核电站产氦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.

## 2022 年第一期

- [1] 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.
- [2] 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.
- [3] 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.
- [4] 张蔚华, 张一民, 郭海峰, 等. 运行核电厂放射性固体废物管理实践与探讨 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 19-25.
- [5] 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 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 26-30.
- [6] 李敏, 于成波, 廖路, 等. 反应堆中心孔道辐照材料的中子与  $\gamma$  释热研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 31-35.
- [7] 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 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 36-41.
- [8] 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.
- [9] 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.
- [10] 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.
- [11] 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.
- [12] 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.
- [13] 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.
- [14] 卢洋, 许俊俊, 刘治刚. 群厂核安全监管数据治理研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 89-92.
- [15] 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.
- [16] 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.

## 2022 年第二期

- [1] 杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 铀浓缩厂事故安全监管分析

- [J].核安全, 2022, 21(2): 1-7.
- [2] 黄力, 刘婷, 常猛, 等. 浅析核安全责任主体的几个问题 [J].核安全, 2022, 21(2): 8-13.
- [3] 吴利杰, 李文宏, 曾珍, 等. 核电厂核级金属石墨密封垫片国产化替代核安全审查要点 [J].核安全, 2022, 21(2): 14-19.
- [4] 朱毅. 上海市高风险移动放射源在线监控系统设计及应用 [J].核安全, 2022, 21(2): 20-25.
- [5] 梁任, 李润鹏, 魏来, 等. 台山核电厂一号机组部分冷却首堆试验与理论预测分析比较 [J].核安全, 2022, 21(2): 26-31.
- [6] 林燕, 罗汉炎, 李强, 等. ACPR1000 热态满功率 MSLB 事故分析 [J].核安全, 2022, 21(2): 32-37.
- [7] 刘建昌, 陈韵茵, 陈忆晨, 等. 华龙一号蒸汽发生器传热管 6 mm 破口事故放射性后果分析 [J].核安全, 2022, 21(2): 38-42.
- [8] 王常明. 重水堆核电厂压力管泄漏的识别与处理 [J].核安全, 2022, 21(2): 43-50.
- [9] 王海霞, 曾正魁, 张思纬, 等. 固态陶瓷氚增殖剂释氦实验研究综述 [J].核安全, 2022, 21(2): 51-61.
- [10] 徐苗苗, 乐志东, 林支康, 等. 蒸汽发生器传热管破裂事故缓解措施研究 [J].核安全, 2022, 21(2): 62-67.
- [11] 刘姚锋. 核电厂观察指导数据趋势分析方法研究 [J].核安全, 2022, 21(2): 68-75.
- [12] 于洋, 李源, 吴静, 等. 高温气冷堆核电厂事故规程体系分析 [J].核安全, 2022, 21(2): 76-83.
- [13] 常腾宇, 张玮. 核安全文化建设示范基地浅析和思考 [J].核安全, 2022, 21(2): 84-89.
- [8] 臧小为, YARMOLENKO M.A., KOROLEVA M.YU.. 俄罗斯核电站运行事件及原因分析 [J].核安全, 2022, 21(3): 46-56.
- [9] 高炳焱. “培养理论”和“文化折扣”视角下的核安全文化落地与传播体系构建 [J].核安全, 2022, 21(3): 57-61.
- [10] 化新超, 李星星, 潘良明. 基于分离式热管构成的非能动安全壳冷却系统传热性能影响因素研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 62-69.
- [11] 彭思桐, 吕云鹤, 曾珍, 等. 基于卧式蒸汽发生器传热管涡流检查数据的堵管准则研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 70-76.
- [12] 徐维, 阮晨杰, 杨少锋, 等. 基于阳江核电厂冷源拦截网兜材料替换可行性研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 77-83.
- [13] 郭强, 孙婧, 刘卓, 等. 新型堆芯捕集器竖直冷却管内间歇沸腾现象研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 84-92.
- [14] 洪宁宁, 刘旌平, 张洪宇. 基于多重参数综合监测方法的核电厂电缆非金属材料一致性研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 93-98.
- [15] 张亚平, 李国健, 李锴, 等. VVER 机组反应堆压力容器中心子输运计算程序系统的验证 [J].核安全, 2022, 21(3): 99-106.

## 2022 年第四期

- [1] 刘玮, 韩善彪, 张伟, 等. 关于加强我国碘化钠伽玛谱仪技术发展的思考 [J].核安全, 2022, 21(4): 1-5.
- [2] 邢继, 吴楠, 薛娜, 等. “华龙一号”场外应急优化研究 [J].核安全, 2022, 21(4): 6-11.
- [3] 于大鹏, 梁晔, 徐晓娟, 等. 我国核与辐射安全现状研究与探讨 [J].核安全, 2022, 21(4): 12-18.
- [4] 曾铁军, 阳小华, 万亚平, 等. 新型放射性物品运输安保系统及其非法移动感知方法 [J].核安全, 2022, 21(4): 19-25.
- [5] 张萌, 张志刚. COP 26 减碳目标下核电发展的必要性与可行性研究 [J].核安全, 2022, 21(4): 26-31.
- [6] 万芹方, 李昀, 李飞, 等. 研究堆老化管理监管现状和相关建议 [J].核安全, 2022, 21(4): 32-35.
- [7] 黄平, 段兴彪, 周鹏, 等. CPR1000 核电机组 RPV 辐照监督管提取方案及实践 [J].核安全, 2022, 21(4): 36-41.
- [8] 王小信. HPR1000 主控室空调系统防止流感病毒传播能力提升研究 [J].核安全, 2022, 21(4): 42-47.
- [9] 王雁启, 杨雪, 李巨峰, 等. 对核电厂质量保证监查的改进建议 [J].核安全, 2022, 21(4): 48-54.
- [10] 冯丙辰, 王晗丁, 张晓明. 超强台风情况下 SER 水罐安全影响分析 [J].核安全, 2022, 21(4): 55-58.
- [11] 徐东林, 姚守忠, 王生吉. 乏燃料后处理工程关键技术元素
- 2022 年第三期**
- [1] 程丰民, 于现臣, 刘卫东, 等. 一起铯-137 放射源失控事故应急监测探讨 [J].核安全, 2022, 21(3): 1-7.
- [2] 朱伟杰, 王常明, 沈国章, 等. 新建核电站项目前期的证照申请与核安全监管浅析 [J].核安全, 2022, 21(3): 8-14.
- [3] 董良, 卢桂才, 周天荣, 等. 宁夏铯-192 放射源辐射事故调查及分析 [J].核安全, 2022, 21(3): 15-19.
- [4] 梁锦, 邓飞, 余慧婷, 等. 广东放射治疗辐射安全现状 [J].核安全, 2022, 21(3): 20-24.
- [5] 杨震. 铀浓缩厂级联系统核安全分析 [J].核安全, 2022, 21(3): 25-32.
- [6] 杨少锋, 阮晨杰, 徐维, 等. 基于阳江核电厂水母暴发期间增设水母网效果的研究 [J].核安全, 2022, 21(3): 33-37.
- [7] 于洋, 郑丽馨, 于海洋, 等. 高温气冷堆核电厂运行事件准则分析 [J].核安全, 2022, 21(3): 38-45.

- 识别方法研究[J].核安全, 2022, 21(4): 59-65.
- [12] 刘宇生, 王庶光, 李东阳, 等. 堆芯补水箱内热工水力现象识别与研究[J].核安全, 2022, 21(4): 66-73.
- [13] 杜南麟, 张松. 系统化培训方法(SAT)在核电厂岗位培训大纲开发中的应用研究[J].核安全, 2022, 21(4): 74-79.
- [14] 张毅. 当追求卓越成为内生动力[J].核安全, 2022, 21(4): 80-83.
- [15] 周涛, 张彪, 张雨飞. 前进中的东南大学核科学与技术系[J].核安全, 2022, 21(4): 84-87.

### 2022年第五期

- [1] 刘玮, 李飞, 张伟, 等. 关于我国无人系统辐射环境监测技术发展的思考[J].核安全, 2022, 21(5): 1-6.
- [2] 张伟珠, 林淑倩, 孔杜娟, 等. 热释光累积剂量环境监测结果影响因素分析[J].核安全, 2022, 21(5): 7-13.
- [3] 曾宇峰, 滕柯延, 杨洪生, 等. 蒙特卡洛方法在紧凑型水泥固化装置屏蔽设计中的应用[J].核安全, 2022, 21(5): 14-20.
- [4] 毛位新, 蒙美福, 傅焯辉, 等. 核应急指挥系统在核事故应急演练中的应用与思考[J].核安全, 2022, 21(5): 21-27.
- [5] 张红涛, 汤冠军, 孔亮, 等. 我国关停铀矿冶设施辐射环境监测状况及对策探讨[J].核安全, 2022, 21(5): 28-32.
- [6] 刘建昌, 陈韵茵, 欧阳勇, 等. 压水堆LOCA源项分析方法保守性评价[J].核安全, 2022, 21(5): 33-40.
- [7] 朱伟, 侯秦脉, 蔡宁. 华龙一号调试试验项目完整性的研究[J].核安全, 2022, 21(5): 41-45.
- [8] 冉文王, 方亮, 吕炜枫, 等. 英国通用设计审查辐射防护监管体系研究与实践[J].核安全, 2022, 21(5): 46-53.
- [9] 刘明海, 徐志燕, 安桂秀. 气溶胶中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 放射性测量方法探索[J].核安全, 2022, 21(5): 54-58.
- [10] 刘时贤, 侯秦脉, 褚倩倩, 等. 基于故障树分析法的乏燃料水池失去冷却事件分析[J].核安全, 2022, 21(5): 59-65.
- [11] 曾珍, 房永刚. 关于建立我国反应堆压力容器辐照监督数据库的建议[J].核安全, 2022, 21(5): 66-71.
- [12] 韩锦程, 王海霞, 李桃生, 等. 基于COMSOL的CFETR TEP手套箱内氙运输模拟研究[J].核安全, 2022, 21(5): 72-80.
- [13] 苏康, 黎知行, 史骥, 等. 基于启发式算法的乏燃料装料排期计划研究[J].核安全, 2022, 21(5): 81-87.
- [14] 张华, 陈志东, 徐润龙, 等. 环境 $\gamma$ 辐射剂量率比对及宇宙射线响应测量结果与分析[J].核安全, 2022, 21(5): 88-94.
- [15] 张子睿. 核电设备采购管理初探[J].核安全, 2022, 21(5): 95-101.
- [16] 陆宏, 陈芳雷, 王烁, 等. 基于核设施实物保护的风险分析及评估方法研究[J].核安全, 2022, 21(5): 102-110.
- [17] 陈芳雷, 陆宏, 陈晨, 等. 基于核安保事件的模型分析及评估方法研究[J].核安全, 2022, 21(5): 111-120.

### 2022年第六期

- [1] 张蔚华, 赵坤, 郭海峰, 等. 浅谈运行核电厂放射性物品运输活动监管[J].核安全, 2022, 21(6): 1-5.
- [2] 苏超丽, 陈跃光, 张金帆, 等. 广东省5G通信基站电磁辐射环境影响监测与管理[J].核安全, 2022, 21(6): 6-12.
- [3] 滕柯延, 曾宇峰, 谢树军, 等. 我国伴生放射性矿废物处置现状研究[J].核安全, 2022, 21(6): 13-18.
- [4] 张贞. 大亚湾核电基地周围海水氡活度浓度的监测概况[J].核安全, 2022, 21(6): 19-24.
- [5] 王宝, 蔡金平. 福清核电厂放射性流出物排放管理实践[J].核安全, 2022, 21(6): 25-29.
- [6] 殷德健, 雷蕾, 邹象. 国内外小型模块化反应堆的异同和国际合作前景分析[J].核安全, 2022, 21(6): 30-35.
- [7] 邹象, 马国强, 雷蕾, 等. 美国核管会ITAAC项目抽样检查方法的研究[J].核安全, 2022, 21(6): 36-41.
- [8] 蔡显岗, 张泽宇, 张路怀, 等. 对核电厂环境影响评价相关问题的探讨[J].核安全, 2022, 21(6): 42-46.
- [9] 陶革, 高轩, 赵传礼, 等. 核电厂老化管理大纲及其要素[J].核安全, 2022, 21(6): 47-54.
- [10] 王逊, 田宇, 荆放, 等. 核动力厂设计扩展工况的思考与建议[J].核安全, 2022, 21(6): 55-60.
- [11] 钟华, 李晓娟, 万亚平, 等. 高放废物地质处置社会公众可接受性及其风险决策伦理探析[J].核安全, 2022, 21(6): 61-66.
- [12] 韩良文, 赵鹏, 邓云李, 等. HFETR设备可靠性数据库的研究与设计[J].核安全, 2022, 21(6): 67-74.
- [13] 赵雷. 借鉴区块链技术搭建核电厂厂址安全审评信息平台的建议[J].核安全, 2022, 21(6): 75-79.
- [14] 赵旭东, 杨成, 王美英, 等. 商品级物项转化管理要求研究与建议[J].核安全, 2022, 21(6): 80-87.
- [15] 赵永登. 基于区块链技术的核安全管理体系信息化研究[J].核安全, 2022, 21(6): 88-96.
- [16] 樊亦江, 余大利, 刘书勇, 等. 铅铋冷却燃料棒束堵流事故CFD模拟与分析[J].核安全, 2022, 21(6): 97-105.
- [17] 刘时贤, 褚倩倩, 刘锐, 等. 应用屏障分析与ECF图对LNA和LNC变压器供电回路不可用事件分析[J].核安全, 2022, 21(6): 106-113.