

# 核安全

## NUCLEAR SAFETY

主管单位 中华人民共和国生态环境部  
主办单位 生态环境部核与辐射安全中心  
出版单位 《核安全》编辑部  
主编 周启甫  
执行副主编 王晓峰  
编辑部主任 于大鹏  
地址 北京市海淀区红联南村54号  
邮编 100082  
信箱 北京8088信箱  
编辑部 010-82205563 82205716  
010-82203444 82203547  
广告部 010-82205645  
发行部 010-82205713  
官网 http://haqy.cbpt.cnki.net(在线投稿)  
邮箱 heanquanzazhi@263.net.cn  
广告发布登记 京海工商广登字20180003号  
国际标准刊号 ISSN 1672-5360  
国内统一刊号 CN11-5145/TL  
国内发行 中国邮政集团公司北京市报刊发行局  
邮发代号 82-956  
海外发行 中国国际图书贸易集团有限公司  
发行代号 BM9557  
印刷 北京一二零一印刷有限公司  
国内定价 80.00元

版权所有 未经许可 不可转载

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。

2024年第5期 总第100期

双月刊 公开发行

2024年10月31日出版

—— 阅读·检索 ——



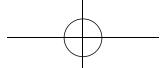
—— 关于·我们 ——



《核安全》杂志  
微信公众号



生态环境部  
核与辐射安全中心



# 《核安全》编委会

## 编委会主任

王大中

清华大学·科学院院士·副主席

## 编委会副主任

于俊崇

中国核动力研究设计院·工程院院士

陈佳洱

北京大学·科学院院士

叶奇蓁

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

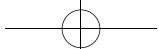
黄小桁

蒋诗平

程琦福

谭思超

叶廷程



## 目 次

核 安 全

2024 年 · 第五期

### ◆ 监督管理

- 1 核电厂换料大修控制点检查实践 ..... 刘 建  
5 数字化赋能质量管理模式的应用与研究 ..... 刘燕芳, 李 楠, 华 磊  
12 西北地区涉核企业核安全文化评估分析及改进措施研究 ..... 彭 柏, 陈栋梁, 余建兴, 等  
19 基于脆性理论的无损检验核安全监管反馈机制探讨 ..... 王占永, 王月立, 张泽宇, 等  
24 广西辐射安全许可管理体系现状分析与对策 ..... 严意仕, 李丽红, 于 嵘, 等  
30 国内重水堆核电站工程配套全堆芯压力管更换项目核安全监管策略研究 ..... 杨义平, 侯癸合, 顾俊骥, 等

### ◆ 核电厂实践

- 37 核电厂立式长轴泵振动浅析 ..... 樊正伟  
43 经验反馈工作方法在核电机组管理中的应用实践 ..... 吴 敏, 苏海北

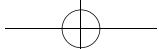
### ◆ 研究与探讨

- 48 一种故障树预处理和最小割集的嵌套求解方法 ..... 李 旭, 张仁斌, 樊玉琦  
57 表面状态对钇热阱除氢效率的影响研究 ..... 阿不都赛米·亚库甫, 姚泽文, 王荣东, 等  
64 关于民用核安全设备特种工艺人员队伍建设情况的调研分析 ..... 范国辉, 赵旭东, 孔 琳, 等  
71 池壳式研究堆停堆后非能动余热导出特性研究 ..... 季 龙, 郭景新, 李海涛, 等  
76 核燃料循环设施锆屑火灾研究 ..... 刘运陶, 赵善桂  
82 功率运行 / 停堆工况下基于 SiC 包壳的核燃料元件服役行为分析 ..... 卢志威  
90 基于中子探测的核临界报警技术和应急准备 ..... 跟训成, 代启东, 吴明昌, 等  
96 栅元格架对 5×5 燃料组件轴向交混系数分布的影响 ..... 张晓阳, 魏君翰, 赵民富  
104 铼自给能探测器中子灵敏度燃耗修正研究 ..... 于稼驷

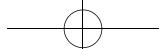
### ◆ 公众沟通

- 117 基于 SWOT 的涉核舆情事件分析及核能公众沟通优化研究 ..... 雷少娟, 刘新华, 王承智, 等

(执行编辑: 徐晓娟 许龙飞 梁 畔)



- 1 Strengthening Control-point Check, Ensuring the Safety Operation of the Nuclear Power Plants in Operation  
(Liu Jian)
- 5 Application and Research of Digital Empowerment in Quality Management Models  
(Liu Yanfang, Li Nan, Hua Lei)
- 12 Analysis of Nuclear Safety Culture Assessment and Improvement Measures for Nuclear Enterprises in Northwest China  
(Peng Bai, Chen Dongliang, Yu Jianxing, Zhao Kun, Zhang Zijie, Jin Xianxi)
- 19 Preliminary Exploration on the Construction of Feedback Mechanism for Non-destructive Testing Nuclear Safety Supervision based on System Dynamics Model  
(Wang Zhanyong, Wang Yueli, Zhang Zeyu, Jiang Yanman)
- 24 Current Situation Analysis and Countermeasure of Radiation Safety Permit Management System in Guangxi  
(Yan Yishi, Li Lihong, Yu Rong, Huang Qiqi)
- 30 Study on Nuclear Safety Supervision Strategy of Retube Project on CANDU Units of Qinshan Phase III Nuclear Power Plant  
(Yang Yiping, Hou Guihe, Gu Junji, Li Chenhang)
- 37 Analysis on Vibration of Vertical Long-shaft Pump in Nuclear Power Plant  
(Fan Zhengwei)
- 43 Application of Experience Feedback Working Method in Nuclear Power Equipment Management  
(Wu Min, Su Haibei)
- 48 A Method for Fault Tree Preprocessing and Minimum Cut-Set Nesting  
(Li Xu, Zhang Renbin, Fan Yuqi)
- 57 Study on the Effect of Different Surface States on the Hydrogen Removal Efficiency of Yttrium Hot Traps  
(Abudusaimi Yakufu, Yao Zewen, Wang Rongdong, Piao Jun, Wang Yang)
- 64 Investigation and Analysis on the Construction of Special Technical Personnel of Civil Nuclear Safety Equipment  
(Fan Guohui, Zhao Xudong, Kong Lin, Wang Meiyi)
- 71 Study on Characteristics of Passive Residual Heat Removal for Tank in Pool Research Reactor after Shutdown  
(Ji Long, Guo Jingxin, Li Haitao, Yang Yijun, Yuan Zhimin)
- 76 Research of Zirconium Fires in Nuclear Fuel Cycle Facilities  
(Liu Yuntao, Zhao Shangui)
- 82 Study on the Performance of Nuclear Fuel Based on SiC Cladding under Operation/Shutdown Conditions  
(Lu Zhiwei)
- 90 Nuclear Criticality Alarm Technology and Emergency Preparedness Based on Neutron Detection  
(Zong Xuncheng, Dai Qidong, Wu Mingchang, Niu Jiang, Wang Canhui)
- 96 Influence of Cell Type Spacer Grid on Axial Mixing Coefficient Distribution of  $5 \times 5$  Fuel Assembly  
(Zhang Xiaoyang, Wei Junhan, Zhao Minfu)
- 104 Study on Burnup Correction of Neutron Sensitivity of Rhodium Self-powered Detector  
(Yu Jiasi)
- 117 Research Nuclear Public Opinion Events and Optimization of Nuclear Public Communication based on SWOT  
(Lei Shaojuan, Liu Xinhua, Wang Chengzhi, Wang Ping)



刘建,核电厂换料大修控制点检查实践[J].核安全,2024,23(5):1-4.

Liu Jian. Strengthening Control-point Check, Ensuring the Safety Operation of the Nuclear Power Plants in-Operation [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5):1-4.

## 核电厂换料大修控制点检查实践

刘 建

(生态环境部华东核与辐射安全监督站, 上海 200233)

**摘要:**本文主要介绍了地区监督站组织对核电厂正常换料大修的监督检查和控制点释放的主要做法和经验。通过严格地监督检查,有力地促进了核电机组的长期稳定安全运行,可供其他地区监督站学习借鉴。

**关键词:**核电机组; 控制点; 检查

**中图分类号:**C931.2 **文章标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2024)05-0001-04

根据核安全法规的相关规定<sup>[1,2]</sup>,我国对核电厂的选址、建造、运行、退役等活动实行安全许可制度,核电厂运行许可证的有效期为设计寿期。国家核安全局按许可条件对运行许可证有效期内的核电厂进行管理,核电厂正常换料大修的监督检查和控制点释放(以下简称控制点检查)是机组运行许可证中明确的,也是营运单位应遵守的条件之一。国家核安全局根据国务院“放管服”改革的要求,于2018年1月下发了《关于进一步发挥地区监督站职能作用的通知》<sup>[3]</sup>,控制点检查职能下放到地区监督站;并把“营运单位应当按照换料大纲规定的范围和条件进行换料”以及“应在每次换料大修后向地区监督站提交申请,经批准后方可开始反应堆临界活动”等条款写入核电机组的运行许可条件中。

五年多来,华东核与辐射安全监督站(以下简称华东站)对辖区内运行核电机组(目前已有24个运行机组)进行控制点检查,积累

了一定的监督经验。通过控制点检查,全面评估核电机组上一循环的安全运行状况、监督换料大修计划的执行情况,及时发现核电机组的安全降级或与技术规定书的偏离情况。督促核电厂及时整改,促进核电厂经验反馈工作的落实,确保核电机组保持长期稳定运行并持续改进,为华东地区运行核电厂安全运行水平走在世界前列发挥了监管部门的作用。控制点检查的良好实践值得坚持和推广,现总结如下。

### 1 控制点检查的组织分工

#### 1.1 综合处及其下属项目官员

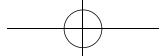
组织实施控制点检查活动,组织对相关技术报告的审查并编制监督报告。

#### 1.2 现场监督处及其下属监督组

实施大修监督计划中的现场监督活动,参与部分技术报告的审查,实施大修后首次临界现场核查释放工作。

收稿日期: 2023-11-03 修回日期: 2023-11-24

作者简介: 刘建(1963—),男,教授级高级工程师,现主要从事核安全监督工作



### 1.3 专项处及其下属专项组

实施大修监督计划中的专项监督活动,参与部分技术报告的审查。

### 1.4 技术支持单位和外聘核查专家

协助开展技术报告的审查,视情况参加大修监督计划中的各项检查活动。

## 2 控制点检查的流程和主要内容

### 2.1 编制年度控制点检查计划

根据辖区内核电机组换料大修计划华东站编制了站年度控制点监督检查计划,并上报国家核安全局审查,控制点检查纳入全国核电厂监督检查计划进行管理。

### 2.2 跟踪监督机组正常运行

在机组换料大修控制点检查前,现场监督组和各专项组对该机组的日常监督和专项监督中存在的安全运行性能降低或违反技术规格书等情况进行跟踪。

### 2.3 机组停堆前

文件报送及审查。营运单位必须在换料停堆前两个月向国家核安全局提交换料安全分析报告,综合处组织技术支持单位进行审查,编制认可意见后发给营运单位。

换料报告的审查。收到换料报告后,综合处组织现场组和各专项组对报告进行审查,并汇总审查意见,发给营运单位。

换料大修监督计划编制。综合处征求相关处室意见后编制换料大修监督计划并发至营运单位。

### 2.4 机组停堆后到机组装料

各责任处室按照监督计划实施。

营运单位接收到换料安全分析报告认可函后,开始装料。

### 2.5 机组装料后到首次临界前

1. 核查启动报告。现场监督处收到营运单位的换料大修启动报告进行核查。

2. 换料大修后首次临界前检查。

1) 开展检查

综合处在收到营运单位提交的临界前检查申请后,根据换料大修的实际进展情况,协调相

关单位组成控制点检查组进行检查,编制控制点检查方案。

控制点检查时间原则上安排在开始装料后进行,检查内容主要包括换料大修活动实施情况、辐射安全管理情况、换料大修后机组首次临界条件的准备情况等。目前,根据实践经验,原则上由现场监督处判断是否具备检查条件,综合处/专项处核实后组织检查。

控制点检查方案的实施:

(1) 检查前内部会议。现场监督组介绍具体监督情况、重要异常关注项和检查建议等内容,专项处介绍大修专项检查情况,综合处介绍检查方案和检查重点。

(2) 检查前会议。与营运单位召开检查前会议。

(3) 控制点检查方案的实施。检查中发现问题,按照监督检查程序进行分级处理<sup>[5]</sup>。根据机组情况,据实编制检查报告。

(4) 检查中的沟通和协调。对涉及核安全的重要问题,检查组专门组织对话和澄清,复杂的重要安全问题邀请国内有关专家和技术支持单位进行专门的咨询、对话、独立审评。

(5) 检查后会议,向营运单位宣读检查报告并进行进一步沟通,提出临界前需完成整改的要求。

2) 控制点释放

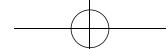
原则上综合处/专项处负责控制点检查问题的关闭,在确认临界前需完成的问题得到妥善处理后,综合处组织科技委员会审议检查报告,根据会议审议结果编制关于释放换料大修后首次临界控制点的通知。

现场监督处及下属监督组收到释放文件后,负责核实是否具备释放条件,完成后现场释放临界。

### 2.6 机组临界后

审查物理实验总结报告。专项处对换料大修物理实验总结报告进行审查并反馈至综合处,由综合处将审查意见反馈至营运单位。

编制换料大修监督报告。综合处组织对营运单位上报的换料大修总结报告进行审查,编制华东站的换料大修监督报告,按发文流程上



报给国家核安全局。

### 3 换料大修监督重点关注的问题

#### 3.1 换料安全分析报告的审查

审查依据核安全法规<sup>[6]</sup>、核安全导则<sup>[7]</sup>等，并参考核电机组的最终安全分析报告和换料大纲。

##### 3.1.1 组件入堆使用

由于换料设计中，每次换料不是固定的数量，对新燃料使用预留了一定的裕度。这些裕度，满足设计要求，能被设计安全包络。因此，营运单位虽然在堆芯设计上考虑了安全包络，但对旧组件的重复使用或新组件的增加使用，在考虑安全性的同时，更多地考虑了经济性。从监督审评方面来看，尽量突出保守决策，将不确定性降到最低。

##### 3.1.2 燃耗限值问题

核电在保电满发的大背景下，更倾向于最大限度地利用燃耗深度。由于设计与实际停堆的燃耗存在偏差，有可能存在超出燃耗限值的风险。而营运单位对超出燃耗限值的分析论证不足，给机组安全运行带来一定的风险。

##### 3.1.3 安全参数有偏差，事故分析不充分

换料安全分析沿用了换料安全限值报告表的简化评价与包络分析方法，由于装卸料不慎导致了燃料损伤，改变了原认可换料方案，而营运单位对这种原认可换料方案改变的安全参数分析论证不足；部分事故分析常引用过去循环论证过的结论，缺少针对性；对新机组、新堆型换料安全分析的关键安全参数、事故包络安全分析的差异性没有进一步分析论证。

##### 3.1.4 理论设计与实际运行的偏差

理论设计与机组实际运行的分析，为下一循环换料设计提供了有效指导。但目前，大多数设计院给营运单位提供的支持文件中缺少这方面的内容。

#### 3.2 延伸运行的监督

由于核电参与调峰或电网的降功率要求，机组需要延伸运行。延伸运行是指堆芯运行到自然寿期末，通过降低一回路温度和堆芯功率

来获得额外的后备反应，从而延长反应堆运行时间。因为不同于正常运行，所以对延伸运行要特别关注堆芯安全、运行管理以及热工水力等方面评审和监督。

#### 3.3 换料报告的审查

运行期间异常跟踪处理。主要跟踪项目包括日常小修转大修的项目、日常运行异常不具备处理条件转到大修期间处理的项目。

大修项目计划方案。审查主要针对换料报告中未明确的大修内容，需要营运单位进一步澄清明确。

经验反馈落实情况的排查。主要针对国家核安全局经验反馈和同类机组的经验反馈落实情况的排查。

大修变更项目的影响。主要关注大修核安全变更项目的影响。

大修指标的变动。审查主要关注大修项目管理指标的变化并对变化原因作出说明。

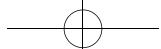
燃料管理。主要关注与原换料方案的偏离。

#### 3.4 换料大修控制点检查

核安全相关阀门的性能。核安全相关的阀门很多都关系到安全系统的可用性和三道屏障的完整性，主要关注两方面：一是阀门相关性能试验的结果不满足要求；二是阀门检修过程中施工质量不足导致阀门及相关设备部件不合格。目前，根据经验反馈，重点关注阀门的选型、安装问题。

(1) 应急电源系统的可用性和可靠性。应急电源系统涉及的相关设备部件较多，设备部件、物料等相关缺陷影响应急柴油机的可用性和可靠性。重点关注试验过程和结果的合规性对于应急柴油机的可用性和可靠性的影响。

(2) 异物。异物问题在换料大修中越来越频繁地出现，机组一回路和二回路等多个位置都出现过异物。异物的问题主要有两类：一类是系统内部缺陷带来的问题；另一类是由于换料大修防异物管理不足从外部引入导致的，如某核电机组有上一循环换料大修中不慎将螺栓遗留在一回路系统中。所以要加大对大修异物管理的关注。对于一回路异物的抓取、溯源、安全



影响应进行全面分析论证。

(3) 燃料操作。在燃料操作的监督中,发现多起人因失误造成的燃料损伤事件。应督促营运单位加强对燃料操作承包商的安全监管。

(4) 辐射防护。辐射防护的问题主要包括:辐射安全作业风险分析和防范不足;违反辐射安全规定,出现过体表玷污、非计划照射的情况。应加强监督检查,降低相关工作风险水平。

(5) 修改管理。修改管理的问题主要集中在未能严格按照承诺方案进行修改变更。

(6) 在役检查。在役检查主要是不合规的问题。在役检查的焊缝缺陷总体分为两类:一类是一些运行时间较长的机组,出现的焊缝缺陷;另一类是原设计带来的缺陷。对于实体缺陷,应加强纠正性维修和预防性维修的准确性,适度扩大排查范围和加大经验反馈,建议把特定机组的典型问题作为每次大修的关注重点,加强保守决策和变化分析。

#### 4 小结

华东站将进一步加强经验反馈工作和核安

全文化的评估,进一步探索维修有效性评价和风险配置管理等风险指引型监管实践,尽快地从确定论监管方式转变成确定论和风险指引型相结合监管方式。同时,要进一步重点关注运行机组承包商的安全管理和监督,确保华东地区运行核电机组长期安全稳定运行。

#### 参考文献

- [1] 全国人民代表大会常务委员会.中华人民共和国核安全法 [S/OL].北京, 2017.
- [2] 国务院.民用核设施安全监督管理条例 [S/OL].北京, 1986.
- [3] 国家核安全局.《关于进一步发挥地区监督站职能作用的通知》(国核安发〔2018〕1号)[S].北京, 2018.
- [4] 国家核安全局.核动力厂运行阶段监督检查大纲 (NNSA/HQ-01-JD-PP-003)[S].北京, 2020.
- [5] 华东核与辐射安全监督站.《核安全问题分级与处理工作程序》(NNSA/ECRO-01-JD-MP-005)[S].上海, 2022.
- [6] 国家核安全局.关于发布《核动力厂调试和运行安全规定》的通知[S/OL].北京, 2022.
- [7] 国家核安全局.《核电厂堆芯和燃料管理》(HAD 103/03)[S/OL].北京, 1989.

## Strengthening Control-point Check, Ensuring the Safety Operation of the Nuclear Power Plants in-Operation

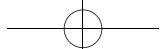
Liu Jian

(East Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, MEE, Shanghai 200233, China)

**Abstract:** This paper mainly introduces the main practice and experience gained through regulatory inspection and control point release for the normal refueling outage of nuclear power plant organized by the Regional Office. Through strict inspection, it has effectively promoted the long-term stable and safe operation of nuclear power units. It can be used for reference by other Regional Office.

**Key words:** nuclear power unit; control point; inspection

(责任编辑:梁晔)



刘燕芳,李楠,华磊.数字化赋能质量管理模式的应用与研究[J].核安全,2024,23(5):5-11.

Liu Yanfang,Li Nan,Hua Lei. Application and Research of Digital Empowerment in Quality Management Models [J]. Nuclear Safety,2024,23(5):5-11.

## 数字化赋能质量管理模式的应用与研究

刘燕芳\*, 李 楠, 华 磊

(中核控制系统工程有限公司, 北京 102401)

**摘要:**本文从数字化赋能质量管理的意义和质量管理的具体应用等方面进行研究,探讨数字化赋能对质量管理的影响和推动作用,包括提高质量管理效率、优化质量管理流程、增强质量数据分析能力、实现质量预测和预警等方面。同时,本文还介绍了数字化赋能质量管理的挑战,并提出了相应的对策,以帮助企业更好地应对数字化赋能质量管理的挑战。

**关键词:**质量管理; 数字化; 数据分析; 质量预测; 质量预警

**中图分类号:**N945.17 **文章标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2024)05-0005-07

质量管理是企业持续发展的重要保障,数字化技术的快速发展为质量管理带来了全新的机遇和挑战。数字化赋能质量管理作为一种新兴的管理模式,是推动企业发展的重要力量<sup>[1]</sup>。通过应用现代信息技术,将质量管理与数字化技术相结合,通过数据分析和智能化决策等手段提高质量管理的效率和精度,为企业提供了更加高效、精确和可靠的质量管理手段<sup>[1,2]</sup>。

### 1 数字化赋能质量管理的意义

#### 1.1 提高质量管理效率

数字化赋能质量管理可以通过自动化和智能化的方式,提高质量管理的效率。通过数字化质量管理系统,实现质量管理流程自动化,减少人工操作的错误和时间成本,提高管理效率,提升流程精确度和一致性<sup>[1-3]</sup>。

#### 1.2 优化质量管理流程

数字化赋能质量管理可以优化质量管理流程,提高质量管理效果。通过数字化技术可以实现质量数据的实时采集和分析,及时发现和解决质量问题并采取相应的措施,避免问题扩大和延误,实现对质量管理全过程监控和追溯<sup>[1-3]</sup>。

#### 1.3 增强质量数据分析能力

数字化赋能质量管理能够提供更准确、更全面的数据支持,实现质量管理的精细化和智能化,帮助企业更好地进行质量数据分析,发现潜在的质量问题和改进机会。通过应用数据挖掘和机器学习等算法,可以从海量的质量数据中挖掘出有价值的信息,为企业提供决策支持<sup>[1-3]</sup>。

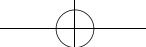
#### 1.4 实现质量预测与预警

数字化赋能质量管理可以通过建立预测模

收稿日期: 2023-10-13 修回日期: 2023-11-8

作者简介: 刘燕芳(1983—),女,高级工程师,硕士研究生,现主要从事质量和可靠性研究

\*通讯作者: 刘燕芳, E-mail: liuyanfang@cnccs.bj.cn



型和预警系统,提前预测和预警潜在的质量问题。通过分析历史质量数据和相关的外部环境数据,建立质量预测模型,预测未来可能出现的质量问题,并及时采取措施进行干预和预防<sup>[1-3]</sup>。

## 2 数字化赋能质量管理的应用

### 2.1 基于质量目标控制的数据分析

#### 2.1.1 构建多维度全方位纵深防御目标体系

通过应用数字化技术,建立质量目标控制系统,实现质量目标的监控和控制,建立了“设计质量、设计审查和分析及鉴定质量、采购质量、检验质量、制造质量、测试质量和产品质量”等多维度、全方位的纵深防御质量目标体系架构,如图 1 所示。

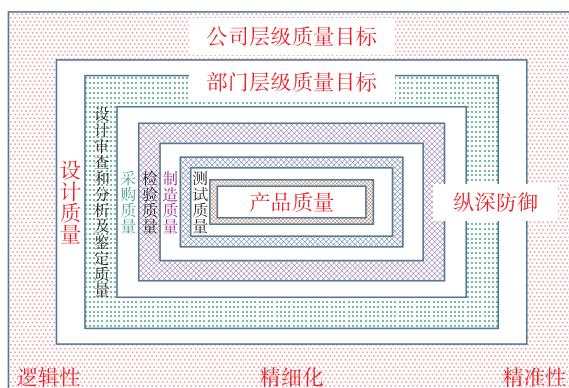


图 1 质量目标体系架构

Fig.1 Quality objectives framework

#### 2.1.2 建立基于过程域的质量指标体系框架

依据 SMART 原则[S 代表具体(Specific), M 代表可量化(Measurable), A 代表可实现(Attainable), R 代表相关性(Relevant), T 代表有时限(Time-bound)],公司围绕“产品实现过程、支持过程和管理过程”三大过程域构建了质量目标指标体系,以提升质量管理绩效水平,如图 2 所示。

#### 2.1.3 收集挖掘多维度质量目标数据

其主要流程为按照公司级目标分解为部门级目标,部门级目标策划实施方案,按照实施方案进行目标任务执行、数据收集和分析以及目标考核,如某年度设计审查目标通过率如图 3~图 6 所示,由图可以得出某时间段设计质量薄弱环节。



图 2 基于过程管理的质量目标指标体系

Fig.2 Quality objective and indicator system based on process management

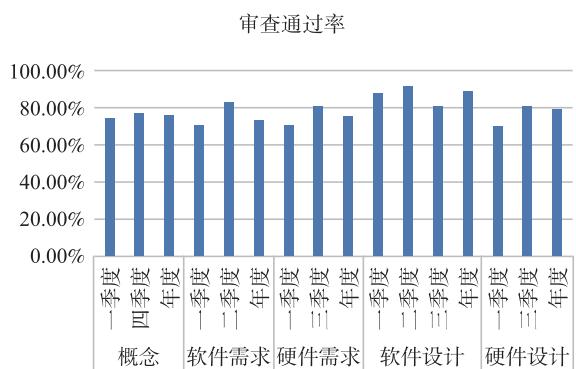


图 3 某年度工程 DCS 类项目设计审查通过率

Fig.3 Passing rate of engineering DCS project design review for a certain year

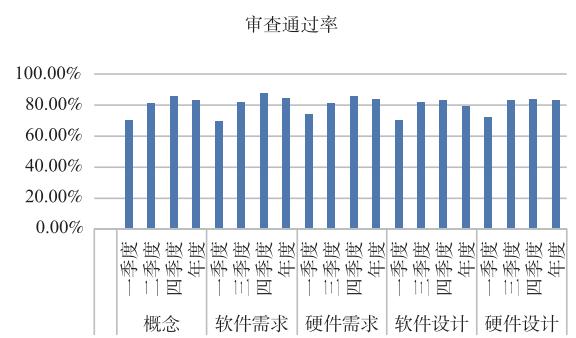


图 4 某年度专用仪控类项目设计审查通过率

Fig.4 The approval rate for the specialized instrumentation and control project in a certain year

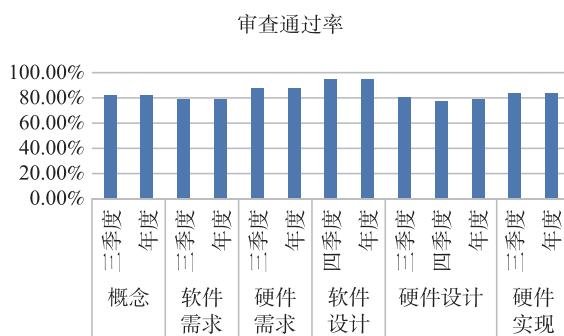


图 5 某年度核仪器类项目设计审查通过率

Fig.5 The pass rate of the nuclear instrument product design review for a certain year

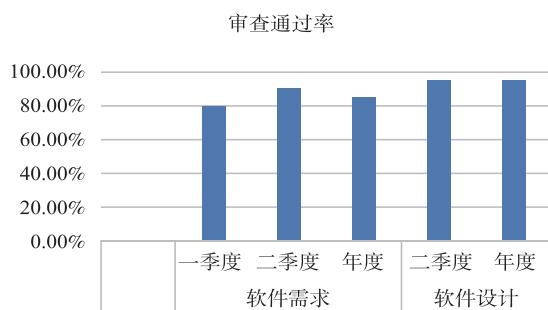


图 6 某年度科研 DCS 类项目设计审查通过率

Fig.6 Passing rate of design review for DCS research projects in a certain year

#### 2.1.4 质量目标薄弱要素的诊断

通过“设计质量、设计审查和分析及鉴定质量、采购质量、检验质量、制造质量、测试质量和产品质量”等多维度、全方位质量目标的统计分析,诊断出薄弱环节,进行目标调整。根据数据分析结果,某年度较上一年度质量目标优化数据如图 7 所示。



图 7 某年度较上一年度质量目标优化类别和数量

Fig.7 The optimization categories and quantity of quality goals for a certain year compared to the previous year

## 2.2 基于质量分析的智能化决策

### 2.2.1 质量成本趋势分析

利用会计统计和数据收集,本文统计分析某三年质量成本与销售收入趋势,如图 8 所示;某三年质量成本占销售收入比例趋势,如图 9 所示。

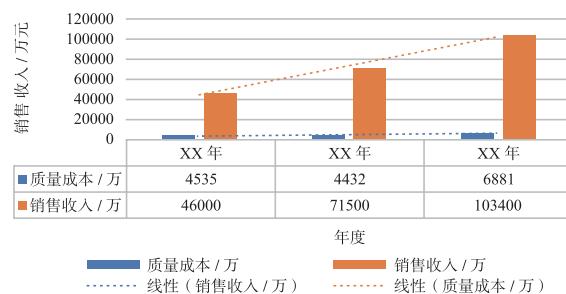


图 8 某三年质量成本与销售收入变化趋势

Fig.8 The trend of changes in quality costs and sales revenue over a three-year period

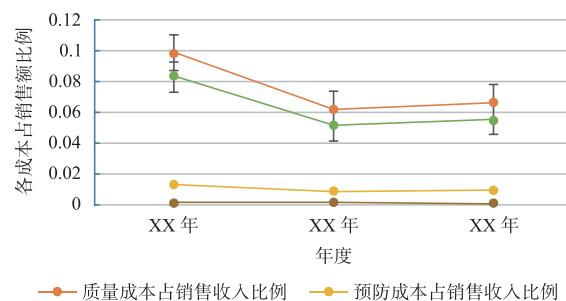


图 9 某三年质量成本构成占销售收入比例趋势

Fig.9 The trend of the composition of quality costs as a percentage of sales revenue over a three-year period

由图 9 可知,质量成本总体与销售收入呈线性相关,故障成本占销售收入比例逐年下降。随着预防和鉴定成本占销售收入比在某年度较大幅度下降的同时,下一年度产品质量水平的提高会增加。

### 2.2.2 质量成本经营指标分析

某年度公司质量成本率及质量保证成本率较上一年度均有所下降;质量损失率及产品成本内部质量损失率较上一年度均有所上升。这表明公司成本控制水平有所提升,质量控制水平仍有改善空间,详见表 1。

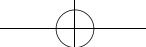


表 1 某年度质量成本经营指标对比  
Table 1 Quality cost management performance comparison table for a certain fiscal year

序号	指标名称	上一年度	某年度	趋势变化
1	质量成本率	6.73%	5.8%	↓
2	质量保证成本率	6.62%	5.59%	↓
3	质量损失率	0.11%	0.21%	↑
4	产品成本内部质量损失率	0.12%	0.21%	↑

### 2.2.3 质量成本模型建立

质量成本实施效果评价分为四个阶段,一为企业质量符合标准要求,质量水平处于原始需求阶段;二为推动质量改进,提升产品质量,质量水平处于初级需求阶段;三为零缺陷,产品质量持续改进,质量水平处于高级需求阶段;四为降低运行成本,创造价值,质量水平处于终极需求阶段,如图 10 所示。

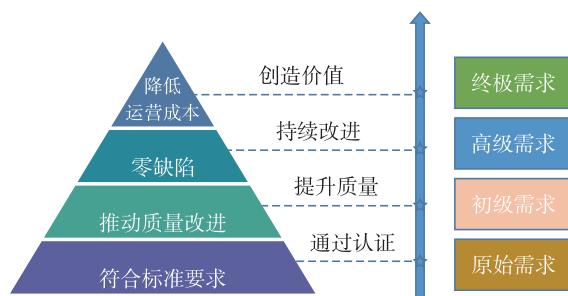


图 10 质量成本实施效果评价阶段  
Fig.10 Diagram of the evaluation phase of the implementation effect of quality costs

### 2.2.4 智能化决策分析

研究者对照上述质量成本实施效果评价的四个阶段,评估公司质量成本数据及趋势。

近年来,公司一直持续推动质量改进,也加大了对质量成本管控的力度,当前成本控制效果有所提升,但质量控制效果的改善空间仍较大。笔者建议在持续提升人员意识的基础上不断提升人员的技术能力;推进产品标准化和工程标准化建设;同时在产品上实现全生

命周期,逐步从标准化转向数字化和智能化,以意识保质量,以技术保质量,以智能化保质量,不断向为公司创造价值的终极需求阶段迈进。

## 2.3 过程绩效监控

### 2.3.1 产品过程绩效监控

利用数字化工具和手段,对电子板卡等产品质量实时监控,发现问题及时纠正,如某年度板卡成品功能、性能合格率趋势如图 11 所示,趋势向好。



图 11 某年度电子板卡成品质量实时监控  
Fig.11 Real-time quality monitoring of electronic circuit boards and other products for a specific fiscal year

### 2.3.2 服务过程绩效监控

近三年度服务过程绩效监控如图 12 所示,近三年服务过程满意度均有所提升。

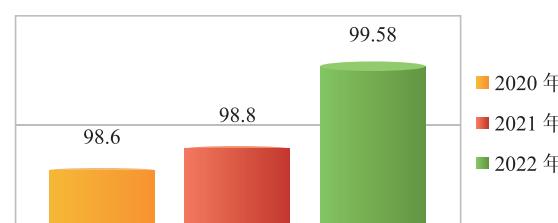


图 12 近三年服务过程绩效趋势  
Fig.12 The performance trend in the service process over the past three years

### 2.3.3 不符合项过程绩效监控

某年度共开启不符合项 244 个,不符合项数量占比高的发现阶段为工厂测试和调试阶段,占比为 50.83%;对其缺陷原因进行了细分,针对阶段和缺陷原因,采取了对应的措施,下一年度的数量显著降低,如图 13 所示。

## 2.4 数字化赋能质量管理的流程优化

### 2.4.1 建立基于质量管理的流程架构

在数字化赋能质量管理中,流程规范化和标准化是优化流程管理的基础。通过制定和实

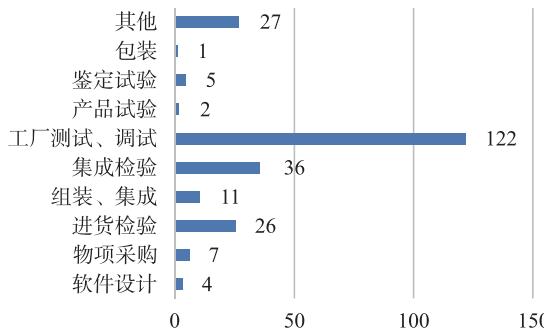
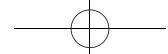


图 13 某年度不符合项绩效控制趋势

Fig.13 The performance did not align with the trend for that fiscal year

施规范化的流程和标准,确保质量管理活动的一致性和可追溯性。为提高质量管理运行绩效,公司秉持系统化思维、过程方法和 PDCA 循环“三位一体”的理念,按照“一层纲领概综述、二层程序描过程、三层细则强指导”的原则,融合改进质量管理体系流程及框架;将项目管理、产品实现、运维服务和公司经营等相关环节有效融入质量管理体系中。

#### 2.4.2 自动化和智能化技术的应用

研究者通过使用自动化和智能化技术开发系列工具软件,实现了数据的自动采集和预处理,解放并节约了人力资源,部分源码如图 14 所示。

```
239
240     scale = 1.
241     if norm is None:
242         norm = "backward"
243     elif norm not in ["forward", "ortho", "backward"]:
244         raise ValueError('`norm` 必须是 `None`, "forward", "ortho", 或 "backward"。')
245
246     dt = utils.sample_spacing(df)
247
248     data = [
249         c: output_fun(scipy.fft.rfft(
250             df[c].to_numpy(),
251             n=nfft,
252             norm=norm,
253         )) * scale
254         for c in df.columns]
255
256     index = pd.Index(scipy.fft.rfftfreq(nfft, dt), name='frequency (Hz)')
257
258     return pd.DataFrame(
259         data=data,
260         columns=df.columns,
261         index=index,
262     )
```

图 14 某平台部分源码

Fig.14 A schematic diagram of the platform development process

#### 2.4.3 数据驱动的决策

数据驱动的决策可以减少主观因素<sup>[5]</sup>的影响,

响,提高科学性和准确性,实现对质量管理流程的实时监控和反馈,提高质量管理的响应速度和效果,数字化赋能质量管理模式如图 15 所示。



图 15 数字化赋能质量管理模式

Fig.15 Digitally empowered quality management data-driven decision-making system

通过质量数据在研发、生产、存储、运输、销售和服务等环节的融合应用,开展数字化质量设计、质量检验、质量控制、质量分析和质量改进,实现“端到端”全场景数据驱动的数字化运营体系,形成研发质量、生产质量、销售质量和管理质量相互统一且严密衔接的管理体系。

### 3 数字化赋能质量管理和挑战与对策研究

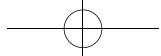
#### 3.1 数据安全与隐私保护

数字化赋能质量管理和挑战与对策研究需要大量的质量数据支持,而质量数据的安全和隐私保护是一个重要的挑战,有可能成为阻碍数字化赋能质量管理和挑战与对策研究的因素<sup>[1-3]</sup>。

建立完善的数据安全和隐私保护机制,确保质量数据的安全和合规性,我们需要在以下方面进行预防和应对<sup>[1-3]</sup>。(1)数据安全保护:建立数据安全保护机制,包括数据加密和访问控制等措施,确保数据的安全性;(2)隐私保护:遵守相关法律法规,保护用户和消费者的隐私权益,明确数据使用和共享的范围和目的;(3)风险评估和管理:进行风险评估,识别和管理潜在的安全和隐私风险,采取相应的措施。

#### 3.2 技术能力与人才培养

数字化赋能质量管理和挑战与对策研究需要应用先进的技术



和工具,以及具备相关知识和技能的人才。然而,技术和人才的不足可能会成为数字化赋能质量管理体系的瓶颈。

对策研究如下<sup>[1-3]</sup>。(1)技术引进和集成:引进和应用先进的数字化技术,如物联网、人工智能等,实现数字化赋能质量管理的目标;(2)人才培养和引进:培养和引进具备数字化赋能质量管理知识和技能的人才,提高组织的数字化能力;(3)合作与共享:与技术供应商及研究机构等合作,共享技术和人才资源,提高数字化赋能质量管理的能力。

### 3.3 数据质量与数据一致性

数字化赋能质量管理的有效性和可靠性依赖于质量数据的质量和一致性,而数据质量问题可能会对分析和决策产生不利影响<sup>[5,6]</sup>。企业需要加强对质量数据的管理和控制,确保质量数据的准确性、完整性和一致性。

对策研究如下<sup>[1-3]</sup>。(1)数据采集的标准化:建立数据采集的标准和规范,确保数据的准确性和一致性;(2)数据清洗和校验:对采集到的数据进行清洗和校验,排除异常和错误数据,提高数据的质量;(3)数据集成和共享:建立数据集成和共享机制,确保数据的完整性和一致性。

### 3.4 组织和文化转型

数字化赋能质量管理需要组织的支持和文化的转变,但组织和文化的转型问题可能阻碍数字化赋能质量管理的推进。

经初步探讨和研究,公司可以在以下方面进行<sup>[1-3]</sup>。(1)组织变革和管理:推动组织变革,建立数字化赋能质量管理的组织结构和管理机制,明确责任和权限;(2)文化建设与培养:培养积极支持数字化赋能质量管理的文化,包括数据驱动和持续改进等方面的价值观和行为习惯;(3)沟通和培训:加强内部沟通和培训,提高员工对数字化赋能质量管理的理解和参与度。

综上所述,数字化赋能质量管理在面临挑战的同时也有相应的对策。通过解决数据质量

问题、技术和人才问题、安全和隐私问题以及组织文化等问题,可以克服数字化赋能质量管理的困难,实现质量管理的数字化转型。

## 4 结论

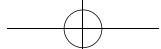
(1)数字化赋能质量管理可以让公司质量管理透明化,生产顺畅,降低运营成本;消除不增值活动,缩短生产周期,减少人员投入,降低企业不必要的支出并减少日常浪费。

(2)数字化赋能质量管理可以帮助企业提高质量管理水平,提升产品和服务的质量,完善质量回溯管理机制,优化生产流程,提高流程运转效率,提升产品质量,实现优质、高效、低耗、灵活的智能生产。

(3)本文通过对数据质量与数据一致性等的研究,初步制定了相应的对策方向,以应对这些挑战,并更好地实现数字化赋能质量管理的目标。进而提升精益制造管控能力,提高生产运营效率。

## 参考文献

- [1] Ågerfalk P J, Axelsson K, Bergquist M. Addressing climate change through stakeholder-centric information systems research: A Scandinavian approach for the masses [J]. International Journal of Information Management, 2022: 63.
- [2] Rêgo, B S, Jayantilal S, Ferreira J J, et al. Digital Transformation and Strategic Management: a Systematic Review of the Literature [J]. Journal of the Knowledge Economy, 2021, 13 (4): 1-28.
- [3] Kraus S, Durst S, Ferreira J J, et al. Digital transformation in business and management research: An overview of the current status quo [J]. International Journal of Information Management, 2022, 63.
- [4] 许友龙, 刘莞, 郑丽馨, 等. 近五年核电厂人因相关运行事件统计分析与建议 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 49-54.
- [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] 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.



# Application and Research of Digital Empowerment in Quality Management Models

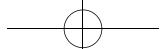
Liu Yanfang\*, Li Nan, Hua Lei

(China Nuclear Control System Engineering Co., Ltd., Beijing 102401, China)

**Abstract:** With the rapid development of digital technology and information technology, digital empowerment has become an important trend in the field of quality management and a critical strategy for enhancing quality and reliability in businesses. Digital empowerment in quality management combines traditional quality management methods with digital technology to achieve intelligent, efficient, and fine-grained quality management, elevating the level of quality management within enterprises. This article will explore the significance of digital empowerment in quality management, specific applications of quality management, and discuss the impact and driving role of digital empowerment in quality management, including improving efficiency, optimizing quality management processes, enhancing quality data analysis capabilities, and achieving quality prediction and early warning. Additionally, this article introduces the challenges of digital empowerment in quality management and proposes corresponding strategies to help businesses better address these challenges.

**Key words:** quality management; digitalization; data analysis ; quality prediction; quality alert

(责任编辑: 许龙飞 )



彭柏,陈栋梁,余建兴,等.西北地区涉核企业核安全文化评估分析及改进措施研究[J].核安全,2024,23(5):12-18.  
Peng Bai, Chen Dongliang, Yu Jianxing, et al. Analysis of Nuclear Safety Culture Assessment and Improvement Measures for Nuclear Enterprises in Northwest China [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5):12-18.

## 西北地区涉核企业核安全文化评估分析及改进措施研究

彭 柏, 陈栋梁, 余建兴, 赵 坤, 张子杰, 金显玺

(生态环境部西北核与辐射安全监督站, 兰州 730022)

**摘要:**本文简要阐述了西北地区生态环境部直管单位的核安全文化评估现状,系统地总结了生态环境部西北核与辐射安全监督站(以下简称西北监督站)以核安全文化评估为抓手,积极探索西北地区的生态环境部直管单位的新型监督方式、西北地区生态环境部直管单位核安全文化建设中存在的优缺点,针对西北地区核安全文化评估中存在的问题进行了初步总结。

**关键词:**西北地区;核安全文化;做法与经验;问题与建议

**中图分类号:**X924.1 **文章标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2024)05-0012-07

西北监督站坚持守正创新,在充分吸取反馈意见、不断总结经验的基础上,积极探索针对西北地区的生态环境部直管单位的新型监督方式,在核燃料循环设施领域首创性地开展核安全文化评估,有效推动西北地区核与辐射安全管理持续提升。

### 1 西北地区核安全文化评估工作开展背景

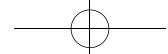
2014年3月,习近平总书记提出了“理性、协调、并进”的核安全观,同年12月,我国《核安全文化政策声明》正式发布,在该声明中明确提出了我国核安全文化的具体内涵。我国所倡导的核安全文化就是以中国核安全观为精神核心,继承和发展了国内外核安全发展的系列经验。实践表明,几乎所有的核事故都直接或间接地起源于人因错误<sup>[1]</sup>。核安全文化作为

国际核安全咨询组(International Nuclear Safety Advisory Group,INSAG)提出的解决核安全中人因问题的根本途径,是一种新的安全管理思想和原则<sup>[2]</sup>,在企业、行业、全社会都具有十分重要的作用。

近年来,我国核燃料循环设施、铀矿冶设施、核技术利用项目领域的核安全文化评估实践较少。一方面,导致营运单位未评估核安全文化现状,改进核安全文化没有具体目标;另一方面,法规规定国家核安全管理等部门要对营运单位建设核安全文化的情况进行评估,但如何对营运单位的核安全文化进行检查或评估仍是有待摸索并完善的部分<sup>[3]</sup>。

西北监督站编写了核安全文化评估体系文件,开始对西北地区部管单位开展核安全文化评估(以下简称评估)。2022年,对中核陕西铀浓缩有限公司、中核兰州铀浓缩有限公司、西安

收稿日期:2024-04-10 修回日期:2024-08-23  
作者简介:彭柏(1990—),男,工学学士,现主要从事核与辐射安全监督工作



中核蓝天铀业有限公司和中国科学院近代物理研究所4家单位进行了评估。2023年,西北监督站认真总结前期评估实践经验,突出问题导向,持续修订完善评估体系文件,推进评估全面深入开展,对中核四〇四有限公司、新疆中核天山铀业有限公司、中国科学院新疆理化技术研究所、甘肃重离子医院股份有限公司和中核清原环境技术工程有限责任公司5家单位进行了评估。评估组全面梳理了上述单位在核安全文化建设中取得的成绩,指出了存在的不足,提出了下一步工作要求。

## 2 西北监督站核安全文化评估工作的做法与经验

### 2.1 坚持政治引领

西北监督站根据辖区内各单位特点,着重突出政治引领,将“学习贯彻习近平生态文明思想、中国核安全观”纳入评估体系,并在历次核安全文化评估中首次会上坚持理论学习固定动作,共同学习习近平总书记关于生态环境保护、核与辐射安全的重要指示精神。评估中,西北监督站坚持宣贯核安全文化,解读评估文件的主要框架、核心内容等,与评估对象进行面对面的充分交流、对接,确保工作有序开展。

此外,西北监督站还利用党建联学联建作为评估与被评估双方在“同一面旗帜”引领下协同开展工作的桥梁,全力消除评估与被评估单位之间存在的隔阂,力求在核安全文化评估中进一步加强党建与业务互融共促。在被评估单位提供良好实践的过程中,西北监督站通过党建引领统一思想认识,让被评估单位落实主体责任,主动发掘、总结自身优秀做法,主动配合核安全文化评估工作,从政治站位高度重视评估工作,提升了评估的全面性、有效性。

### 2.2 坚持监督导向

西北监督站的核心工作是监督,核安全文化评估的目的也是加强监督。核安全文化要求所有人都能够认识到安全的重要性,将安全视为自己的责任和义务,不断强化安全意识。核安全文化评估侧重于决策层、中高管理层,能够

触及企业“灵魂”(思想文化)。而监督检查侧重于一线中低管理层、员工是否在具体工作中对一系列要求进行落实,更关注企业“机体”(技术和管理问题)。

西北监督站探索“灵肉”结合问题导向型监督,结合实际,不断优化方法,查“灵魂”和查“机体”相得益彰。一方面,紧抓决策层、中高管理层,从决策层、中高管理层的政治站位、履职尽责等重点入手全方位多角度有效发现问题,尤其是发现可能被汇报材料和文件资料所忽视的问题,给评估对象带来更大的“灵魂”触动;另一方面,紧盯问题,通过召开整改报告审核会、定期开展整改案例通报等手段,推动被评估单位持续深挖“机体”问题背后的技术、管理、文化根源,以便能够从根源上切实整改问题,真正治愈“机体”、提升“灵魂”。

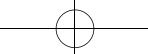
### 2.3 坚持实践至上

西北地区核能核技术产业有其独特性,辖区内很多设施为全国唯一或者“首台套”,相关管理法规标准体系不够完善,且受军工文化影响深远,这些特点决定了西北地区核安全文化建设的重点和方向。因此,西北监督站从实践需要的角度出发,及时对评估的具体内容、要求、标准进行了更新,针对不同类型的评估对象,及时制定完善三类评估体系文件。

评估中,西北监督站突出政治引领,梳理问题清单,强化开展对“近3年以来监督检查发现问题的整改落实情况”的评估,同时注重现场导向,结合实际增加现场评估项和访谈项的数量、分值,并在调查问卷项和访谈项增加了反馈题相关内容、分值。通过对评估体系的不断“本土化”改造,进一步严格和统一各评分项细节内容与标准,西北地区核安全文化评估工作有序推进,做到了分类、科学、精准评估。

## 3 西北地区各单位核安全文化状况

西北监督站自成立起便致力于加强辖区内各涉核单位的核安全文化建设,2014年后,持续以核安全文化政策声明为指引开展核安全文化宣贯与监督。经过多年来西北监督站与辖区内



各涉核单位的共同努力,西北地区核安全文化有了长足发展,总体上呈现出良好的核安全文化特征。

### 3.1 领导观念转变,安全逐步得到重视

在20世纪90年代,尤其是20世纪90年代以前,“安全第一,质量第一”的理念尚未在西北地区各涉核单位普及开来,各单位在遇到生产进度或经济效益与安全生产相冲突的情况下,决策层以及管理层往往把生产进度或经济效益放在首位考虑,安全尚未引起足够的重视。近年来,在各方的监管下,尤其是在各单位自身的改进提高下,核安全文化开始广泛传播,并得到决策层以及管理层的高度重视,核安全文化是“一把手”文化的理念被广泛认同,决策层的安全观和承诺以及管理层以身作则的守法表率和示范在各种安全活动中得到实践和体现。如各企业决策层普遍提高政治站位,能够认真学习贯彻落实习近平生态文明思想、中国核安全观,发布安全政策声明,实行安全环保“一票否决”和“两个零容忍”,决策过程体现“安全第一”“言行一致”,明确岗位职责和授权,确保安全运行;管理层也能在日常工作中以身作则,积极提升自身核安全文化素养,坚持“安全第一”的根本方针,采用审慎的态度进行决策,很多时候在涉及安全问题的决策时,都是由决策层、管理层及各方专家参与的安委会共同商定。

### 3.2 人人有责,全员参与的意识逐渐显露

西北地区各涉核单位员工能够积极主动履行核安全责任,人人尽责、全员参与的氛围正在形成。绝大多数职工能够理解遵守法律法规和规章制度的重要性,遵守工作程序和工作指令,能够主动理解和认识各自的核安全责任,并在支持核安全的行为和工作实践中体现责任意识。职工之间以及工作组之间,也能够对部门内和跨部门的活动积极沟通协调。如,中核四〇四有限公司制定了《工作票程序》《工艺技术文件管理程序》《记录控制程序》等程序,规定了相关工作的具体程序及要求,职工普遍能够严格遵守;中核兰州铀浓缩有限公司职工在工作中关注核安全情况较好,并通过班前班后会、班组安全

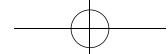
质量活动、参加安全知识竞赛等方式进行互助和讨论,强化这种关注;中核陕西铀浓缩有限公司通过制订《反“三违”管理制度》、签订安全生产责任书等方式明确职工责任,获得了全国文明单位、汉中市“七五”普法工作先进集体的荣誉;新疆中核天山铀业有限公司能够对未佩戴防护用品、施工时带电作业等违规行为进行处罚。

### 3.3 激励学习,学习型组织开始落地生根

西北地区各涉核单位积极开展培训,探索创新激励机制,提升职工的综合技能,系统发展领导力,注重核安全价值观的传播和宣贯。如,中核四〇四有限公司董事长亲自针对安全文化价值观和安全管理期望进行授课,升版了《职工培训管理办法》《安全环保培训管理程序》《防人因失误管理办法》等制度,印发了《干部队伍建设三年行动方案(2023—2025)的通知》提升干部综合能力素质,加强干部专业训练,每年制订培训计划,从培训大纲管理、计划管理、实施管理等方面,保障培训按计划开展;中核兰州铀浓缩有限公司管理层鼓励职工终身学习,对学习表现突出者给予奖励,2022年4月印发《岗位绩效工资制实施办法》,对取得民用核安全设备无损检测资格证、注册类证书的职工每月发放津贴,制定了《荣誉体系管理办法》《工会经济技术创新成果管理办法》《持续改善活动管理办法》,对合理化提案进行奖励,发放奖金;新疆中核天山铀业有限公司开展核安全文化自评估时,成立了自评估工作组,包括决策层、管理层和一线职工,并由公司领导带队与田湾核电进行了安全标准化对标交流和学习,建立了职工和各领域专家的信息反馈机制。

### 3.4 建章立制,安全风险管理得到加强

近年来,各涉核单位全面梳理安全风险,普遍能够做到建立责任清晰、分工明确的管理体系,管理人员、设备、程序和其他资源时积极支持核安全,策划、审查和实施工作时以安全至上为第一原则,能够对可能影响安全的问题进行识别、评估并及时解决和纠正,使整个安全管理工作逐步趋于程序化、规范化。如,中核四〇四有限公司升版发布《生产运行决策管理程序》,



明确各级人员处理设备缺陷或降级工况的要求,升版发布《隐患排查与治理管理程序》《生产运行风险 TOP10 管理程序》,明确安全环保隐患 TOP10 及生产运行风险 TOP10 的管理要求;中核陕西铀浓缩有限公司《经验反馈管理规定》《安全检查与隐患排查治理管理规定》中,对内部安全问题进行了分类、分级管理,对职工在工作过程中发现、记录和报告相关问题以及发现问题后采取有效措施作出了规定,并制定《根本原因分析管理规定》,对监管部门提出的整改问题和日常工作中发生的安全事件进行直接原因和根本原因分析,同时编写定期趋势分析报告,对发生的问题进行趋势分析,并从中总结经验教训,改进工作流程。

### 3.5 主动提高,持续改进渐成新常态

近年来,各涉核单位的思想意识开始从“要我安全”向“我要安全”转变,先将外在的基础设施和工作环境作为改善抓手,再以内在软性制度体现“安全第一”。加强职工之间的沟通和交流,畅通信访渠道,以客观、公正、专业的方式解决冲突矛盾。各涉核单位能够开展公众沟通工作,主动承担社会责任,及时回应公众诉求,做更多造福厂址周边居民的事。如,中核四〇四有限公司制定了《荣誉体系实施办法》《员工惩处规定》,明确安全问题影响晋升,制定《安全文化推进管理程序》《防人因失误工具管理程序》,对不确定状态时停止工作进行了规范,制定《经验反馈管理办法》《状态报告管理程序》,明确了经验反馈的渠道和开展要求,对某设施发生的 62 起事件进行统计和趋势分析,召开经验反馈整改专班会;甘肃重离子医院股份有限公司制定了《医院领导干部深入科室工作制度》,增加通勤专线车次,组织 600 余名群众参加武威重离子杯智力运动会、在武威六中开展核技术利用辐射安全文化知识科普进校园活动,参与石羊河流域沙漠治理。

## 4 西北地区各单位核安全文化存在的主要问题

2022 年至 2023 年,西北监督站共对包括核

设施、核技术利用、铀矿冶在内的 9 家单位开展了核安全文化评估。评估工作坚持政治引领、监督导向、实践至上,精准、科学、分类评估,将学习贯彻习近平生态文明思想、新时代对核与辐射安全监管的新要求、国际核安全原则在中国的具体实践要求等作为重要内容,围绕 9 大要素、36 个分项、128 项具体要求进行。总体上,各单位得分率最高为 86.93%,最低为 54.91%,平均得分为 69.37%,除 1 家核设施营运单位得分率低于 60% 外,其余单位得分率均在 60% 以上。

综合比较评估数据,各被评估单位得分率与监督员日常监督检查直观感受基本保持一致。如在被评估的 4 家核设施营运单位中,中核四〇四有限公司核与辐射安全工作落实情况总体上最好,其次为中核陕西铀浓缩有限公司,最后为中核兰州铀浓缩有限公司、中核清原环境技术工程有限责任公司,此 4 家被评估单位得分率趋势基本一致。此外,中核兰州铀浓缩有限公司对整改工作比较重视,公司党委亲自挂帅推进问题整改,故管理体系、资源保障等 10 个分项得分率高于中核陕西铀浓缩有限公司。

分类别统计,核设施营运单位得分率高于核技术利用单位及铀矿冶单位,具体分类平均得分率见图 1。

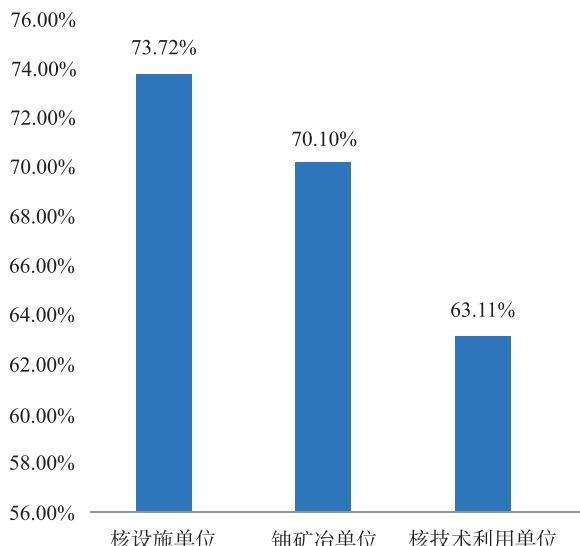
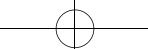


图 1 各单位分类平均得分率

Fig.1 Average score rate of each unit classification



为直观起见,按照分项统计了各单位平均得分率,得分率最高的 10 个分项见图 2,得分率最低的 10 个分项见图 3。

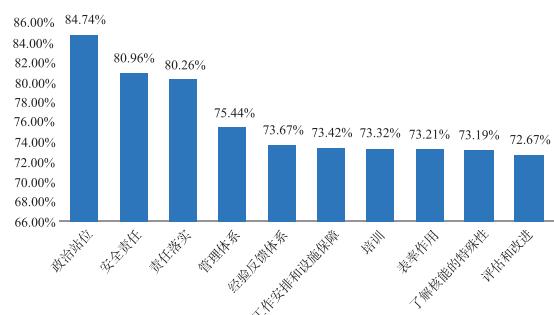


图 2 平均得分率最高的 10 个分项

Fig.2 The 10 items with the highest average score rate

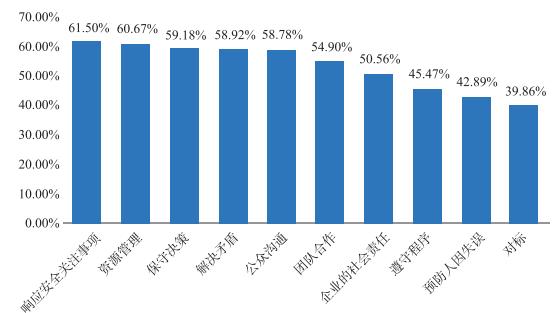


图 3 平均得分率最低的 10 个分项

Fig.3 The 10 items with the lowest average score rate

各分项中,得分率最高的分项为“政治站位”,该分项平均得分率为 84.74%;得分最低的分项为“对标”,该分项平均得分率 39.86%,36 个分项中共有 20 个分项平均得分率低于各分项平均得分率,其中 8 个分项平均得分率低于 60%。综合分析评估数据,西北地区各涉核单位核安全文化存在如下主要问题。

#### 4.1 工作长期性认识不足

部分单位对核安全文化建设的长期性认识不足,有些单位仅把核安全文化宣贯看作一项临时任务,未把核安全文化建设当作一项长期的工作来抓,开展工作往往是为了迎检“一阵风”“运动式”进行,缺乏专门文化建设的战略或计划。如在日常监督中发现,评估开始个别某单位核安全文化学习、宣贯等各项活动开展如火如荼,评估结束后便偃旗息鼓。

#### 4.2 “安全第一”的理念尚未入脑入心

部分单位有的员工对“安全第一”的理念理解不透彻,执行不到位。如还存在安全管理规章制度程序未严格执行的情况,部分企业个别人员对本岗位操作规程、安全文化政策声明释义等内容不熟悉,对现场异常现象不分析、不判断、不排除,甚至习以为常。如某单位建设项目的总承包单位、相关方单位在施工中出现严重违规事件,对某设施卫生出入口手脚沾污仪测量超标未重视,未按相关规程要求采取相应措施。

#### 4.3 预防人因失误工作开展不到位

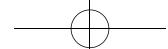
预防人因失误的重点就是及时并定期开展人因方面的教育活动,使职工在执行工作时有效预防人因失误。已评估的 9 家单位中,普遍存在防人因培训资源配置不足的问题,该分项平均得分率仅为 42.89%。如有的单位未立足企业实际,职工不能得到足够的防人因失误培训;有的单位 40% 的受访职工对防人因失误技能了解不足,实际应用较少;有的单位具体培训内容并不符合其实际工作需要,未能针对全体员工开展防人因培训;有的单位未制定防人因失误的制度或规定,未对职工定期开展人因教育活动。

#### 4.4 问题整改力度不足

已评估的 9 家单位普遍存在问题整改力度不够的现象,针对问题原因分析深刻,未能针对根本原因开展整改,整改过程就事论事,甚至有些问题敷衍了事。还存在有些问题整改不彻底,个别类型问题存在重复发生,以及未按时间节点完成整改的问题。有的单位未在整改报告中进行原因分析或者原因分析不彻底,整改工作也未能针对根本原因开展,举一反三亦无从谈起。有的单位未能认识到整改要求的严肃性,存在未按要求完成整改,整改台账管理混乱等现象。

### 5 西北地区核安全文化评估工作存在的问题

虽然西北监督站在对西北地区部管单位



进行的核安全文化评估顺利开展,取得不错成绩,但工作中仍然发现了很多问题。一是人力资源明显不足。评估内容点多面广、专业性强,每个项目分项一般对应10~20条良好和不良实践,其中还包括现场观察、核查、访谈等,工作量大、工作强度高,特别是对于全面深入开展核燃料循环设施单位评估(使用评估体系一般不少于100个项目分项),人力资源明显不足。二是缺乏系统培训和交流。目前,评估主要依据国家核安全局公开发布的文件,结合有限的工作经验探索前行,评估人员大多没有接受过系统的核安全文化培训。此外,没有参与过核电站的核安全文化评估,与文促会、核安全中心、各地区监督站的交流也较少。三是核安全文化氛围较为薄弱。西北地区的核燃料循环、铀矿冶、核技术利用单位与核电站相比,整体上核安全文化意识不足,核安全文化氛围较为薄弱。部分评估对象对评估工作重视程度不够,存在“应付差事”心态,对评估要求理解不到位、准备不充分、动员范围不够、配合程度不高,存在“要我评估”的现象,距离“我要评估”还比较远。

## 6 关于进一步做好核安全文化评估工作的一些建议

**6.1 努力建设中国特色的核安全文化评估体系**

目前核安全文化评估参考的《核安全文化特征》等文件,是从IAEA、WANO等国际组织的文件翻译而来,造成评估体系、评估话语在一定程度上存在不好理解、不接地气现象。要根据持续推进评估工作的需要,结合中国的国情和实际情况,推动评估体系、评估话语本土化、“入乡随俗”,制定适用于中国特色的核安全文化评估指标体系,包括基本核安全意识、组织文化、管理制度、技术能力等方面指标;同时,针对不同类型的核设施和不同地区特点,建立分级分类的核安全文化评估标准和方法,并组织制定核安全文化监督大纲和程序文件体系,以适应不同需求的评估工作。鼓励相关高校、科研机构和企业开展核安全文化评估领域的学术

交流与合作,推动中国特色的核安全文化评估理论和方法的不断创新和完善。

### 6.2 新时代核安全文化评估能力

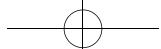
各级核与辐射安全监管部门要以专业化人才培养为核心建立与新时代核安全监管要求相适应的核安全文化评估能力。统一组织针对核安全文化评估的本土化培训课程,培养专业化的评估人才,培训应包括评估指标体系、评估方法和工具,并提供实地实践机会。同时,可设立核安全文化评估专业资格认证考试,鼓励从事核安全文化评估工作的人员参加考核,提升其专业素养和水平。多措并举确保专业化评估人才能够准确把握核安全文化内涵,正确领会新时代核安全监管要求,全面理解核安全文化建设要求,熟练掌握评估项目、评估内容与评分标准,以高质量推进评估工作。

### 6.3 做好成果运用,督促整改提升

梳理已有核安全文化评估成果,积极转换监督检查成果应用,坚持问题导向,抓住风险重点,提炼实践经验,推动评估继续全面深入。探索建立全过程评估结果应用机制,成果运用贯穿自评估、评估、再评估环节,以评估结果分析通报强化企业主体责任,多样化运用公开通报这一有力手段,主动接受行业监督,倒逼工作进步。在成果运用中,既要通过不断严格监督执法,遏制人因事件发生,形成“不敢”的行业环境;也要依靠内生动力不断培育核安全文化,从组织环境和思想意识层面杜绝管理风险源头,逐步形成“不能”的管理体系、“不想”的价值观念,形成全员自觉的氛围。

## 参考文献

- [1] 唐丽.环保新常态下西北地区核安全文化建设研究[D].兰州:兰州大学, 2016.
- [2] 郭承站.以核安全文化引领核能与核技术利用事业安全、健康、可持续发展——《核安全文化政策声明》解读[J].环境保护, 2015(6): 12-15.
- [3] 国家核安全局, 国家能源局, 国防科工局.核安全文化政策声明[EB/OL].(2014-12-19).<https://www.mee.gov.cn/gkml/sthjbgw/haq/201501/W020150113590182574816.pdf>.



# Analysis of Nuclear Safety Culture Assessment and Improvement Measures for Nuclear Enterprises in Northwest China

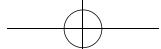
Peng Bai, Chen Dongliang, Yu Jianxing, Zhao Kun, Zhang Zijie, Jin Xianxi

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

**Abstract:** This paper briefly expounds the current situation of nuclear safety culture assessment of the direct management units of the Ministry of Ecology and Environment in northwest China. The North-Western China Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection (hereinafter referred to as the North-Western China Regional Office) takes the nuclear safety culture assessment as the starting point, actively explores the new supervision mode for the direct management units of the Ministry of Ecology and Environment in northwest China, and from the “soul” to promote the level of nuclear and radiation safety promotion experience. This paper systematically summarizes all above and the direct management units of the Ministry of Ecology and Environment in northwest China in the advantages and disadvantages of nuclear safety culture construction, and makes a preliminary summary for the problems existing in the northwest nuclear safety culture assessment. In the face of higher requirements for nuclear safety supervision in the new era, efforts should be made to build a nuclear safety culture assessment system with Chinese characteristics, vigorously carry out capacity building for nuclear safety culture assessment in the new era, do a good job in the application of nuclear safety culture assessment results, and make every effort to urge nuclear-related units to rectify and improve.

**Key words:** northwest region; nuclear safety culture; practices and experience; problems and suggestions

(责任编辑: 许龙飞)



王占永,王月立,张泽宇,等.基于脆性理论的无损检验核安全监管反馈机制探讨[J].核安全,2024,23(5):19-23.

Wang Zhanyong, Wang YueLi, Zhang Zeyu, et al. Preliminary Exploration on the Construction of Feedback Mechanism for Non-destructive Testing Nuclear Safety Supervision based on System Dynamics Model [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5):19-23.

## 基于脆性理论的无损检验核安全监管反馈机制探讨

王占永<sup>1</sup>, 王月立<sup>2,\*</sup>, 张泽宇<sup>2</sup>, 蒋颜蔓<sup>2</sup>

(1. 生态环境部核电安全监管司, 北京 100006; 2. 生态环境部核与辐射安全中心,  
北京 100082)

**摘要:** 核安全监管是核电产业可持续发展的重要保障。民用核安全设备占核电建设成本超过 50%, 其质量可靠性对工期进度和公众舆情有重要影响。本文结合监管及质量保证体系运转过程重复发生建造事件和相关核安全设备无损检验问题, 筛选设备供应商、设备制造商、核安全监督员、无损检验人员、设备产品、工艺标准、质保体系、绩效管理、举报、行政处罚十项一级元素, 采用实际案例探究核安全设备无损检验复杂系统关键脆性元素及其输入、传导、纠正、改进四个环节运转机制, 构建无损检验核安全监管系统动力学因果关系模型, 发现行政处罚影响范围和时效呈现有限性, 亟须完善经验反馈机制, 强化法规落地执行闭环管理, 提升核安全监管有效性。

**关键词:** 脆性理论; 系统动力学; 无损检验; 经验反馈; 核安全

**中图分类号:** (C94) **文章标志码:** (B) **文章编号:** 1672-5360 (2024) 05-0019-05

核电产业是中国战略新兴产业。核电站是一个技术高度密集的大型复杂的工程装备大系统。核电站的设计、制造、运营、延寿、退役等反映出一个国家的综合技术集成能力, 也从侧面反映了一个国家的综合国力。核电产业链的核电运营企业、核电设备制造企业, 与核燃料供应、反应堆设计、核电站设计、核电站工程建设等各环节之间的组织形式和相互关系等具有多产业协同性, 反映了政府、企业和市场之间的关系, 如图 1 所示。

核电产业运行主要体现为核电产业链各环节载体及影响因素动态因果传导。从成本角度分析, 核安全设备成本投入占核电项目总投资

的 50% 左右。工程总承包(EPC)模式下, 总承包企业在标准、质保、成本等方面对设备供应商产品质量进行要求, 焊接和无损检验活动占比量大的核安全监管方面, 配套《中华人民共和国核安全法》《民用核安全设备无损检验人员资格管理规定 HAF602》(部令第 6 号)。

### 1 无损检验监管复杂系统界定

无损检验是焊缝组织结构及水压试验在役检查的检验手段, 确保设备制造、安装、调试、运行阶段设备质量可靠性。核安全监管部门依据 HAF602 及相应法规标准(见表 1)进行严格监管。设备供应商、设备制造商及安装持证单位在核

收稿日期: 2024-07-10 修回日期: 2024-08-29

作者简介: 王占永(1982—), 男, 高级工程师, 注册核安全工程师, 博士, 现主要从事核安全审评和监管工作

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

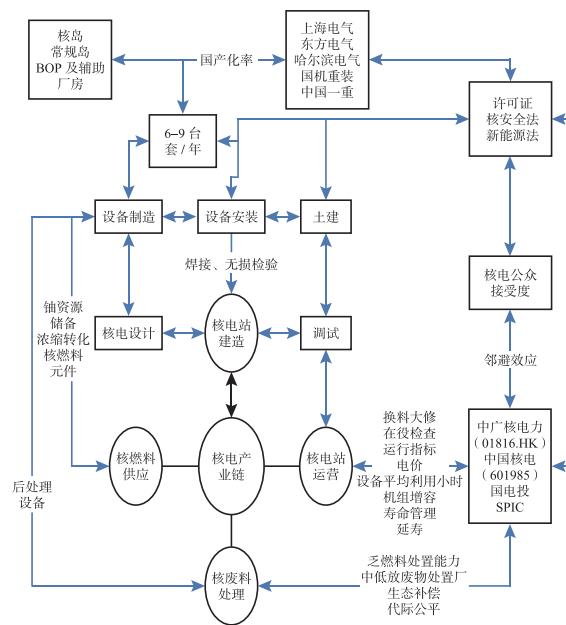
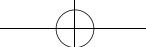


图1 中国核电产业链主要构成元素及相互关系  
Fig.1 The main components and interrelationships of China's nuclear power industry chain

电产业链的设计、制造、安装、大修、役前检查、在役检查等环节<sup>[1]</sup>均涉及大量无损检验工序与工作量,是影响工期进度和企业员工绩效考核的重要评价内容。收集数据和文献从之前核安全设备制造厂内,扩充到核电厂建造、运行无损检验活动。

针对无损检验活动管理的研究方法有风险指引<sup>[2,3]</sup>、层次分析、FMEA<sup>[4]</sup>、PSA方法,结合监管框架及质量保证体系运转过程重复发生的建造事件和制造安装相关的核安全设备无损检验问题,筛选设备供应商、设备制造商、核安全监督员、无损检验人员、设备产品、工艺标准、质保体系、绩效管理、举报、行政处罚合计十项一级元素作为复杂系统边界,探究核安全设备无损检验复杂系统关键脆弱性元素及规制问题。利用Vensim软件仿真关键元素及其相互关联的反馈过程,探寻新的分析视角。

## 2 无损检验监管复杂系统研究方法及数据

根据国家核安全局的经验反馈平台及监督站(2012-2021年)监督实践统计重要问题(见表

1),采用复杂系统脆弱性理论及系统动力学<sup>[5]</sup>理论,界定边界,挖掘问题本质原因及传导机制、系统结构。

分析表1,自2008年以来,核安全设备无损检验问题涵盖技术管理、技术水平、质保体系、行政处罚力度、举报受理,具有复杂系统的突现性、不确定性,存在重复发生的现象。根据复杂系统理论,设备供应商、设备制造商190多家,总承包商、技术人员、违法成本、监督效率构成本文无损检验复杂系统要素,呈现多层次、链网式复杂结构。复杂系统蕴含内在问题激发动机属性,需要探究复杂系统结构及运转机制,采取有效质保体系、技术力量和法规规制建立防御措施。

表1 无损检验监督问题分类

Table 1 Classification of non-destructive testing supervision issues

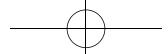
分类	无损检验问题涉及的具体物项
质量	违规造假、违规分包、无损检验人员资质
保证	漏检、复验
设备	运输容器、换热器、法兰、蒸汽发生器堆焊层、
种类	反应堆压力容器焊缝、蒸汽发生器下筒体锻件、稳压器、主泵泵壳、主法兰和支承件
技术	探头覆盖率、扫查速度、检测灵敏度、验收标准
标准	底片灵敏度、技术条件合理性

## 3 无损检验监管系统动力学模型

系统动力学(System Dynamics)(Forrester, 1961)是一种观察复杂情况下的结构,从而确定导致行为模式的方法<sup>[6,7]</sup>,已有核电产业研究领域多次应用的先例<sup>[8]</sup>。在一个组织设置中,假设有四个级别的系统视图同时操作,即事件、行为模式、底层结构和心智模型,事件是只触及所发生事情的表面,只提供情况的报告;行为模式着眼于行为如何随着时间的推移而改变;底层结构描述了导致我们观察到结果的不同因素之间的相互作用;心智模型代表了个人和组织持有的信念、价值观和假设,这些信念、价值观和假设构成了我们做事方式的基础。

### 3.1 系统边界及元素

一是绩效考核方面工作场所压力管理的因



果循环图和库存流程图<sup>[9]</sup>。压力被定义为需求和响应之间的不平衡。压力是对压力源内在需求的一种心理反映,它具有使人感到不安或痛苦的能力,因为人觉得自己无力应对这些需求。二是工作压力覆盖人群包括“企业决策者,质保和无损检验负责人,无损检验人员,监督员、监造人员”。三是根据中国核电产业特点,涉及无损检验活动的利益相关者包括设备供应商、设备制造商、核电工程公司、核电业主(中核、华能、国电投、中广核)。四是《中华人民共和国核安全法》《中国的核安全》白皮书、无损检验法规、技术标准、国家战略规划(核安全、核电产业);核安全监管相关部门(国家核安全局、监督站,核安全中心、技术支持单位)三级管理程序;核安全文化、业务培训体系,构成四梁八柱的行政规制与行政处罚体系。五是进度、成本、生产再投入、订单数量,企业生产力水平、市场竞争力属于经济成本要素和绩效管理。六是举报受理,充分发挥无损检验活动过程参与者对质量可靠性的关注反馈。七是质保体系运转有效性及行政处罚的及时落地。这七个方面构成复杂系统的脆性元<sup>[10]</sup>,一旦被激发且质保体系失控就会出现无损检验质量相关问题,违反核安全法规要求,构成违法事实。

### 3.2 构建无损检验监管系统动力学模型

根据无损检验核安全监督活动的复杂系统筛选七个方面的脆性元属性及其监督运行实践,依据本研究无损检验监督系统边界,初步构建无损检验监督系统动力学模型(图2),为构建无损检验监管责任体系提供系统思维结构,帮助核安全监管人员理解其中的系统结构,为提升无损检验监管水平提供参考。

## 4 无损检验核安全监管问题讨论

依据国家核安全局经验反馈平台及华北监督站年报(2012—2018年)以及站内经验反馈单收集整理一份无损检验核安全监督发现重要问题及经验反馈清单,分析数据表明在每年监督见证点总数波动不大的背景下,执行核安全见证发现重要问题总数从2012年的8个逐年上升至2017年的18个,其中无损检验监督发现

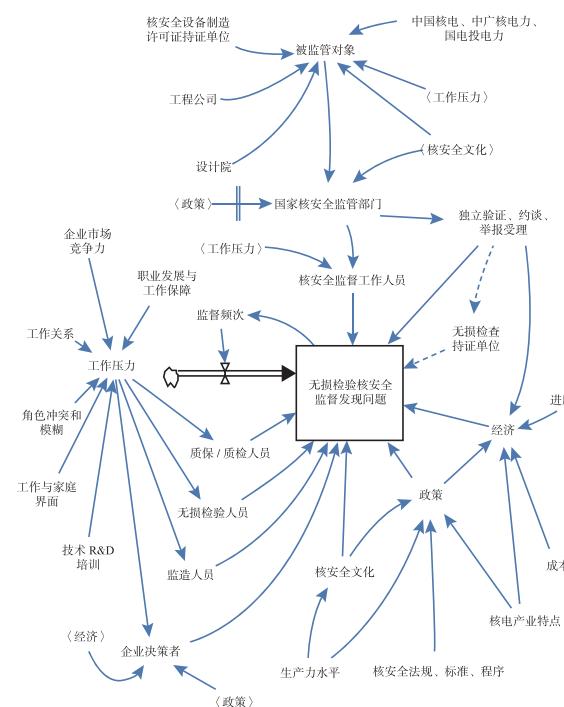


图2 无损检验监督系统动力学模型

Fig.2 System dynamic model of non-destructive testing supervision

重要问题合计11个,两者发展趋势相似;但是,2019年针对核安全二、三级设备持证单位监督发现两类违反法规标准的事件,主泵泵壳无损检验、铸锻件无损检验问题,造成设备质量不确定。2020年初至今新冠肺炎疫情导致监督选点执行方式变化及在线视频检查的适应过程。无损检验活动有效性持续提升,但是仍有相似性质的问题重复发生,表明了核安全设备无损检验复杂系统惯性特征,要求持续提升监管培训和业务水平。由于核电产业链的经济体量约束,设备制造环节利润生产及分配的协调特点,技术研发投入所限、诚信体系有待加强、依法行政闭环管理,加强法规规制执行力,坚持系统思维,完善设备无损检验经验反馈体系建设,聚焦核安全保障设备质量。通过无损检验核安全监管系统动力学模型,有助于理解其脆性元激发传导系统结构。此外,聚焦探讨无损检验活动实施主体的工作压力有助于深入理解监管工作的难点和痛点。结合监管工作调研实践,梳理无损检验工作压力见表2。

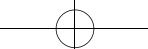


表 2 无损检验工作压力

Table 2 Non destructive testing work pressure

压力源	内容	备注:访谈调研
工作特点	与工作本身的重要性质有关,如工作条件和任务类型	无损检验资质许可管理
角色冲突	当一个人被期望扮演两个相互矛盾角色,就会发生角色冲突 如果角色定义不明确,涉及工作期望和工作描述就会不确定	非 HAF602 人员评片出报告
工作关系	员工在组织中工作,发展个人关系	决策、管理、执行环节沟通不畅通
组织文化(核安全)	充满恐惧、猜疑、不信任和冲突的环境成为员工压力的主要来源。缺乏有效沟通、控制和任务导向的环境可能造成不利的文化	普遍需要持续提升
职业发展和工作保障	组织中缺乏职业机会和工作保障。工作变动是压力的来源,例如工作不安全、缺乏工作稳定性、临时或定期合同、未来工作变动和对技能冗余的恐惧	岗位升迁无望,央企、国企、民企的差异
工作家庭界面	工作的需求已经影响到个人和家庭生活,给人际关系带来压力。个人和职业生涯之间保持适当的平衡	薪酬无法支撑日常生活消费支出。HAF602 持证人员主动/被动离职
压力与工作绩效	压力对员工绩效有直接影响。这是因为在高压环境下工作的员工可能会感到疲倦和沮丧。会造成身体和精神问题,如高血压,听力问题和精神障碍。这些身心障碍不仅影响员工的工作表现,而且影响组织的生产力	普遍
企业竞争力	中小企业 R&D 占比很小或者无;合同订单不连续,产业链点、线、面的协调性需要提升,低价竞标干扰,产品单一,中国核电产业发展的客观现实情况	现场调研,结合一线工作人员访谈

## 5 无损检验监管建议

### 5.1 完善系统动力学模型

本文针对民用核安全设备无损检验监督复杂系统研究,挖掘系统因果定量关系,拓展无损检验监督系统动力学模型,厘清其运转机制和反馈建议。十个一级元素互动耦合,具有博弈特征、突现性、不确定性、脆弱性。一旦构建常态化系统动力学模型,就可以考虑添加波动因素,情景分析,制(修)订监管程序,严格依法规制,将行政处罚与监管帮扶有机结合,推动无损检验监管复杂系统稳定可持续。

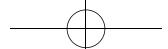
### 5.2 构建无损检验监管系统的经验反馈机制

利用典型无损检验监督案例的经验反馈,持续增强各利益相关者的核安全文化培育和评估,有效发挥监督职能与企业举报受理,重大不符合项的审查控制。联合 HAZOP(风险分析及可操作性研究)加强核安全法的宣贯,促进工程公司监理及制造企业自身主体责任落实,提高决策层、管理层遵守核安全法规的意识。加大执法力度,对弄虚作假和违规操作行为“零容忍”,发现一起、查处一起、通报一起,强化警示震慑,维护法律权威。

积极开展独立验证复核,加强监督员无损检验技术业务培训,提升依法监督水平、依法行政处罚、闭环管理、确保核安全法规政策在核安全设备制造无损检验活动中落地,提升监管效率和精准性。充分发挥研究院所和企业的技术储备,开展工程技术研讨与独立验证。结合质保体系与经验反馈体系构建双重保障机制,与现有国家核安全局经验反馈平台形成有效对接,贯通设备制造、建造、运行等全产业链条的经验反馈体系,为持续提升核安全设备质量可靠性和监管有效性提供制度保障。

## 参考文献

- [1] 吴伟帮, 张进, 刘飞华. RCC-M 及 RSE-M 规范核岛机械设备无损检验要求的比较 [J]. 压力容器, 2017, 34 (2): 51-56+73.



- [2] TOFT A, LIDBURY D, MITEVA R, et al. Regulatory guidance for risk-informed in-service inspection of nuclear power plants in Bulgaria [J]. Proceedings of the Asme Pressure Vessels and Piping Conference 2007, Vol 6, 2007: 209–215.
- [3] DWIVEDI S K, VISHWAKARMA M, SONI A. Advances Researches on Non Destructive Testing: A Review [J]. Materials Today—Proceedings, 2018, 5 (2): 3690–3698.
- [4] LIU H C. FMEA using uncertainty theories and MCDM methods [M]. Shanghai: Springer, 2016.
- [5] SUN X, CHONG H Y, LIAO P C, et al. A system dynamics model of prevention through design towards eliminating human error [J]. KSCE Journal of Civil Engineering, 2019, 23 (5): 1923–1938.
- [6] MORGAN J S, HOWICK S, BELTON V. A toolkit of designs for mixing discrete event simulation and system dynamics [J]. Eur J Oper Res, 2017, 257 (3): 907–918.
- [7] 王其藩.系统动力学[M].上海:上海财经大学, 2009.
- [8] EUBANKS C K. Public and regulatory dynamics within the nuclear power industry [D]. 1994.
- [9] AGARWAL M. System dynamics modelling of the influence of stress on job performance at workplace [J]. Asian Journal of Management, 2017, 8 (3): 827–833.
- [10] 金鸿章, 李琦, 吴红梅.基于脆性因子的复杂系统脆性分析 [J].哈尔滨工程大学学报, 2005 (6): 739–743.

## Preliminary Exploration on the Construction of Feedback Mechanism for Non-destructive Testing Nuclear Safety Supervision based on System Dynamics Model

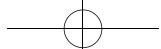
Wang Zhanyong<sup>1</sup>, Wang Yueli<sup>2,\*</sup>, Zhang Zeyu<sup>2</sup>, Jiang Yanman<sup>2</sup>

(1. Department of Nuclear Power Safety Regulation, MEE, Beijing 100006, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

**Abstract:** Nuclear safety regulation is an important guarantee for the sustainable development of the nuclear power industry. Civil nuclear safety equipment accounts for over 50% of the construction cost of nuclear power, and its quality and reliability have a significant impact on the schedule and public opinion. Based on the repeated construction incidents and related nuclear safety equipment non-destructive testing issues in the operation process of the regulatory and quality assurance system, ten first level elements including equipment suppliers, equipment manufacturers, nuclear safety supervisors, non-destructive testing personnel, equipment products, process standards, quality assurance system, performance management, reporting, and administrative penalties were selected. This article uses actual cases to explore the key brittle elements of the complex system of nuclear safety equipment non-destructive testing and their four link operation mechanisms of input, transmission, correction, and improvement. A dynamic causal relationship model of the non-destructive testing nuclear safety supervision system was constructed, and it was found that the scope and timeliness of administrative penalties are limited. It is urgent to improve the experience feedback mechanism, strengthen the closed-loop management of regulatory implementation, and enhance the effectiveness of nuclear safety regulation.

**Key words:** brittleness theory; system dynamics; non-destructive testing; experience feedback; nuclear safety regulation.

(责任编辑:许龙飞)



严意仕,李丽红,于嵘,等.广西辐射安全许可管理体系现状分析与对策[J].核安全,2024,23(5):24-29.

Yan Yishi,Li Lihong,Yu Rong,et al. Current Situation Analysis and Countermeasure of Radiation Safety Permit Management System in Guangxi [J]. Nuclear Safety,2024,23(5):24-29.

## 广西辐射安全许可管理体系现状分析与对策

严意仕,李丽红\*,于 嶸,黄琪琪

(广西壮族自治区辐射环境监督管理站,南宁 530222)

**摘要:**根据广西辐射环境监管部门2018—2021年辐射安全许可审批和辐射安全监督检查数据,结合国务院“简政放权、放管结合、优化服务”的改革要求,对广西辐射安全许可管理体系现状进行分析,研究主要存在的监管环节联动性弱、审查事项交叉重复、工作流程系统性不强等问题,并提出改进建议,为提升广西辐射安全监管成效提供借鉴。

**关键词:**核技术利用;辐射安全许可;管理体系

**中图分类号:**X3 **文章标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2024)05-0024-06

核技术利用是对利用放射性同位素发出的 $\gamma$ 射线、加速器产生的电子束或X射线等电离辐射与物质相互作用所产生的物理效应、化学效应或生物效应,进行材料改性、消毒灭菌、无损检测、医学诊断治疗、诱变育种、环境保护、公共安全防护等活动的总称。我国对于核技术的利用起步于20世纪50年代。核技术利用的发展极大地推动了社会的进步<sup>[1]</sup>,但与此同时也带来了一定的辐射安全隐患。为规范和监督核技术利用活动,我国出台了一系列相关的管理制度,并在长期的实践当中不断对其进行完善,这在促进核技术利用行业健康发展,保障辐射环境安全方面发挥了重要作用。近年来,为优化营商环境,激发市场活力,国务院持续推进“简政放权、放管结合、优化服务”改革(简称“放管服”改革),将“重审批、轻监管”的传统监管模式逐渐向“降低准入门槛,强化事中事后监管”转变<sup>[2]</sup>。在许可审批时限大幅压缩,申请材料不

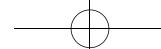
断简化的情况下,如何避免监管漏洞、提升监管效率、继续保障核技术的安全利用,成为当前广西辐射安全监管工作面临的严峻考验。

杨名生等<sup>[3]</sup>在研究中对广西较早期的核技术利用及辐射安全状况进行了介绍,指出辐射安全许可制度落实不严是导致放射源丢失被盗事故频发的主要原因;宋海青等<sup>[4]</sup>从广东省级监管部门的角度,结合辐射事故案例,论述了许可管理制度在核技术工业应用安全防护中的重要性;邓晓钦等<sup>[5]</sup>在对四川省核技术利用现状和存在问题进行调查的基础上,提出了应完善辐射安全监管体系、加强核安全文化建设、辐射安全监管信息化建设、提升精细化管理水平的建议;王晓涛等<sup>[6]</sup>在研究中对我国核技术利用的辐射安全监管制度和监管机构进行了介绍,指出核技术利用辐射安全标准体系需进一步完善、监管人员综合素质需进一步提高、监管工作力度需进一步加强。上述相关研究成果主要侧重于从宏观层面

收稿日期:2024-04-24 修回日期:2024-05-10

作者简介:严意仕(1990—),男,工程师,学士,现主要从事核与辐射安全监管、监测工作

\*通讯作者:李丽红,E-mail:406975406@qq.com



对核技术利用辐射安全监管进行研究或者着重对于地方某种重点核技术行业监管情况进行研究,但对于各监管环节的内在逻辑关系和作用定位的分析较少。因此,以辐射安全许可审批以及辐射安全监督检查情况调查为切入点,结合改革时势要求,对广西辐射安全许可管理体系现状和对策进行研究是很有必要的。

## 1 广西辐射安全许可管理体系现状

### 1.1 广西核技术利用概况

根据国家核技术利用辐射安全管理系统相关数据统计,广西核技术利用单位数量呈逐年增长态势。截至 2022 年末,全自治区核技术利用单位达到 2401 家,涉及医疗、造纸、制糖、水泥制造、工业探伤等多个领域(如图 1 所示),其中,密封放射源使用单位 284 家,在用密封放射源 2081 枚(包含 I 类放射源 133 枚、II 类放射源 65 枚、III 类放射源 36 枚、IV 类放射源 863 枚、V 类放射源 984 枚);非密封放射性物质使用单位 76 家(包含乙级非密封放射性物质工作场所 68 个、丙级非密封放射性物质工作场所 27 个),绝大部分为综合性医院的核医学科;射线装置使用单位 2193 家,在用射线装置 5389 台(包含 II 类射线装置 470 台,III 类射线装置 4919 台),主要为医用诊断 X 射线装置、医用 CT、口腔 X 射线装置、血管造影用射线装置和工业用射线探伤装置。

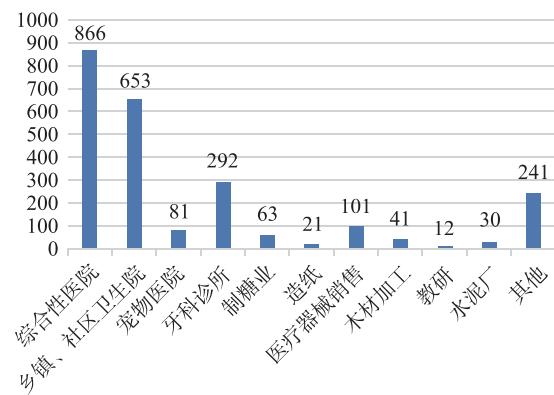


图 1 广西核技术利用行业分布情况一览

Fig.1 The industrial distribution of nuclear technology utilization in Guangxi

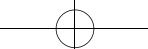
### 1.2 辐射安全许可管理制度实施情况

辐射安全许可管理制度主要包含辐射安全许可审批、监督检查以及放射性同位素和射线装置安全和防护年度评估(以下简称年度评估)三个环节。当前,广西壮族自治区内对于核技术利用单位的辐射安全许可管理层级主要分为省、市两级,其中涉及使用和销售Ⅳ、Ⅴ类放射源的单位;生产、销售和使用Ⅲ类射线装置的核技术利用单位由所在设区的市级管理部门监管,其余除生态环境部监管以外的核技术利用单位则由省级管理部门负责监管,由于省级管理部门所监管的核技术利用单位涉及的核技术利用项目往往更复杂且潜在的辐射环境风险相对更高,因此本文主要对省级管理部门的监管现状进行分析。

#### 1.2.1 辐射安全许可审批实施情况

辐射安全许可审批属于辐射安全许可管理体系中的前置管理环节,主要是对核技术利用申请单位的条件进行审查并作出是否批准的决定。根据申请单位的情形不同,辐射安全许可事项分为辐射安全许可证首次申领、重新申领、变更、延续以及注销 5 个类别。目前,广西壮族自治区内的辐射安全许可申请及审批均需通过国家核技术利用辐射安全管理系统(以下简称国家系统)进行,该系统是生态环境部为促进核技术利用辐射安全监管工作的信息化、规范化和系统化,按照《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》等规定建立,全国联网使用的一套管理系统,系统内登记了核技术利用单位、辐射安全许可、核技术利用项目台账、辐射工作人员等信息。

根据《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》,辐射安全许可审批环节应主要审查核技术利用申请单位辐射工作人员、场所和防护设施、管理机构和人员、防护用品和监测仪器、安全和防护管理规章制度、辐射事故应急措施、放射性废物处理能力和方案等条件是否满足要求。2018 年至 2021 年间,广西壮族自治区省级管理部门每年审批的辐射安全许可事项数量分别为 62、67、97、108 项,呈逐年上升趋势,在审



查申请单位提交的申请材料过程中发现的主要问题如表 1 所示。

表 1 2018—2021 年广西壮族自治区核技术利用单位(省级发证)辐射安全许可申请存在问题统计

Table 1 2018—2021 statistics on problems in applications for radiation safety permits at Guangxi nuclear technology utilization units

主要问题类型	问题出现数量			
	2018年	2019年	2020年	2021年
未在国家系统申报	5	3	3	7
辐射工作人员未按要求进行培训考核	9	31	29	26
场所监测报告缺失	1	8	3	5
个人计量监测报告缺失	10	29	9	20
申请事项内容与环评不符	1	0	0	1
监测仪器和防护用品缺失	1	3	3	0
管理制度不规范或不完善	1	5	14	9
申请表/申请报告填写不规范	5	15	12	15
未设立辐射安全与环境保护管理机构或管理人员	5	22	17	53
未提交辐射安全防护工作总结	0	1	0	1
环境影响登记表缺失或填写不规范、内容有误等	1	7	0	5

在常见的问题中,申请表/申请报告填写不规范或不完整的原因主要是申请表/申请报告需填报的信息内容较多,且缺乏相关的指导性文件,尤其在重新申领时,申请单位容易对新旧项目台账产生混淆;管理制度不规范或不完善类问题主要集中体现在辐射事故应急措施制定不合理上,出现原因主要是缺少相关的技术指南,申请单位对辐射事故应急措施的制定缺乏科学指导;涉及监测仪器和防护用品方面的

问题主要体现在申请单位未配备必要的监测仪器,主要原因是申请单位对所须配备的监测仪器类型、参数等要求不明;环境影响登记表缺失或填写不规范、内容有误等问题出现的原因主要是管理部门未对核技术利用建设项目环境影响登记表中建设内容及规模的具体格式要求进行明确。

### 1.2.2 辐射安全监督检查实施情况

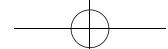
辐射安全监督检查,是辐射安全许可管理体系中管理部门对已获辐射安全许可的核技术利用单位进行事中事后监管的环节。监督检查涵盖内容主要包括放射性同位素与射线装置台账管理情况、辐射安全和防护设施运行与维护情况、环保手续履行情况、辐射安全防护管理制度落实情况等,抓好辐射安全监督检查工作,是落实“宽进严管”的重要举措。

早期,广西壮族自治区内的辐射安全监督检查主要采用“计划检查”模式,即根据年初制订的监督检查计划,开展当年年度的监督检查工作,该时期的辐射安全监督检查针对性不强,也不具备差异化监管的属性,2018 年至 2021 年,广西壮族自治区省级管理部门每年监督检查的核技术利用单位数分别为 93 家、82 家、85 家和 41 家,监督检查过程发现的问题情况如表 2 所示。

表 2 2018—2021 年广西壮族自治区省级管理部门辐射安全监督检查发现问题统计

Table 2 2018—2021 statistics on radiation safety inspection findings by Guangxi provincial-level administrative departments

主要问题类型	问题出现数量			
	2018年	2019年	2020年	2021年
未按要求办理辐射安全许可相关手续	6	4	8	1
超许可开展核技术利用项目	7	15	10	9
核技术利用项目未进行环评	5	7	0	0
核技术利用项目未验收	2	4	10	9



续表

主要问题类型	问题出现数量			
	2018年	2019年	2020年	2021年
放射源闲置未及时送贮或存放管理不规范	2	5	3	2
未办理放射源回收或转让备案手续	1	1	0	0
管理制度不规范或不完善	8	0	8	5
未配备必要的监测仪器	1	7	10	0
辐射防护措施不符合要求	5	12	12	4
工作人员未佩戴个人剂量计	0	4	4	2
未开展个人剂量监测工作	2	3	6	0
个人剂量监测结果异常未进行核实与调查	0	0	1	1
未对辐射工作场所开展监测	8	6	3	0
未编写和上报年度评估报告	10	12	19	2
辐射工作人员未按要求进行培训考核	17	23	23	20
国家系统信息不完善	/	1	26	6

统计结果显示,频率最高的问题是辐射工作人员未按要求进行培训考核,其次是未编写和上报年度评估报告,此外,未按要求办理相关环保手续问题以及未配备必要的监测仪器、辐射防护措施不符合要求、辐射工作人员未佩戴个人剂量计等问题也比较突出。

随着生态环境保护综合行政执法改革的不断推进,自2021年起,在广西壮族自治区全区范围内逐步推行生态环境监管“双随机、一公开”改革,根据权责清单制定了随机抽查事项清单,建立了检查对象名录库和执法检查人员名录库,辐射安全监督检查也被纳入抽查事项清单中。“双随机、一公开”,是指在监管过程中

随机抽取检查对象,随机选派执法人员,抽查情况及查处结果及时向社会公开。该机制的核心在于随机抽查的比例频次与被抽查对象的信用等级、风险程度挂钩,从而加大正向激励力度,促进公平、健康的市场竞争环境形成。由于起步较晚,目前广西壮族自治区内辐射安全监督检查“双随机、一公开”制度实施情况相对滞后,检查对象等级分类以及随机抽查频次和比例的设定机制尚处于摸索和完善阶段。

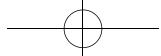
### 1.2.3 年度评估实施情况

年度评估是辐射安全许可管理体系中核技术利用单位开展自行检查评估的环节,评估内容主要包括辐射安全和防护设施的运行与维护情况、制度及措施的制定与落实情况、辐射事故及应急响应情况、场所辐射环境监测和个人剂量监测情况、环保手续履行情况等,核技术利用单位须根据自评估结果以及整改情况编写年度评估报告,并于次年1月31日前上报管理部门。据统计,在2019年之前,广西壮族自治区全区核技术利用单位年度评估报告报送率不足30%。为加强年度评估报告管理工作,广西生态环境厅于2019印发了相关工作通知,明确了年度评估报告管理要求,并制定了年度评估报告的参考格式,2019年至2021年,广西壮族自治区全区核技术利用单位年度评估报告上传率显著提高,分别为46.55%、85.41%、92.80%。

## 2 存在问题及原因分析

### 2.1 监管环节联动性不强

长期以来,广西壮族自治区内辐射安全许可审批、辐射安全监督检查以及年度评估报告审核环节相互关联性不足,各监管环节的监管作用和监管目标定位不够清晰,针对性不强,相互之间缺乏信息共享,未能形成有效互补和促进。例如,未能将许可审批环节发现存在问题较多的申请单位通报监督检查部门将其作为重点检查对象,而监督检查和年度评估报告审核的结果也未能反馈给审批部门作为许可审批的参考和依据,同时各环节部分审查事项存在交叉重复,广西数字政务一体化平台上辐射安全



许可、年度评估报告办理事项的申请材料要求以及广西放射性同位素与射线装置辐射安全和防护监督检查技术程序均涉及辐射工作场所的辐射环境监测情况、辐射工作人员个人剂量监测情况以及辐射安全防护工作总结情况的审查，重复性审查占用了行政资源，不利于监管效率和质量的提高。

## 2.2 年度评估报告审查机制亟待完善

年度评估报告制度是强化核技术利用单位主体责任意识，促使核技术利用单位开展辐射安全隐患自查、账物梳理、及时进行问题整改的重要方式，然而一直以来年度评估报告审查工作却未引起足够重视。近年来，省级层面通过印发《关于做好核技术利用单位辐射安全和防护年度评估工作的通知》等相关管理要求文件以及年度评估报告编制指南，显著提高了核技术利用单位年度评估报告的上报率（国家核技术利用辐射安全管理系统数据质量核查报告统计，2022年广西核技术利用单位年度评估报告上传率达99.96%），但针对年度评估工作的管理，目前主要重点在于督促核技术利用单位按时提交年度评估报告。对上报的年度评估报告内容和质量审查力度不够，由此造成监管资源大量消耗的同时却未带来实质性的监管效果，未能充分发挥年度评估的重要作用。

## 2.3 标准化体系建设薄弱

《广西壮族自治区放射性同位素与射线装置安全许可管理规定》等地方性法规在深化行政改革以及相关法律法规修订过程中，因与现行管理要求不适已废止，当前辐射安全监管省级立法方面处于空白状态，相关规范标准体系性不足，自治区内各级监管部门在辐射安全许可审批、辐射安全监督检查过程中以及核技术利用单位在辐射安全许可事项申报及日常自行管理过程中遇到报废射线装置如何安全处置、辐射事故应急预案是否满足要求、监测仪器如何配置、辐射安全许可申请表和建设项目环境影响评价登记表如何规范填写等法律法规条款未作出明确规定的问题或情况时，自由裁量空间较大，存在含糊处理或“悬而未决”的现象，这

不利于监管部门审批和执法尺度统一，也不利于核技术利用单位进行隐患排查和问题整改。

## 3 对策建议

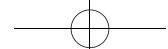
### 3.1 优化上层设计，促进各监管环节协同增效

厘清自治区内各监管环节的监管目标和职责定位，加强各监管环节的针对性，根据监管内容合理分配监管力量，加强监管环节之间的信息共享和有效衔接。强化对许可审批和年度报告的重视，将许可审批以及年度评估报告审核结果作为辐射安全监督检查“双随机、一公开”制度中检查对象分类以及抽查频次和比例设定的重要依据；将年度评估报告审核与辐射安全监督检查结果及时反馈给审批部门作为许可审批时的重要参考，以减少重复性审查，促进各监管环节的协同增效。

辐射安全许可审批环节应主要围绕法律法规关于核技术利用准入要求对核技术利用申请单位条件进行审查；年度评估报告审查应着重对核技术利用单位辐射工作场所年度监测、辐射工作人员个人剂量监测以及核技术利用项目变动等情况进行审查；辐射安全监督检查环节应在辐射安全许可审批及年度评估报告审查结果基础上对须现场核实的内容（如监测仪器的检定和使用情况、管理制度的落实情况、环保手续的履行情况等）进行审查。

### 3.2 加强年度评估管理工作，强化成果应用

以年度评估为重要抓手，压实核技术利用单位主体责任，督促和指导核技术利用单位按照相关法律法规要求和年度评估报告参考格式编制年度评估报告并按时提交。同时，加强各市、县监管部门对年度评估报告管理工作的重视程度，建立年度评估报告审查工作的考评机制，确保年度评估报告的审查质量。推动年度评估报告审查工作成果利用，将审查结果作为辐射安全许可审批的重要依据，同时积极探索以年度评估报告审查代替部分日常监督检查或将年度评估报告审核结果作为监督检查抽查频次设定依据的制度研究，建立正向激励机制，引导核技术利用单位依法依规经营，切实减少对



守法单位正常生产经营活动的打扰。

### 3.3 推进标准化和信息化建设，加强指导帮扶

加强对各级核技术利用管理部门的业务培训和指导以及对核技术利用单位的技术帮扶，并结合地方实际，对长期以来监管部门在辐射安全许可审批和辐射安全监督检查以及核技术利用单位在辐射安全许可申请和自行管理过程中常遇到的没有明确处理准则和规范的问题，通过立法、出台管理规范、制定地方标准等方式予以解决。同时，还应在各环节强化对国家系统的管理和运用，充分发挥国家系统对辐射安全监管的决策支撑作用，不断提升辐射安全监管信息化水平。

## 4 结语

辐射安全许可管理体系高效稳定地运转，对于保障核技术利用行业健康有序发展，维系生态环境稳定安全具有重要意义，重新梳理当前管理体系，找准症结和发力点，不断优化和完

善监管机制，加强各监管环节的针对性和监管环节之间的有效联动，将有助于进一步提升广西辐射安全监管效率和质量，为广西核技术利用高质量发展增添新的动能。

## 参考文献

- [1] 高学军.核技术利用发展现状及存在的问题探讨[J].中国高新技术企业, 2016, (7): 66-67
- [2] 史学瀛, 杨博文.我国排污许可管理制度的立法协同与规范共治结构研究[J].大连理工大学学报(社会科学版), 2021, 42 (5): 78-84.
- [3] 杨名生, 杨远, 廖燕庆, 等.广西辐射安全管理现状与对策[J].核安全, 2009, (2): 19-24.
- [4] 宋海青, 徐旭东, 马曦, 等.广东省核技术工业应用状况与许可管理[J].辐射防护通讯, 2015, 35 (5): 25-28.
- [5] 邓晓钦, 李春阳, 杨永钦, 等.四川省核技术利用辐射安全监管对策研究[J].中国辐射卫生, 2021, 30 (2): 205-219.
- [6] 王晓涛, 陈栋梁.我国核技术利用的辐射安全监管现状[J].环境与职业医学, 2013, 30 (4): 295-302.

# Current Situation Analysis and Countermeasure of Radiation Safety Permit Management System in Guangxi

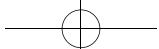
Yan Yishi, Li Lihong\*, Yu Rong, Huang Qiqi

(Guangxi Zhuang Autonomous Region Radiation Environment supervision and management Station,  
Nanning 530222)

**Abstract:** According to the relevant data of Radiation Safety Permit examination and radiation safety supervision by the Guangxi radiation environmental regulatory authorities supervision between 2018 to the 2021, and in the light of the reform of “streamline government administration, delegate more powers, and improve regulation and service”, to analyze and study the current situation of Guangxi radiation safety permit management system, study the main problems such as lack of coordination, overlapping and duplication of examination items, poor systematicness of workflow, etc. and put forward suggestions for improvement, so as to provide reference for improving the effect of radiation safety supervision in Guangxi.

**Key words:** utilization of nuclear technology; permit of radiation safety; management system

(责任编辑：徐晓娟)



杨义平,侯癸合,顾俊骥,等.国内重水堆核电站工程配套全堆芯压力管更换项目核安全监管策略研究[J].核安全,2024,23(5):30-36.  
Yang Yiping, Hou Guihe, Gu Junji, et al. Study on Nuclear Safety Supervision Strategy of Retube Project on CANDU Units of Qinshan Phase III Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5):30-36.

## 国内重水堆核电站工程配套全堆芯压力管更换项目核安全 监管策略研究

杨义平<sup>1</sup>, 侯癸合<sup>1</sup>, 顾俊骥<sup>1</sup>, 李晨航<sup>2</sup>

(1. 生态环境部华东核与辐射安全监督站, 上海 200233; 2. 中原远维海外工程有限公司,  
上海 200233)

**摘要:**本文介绍了国外重水堆全堆芯压力管更换工作的监管实践、国内重水堆压力管更换的工作要点,以及在核安全监管方面可能面临的问题和难点,并提出了换管项目监管策略建议,为后续压力管全管监管策略制定提供参考。

**关键词:**核安全监管;重水堆;压力管更换;监管策略

**中图分类号:**X922.28 **文章标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2024)05-0030-07

重水堆全堆芯压力管更换是一项复杂、系统、高难度的工程,工程质量将直接影响机组后续运行的安全性。国内重水堆核电厂正在规划开展全堆压力管更换,这在国内尚属首次实践,如何开展对相关活动的核安全监管在国内并无先例可循。本文针对该重水堆核电厂全堆芯压力管更换(以下简称“全管更换”或“换管”)项目,分析换管项目的主要风险,调研国外已有实践经验,对照国内现有法律法规要求,结合本次换管项目的实际情况,梳理换管项目在核安全监管方面可能面临的问题、难点,并提出换管项目监管策略建议。

### 1 重水堆压力管更换项目概要

#### 1.1 重水堆压力管更换项目背景

国内两台重水堆机组是从加拿大原子能有限公司 AECL(现为加拿大 CANDU 能源公司,

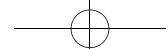
简称“CE”公司)引进的 CANDU-6 型核电机组,以重水作为慢化剂和冷却剂,以天然铀为燃料,输出电功率为  $2 \times 728$  MW, 机组设计寿命 40 年,两台机组分别可运行到 2042 年 12 月和 2043 年 7 月<sup>[1]</sup>。

CANDU-6 重水堆(以下简称重水堆)堆芯共有水平布置的 380 根燃料通道,其中压力管作为承载部件,内装 12 根燃料棒束,全堆共装载 4560 根燃料棒束。高温高压的重水冷却剂流经压力管,将燃料核裂变反应所产生的热量带到蒸汽发生器并传给二次侧,二次侧的轻水经加热后变为蒸汽,驱动汽轮发电机组发电<sup>[2]</sup>。

基于重水堆堆芯的固有设计特点,由端部组件、压力管等组成的燃料通道组件,长期处于高辐照和高温高压工况。随着电厂的连续运行,压力管将不可避免地因老化和性能降级等原因最终导致其不满足设计安全要求<sup>[3]</sup>。国家核安

收稿日期: 2023-11-22 修回日期: 2024-01-08

作者简介: 杨义平(1987—),女,现主要从事核设施现场监督工作



全局批准压力管可运行至 210000 EFPH, 按照机组的实际负荷因子 90% 计算, 可以运行约 26.7 年, 小于机组设计寿命 40 年。如不开展全堆换管, 重水堆机组将面临提前退役, 重水堆对我国核能发展的战略意义、机组的社会效益, 以及电厂经济性等多方面都无法接受<sup>[4]</sup>。基于此, 国内的重水堆机组在国外重水堆运行经验的基础上, 计划对全堆压力管进行更换, 以保证机组安全稳定运行。

## 1.2 项目实施方案及进展

换管项目在借鉴国外已实施换管项目经验的基础上, 结合国内工程实际采用业主自主管理模式, 坚持“以我为主、中外合作”, 同国际上有换管实施经验的同行开展交流合作及项目咨询, 以促进关键技术的自主掌握。同时, 与同类型机组中已完成换管的部分公司建立换管专项合作渠道, 从换管实施经验反馈、源项、项目计划、重水系统疏排等方面开展咨询和培训合作。对于重要工序也开展了国产化研究工作。

换管项目建设周期分为前期准备和换管实施两部分。前期准备工作于 2021 年开始, 目前正在积极推进中。前期准备包括:

1.2.1 压力管更换工艺制定。在换管实施前, 完成压力管更换工艺流程设计, 为换管实施做好准备。

1.2.2 更换部件采购。换管工程需要更换的部件主要为燃料通道组件(压力管、排管、端部组件等)和热传输支管(给水管, 以下简称 feeder 管)及附属部件。

1.2.3 更换专用工具和设备采购。压力管更换实施需要用到专门的操作用工具, 以及重水疏排装置, 在换管实施前, 需完成专用工具与设备的设计和采购, 为换管实施做好准备。

1.2.4 换管辅助设施建设。换管项目需要新建、改建或借用一系列辅助设施以支持换管实施, 包括部件联合厂房、去污和维修厂房、放射性废物贮存模块、换管控制中心、重水储存设施、办公室、换管工具储存厂房、危险品贮存

厂房、废物贮存库、中低放金属废物贮存库等。

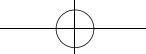
1.2.5 模拟培训。为确保压力管更换能够顺利实施, 在正式实施前, 通过模拟培训厂房对操作人员进行培训, 为正式实施换管打下技术基础, 提高换管操作的可靠性。

换管项目计划按两台机组串行开展的方式实施压力管更换。完成 1 号机组换管现场操作后, 需对专用工具进行去污和必要的维修, 以供 2 号机组换管使用。待 1 号机组完成水压试验和装料后, 2 号机组实施停堆换管。换管项目关键任务见表 1。

表 1 压力管更换项目关键任务

Table 1 Schedule of the project

序号	任务名称
1	项目建议书上报
2	压力管延寿到 210000 EFPH 获国家核安全局批复
3	项目建议书获批
4	可研报告外委合同签订
5	可研报告上报
6	可研报告获批
7	辅助设施安全重要修改 / 环评报告表申请上报
8	长周期设备采购合同签订
9	部件联合厂房开工
10	换管实施安全重要修改申请上报
11	1 号机组停堆
12	1 号机组卸料完成
13	1 号机组燃料通道拆除完成
14	1 号机组燃料通道安装完成
15	1 号机组联合试运转开始
16	1 号机组满功率
17	2 号机组停堆
18	2 号机组卸料完成
19	2 号机组燃料通道拆除完成
20	2 号机组燃料通道安装完成
21	2 号机组联合试运转开始
22	2 号机组满功率
23	竣工验收完成
24	项目后评价工作完成



### 1.3 换管主要工艺内容

#### 1.3.1 燃料通道组件、热传输支管及附属部件的更换

①全堆芯卸料、主热传输系统和慢化剂系统重水的疏排及储存、端面区域准备、工具具安装调试等工作；

②燃料通道组件、feeder 管及附属部件的拆除；

③拆除部件等放射性废物的处理、转运和贮存；

④排管容器等相应检查、新部件安装及相关试验验证；

⑤重水回装、全堆芯装料、系统打压试验等工作；

⑥相关系统恢复运行和机组复役工作。

#### 1.3.2 辅助设施建设

①新建放射性废物贮存模块、部件联合厂房(用于压力管储存、feeder 管储存和预制及培训模拟演练)、去污和维修厂房(含同原厂房接口部分的相关改造)、换管控制中心等；

②改造现有设施供办公室、重水储存设施利用。

#### 1.3.3 重水疏排系统和重水暂存设备等改造

①主热传输系统外接重水疏排系统和设备；

②慢化剂系统外接重水疏排系统和重水暂存设备；

③其他支持性改造工作。

### 1.4 全堆芯压力管更换和单根压力管更换的区别

重水堆核电厂在功率运行期间曾经实施过两次单根压力管更换工作，一是 2005 年 11 月 1 号机组 102 大修期间更换了 E07、F15 通道压力管，目的是消除 E07 燃料通道存在的环隙气体泄漏和 F15 燃料通道存在的端屏蔽轻水渗漏。二是 2022 年 4 月 2 号机组 211 大修期间实施的 F10 通道更换工作，目的是消除 F10 通道存在的环隙气体泄漏，两次单根压力管更换工作性质为消缺工作。单根压力管的更换在 feeder 管及仪表管拆除和燃料通道等拆除，以及新燃

料通道等安装、feeder 管及仪表管安装环节的实施相对于全管更换更简单。这是因为单根压力管更换因位置排列原因受到相邻压力管及其组件的影响，全管更换的整个流程上增加了全堆芯卸料、重水疏排和暂存、重水回装、换管后系统检查及试验、全堆芯装料、机组调试及重启，流程上相对更加复杂，接口也比单根压力管更换更多<sup>[5]</sup>。

## 2 国外换管项目实践及监管策略

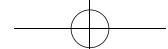
目前，全球范围内已经完成压力管寿期到期全部更换的坎杜重水堆机组主要有加拿大 Point Lepreau 电站、韩国月城电站 1 号机组、阿根廷恩巴斯电站、加拿大达灵顿(Darlington)电站 2 号和 3 号机组、布鲁斯(Bruce)6 号机组。正在开展换管的有加拿大达灵顿 1 号和 4 号机组、布鲁斯 3 号机组，规划开展换管的有布鲁斯电站其余 4 台机组，以及罗马尼亚切诺沃达(Cernavoda)1 号机组等。

### 2.1 韩国月城 1 号机组压力管更换监管情况

2009 年 4 月 1 日至 2011 年 7 月 18 日，月城电站 1 号机组实施压力管更换，是历史上首个完成换管延寿的 CANDU-6 型反应堆。韩国水原公司(KHNP)作为业主对整个换管项目进行监管，加拿大 CE 公司作为换管活动的总承包商负责换管实施，韩国国内的核电维修单位(KPS)作为 CE 分包商提供了换管实施的主要人力。因本项目许可证期限跟压力管寿期同步，换管期间也完成了机组其他的变更改造和翻新活动，包括电厂控制计算机(DCC)的更换、安全系统的升级以及老化部件的更换等。

期间，监管当局给予了 3 部分许可：压力管更换实施许可、放废模块建造许可和放废运输许可。这也是换管期间涉及的最重要的 3 项工作。营运单位提供了压力管更换安全分析报告(SAR)、压力管更换设计变更方案等一系列文件，并修订了运行技术规格书和最终安全分析报告(FSAR)。

韩国月城换管中产生的放射性废物，新建了废压力管存放设施进行存储，监管当局根据



营运单位申请,发放了压力管存放设施许可,相应地更新了运行技术规格书、最终安全分析报告、辐射环境影响评价报告等报批文件。

整个更换实施的许可历时 4 年。2007 年中营运单位申请运行变更许可,2008 年底获得运行变更许可。2009~2011 年共接受两期的安全检查。第一阶段对筹备工作、设备拆除及安装、系统及干扰设备恢复检查、辐射防护及放射性废物管理进行了重点关注。对需要再利用设备的完整性评价以及工作开展的适当性进行审查,对高风险工作,如 feeder 管、压力管、排管、端部件拆除工作等,进行了现场监督和质保审查。第二阶段对装料前、装料后试验进行了监督检查。

## 2.2 加拿大 Point Lepreau 电站机组压力管更换

加拿大 New Brunswick 核电公司下 Point Lepreau 电站(PLGS),有 1 台 CANDU-6 机组,是第一台投运的 CANDU-6 机组,也是首个进行换管延寿的 CANDU-6 型核电机组。机组在 2008 年停堆开展换管及机组翻新,由 CE 公司总承包,原计划从停堆换管开始到机组恢复运行的总工期为 18 个月,但由于准备不充分及管理问题,同时作为第一台进行全面换管延寿的 CANDU-6 型核电机组的换管经验不足,致使换管项目工期一再延误,最终于 2012 年完成,历时 55 个月。

在换管过程中,加拿大监管当局(CNSC)对机组的翻新开展了监管。其中,安全审评分 5 个阶段:技术评估[提交综合安全评价(ISR),除电厂安全评价外,还包括最新的核安全要求、国际最佳实践等因素]、环境评价、执照申请、公开听证、最终决定。在换管项目准备阶段和实施阶段,CNSC 对翻新项目活动进行监督,主要是按照批复的文件及质量控制文件,对核级部件采购、高放废物贮存设施设计和建造、换管实施及机组复役过程中的活动、试验验证等进行见证和监督。CNSC 主要关注并验证相关工作是否按计划进行,安全改进是否按照规范设计、安装和调试,在核电站恢复运行之前是否满足核

电站的换料许可证和条件。

## 2.3 其他机组换管情况

加拿大达灵顿核电站共有 4 台 CANDU 核电机组,属于 CANDU-9 堆型。按照 2、3、1、4 号机组的顺序依次开展换管工作。2 号机组于 2016 年 10 月 2 日停堆开始换管工作,2020 年 3 月现场换管工作全部完成,机组于 2020 年 6 月重新并网恢复商业运行,3 号机组也于 2023 年 9 月完成换管及翻新,1 号机组和 4 号机组分别于 2023 年 2 月和 7 月停堆并进入换管及翻新状态,计划于 2026 年 10 月全部完成电站换管及翻新。加拿大布鲁斯核电站包括 Bruce A 和 Bruce B,共有 8 台核电机组,按照 6、3、4、5、7、8 号机组的顺序依次开展换管工作。目前,6 号机组已经完成,3 号机组正在进行换管及翻新,计划 2033 年全部完成电站换管及翻新。加拿大相关电厂核安全监管部门策略基本与 PLGS 一致。罗马尼亚切诺沃达 1 号机组计划于 2026~2028 年进行换管翻新,目前尚未有监管实践。

已有的两种监管方式和内容对国内重水堆机组,都有较好的参考价值,相较而言,韩国月城 1 号机组是国内重水堆机组的参考电站,适应性更强。

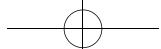
## 3 国内安全许可及监管的初步梳理情况

换管项目虽然仅是更换反应堆燃料通道及其相关部件,但其涉及的工作内容、范围、深度及其重要性都是前所未有的,不仅涉及换管活动本身的安全性,还涉及换管后核电厂能否继续安全稳定运行,因此必须做好相关安全评价工作并获得相关的安全许可。

经过前期调研和与国家核安全局的沟通汇报,该重水堆核电厂已初步梳理出需要提交评审的文件,需要申报的设计、制造或进口活动和需要国家核安全局现场监督和检查的活动。

### 3.1 需提交评审的文件

需要提交监管部门的文件有换管项目申请报告和环境影响报告表。其中,换管项目申请报告包括换管项目安全评价报告、换管项目的



辐射防护大纲、职业健康安全卫生评价报告、项目质量保证大纲及质量计划、换管项目实施计划、电厂改造后启动试验大纲、特殊工艺(如焊接、胀管)过程控制程序等。

### 3.2 需要申报的设计、制造或进口活动

需要申报的设计、制造或进口活动包括压力管及其原材料、排管及其原材料、密封塞、端部件、给水及附属部件、重水储存罐及相关管道、工艺方案 / 辐射防护控制、换管产生的放射性废物的贮存及运输工具的设计和制造、涉及放射性去污或处置的工作场所、厂房设计和建造。

### 3.3 需要现场监督和检查的活动

考虑到项目具有特殊性,准备期长且各项工作进度不同,经与监管部门协调同意换管项目按照辅助设施、部件和系统变更改造、项目实施 3 个阶段开展安全重要修改申请。相应的内部检查和安全监管检查建议分阶段开展。

主要的监管阶段为:放射性废物贮存建造阶段各项安全监管检查;部件采购活动过程中各项安全监管检查;换管实施活动(包括机组复役)过程中的各项安全监管检查。

需要现场监督和检查的活动包括压力管、排管、密封塞、端部件、给水管等部件制造现场的监督和检查;放废贮存设施建设、换管实施阶段,按照项目质保大纲或某些关键活动的质量计划;恢复运行阶段解除安全停堆状态、启动试验、反应堆临界、反应堆升功率等过程。

## 4 换管项目监管思考及主要对策

重水堆全管更换在国内为首次实践,且近年来国内没有开工建设其他重水堆项目,国内重水堆相关技术支持单位面临人才分流和青黄不接的困境,核安全监管也面临技术审评能力不足、监督经验不足等问题。

换管项目本质上是一次重大变更改造项目,定性为核电厂安全重要修改。对于制定换管项目监督策略思路而言,可把换管项目视作大修的一项工作处理。结合国外监管经验和国内重水堆核电厂换管项目实际,提出如下监管

对策。

### 4.1 重要工作批准及许可文件更新

换管项目本身作为变更改造项目,符合报批的要素,其方案应得到国家核安全局的认可。另外,换管产生的放射性废物的贮存及运输工具的设计和制造、涉及放射性去污或处置的工作场所、厂房设计和建造等相关工作,以及涉外设备的进口需要按要求进行审批和相关的现场监督见证工作。

换管项目启动会对该重水堆核电厂 FSAR、换料大纲、在役检查大纲、维修大纲等上游文件产生影响。同时,相关改造也会影响电厂已有的应急预案,相关文件均需要进行更新补充并获得批准。另外,鉴于换管涉及放射性废物的存放和流出物排放等,需要进一步排查是否对其他邻近机组的相关环评文件等产生影响。

换管产生大量中高放射性废物,其运输容器的设计、制造和使用,以及放射性废物的运输,相关责任人需要有满足法规要求的资质,履行必要的备案或审批手续。以上需在监督中加以关注。

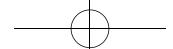
### 4.2 监督阶段建议和各阶段的关注点

单机组全管更换工期较长,但在开工前有大量前期工作需要开展。借鉴韩国月城和加拿大的监管经验,整个监督过程可以分为 3 个阶段:大修前项目准备情况监督检查、换管实施(包括模拟演练)阶段监督检查、装料及机组复役阶段监督检查。

#### 4.2.1 大修前项目准备情况监督检查

为了保障项目开工后的放射性废物得到有效管控,放射性废物贮存建造可作为先决条件,对其质量管理情况进行选点监管。同时,由于放射性废物贮存设施建造有着严格要求,在开工前有必要对工作准备以及对周边其他设施的影响进行评价,因此建议开工前进行一次例行检查。项目开工后的工程质量管理和情况,可结合专项检查、日常巡视进行监督。

虽然重水堆核电厂全管更换不涉及许可证延续,但大量的继续服役设备的评价结论直接关系到后续机组服役至许可证寿期期间的安全。因此,除本次全管更换涉及的必要的审评、



许可办理工作外,可借鉴秦山核电厂运行许可证延续监督的经验,开展老化管理相关工作,将定期安全评价(PSR)或整体安全评审(ISR)评价结论作为本次全管更换大修工作内容的参考因素。参考加拿大监管经验,将最新的核安全要求、国际最佳实践作为评价要素进行考量。

大修前对开工先决条件和准备情况进行检查,有利于及时排查问题、尽快整改;目前规划的2台重水堆机组全管更换涉及的大修中间有2~3个月的重合期,在大修开始前开展检查工作,将1号机组监管经验及时反馈至2号机组,也便于提前消除隐患。因此,建议在各机组大修前条件成熟时,组织一次例行检查,对整个开工准备情况进行监督。

#### 4.2.2 换管实施(包括模拟演练)阶段监督检查

由于大量与改造有关的相邻设备后续运行阶段仍须服役,并且feeder管、压力管、排管、端部件等经过二十余年运行,剂量较高,人员辐射风险较高。因此,可对核心部件的拆除进行专项监督,关注换管人员的技能评价、风险分析与应急预案是否得到有效演练,辐射防护工作是否适当,拆除工作是否严格按照方案、程序开展,放射性废物是否得到有效管控。

在安装过程中,重点关注feeder管、压力管、排管、端部件等质量文件是否符合要求,安装是否遵守原定方案,焊接工作开展情况、人员资质、结果评价是否良好。同时,压力管胀接区属于主热传输系统和环隙气体系统的压力边界,可靠性直接影响到两个系统的安全运行。胀管工艺由加拿大掌握,应敦促营运单位取得更为详尽的操作指南,以便于监督中验证人员工作与程序的符合性。鉴于PLGS换管延寿项目与韩国月城1号机组换管项目都出现了因管板孔表面清洁方式不当导致涨接部位泄漏测试不满足要求的问题,可对单根压力管压力试验开展情况进行重点关注。

#### 4.2.3 装料及机组复役阶段监督检查

装料前的相关试验,类似于新建机组冷试阶段。一旦带核运行,缺陷处理难度会显著增加,因此,装料前属于全管更换大修的重要节

点。重水堆普通大修中不涉及装料问题,但对于本次全管更换的大修,建议将新燃料的最初装载作为选点项目,进行符合性检查。从装料开始至临界前,可参考机组建造阶段,适当抽取燃料监测和保护相关系统在不同状态下的调试试验进行监督见证。作为大修项目,机组应例行开展临界前检查及临界核查相关工作。但对于临界后,不同功率平台、重要系统的调试试验,也应予以关注,建议抽取关键平台的重要调试项目作为控制点。

### 4.3 核安全监督准备和开展

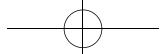
根据韩国、加拿大,以及秦山核电厂许可证延续的经验,为类似特例工作制定监督大纲和专用程序,有利于指导工作,也有利于后续监督经验的积累。因此,建议由国家核安全局牵头,协调业务司、监督站、技术支持单位等成立监督专班,制定监督大纲,编写监督方案或监督程序,统一布局监督工作,明确监督内容,并充分动员技术支持单位为审评及现场监督检查提供技术和人力支持。

### 4.4 监督能力培养

国内仅有两台重水堆机组,且重水堆稳定运行后,监督员很难深入机组了解相关原理。本次全堆更换持续时间较长,工作量较大,是比较好的了解重水堆的契机。在换管监督准备及实施过程中,应对监督员进行重水堆专项监督培训。在监督过程中,注意数据的收集和整理,做好监督总结,为后续工作的开展打下基础。

## 参考文献

- [1] 钱剑秋.秦山重水堆核电厂的主要设计改进[J].核科学与工程,2003,23(2):97-102,109.
- [2] 尹维毅.重水堆核电站——坎杜6型的技术特点及有关问题[J].大型铸锻件,1998(02):46-49.
- [3] 徐同喜,周健伟.秦山CANDU-6重水堆压力管变形对延寿的影响研究[J].核动力工程,2021,42(06):199-202.
- [4] 张振华,陈明军.重水堆技术优势及发展设想[J].中国核电,2010,3(2):124-129.
- [5] 霍启龙,刘学斌,熊小红.秦山重水堆压力管更换项目乏燃料水池安全性研究[J].核科学与工程,2023,43(02):357-361.



# Study on Nuclear Safety Supervision Strategy of Retube Project on CANDU Units of Qinshan Phase III Nuclear Power Plant

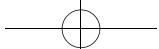
Yang Yiping<sup>1</sup>, Hou Guihe<sup>1</sup>, Gu Junji<sup>1</sup>, Li Chenhang<sup>2</sup>

(1. The East China Regional Office of Nuclear and radiation Safety Inspection, Ministry of Ecology and Environment , Shanghai 200233; 2. CZEC Operation and Maintenance Engineering Ltd., Shanghai 200233)

**Abstract:** This article introduces the nuclear safety supervision practice of retube project on foreign CANDU units, the key tasks of retube project on domestic CADNU units, as well as the possible problems and difficulties faced in the process of nuclear safety supervision, and puts forward the suggestions as reference for the development of retube project supervision strategy.

**Key words:** nuclear safety supervision; CANDU units; retube; supervision strategy

(责任编辑: 梁晔)



樊正伟. 核电厂立式长轴泵振动浅析[J]. 核安全, 2024, 23(5):37-42.

Fan Zhengwei. Analysis on Vibration of Vertical Long-shaft Pump in Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5):37-42.

## 核电厂立式长轴泵振动浅析

樊正伟

(连云港金辰实业有限公司, 连云港 222042)

**摘要:** 立式长轴泵是核电领域近些年来应用的新一代节能环保型提升泵, 其结构设计选用优秀的水力模型, 自身还具有高效、节能、可靠、吸入性好等特点。其设计采用了导叶式泵体, 与蜗壳式本体相比, 还消除了径向应力, 从而保证长轴泵在运转时能够更加平稳可靠。该泵可输送高黏度、高温小于80℃以及固体颗粒度小于8%的介质, 已被广泛应用于电力、矿山、冶金、环保、制药以及石油化工等领域, 但是在生产运行当中常会出现振动超差的问题。在处理水泵振动时必须从大视野多角度进行综合分析, 只有这样才能更有效地将泵组振动问题彻底控制在设计允许的范围内。为此, 本研究对立式长轴泵设备的设计、供货、施工以及试运等方面常见的问题和缺陷进行了逐一分析, 并提出了相应的处理措施, 可供同仁所借鉴。

**关键词:** 立式长轴泵; 径向应力; 平稳可靠; 振动超差

**中图分类号:** TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 05-0037-06

### 1 概述

立式长轴泵是当下核电厂重要用户的厂用泵, 其主要功能是向重要设备冷却水 RRI 系统闭式水换热器提供安全可靠的冷却水。如该设备在运行当中因振动超差失效, 将进一步影响冷却剂 RCP、化容 RCV、安注 RIS、安喷 EAS 以及冷冻水 DEL 系统等重要设备, 甚至丧失冷源, 进而将引起核电厂停机、停堆等安全风险, 为此将该设备的安全等级定为 QA3 级。根据设计要求, 立式长轴泵底座基础板安装水平偏差为 0.04 mm/m。为了保障其安装精度, 基础板就位、地脚螺栓灌浆以及设备精调、

找中心等施工过程, 都是在机械、建筑专业工程师及设备厂代表共同引导下进行的, 见图 1、图 2。另外, 在基座中部施工时还应预留一定的操作空间, 以满足长轴泵连接管法兰、中间联轴器等零部件的施工需要。同时, 为了满足长轴泵在试车以及检修时的需求, 设计时在泵体的侧面还预留用于检测静、动水位的操作圆孔。如前所述, 现阶段立式长轴泵已被广泛应用于各行各业, 所以水泵的装配质量在试运期间运转平稳、振动符合标准, 是综合评价一台水泵制造、安装质量是否满足设计的重要依据之一。

收稿日期: 2023-10-10 修回日期: 2023-10-30

作者简介: 樊正伟 (1983—), 男, 工程师, 现主要从事设备安装管理工作

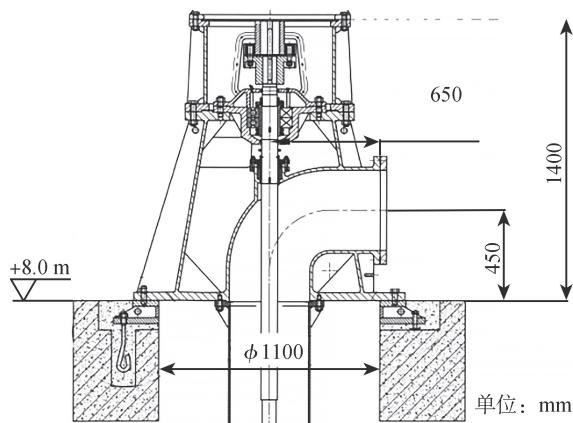
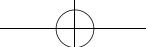


图 1 底座及泵座组合件

Fig.1 Base and pump seat assembly

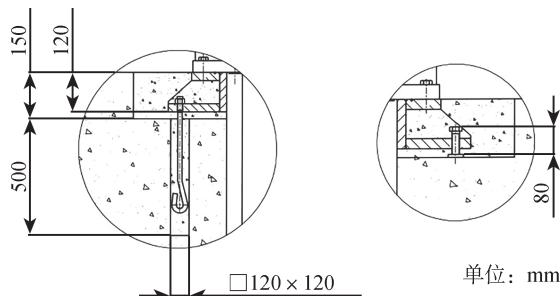


图 2 地脚螺栓装配图

Fig.2 Anchor bolt assembly drawing

## 2 泵体振动分析

### 2.1 设计方面

根据惯例,在转动机械设备的出口管上一般会设计伸缩节。对比以往核电项目的设计文件,发现本工程长轴泵出口管上仅设计了1台DN500的蝶阀,且泵出口法兰至支架之间的距离大于5 m,同时该管段还要穿越结构预埋DN 600的套管。为此,管段施工时需提前置于套管中。实际上,该管段选用双相不锈钢无缝钢管<sup>[1]</sup>,且建筑预埋的套管位置存在偏差,这都可能是水泵试运时振动大的原因。为解决这个问题,参照以往核电实例在立式泵出口管上增加长约200 mm的伸缩节;另外,为了保障“新材料”的施工质量,施焊前还专门进行了工艺评定。此外,又将墙体上预留套管改为900 mm×900 mm方形孔洞,以防止管道或结构

产生的推力传递到泵体上,从而对水泵试运时减振起到了一定作用。

与此同时,在水力部件设计方面<sup>[2]</sup>,还应优先考虑泵进口流速、压力不均时,易发生压力脉动、偏流等不利的情况。根据调查得知,若泵体喇叭口上的导叶体与泵出口方向装配不一致,则会出现液体旋涡汽蚀、出口阀门启闭、工况改变以及事故停泵的情况;当水泵吸入喇叭水位低于最小淹没深度时,将会引起水泵入口进水条件恶化、出现旋涡而诱发汽蚀,进而产生泵体振动超差的问题。

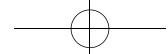
此外,在核电仪表工程设计与现场施工时还应考虑到,测振传感器取源部件施工极易出现水平与垂直安装颠倒的严重问题;再者,还应考虑在水泵本体上再增加泵组测振、电机测电流、水泵出口压力报警的保护装置等。

### 2.2 设备供货方面

本工程的400AL-33型扬水泵,是设备厂专门为核电用户设计的立式长轴泵,其整体设计高度一般在20 m以上。设备供应商为了满足本体的运输要求,通常是先将预拼装过的泵体拆分成电机、泵座与底座、传动轴、连接轴、连接管及水泵转子组件后,再按要求将设备包装,分批次送抵施工现场。其中,对于个别较小的物项包装,为进一步降低运输成本,发货时还常与其他物项进行混装,从而导致施工物项存在错发的风险,进而给到场设备接收、开箱检验以及入库等造成不便。

此外,供应商为了更进一步降低生产成本,对于部分技术含量以及生产成本比较高的物项实行招标采购,并在厂内完成下一阶段的装配。这样,会因个别物项供应不及时或存在缺陷等情况,造成装配进度十分缓慢,致使设备到货时间一再推迟,从而对水泵装配的关键工序产生了较大的影响,时常会出现因缺件替代或拆借零部件的情况,最终诱发泵体振动超差的风险。

为此,对于设备供货时常见的潜在风险,在开箱检验时应加强一检、二检的执行力,施工期间再严格落实“三检制”<sup>[3]</sup>;同时,为避免供货滞后诱发的质量风险,首先应结合现场实际情



况优化设备施工方案，其次根据现有资源配置情况考虑是否可再压缩关键路径上的工期，来保障施工过程中质量完全可控。

### 2.3 本体过程控制

#### 2.3.1 水泵施工

长轴泵在装配时引起振动的主要因素有：转动部件的机械强度差、零部件加工误差的不平衡、轴承润滑不良、各密封面的配偏差及泵组轴线不对中等情况。同时，还可能存在装配人员经验不足，致使联轴器晃度测量数据偏大、水力零部件施工质量差及法兰接合面接触不良等情况。为此，在泵体装配之前，应将零部件逐一盘查和清洗，并按装配工艺要求统一编号和存储，期间还应随机抽取1台水泵转子进行动平衡测试<sup>[4]</sup>，假如检查结果出现质量超标，则需对其进行修正后再回装，若水泵在试运期间状况良好，说明设备供货时就存在缺陷。为了有效地控制上述不利因素，建议对同一生产厂家的每台水泵转子均进行动平衡测试，从而排除供货引起水泵振动超差的潜在风险。

经过对立式泵装配过程更深入的了解，还发现水泵及电机在确定水平与垂直度等方面存在很大的不足。施工人员仅按厂家技术文件完成了泵体垂直度和电机支架水平度的测量，并未参照电力建设施工技术规范<sup>[5]</sup>要求，对泵出口管段法兰施焊及栓接时未将泵体置于自由状态下施工，致使泵体在施工期间很可能受外力而被拉斜，导致泵出口管段与法兰之间产生2~3 mm的间隙，从而造成了电机和泵体中心线超标的情况。

#### 2.3.2 轴承体部件安装

为了减少轴承体装配时造成的影响，首先，安装前应考虑完成轴承体部件的解体检查和清洗工作，以免因密封圈或密封垫接触面不良引起润滑油外泄进而产生振动超差的问题；其次，轴承体部件就位前还应完成轴承润滑油池内各部构件的油冲洗<sup>[6]</sup>，从而除去油池内各零部件表面以及沟槽内遗留的污物，以减少轴承运转时摩擦力较大诱发油温和振动超差的风险，见图3。另外，对于轴套装配的工作面以及紧固

件的清洗，同样需在与传动轴穿装前完成。最终使轴承体部件及泵座组件与预埋底座接触良好，以减少装配过程中产生的累计误差，从而保证立式泵转子提升( $6 \pm 0.5$ ) mm后，既不与密封环及导流壳产生摩擦，又能在泵体运行时起到节能减振的作用。

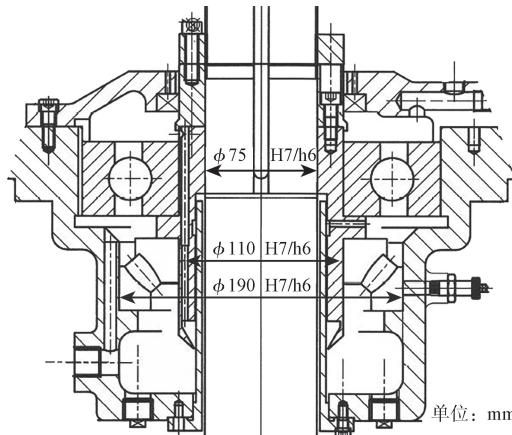
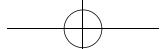


图3 轴承体部件图  
Fig.3 Bearing body component diagram

#### 2.3.3 电机安装方面

为了有效地降低电机与支架的装配偏差，应在确保上一步安装工序已验收合格的情况下开展下一道工序；同时，为了降低电机支架与基准面的装配误差，电机支架就位前还应完成对泵座水平度、标高的复测，以避免电机和支架装配后与泵座的累计误差超标。另外，按装配工艺流程对电机驱动端联轴器进行穿装时，由于联轴器与驱动轴之间的联结属于过盈装配，施工时如若操作不当极易产生质量缺陷。为此，利用温差法对联轴器均匀加热时，应按GB 50231<sup>[7]</sup>的要求将加热温度控制在400℃以内，同时加热温度还应小于回火温度，以免装配精度降低产生不均衡的振动偏差问题。

此外，为了满足设计文件要求，驱动轴及传动轴联轴器的端面瓢偏、径向晃度应分别控制在0.04 mm及0.06 mm以内。首先，在联轴器穿装前应严格控制其工作面的清洁度；其次，检查测量仪表的固定位置、表盘位置以及指针读数是否准确等。同时，再对导轴承的装配情况



进行复核,以确保下导轴承和支架轴承装配间隙能够达到设计要求(见表1),进而在水泵启动时能起到节能减振的作用。

表1 导轴承间隙控制  
Table 1 Guide bearing clearance control table

轴承名称	下导轴承	支架轴承
	单位:mm	
间隙	0.15~0.2	0.2~0.25

### 2.3.4 填料函组件装配

与轴承体部件装配一样,安装填料函组件前应检查其内部的清洁度,同时再装配填料轴套并用螺钉拧紧。在泵座与上主轴及上连接管穿装时,同样应先将其工作面擦洗干净,再完成与泵底座的紧固。水泵启动之前还应装入填料,并装上压盖且用螺柱连接,且必须留有一定的松紧度以减轻轴套摩擦过度的情况。

### 2.4 试运前准备措施

根据设计文件,转子部件的轴向总窜动量为( $15 \pm 3$ )mm。为了保证水泵在试车时振动值能够降到最低,还应确认转子的提升长度是否满足( $6 \pm 0.5$ )mm的设计要求,以确保在水泵运行时起到减振的作用。另外,对于水泵传动轴承中添加的润滑油,为了避免其颗粒引起轴承振动,应参考文献[8]采取滤油措施将润滑油中的颗粒度控制在25 μm以下。同时,对于电机轴承添加的润滑脂,应按技术标准检查是否符合参考文献[9]的相关要求<sup>[8,9]</sup>。

最后按设计文件核查电气安装工作是否完成,并从电机端看泵逆时针方向旋转确认是否准确等。启泵前还应确认泵体装配是否存在过紧或楔住等现象,最终检查泵启动时的液位是否满足大于等于最小淹没深度的要求,从而确保在启泵时不会因喘泵引起振动超差等现象。

## 3 控制振动的措施

### 3.1 基础质量控制

为落实水泵安装的质控文件,就位前首先应检查建筑专业预留的基准线、基准点是否符合设计要求;其次对设备基础的纵横中心线进

行复测,以便为设备安装和维修时提供可靠的依据。再次按GB 50231<sup>[10]</sup>对垫铁的接触面、配置数量以及标高等进行核实,以确保垫铁与设备基础的有效接触面积达到75%以上,进而使水泵运行时的载荷可以均匀传递到设备基础上。最后还要对地脚螺栓灌浆料的密实度、螺栓的间距、螺栓的标高以及设备基础是否已发生不均匀沉降等情况进行逐一核实,以消除设备装配时产生虚脚而引起减振措施失效的风险。

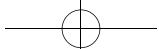
### 3.2 过程控制措施

对长轴泵紧固件施工质量进行检查时,首先应确保所有固件已涂抹放松剂或锁紧;其次按设计要求,对水泵进水流道导流体设计的符合性进行检查。同时再检查泵出口伸缩节的选型,是否能够可靠地吸收水泵运转时产生的负荷。试运期间还要加强监控及检测,并建立水泵运行时的巡检制度,同时再派专人定时记录每台泵的运行状况,若发现异常应及时排查处理,谨防泵体存在异常运行的情况。

在水泵单体试车期间,还应重点检查长轴泵的轴承座、电机支座以及泵出口法兰处振动值是否满足GB10068—2008规定<sup>[11]</sup>的要求,测试时泵体出现振动超差或观察到其他异常现象时都应停车排查。对于设计文件要求轴承振动应小于等于2.8 mm/s的情况,若试车过程中超过4.5 mm/s,则需停机后立即排查处理。

### 3.3 泵体加固措施

最初考虑在长轴泵吸入喇叭口增加支撑杆的原因是:此措施在以往核电项目中已得到了应用,同时还对防止泵体振动大有不错的效果。为此,将预制好的支撑杆按要求安装到位,不仅提高了水泵安装时的水平度、垂直度,同时也增加了泵组在运行时的整体稳定性;再者,泵体与最近固定支架的距离设计大于等于5 m,在水泵运行时都会添加较大的负载。与泵吸入喇叭口处减振措施一样,建议在泵体的出水管段上再装设一处固定支撑,可以缓解泵出口管施加给泵体的载荷,而且此措施在试运期间已得到了验证。



## 4 安全技术措施

为了将泵体减振措施有效地落实,首先应对到场设备按施工图逐一盘查和清点,并将供货时存在的潜在风险控制到最低;其次对水泵转子部件在进行装配件检查时,应确保叶轮螺母及螺钉在运行时不会松动,还应按图纸要求再次核实是否将其点焊牢固,见图 4。此外,对导叶体与泵出口方向是否一致进行核查时,还应确认导流体与泵壳间隙是否符合设计要求等。

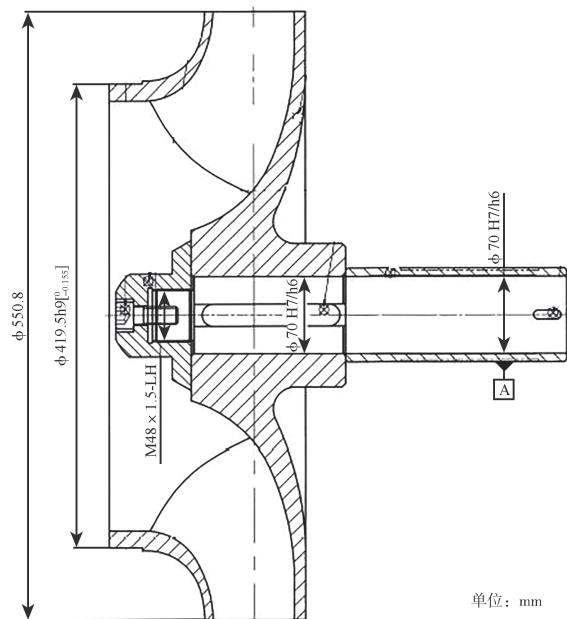


图 4 水泵转子部件图  
Fig.4 Water pump rotor component diagram

根据设计标准检查联轴器摆度时,应在确认驱动轴与传动轴已脱开下进行。当测量电机转子摆度超过允许偏差( $< 0.05 \text{ mm/m}$ )时,应将电机支架调整后进行复测。待电机摆度值符合要求后,再与泵组靠背轮法兰进行连接,最终使轴系自由晃度达到小于  $0.03 \text{ mm/m}$  的要求,从而排除水泵运转时扭振的风险。

## 5 结论

综合上述,通过对立式长轴泵施工中常见的问题进行分析,得知:因设计、供货及施工造成类似问题的情况在施工现场客观存在。核电

行业追求的是成熟、适用、安全、可靠的工艺,现场装配仅依据设计图纸和技术文件即可,但现实中一方面设计文件自身就存在一定的缺陷,比如水泵出口未设计伸缩节、泵体与支架距离较大、操作不可达等,更有甚者,一些设计文件仅给出参考标准,并没有说明具体的施工要求,均给现场施工带来了一定的困难;另一方面施工方对设计文件和工艺要求认知不够。针对此类问题,可以通过以下途径实现控制和提高:

(1) 提高设计文件及设计细节的质量,对设计中的技术要求尽量细化,对于设计材料代换一定慎重并保持同等要求。

(2) 施工前,施工方和工程管理方加强对设计图纸的会审和技术准备工作,对于文件不清楚或者规范内容有歧义的地方,及时澄清,避免凭主观臆断和经验实施。

(3) 对于新材料或者不熟悉的材料,联系厂家在施工前对作业人员进行培训,使各级执行方能够清晰地掌握施工的难点和重点,比如 M310-SEC 系统应用的双相不锈钢无缝钢管的 S32205 管材热熔工艺,在现场施工中都出现过质量问题。

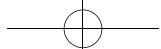
(4) 现场建立激励机制和平台,动员业主、管理及施工单位人员对现场施工问题及设计问题在形成事实前,通过澄清或者查找依据提前消除,给予发现人一定奖励。

(5) 设计能够积极回应现场施工及试车中的问题,通常情况下设计对自己发布的文件没有大的问题不会轻易改动,如一些小的设计改进,在常规项目中一般业主就可以决定优化,但是核电凡事需要依据,这就决定了在建安阶段施工图有任何变化都需设计文件审批流程予以确认,因此设计和施工之间的密切配合就显得尤为重要。

(6) 进行设计问题及施工问题趋势分析,提炼出设计和现场施工问题状态,及时改进设计及施工质量。

## 参考文献

[1] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准



- 化管理委员会.奥氏体铁素体型双相不锈钢无缝钢管 [S].北京:中国标准出版社, 2008.
- [2] 李峻, 王燕山.立式循环水泵振动大的故障分析 [J].山西电力, 2013 (02): 63-66.
- [3] 蔡超文.水利工程“三检制”质量监督探讨 [J].河南水利与南水北调, 2021, 50 (11): 87-89.
- [4] 韩震宇.转子动平衡技术研究与应用 [J].工业设计, 2017 (04): 158-159.
- [5] 中国电力企业联合会.电力建设施工技术规范 第3部分:汽轮发电机组: DL 5190.3—2012 [S].北京:中国电力出版社, 2012.
- [6] 杨远鹏, 程新民, 孙中新, 等.离心压缩机组润滑油系统循环冲洗方法及实施 [J].石油和化工设备, 2022, 25 (10): 104-107+111.
- [7] 盛民嘉, 彭勇毅.国家标准《机械设备安装工程施工及验收通用规范》(GB50231-2009)修订简介 [J].安装, 2011 (04): 60-61.
- [8] 宋长贵, 买买提明·艾尼.润滑油颗粒对轴承滚动体的磨损研究 [J].佳木斯大学学报(自然科学版), 2016, 34 (05): 757-760.
- [9] 龚显平, 吴志祥, 刘福生.极压型复合锂基润滑脂: CN1052891A [P].1991-07-10.
- [10] 李金伟, 牛勇.关于 GB 50231—98《机械设备安装工程施工及验收通用规范》中垫铁组面积计算公式错误的论证 [J].科技情报开发与经济, 2009, 19 (20): 148-150.
- [11] 李秀英, 陈伟华.新版 GB 10068-2008《轴中心高为 56 mm 及以上电机的机械振动 振动的测量、评定及限值》介绍 [J].电机与控制应用, 2009, 36 (02): 50-53.

## Analysis on Vibration of Vertical Long-shaft Pump in Nuclear Power Plant

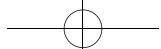
Fan Zhengwei

(Lianyungang Jinchen Industrial Co., Ltd 222042, china)

**Abstract:** Vertical long-shaft pump is a new generation of energy-saving and environmentally friendly lifting pump applied in the field of nuclear power in recent years. Its structural design uses excellent hydraulic model. It also has the characteristics of high efficiency, energy saving, reliability and good suction. Not only the guide vanepump body is used in the design, but also the radial stress is eliminated compared with the volute body, so as to ensure that the long shaft pump can be more stable and reliable when running. It can bear the transmission of high viscosity/high temperature less than 80°C and solid particle size less than 8% of the medium, has been widely used in electric power, mining, metallurgy, environmental protection, pharmaceutical and petrochemical and other fields. However, in the production and operation of the vibration is often out of the problem, in the treatment of pump vibration must be from a wide field of vision multi-angle comprehensive analysis, only in this way can more effectively the pump group vibration problem thoroughly control within the design allowed range. To this end, the vertical long shaft pump equipment design, supply, construction and trial operation of the common problems and defects were analyzed one by one, and put forward the corresponding treatment measures, for colleagues to learn from.

**Key words:** vertical long-axis pump; radial stress; stable and reliable; vibration deviation

(责任编辑:徐晓娟)



吴敏,苏海北.经验反馈工作方法在核电机具管理中的应用实践[J].核安全,2024,23(5):43-47.

Wu Min,Su Haibei. Application of Experience Feedback Working Method in Nuclear Power Equipment Management [J]. Nuclear Safety,2024,23(5):43-47.

## 经验反馈工作方法在核电机具管理中的应用实践

吴 敏, 苏海北

(山东核电有限公司, 烟台 265116)

**摘要:** 经验反馈是核安全文化的重要组成部分,也是核电绩效提升的重要管理方法,在核电各个专业领域都得到广泛应用。本文介绍了核电维修支持领域工器具管理专业采用的经验反馈工作方法,建立起专业内的持续提升工作循环;列举了在解决人员工作弱项、提升工作质量方面的实践案例,案例中通过对应措施的实施达到了提升绩效的效果。文中论证的经验反馈工作方法对核电维修支持领域绩效提升具有一定的参考价值。

**关键词:** 经验反馈; 核电; 工器具管理; 绩效提升

**中图分类号:** TM623.7 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2024)05-0043-05

经验反馈作为一项管理方法,可有效改进并提升管理水平和管理业绩。几乎所有核电企业,都已建立完备的经验反馈体系并实现了经验反馈管理流程的标准化和规范化<sup>[1-3]</sup>。核电厂经验反馈的主要目的是识别、界定重要事件,进行原因分析以采取纠正行动,并对纠正行动的有效性进行评估,防止事件重发。经验反馈可有效提高核电站的安全水平<sup>[4]</sup>。

核电机具管理是核电维修支持领域的一个专业分支,主要负责生产、检修用工具的科学管理,为生产、检修提供有效服务与支持。虽然一般情况下核电机具管理相关工作不会直接影响安全生产,但是会直接影响现场生产效率和检修质量,间接对电厂绩效产生影响,甚至会对核安全产生不利影响。

本文以某核电厂工器具管理实践工作为例,介绍工器具管理专业采用经验反馈工作方

法,建立起专业内的持续提升工作循环,并通过工作案例展示部分实践成效,为核电维修支持领域绩效提升提供参考。

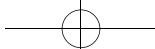
### 1 背景

某核电厂自建安期建立工器具库房起提供工器具借用服务,之后又经历数年调试期。在进入正式生产后,发现建安调试期的管理要求、工作模式、工作人员都发生了变化,此时对工器具管理随之做出调整,在调整的过程中出现了各种工作偏差:

- (1) 在工具自查中发现个别工具记录与实际不符、工作流程数据错误等现象;
- (2) 在日常工作中需要临时协调、处理的事项较多,常规工作未形成固定机制;
- (3) 在访谈调查中发现,库管员之间的业务知识相差较大,同一工作不同的人员处理的质

收稿日期: 2024-03-04 修回日期: 2024-04-07

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



量差距较大；

(4) 在首次大修工具需求梳理时发现建安、调试期间遗留的工具问题处理不彻底；

(5) 在检查工作记录时发现，工作人员对有些管理程序相关要求掌握不牢，执行有差距等。

面对种种工作偏差，需要选用一种切实有效的工作方法来解决。工器具管理经验反馈是最直接并最具有针对性的一种管理方法，其在原有的核电经验反馈工作体系基础上做了适应性的开发和转化，以符合一个小型专业组织实现迅速提升工作效率的要求。

## 2 经验反馈工作机制

工器具管理经验反馈是在核电经验反馈管理体系的基础上根据自身专业特点制定的工作机制，是一个小范围内开展的、具有针对性和相对独立性的专项工作。人员由工器具管理工程师、工器具管理项目经理和工器具管理员组成，在工器具管理员中安排一名兼职的经验反馈收集人员进行数据收集，如图 1 所示。

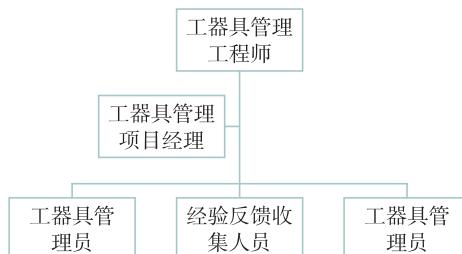


图 1 工器具管理组织结构  
Fig.1 Organization chart of tool management

工器具管理经验反馈的数据来源不局限于主动报告和状态报告，创新性地引入多条收集渠道，如，管理者巡视、工作观察、调查问卷、意见征集、访谈等，通过以上渠道收集工器具管理过程中的偏差、意见、建议、赞扬等信息。经验反馈分类的主要依据是信息的来源，并以此为基础将其分为 3 类数据，分别为偏差类、良好实践类和外部信息类<sup>[5-6]</sup>。本文重点对偏差类数据进行分析。

全体工具管理员收集经验反馈信息，经验

反馈收集人员负责汇总、记录，并建立经验反馈数据库。工器具管理项目经理对数据库的数据进行筛选、合并、分类，并形成一定的统计信息。工器具管理工程师对数据进行分析，查找产生偏差的根本原因，制定对应的纠正方案。整个工作流程形成一个循环，如图 2 所示。

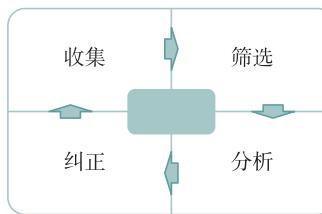


图 2 经验反馈工作流程  
Fig.2 Experience feedback workflow

## 3 经验反馈数据分析

经验反馈数据分析即工器具管理工程师对经验反馈数据进行多方向、多维度的分析，通过事件的内容或表现进行判断，对数据进行分类分析，对照《保持卓越绩效》(INPO 19-003)、《健康安全文化的特征》(INPO 12-012)、《建立卓越人员绩效的原则》(WANO GL 2002-02) 和《WANO 业绩目标与准则》(WANO PO&C) 指导性文件中“自我认知与自我纠正”“问题识别和解决”“组织流程和价值观”“维修人员的基本功”等相关内容，进行分析。

工器具库房对近三年(2021—2023 年)的经验反馈数据库进行统计，弱项占比约 97%，良好实践占比约 3%。弱项又分为知识不足、技能不足、责任心低、程序不完善、安全行为不规范、缺陷和外部经验反馈。具体数据如图 3 所示。

通过对经验反馈数据的分析可以看出，弱项的前三项是：责任心较低大类中的工作标准执行不到位小类、工作技能不足大类中的工具检查失误和工作过程操作出错两个小类。

从数据统计上可以看出，前三项弱项占到数据总量的 70%，是工作偏差的主要组成部分，也就是需重点解决的部分。将前三项偏差的具体表现进行梳理并做原因分析，找到造成此类现象的深层次原因并制定相应的整改措施。如表 1 所示。

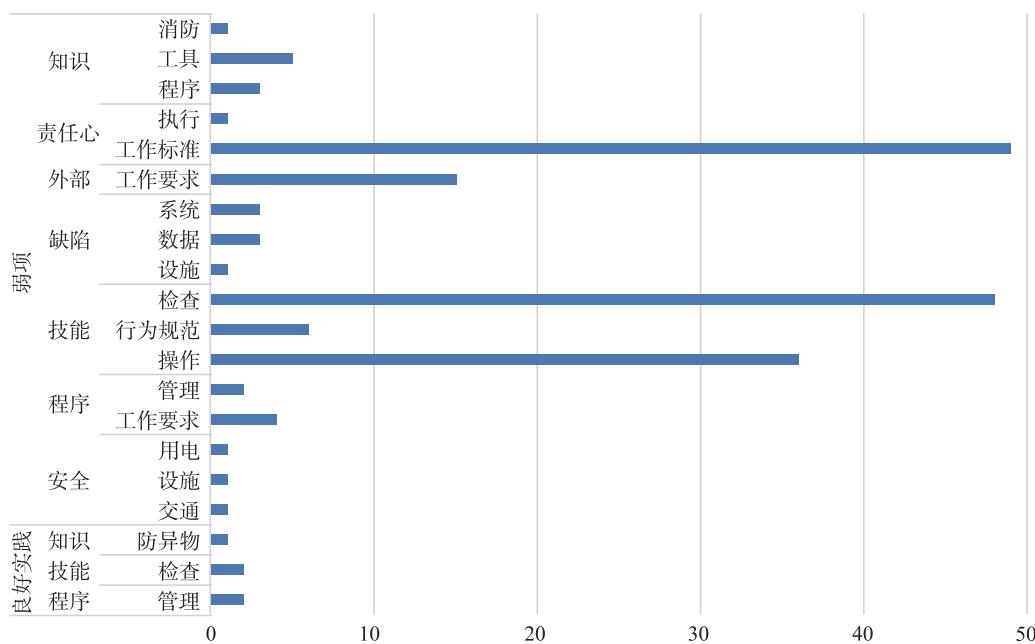
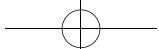


图 3 经验反馈数据统计

Fig.3 Experience feedback data statistics

表 1 偏差统计及原因分析

Table 1 Deviation statistics and reason analysis

序号	类别	具体表现	产生原因及整改措施
1	工作标准执行	未识别超检定期不不到位限工具	疏忽——信息不足限工具系统数据判断
2	工作标准执行	未按照辐射防护不到位管理要求执行	知识不足——管理要求执行培训与考察
3	工具检查失误	未识别失效工具	技能不足——培训与考察
4	工具检查失误	未识别错装、乱装工具	技能不足——培训与考察
5	工作过程操作	信息录入错误出错	疏忽——增加扫描设备
6	工作过程操作	系统工作流程错误	疏忽——增加检查与验证
7	工作标准执行	工具摆放杂乱、责任不清——不到位区域卫生较差	责任区划分

以表 1 中第一项为例：库管员出现未识别超检定期限工具，错误地将超期工具借给使用者的现象，造成检修工作质量隐患或安全隐患。因为库管员明确知晓检定期限的工作要求，所

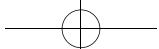
以此现象是典型的工作疏忽。分析发现，随着工具数量的增加、工作量的增加和工具库管员新员工的增加，从概率上讲这种人员疏忽几乎是一定程度上的必然。针对此特性，应该采取的措施是“技防”，以降低人员失误在工作中的影响。纠正方法是：开发系统提醒功能，将即将到期和超期工具进行标注，并禁止超期工具借用。

逐一对工作偏差的原因进行分析，并制定相应的整改措施：

(1) 增设人员分组，划分责任区。如根据日常工作任务将人员划分为综合检修厂房库人员、1号核岛库人员、2号核岛库人员、专用工具与油品材料库人员、计量与检定和编码与文件管理人员等小组，明确各小组的工作分工与接口，制定各小组的工作标准和周期性检查要求。

将工具库房内区域划分成个人责任区并挂牌公示，每人负责一部分货架或区域，责任区内工作明确到人，保持日常工作的延续性、可追溯性。

(2) 增设工作监督检查。如每周进行一次管理者检查，由工具管理工程师、工具项目经理或授权人执行，对各区域、各小组的工作进



行工作监督检查,进行工作记录,对强项进行表扬,对弱项下达整改要求并进行整改验收。

(3)增加技防措施。如通过系统开发,将工具借用时长、检定有效期等限制性条件作为判定条件增加至工器具管理系统中,减少人员失误造成的工作偏差。系统中增加工器具到期自动提醒功能,向借用人发送工作待办任务和短信提醒,防止超期工具在现场使用。

(4)固化经验反馈学习早班会。如固化每周四的早班会为经验反馈学习早班会,会上将最近发生的偏差、良好实践、工作注意事项等作为即时集体学习的内容,确保将学习内容传达到每一个工器具管理员。对于多次发生的偏差进行强化学习。

(5)优化培训措施。如每年制订管理程序培训计划,培训方式从教员授课逐步演化为学员授课,通过“自学自讲”强化对管理程序的学习和理解。

通过经验反馈数据分析找到操作弱项的突出部分,开展针对性的操作培训。目前已开展过吊索具检查培训、工器具管理系统操作培训、电动工具接线检查培训等。

针对工具检查培训的难点问题,编制工具检查要点清单,清单将工具分为通用工具、计量工具、电动工具、起重工具、安全类工具、油品工具、液压工具7个大类168条,清单作为工器具管理员岗位培训材料使用,并持续完善。

(6)开展技能比武。如每年制订工器具管理员技能比武计划,技能比武分为笔试和实操两部分,对核安全文化、程序执行、行为规范、过程操作等进行全面考查。对考查结果进行打分、排名和复盘总结,查找团队的短板和人员的短板,制定专门的提升方案。对考核结果排名靠前的工器具管理员进行表彰和绩效奖励,强化正面激励作用。

(7)强化良好实践。如对于工作中的良好实践,及时通过每日早班会进行集体学习,对工作流程、管理制度起到补充作用的,及时固化到管理程序中,例如,开发工具借用归还标准口令、充电类电动工具存储时取下电池等。

## 4 工作成效

经验反馈工作方法于2021年启动,在2022年逐步完善投用,在2023年全面验证。对前文中提到的工器具管理员工作中的前三类弱项(责任心较弱、工作标准执行不到位,工作技能不足、工具检查出错较多,工作过程操作出错较多)进行了数据跟踪对比,结果如图4所示。

通过数据统计可以看出:工作标准执行不到位的数量2023年较2021年降低了43.75%、较2022年降低了57.14%;工作过程操作出错的数量2023年较2022年降低了41.18%;工具检查出错的数量2023年较2021年降低了50%。

相较于经验反馈工作方法投用初期,三类弱项的发生数量在2023年都出现了明显的下降。并且在2023年度的两次工作满意度调查中,工器具专业的得分在处室内排名处于前列。应用实践证明经验反馈工作方法在降低人员工作弱项、提升工作绩效具有明显作用。

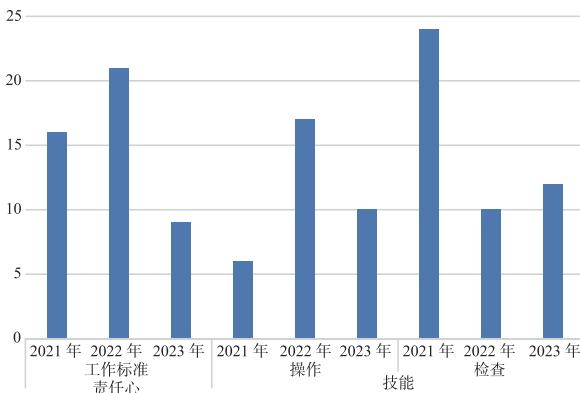
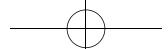


图4 2021、2022和2023年数据变化示意图

Fig.4 Data change diagram of 2021, 2022 and 2023

## 5 结论

经验反馈工作方法在工器具管理中的实践和应用打破了运营单位与合作单位的界限,压缩并简化了工作流程,形成了一个在专业工作组内部运作的小型工作机制,具有体量小、灵活度高、反馈迅速、效果明显等特点。这种工作方法以经验反馈工作模式为模板,借鉴了根本



原因分析方法，在提升工作绩效方面切实有效。同时为把承包商人员的经验反馈纳入核电厂经验反馈体系中提供了经验<sup>[7]</sup>。

经验反馈作为一种非常有效的管理方法，在核电厂设计、建设、施工和运行等阶段都可以发挥无比强大甚至无法想象的作用。本文以某核电厂工器具管理专业的应用实践成效为例，验证经验反馈工作方法在提升工作绩效方面切实有效，这对核电维修支持领域绩效提升具有一定的参考价值。

### 参考文献

- [1] 高亮, 方奇术, 王遥. 能源集团经验反馈体系建设研究 [J]. 中国标准化, 2021 (8): 97-114.

- [2] 孙国臣, 陈睿, 杨堤, 等. 国内运行核电厂经验反馈在新建电厂应用的研究 [J]. 核安全, 2010 (4): 19-24.
- [3] 陈凌飞. 经验反馈与安全文化, 相辅相成并共同提高 [J]. 中国核电, 2017, 10 (3): 415-420.
- [4] 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.
- [5] 中国核电工程有限公司. 经验反馈分级分类指南 [Z]. 北京: 中国核电工程有限公司, 2018.
- [6] 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.
- [7] 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.

## Application of Experience Feedback Working Method in Nuclear Power Equipment Management

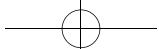
Wu Min, Su Haibei

(Shandong Nuclear Power Company LTD, Yantai 265116, China)

**Abstract:** Experience feedback is an important part of nuclear safety culture and an important management tool for improving nuclear power performance, which is widely used in all professional fields of nuclear power. This paper introduces the use of experience feedback in tool management in the field of nuclear power maintenance support to establish a continuous improvement work cycle within the profession, lists practical cases in solving staff weaknesses and improving work quality, and achieves the effect of improving performance through the implementation of corresponding measures. The empirical feedback working method demonstrated in this paper has a certain reference value for the performance improvement in the field of nuclear power maintenance support.

**Key words:** experience feedback; nuclear power; tool management; performance improvement

(责任编辑: 徐晓娟)



李旭,张仁斌,樊玉琦.一种故障树预处理和最小割集的嵌套求解方法[J].核安全,2024,23(5):48-56.

Li Xu, Zhang Renbin, Fan Yuqi. A Method for Fault Tree Preprocessing and Minimum Cut-Set Nesting [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5): 48-56.

## 一种故障树预处理和最小割集的嵌套求解方法

李旭, 张仁斌, 樊玉琦\*

(合肥工业大学计算机与信息学院 合肥 230601)

**摘要:** 故障树分析 (Fault Tree Analyze, FTA) 是一种系统安全性分析方法。求解故障树最小割集 (Minimum Cut Set, MCS) 是 FTA 的重要环节, 其方法主要包括基于布尔代数的算法和基于二元决策图 (Binary Decision Diagram, BDD) 的算法, 在使用普通计算机分析大规模故障树时, 现有方法存在工作内存不足和计算时间过久的问题。为了解决上述问题, 针对国内某百万千瓦级大型压水堆风险模型, 提出了一种基于布尔代数的故障树预处理和最小割集嵌套求解算法 (Pretreat and Nested Minimum Cut-Set Algorithm, PNMCS)。该算法由三个模块组成: 故障树化简、故障树剪枝、最小割集嵌套计算。在国内某大型压水堆风险模型和几种实际应用风险模型上的应用表明, 本算法在求得正确结果的同时, 有效解决了工作内存不足和计算时间过久的问题。

**关键词:** 故障树分析; 割集法; 组合爆炸; 布尔代数; 二元决策图

**中图分类号:** TP311.5 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 05-0048-09

在 FTA 中, 常用割集(Cut Set, CS)来描述组件失效对于顶事件的影响。其中, MCS 是引起顶事件发生的最低限度的基本事件的组合<sup>[1]</sup>。求解故障树的 MCS 是一个复杂的计算过程, 涉及大量基本事件和逻辑门。规模巨大的最小割集会占用大量内存资源并导致计算时间冗长, 问题的关键是如何压缩内存使用率和提高故障树 MCS 求解速度。<sup>[2]</sup>

本文的研究对象为国内某大型压水堆的风险模型, 该模型基本事件和门事件众多, 复杂性高, 采用传统的基于 BDD 的算法和布尔代数算法均无法得到 MCS。为了解决此问题, 本文提出了一种基于布尔代数的故障树预处理和最小割集嵌套求解算法 PNMCS。本文的研究内容如下。

(1) 针对大规模故障树的最小割集求解问

题, 本文提出的 PNMCS 算法可快速求解 MCS。算法包括三个模块: 故障树化简、故障树剪枝和最小割集嵌套计算。其中, 化简和剪枝缩小故障树规模, 嵌套计算可降低中间结果在内存中的堆积并迅速求解出 MCS。

(2) 在国内某大型压水堆风险模型和几种实际应用风险模型上的实验表明, 本文算法在求得正确结果的同时, 降低了程序的运行时间和内存消耗, 有效解决了割集组合爆炸的情况。

### 1 相关工作

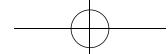
#### 1.1 基于 BDD 的故障树分析方法

基于 BDD 的算法运用 BDD 编码故障树, 最初由 Coudert 等人<sup>[3]</sup>将 Metaproduct 结构引入故障树分析领域。Rauzy 等人<sup>[4]</sup>提出 pcut 结构,

收稿日期: 2023-10-19 修回日期: 2023-11-13

作者简介: 李旭 (1997—), 男, 硕士, 现主要从事故障树分析方法研究工作

\* 通讯作者: 樊玉琦, E-mail: yuqi.fan@hfut.edu.cn



忽略故障发生概率较小的组合得到近似 MCS。以上算法避免了割集最小化过程,但算法的效率均严重依赖于基本事件排序和个数。Tang 等人<sup>[5]</sup>提出了一种基于 Zero-suppressed BDDs<sup>[6]</sup>结构的分析方法,利用紧凑空间编码大量 MCS。Sinnamon 等人<sup>[7]</sup>通过在 BDD 中增加最小化算法,提高了求解故障树 MCS 的速度。Jung 等人<sup>[8]</sup>在 BDD 构建中加入了截断,简化了构建成本。总体来说,基于 BDD 算法的时间性能依赖于基本事件排序,因此其运行时间可能会很长。同时,基于 BDD 的方法需要构建和维护决策图数据结构,这需要更多的计算和存储资源。

## 1.2 基于布尔代数的故障树分析方法

基于布尔代数的算法提供了一种简洁的符号表示方法,能够用逻辑关系清晰地描述系统中的故障模式和事件发生条件,使得故障树易于理解和解释,分析结果具有高度的准确性和可靠性。基于布尔代数的方法通常使用 Fussell 的下行法<sup>[9]</sup>或 Semanderes 的上行法<sup>[10]</sup>来获取割集,最后通过割集最小化算法得到最小割集。Rauzy 等人<sup>[11]</sup>详细介绍了基于下行法的 MOCUS (Methodology for Obtaining Cut Sets) 算法实现。基于布尔代数的故障树分析方法不需要额外的数据结构支持,只需使用逻辑运算符和布尔表达式即可描述故障树。故障树图可以根据需要进行层次化和组合,因此可以灵活地处理大型系统的故障分析。但基于布尔代数的算法在计算过程中会产生大量中间事件,从而导致产生组合爆炸、计算过程冗长的问题。

## 1.3 故障树预处理

由于复杂故障树 MCS 数量巨大,因此大规模故障树最小割集的求解对计算机内存要求非常高,并且求解过程中不可避免地消耗大量时间。<sup>[12]</sup>故障树的预处理可以缓解复杂故障树最小割集的求解困难问题,目前预处理方法主要有故障树化简<sup>[13]</sup>和故障树分解。

故障树化简主要是通过修剪冗余事件化简故障树结构。Bengiamin 等人<sup>[14]</sup>提出了一种故障树化简算法,用于消除或门中的重复输入事件。FAUNET<sup>[15]</sup>(Program Package for

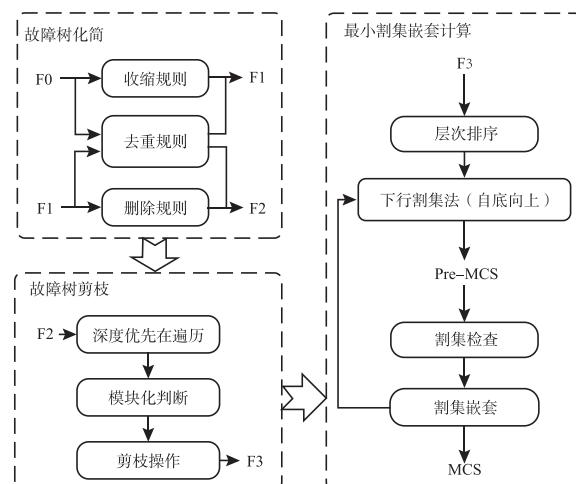
Evaluation of Fault Trees) 是故障树化简规则程序包。Sun 等人<sup>[16]</sup>引入了新规则,但这是空间资源替换时间资源的方法。Russell 等人<sup>[17]</sup>提出综合可靠性与风险分析系统(Integrated Reliability and Risk Analysis System, IRRAS),增加了子树独立、概率剪枝和逻辑门合并等手段。

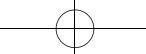
故障树分解是将整个故障树分割为若干子树。Dutuit 和 Rauzy<sup>[18]</sup>提出一种分割子树再分析算法,但该算法对重复部分会产生重复的分析。Codetta<sup>[19]</sup>引入 ParametricFaultTree (PFT),但是此方法仅考虑到可用 BDD 结构表示的故障树,且难以处理复杂的故障树。

总体来说,传统算法应用在大型故障树模型求解 MSC 时,会出现割集组合爆炸导致出现工作内存不足、计算耗时过久的问题。为了解决此问题,本文提出了一种基于布尔代数的故障树预处理和最小割集嵌套求解方法算法,以减少内存消耗,提升计算速度。

## 2 故障树预处理和最小割集嵌套求解法

本文提出了一种故障树预处理和最小割集嵌套求解算法 PNMCS,该算法通过故障树化简和剪枝对故障树模型进行精简,通过嵌套计算方法减少中间结果在内存中的积压,最终达到在限定时间内精确计算大规模故障树最小割集的目的。PNMCS 分为三个步骤,如图 1 所示。





步骤1：将故障树原始模型  $F_0$  输入化简模块，通过收缩规则、去重规则得到故障树模型  $F_1$ ， $F_1$  层之间是与（或）门交替结构。然后，通过删除规则和去重规则，得到化简了部分冗余结构的故障树模型  $F_2$ 。此处应用两次去重规则是因为前一步骤化简的故障树  $F_1$  仍可能存在重复结构，需要再进行去重判断。

步骤2：对化简模块的输出  $F_2$  进行深度优先左遍历，记录模型中每个门的访问时间，求得可模块化的子树，并把所有可模块化子树进行剪枝处理，得到剪枝后的故障树模型  $F_3$ 。

步骤3：对  $F_3$  进行层次排序，自底向上采用下行法计算当前子树最小割集，当计算到以根事件为起始的子树时，得到故障树  $F_0$  最小割集 MCS。

## 2.1 故障树化简

故障树化简的基本思想是修剪冗余事件以降低故障树的规模。本文按照自底向上的顺序遍历故障树，依次对每个门事件下的子树做局部化简，以达到对整个故障树结构的化简。本节提出了三类优化规则：去重规则、收缩规则和删除规则。

具体三类优化规则如下。

(1) 去重规则包括门事件合并和基本事件去重。

a. 门事件合并：对于不同名的门事件，若逻辑类型相同且子事件类型一致，则可以统一为同名门事件；

b. 基本事件去重：当作为同一个门的子事件时，相同的叶子事件（基本事件）可以合并为一个，布尔规则表示为  $A \cup A = A, A \cap A = A$ 。

(2) 收缩规则包括相邻层收缩和唯一事件收缩。

a. 相邻层收缩：当相邻两层门事件类型相同，则下层门事件可以向上层事件合并，具体的布尔规则表示为  $A \cup (B \cup C) = A \cup B \cup C, A \cap (B \cap C) = A \cap B \cap C$ ；

b. 唯一事件收缩：当一个门事件只有唯一子事件时，则该门事件删除，其子事件上移。

(3) 删除规则。当某个门事件  $G_1$  下包含基

本事件  $A$  和门事件  $G_2$ ，同时在  $G_2$  下也包含基本事件  $A$  时，则  $G_2$  的子树可以全部删除，布尔规则表示为  $A \cap (A \cup B) \cap C = A \cap C$ 。

## 2.2 故障树剪枝

故障树剪枝是进一步缩小故障树规模的方法，其输入是化简后的模型  $F_2$ 。如果某个子树的最终事件不会在树的其他地方发生，则称该子树是一个独立子树。将独立子树模块化，用来降低对故障树进行基本操作的代价。本文引入基于线性时间模块化分解方法，通过该方法求得全部的可模块化门事件的集合，然后把这些事件剪枝转换为基本事件。

模块化的过程是：利用树的深度优先左遍历方法对故障树进行两次遍历，第一次遍历得出所有事件的第一次、最后一次访问时间，第二次遍历得到每个事件中，所有子事件的最早、最晚访问时间。

对图2故障树进行一次完整的模块化过程：首先，进行一次深度优先左遍历，每个事件的访问时间见表1和表2；然后，进行第二次深度优先左遍历，每个事件的访问时间见表3。

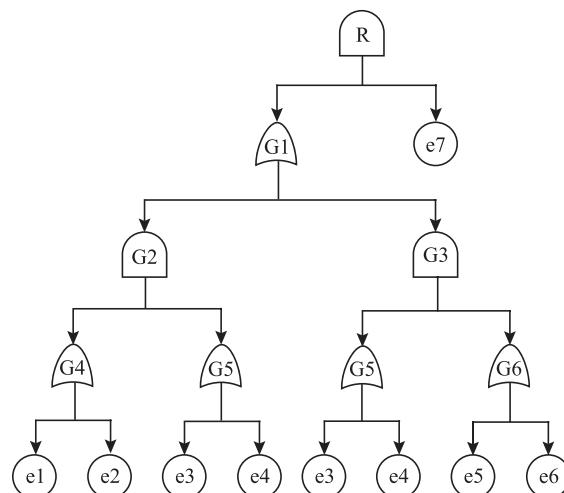


图2 线性模块化示例树

Fig.2 Linear modular example tree

表1记录所有事件的访问时间，其中门事件会有至少两次访问时间，基本事件只有一-次访问时间。

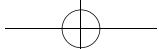


表 1 第一次深度优先左遍历  
Table 1 The first depth-first left traverse

步数	1	2	3	4	5	6	7
事件	R	G1	G2	G4	e1	e2	G4
步数	8	9	10	11	12	13	14
事件	G5	e3	e4	G5	G2	G3	G5
步数	15	16	17	18	19	20	21
事件	G5	e5	e6	G6	G3	G1	e7
步数	22						
事件	R						

表 2 第二次深度优先左遍历  
Table 2 The second depth-first left traverse

事件	R	G1	G2	G3	G4	G5	G6
1#	1	2	3	13	4	8	15
2#	22	20	12	19	7	11	18
last	22	20	12	18	7	14	18
事件	e1	e2	e3	e4	e5	e6	e7
1#	5	6	9	10	16	17	21
2#	5	6	9	10	16	17	21
last	5	6	9	10	16	17	21

表 2 整理每个事件的三个参数：包括第一次访问时间、第二次访问时间和最后一次访问时间。

表 3 子事件访问情况  
Table 3 Sub-event access

事件	R	G1	G2	G3	G4	G5	G6
earliest	2	3	4	8	5	9	16
latest	21	19	14	18	6	10	17

表 3 记录每个门事件为子树的结构中，子事件的最早、最晚访问时间。对照表 2 可判断，除了 G2 和 G3 不符合模块化条件，其他事件均为可模块化事件。

在得到模块化事件后进行剪枝操作：把这些门事件转换为基本事件，将其子树全部剪枝。该操作不会影响原本的故障树结构，即不会影响计算原本故障树的最小割集结果。

### 2.3 最小割集嵌套计算

相较下行法，上行法需要逐步组合和计算多个基本事件，分析过程相对较为复杂，需要耗费更多时间和资源。本文采用下行法求解故障树的 MCS。但下行法会增加与门割集的规模和（或）门割集的数量，在从下往上分析一棵规模较大的故障树时，会产生大量的割集和规模较大的割集，从而导致出现组合爆炸的问题。考虑到上述问题，为了减少大量保存在内存中的割集，本文提出了基于下行法嵌套的计算方法，有如下几条规则。

(1) 每个门事件的直接子事件全部被临时当作基本事件，即求解的最小割集可能含有门事件；

(2) 每个门事件计算得到的最小割集需要临时保存；

(3) 求解根事件最小割集时，自底向上判断每一条最小割集是否含有门事件，如若含有门事件，则寻找该门事件的最小割集，当前门事件与子门事件最小割集采用笛卡尔积策略嵌套处理得到不含门事件的最小割集。

对图 3 中的故障树进行一次完整的嵌套计算过程。该故障树的布尔结构为  $e1 \cap e2 \cap e3$ 。嵌套计算时，首先，计算  $g_2$ ，得到  $MCS_{g_2} = \{e1 \cap e2\}$ ；其次，计算  $g_1$ ，得到  $MCS_{g_1} = \{g_2\}$ ；最后，计算根事件  $r$ ，得到  $MCS_r = \{g_1 \cap e3\}$ 。不同于传统下行法所有门事件的最小割集都缓存在内存中，此过程中内存保存了更加缩略的结构，即只有直接子事件组成的割集集合。并且，自底向上的顺序可以及时释放内存，大大减少了内存占用。

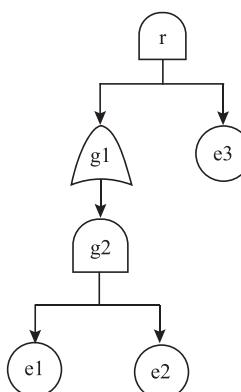
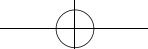


图 3 嵌套计算示例树  
Fig.3 Nested compute sample trees



在迭代过程中,采用笛卡尔积策略,如果临时 MCS 中有门事件,则依次更新 MCS。如上例中,将 g1 的  $MCS_{g1}$  替换为  $\{e1 \cap e2\}$ ,将根事件 r 的  $MCS_r$  替换为  $\{e1 \cap e2 \cap e3\}$ ,此时的  $MCS_r$  为最终结果。

## 2.4 算法总体描述

PNMCS 算法伪代码如图 4 所示。

---

Algorithm 故障树预处理和最小割集嵌套求解算法

---

Input: 故障树文本文件  
Output: 根结点最小割集 root-MCS

```
1://通过孩子链表法,保存故障树数据结构为Nodes
2://层次遍历 Nodes, 记录事件深度
3: for i=1→I do //i为门事件种类数, 自底向上遍历Nodes
4:   if Nodes[i] == shrinkage rules || weight removal rules then
5:     update Nodes[i]
6:   end if
7: end for
8: for i = 1→ I do
9:   if Nodes[i] == delete rules || weight removal rules then
10:    update Nodes[i]
11:   end if
12: end for
13://深度优先左遍历Nodes, 获取模块化结点集合M
14: for j = 1→ J do //迭代次数为集合M元素个数
15:   no-root gate events to basic events
16: end for
17: for i=1→I do //嵌套计算
18:   if Nodes[i] == root then
19:     return root-MCS
20:   else
21:     update pre-MCS with Cartesian product
22:   end if
23: end for
```

---

图 4 PNMCS 算法伪代码

Fig.4 PNMCS algorithm pseudo-code

第 3~12 行的两次迭代性质的层次遍历为化简故障树结构,从底层门事件开始判断是否符合化简规则,直到迭代到根事件结束。

第 13~16 行是故障树剪枝模块伪代码:第 13 行对故障树模型进行一次完整的深度优先左遍历,并按照 2.2 节中的策略,给每个事件标记访问时间;第 14~16 行判断事件是否可模块化并实现剪枝操作,以迭代方式对每个门事件判断是否满足模块化条件,将可模块化的事件转换为基本事件,并将其子树剪枝。

第 17~23 行为最小割集嵌套计算模块的伪代码:根据事件层次,从底向上层迭代求解当前事件的最小割集,按照下行法计算出最小割集 M,并暂时保存到内存中,之后计算上层的事件最小割集 N,两个割集作笛卡尔积操作即  $M \times N$ 。直至迭代的事件为根事件,得到最终的最小割集为故障树最终最小割集。

## 3 应用结果与分析

### 3.1 应用描述

本实验采用国内某大型压水堆风险模型(ft001)和另外五种实际使用的故障树风险模型作为测试数据,来测试 PNMCS 算法的性能。因为基本事件和门事件在树中多次出现,所以用基本事件和门事件的种类数量衡量树的规模,故障树信息见表 4。

表 4 故障树信息

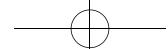
Table 4 Fault tree information

故障树	基本事件 / 种	门事件 / 种
ft001	2151	8979
POSA	117	1207
POSB	136	659
6J	99	67
8J	103	70
DZ	92	66

本文所采用的性能指标为计算耗时和内存使用情况<sup>[20]</sup>。本文的实验运行在一台处理器为 Intel 酷睿 i7-12700KF、内存为 32G,操作系统为 Windows10 专业版的计算机上。

以上故障树模型均通过概率分析软件 RiskA 计算得到最小割集。PNMCS 与基于布尔代数的最小割集求解法(BOOLMCS)<sup>[11]</sup>和基于二元决策图的最小割集求解法(BDDMCS)<sup>[10]</sup>都可以正确得到结果。

本节完成两组实验:实验一为 PNMCS 分别与 BOOLMCS 和 BDDMC 对比时间和内存消耗;实验二为对 PNMCS 的消融实验,用来证明各个模块的有效性。



### 3.2 BOOLMCS、BDDMCS 和 PNMCS 对比

表 5 中是 BOOLMCS、BDDMCS 和 PNMCS 所需的运行时间, 其中最佳数据用粗体展示, 其余表格中的最佳数据也以粗体形式进行展示。三种求解算法的运行时间有着明显差异; 并且随着故障树规模的增大, 运行耗时差距也越来越明显。对于小型故障树, 如 6J、8J、DZ, BDDMCS 法和 PNMCS 法计算耗时分别为 BOOLMCS 法的 61% 和 14%。对于较大模型, 如 POSA 和 POSB, BDDMCS 法计算耗时仍为 BOOLMCS 法耗时的 62%, 而本文算法 PNMCS 仅为 BOOLMCS 法耗时的 5%。对于本文所研究的大型压水堆风险模型 ft001, BOOLMCS 法和 BDDMCS 法均无法在 24 小时(86400000 ms)内求出解, PNMCS 法计算耗时为 120 秒。BOOLMCS 法和 BDDMCS 法缺少故障树化简和故障树剪枝策略, 所以故障树分析所需的时间明显增加。此外, BOOLMCS 法有额外操作割集最小化操作, 计算时会产生大量中间结果。BDDMCS 法受变量基本事件排序影响, 严重降低了时间效率。在故障树复杂性越高的情况下, BOOLMCS 法和 BDDMCS 法的耗时与 PNMCS 法对比的劣势越明显。

表 5 算法时间消耗

Table 5 Algorithm time consumption

故障树	BOOLMCS	BDDMCS	PNMCS
ft001	>24 h	>24 h	<b>1260400 ms</b>
POSA	3441 ms	2274 ms	<b>185 ms</b>
POSB	1819 ms	913 ms	<b>77 ms</b>
6J	200 ms	147 ms	<b>28 ms</b>
8J	230 ms	136 ms	<b>31 ms</b>
DZ	190 ms	94 ms	<b>27 ms</b>

表 6 显示内存消耗性能。可以看出, PNMCS 法相较于 BOOLMCS 法和 BDDMCS 法内存消耗更低。BDDMCS 法相较于 BOOLMCS 法少了割集最小化操作, 工作内存消耗更低, 这些减少主要体现在故障树的缓存建模消耗中。PNMCS 算法相较于 BDDMCS 算法, 虽然多了割集最小化, 但增加故障树预处理操作, 有效降

低了工作内存消耗。

小型故障树模型(6J、8J、DZ)原本的模型结构已经比较简单, 故障树预处理对性能的提升不明显; 而在中大型故障树模型(ft001、POSA、POSB)中存在较多可化简结构, 预处理效果较好, 内存消耗降低相对明显。

表 6 算法内存消耗

Table 6 Algorithm memory consumption

单位: MB

故障树	BOOLMCS	BDDMCS	PNMCS
ft001	/	/	567.3
POSA	19.6	16.2	13.7
POSB	15.9	14.9	13.6
6J	3.3	2.8	2.5
8J	13.8	13.5	13.1
DZ	13.7	12.4	12.3

### 3.3 PNMCS 消融实验

本节验证 PNMCS 中各个步骤的有效性。特别地, 将 PNMCS 和以下三种算法进行对比, 分别为: 剔除化简步骤后的算法 NMCS-M、剔除剪枝后的算法 NMCS-S、剔除嵌套计算模块中的嵌套模块 PMCS。

图 5 显示了不同算法的时间消耗性能, 其中由于 ft001 模型规模太大, 所以计算耗时单位为秒, 在其他模型上的耗时单位均为毫秒。对于小规模模型, 如 6J、8J、DZ, 消融结果显示, PNMCS 计算耗时最短, 其次是 NMCS-M、NMCS-S, 最后是 PMCS; 对于规模较大的模型, 如 POSA、POSB, 算法耗时差异明显: PMCS 远高于其他对照; 而 NMCS-M 和 NMCS-S 差异不明显, 二者差异由模型结构决定, 如果模型可化简部分多则 NMCS-M 耗时多, 反之则 NMCS-S 耗时多。对于本文着重研究的大规模模型 ft001, PMCS 无法在 24 小时内计算出准确解。这说明嵌套计算模块对于 PNMCS 算法的时间效率提升最为明显, 化简模块和剪枝模块也起到了重要作用。

图 6 显示了不同算法的内存消耗性能, 其中大模型 ft001 工作内存与另外 5 个模型相比

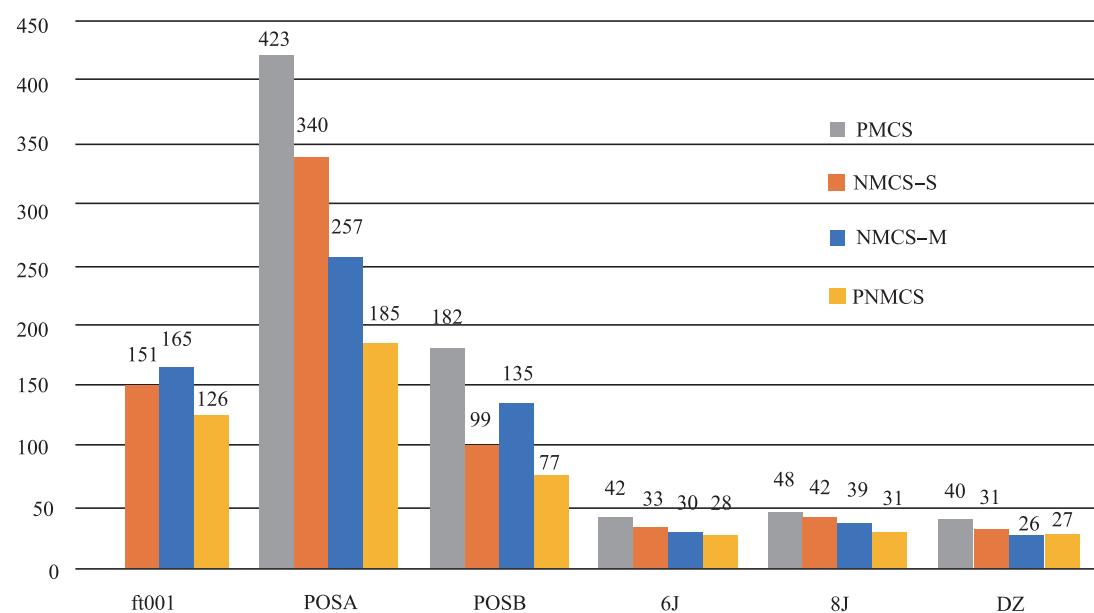
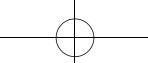


图 5 消融实验时间消耗

Fig.5 Ablation experiment time consumption

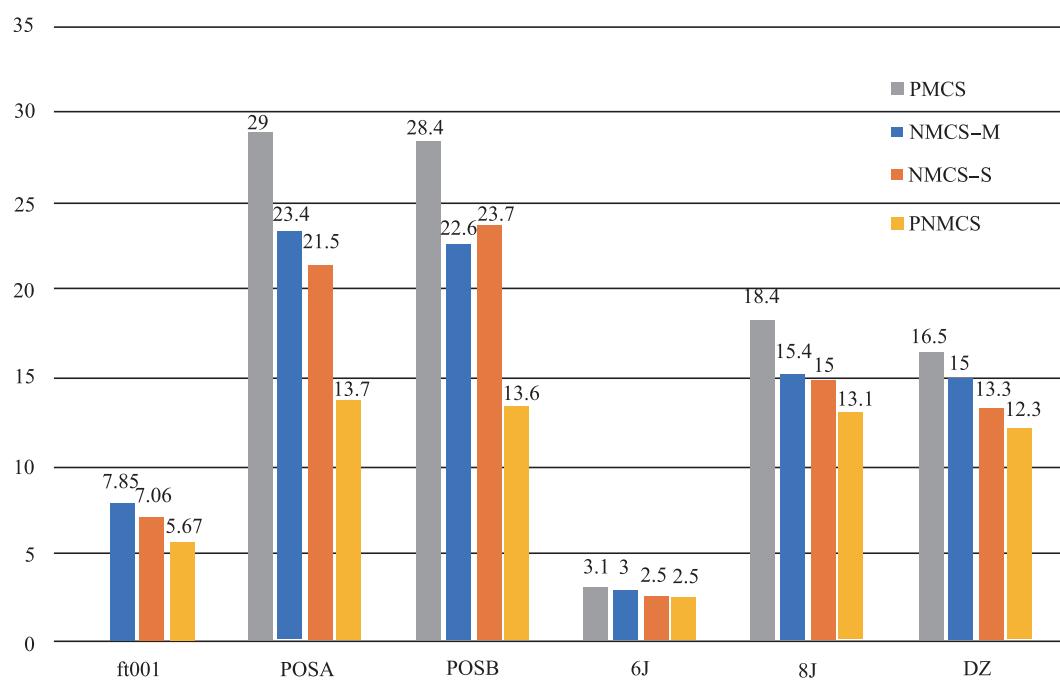
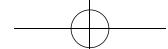


图 6 消融实验内存消耗

Fig.6 Ablation experiment memory consumption

消耗过大,图中的单位为 kMB,另外五个模型图中单位为 MB。根据实验结果可知,PNMCS 内存消耗均最小,PMCS 在不同模型下均表现最差,因为割集法在传统计算情况下会堆积大量中间结果,即非根门事件的最小割集,缓存中

堆积了大量临时最小割集,这个环节会消耗极大的工作内存。因为模型结构差异,可化简结构与剪枝结构的规模大小决定了 NMCS-M 和 NMCS-S 内存消耗,所以图 6 中二者没有优劣之分。



## 4 结论

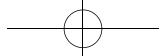
本文提出了一种故障树预处理和最小割集嵌套求解算法 PNMCS。该方法由故障树化简、故障树剪枝、最小割集嵌套计算三个模块组成。该算法可以有效求解复杂故障树 MCS。

将 PNMCS 和两种常用的算法即基于布尔代数的最小割集求解法(BOOLMCS)和基于二元决策图的最小割集求解法(BDDMCS)进行对比。PNMCS 的时间消耗和内存消耗均优于 BOOLMCS 和 BDDMCS, 其中在计算大型故障树模型时, 时间消耗和内存消耗效果优势尤为明显。文中还对 PNMCS 进行了消融实验, 说明了三个模块的有效性。

需要说明的是, 虽然 PNMCS 在实验中的数据结果较好, 但考虑到故障树结构的多样性和复杂性, 仍需分析更多故障树模型证明和验证该算法的效果; 且该算法应用在静态故障树, 对求解动态故障树模型仍有不足。以上是我们今后需要关注的研究方向。

## 参考文献

- [1] 朱大奇, 于盛林. 基于故障树最小割集的故障诊断方法研究 [J]. 数据采集与处理, 2002, 17 (3): 341–344.
- [2] 陶勇剑, 董德存, 任鹏. 采用故障树分析诊断系统故障的改进方法 [J]. 哈尔滨工业大学学报, 2010 (1): 143–147.
- [3] Coudert O, Madre J C. Fault Tree Analysis: 1020 Prime Implicants and Beyond [C]. Reliability and Maintainability Symposium, 1993. Proceedings. Annual. IEEE, 1993: 240–245.
- [4] Rauzy A. New Algorithms for Fault Trees Analysis [J]. Reliability Engineering and System Safety, 1993, 40 (3): 203–211.
- [5] Tang Z, Dugan J B. Minimal Cut Set Sequence Generation for Dynamic Fault Trees [C]. Reliability and Maintainability, 2004 Annual Symposium—RAMS. IEEE, 2004: 207–213.
- [6] Minato S. Zero-suppressed BDDs for Set Manipulation in Combinatorial Problems [C]. Proceedings of the 30th International Design Automation Conference. ACM, 1993: 272–227.
- [7] Sinnamon R M, Andrews J D. Fault Tree Analysis and Binary Decision Diagrams [C]. Reliability and Maintainability Symposium, 1996 Proceedings. International Symposium on Product Quality and Integrity. Annual. IEEE, 1996: 215–222.
- [8] Jung S W, Han H S, Ha J. A fast BDD algorithm for large coherent fault trees analysis [J]. Reliability Engineering and System Safety, 2003, 83 (3).
- [9] Fussell J B. A New Methodology for Obtaining Cut Sets for Fault Trees [J]. Transactions of the American Nuclear Society, 1972.
- [10] Semanderes S N. ELRAFT A Computer Program for the Efficient Logic Reduction Analysis of Fault Trees [J]. IEEE Transactions on Nuclear Science, 1971, 18 (1): 481–487.
- [11] Rauzy A. Toward an efficient implementation of the MOCUS algorithm [J]. IEEE Transactions on Reliability, 2003, 52 (2).
- [12] 宋维, 胡文军. 故障树求解中预处理技术的算法 [J]. 原子能科学技术, 2010, 44 (03): 294–298.
- [13] 杨宇, 刘晓平, 刘萍, 等. 适用于动态概率安全评价的故障树逻辑简化方法 [J]. 原子能科学技术, 2005 (05): 433–437.
- [14] Bengiamin N N, Bowen B A, Schenk K F. An Efficient Algorithm for Reducing the Complexity of Computation in Fault Tree Analysis [J]. IEEE Transactions on Nuclear Science, 1976, 23 (5): 1442–1446.
- [15] Platz O, Olsen J V. FAUNET: A Program Package for Evaluation of Fault Trees and Network [R]. Research Establishment Risoe, 1976.
- [16] Sun H, Andrews J D. Identification of Independent Modules in Fault Trees Which Contain Dependent Basic Events [J]. Reliability Engineering and System Safety, 2004, 86 (3): 285–296.
- [17] Russell K D, Rasmussen D M. Fault Tree Reduction and Quantification—An Overview of IRRAS Algorithms [J]. Reliability Engineering and System Safety, 1993, 40 (2): 149–164.
- [18] Dutuit Y, Rauzy A. A Linear-time Algorithm to Find Modules of Fault Trees [J]. IEEE Trans Reliability, 1996, 45 (3): 422–425.
- [19] Codetta-Raiteri D. BDD Based Analysis of Parametric Fault Trees [C]. Reliability and Maintainability Symposium, 2006. Rams'06. Annual. IEEE, 2006: 442–449.
- [20] Vesely W E, Goldberg F F, Roberts N H, et al. Fault Tree Handbook [R]. Nuclear Regulatory Commission Washington DC, 1981.



# A Method for Fault Tree Preprocessing and Minimum Cut–Set Nesting

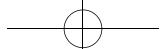
Li Xu, Zhang Renbin, Fan Yuqi<sup>\*</sup>

(School of Computer and Information, Hefei University of Technology, Hefei 230601, China)

**Abstract:** Fault Tree Analyze (FTA) is a system security analysis method, and solving the Minimum Cut Set (MCS) of the fault tree is an important part of FTA. The method mainly includes the algorithm based on Boolean algebra and the algorithm based on Binary Decision Diagram (BDD). When using ordinary computer to analyze large-scale fault trees, the existing method has the problems of insufficient working memory and too long calculation time. In order to solve the above problems, a Boolean algebraic fault tree Pretreat and Nested Minimum Cut–Set Algorithm (PNMCS) is proposed for a domestic large pressurized water reactor risk model. The algorithm consists of three modules: fault tree simplification, fault tree pruning and minimum cut set nesting. The application of this algorithm to the risk model of a large pressurized water reactor in China and several practical application risk models shows that the algorithm can solve the problems of insufficient working memory and too long calculation time while obtaining correct results.

**Key words:** fault tree analysis; cut set method; combination explosion; boolean algebra; binary decision diagrams

(责任编辑:徐晓娟)



阿不都赛米·亚库甫,姚泽文,王荣东,等.表面状态对钇热阱除氢效率的影响研究[J].核安全,2024,23(5):57-63.

Abudusaimi Yakufu, Yao Zewen, Wang Rongdong, et al. Study on the Effect of Different Surface States on the Hydrogen Removal Efficiency of Yttrium Hot Traps [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5):57-63.

## 表面状态对钇热阱除氢效率的影响研究

阿不都赛米·亚库甫, 姚泽文\*, 王荣东, 朴君, 王洋

(中国原子能科学研究院, 北京 102413)

**摘要:**液态金属锂中杂质氢或氢同位素的去除通常利用热阱吸附的方法实现,金属钇作为吸气剂材料,其表面氧化膜对除氢效率的影响至关重要。本文针对氢热阱吸气剂材料金属钇,建立了基于菲克定律的一维平板扩散模型,初步获得了金属钇平板径向上随时间的氢浓度分布,并进行了不同表面状态对金属钇除氢性能的影响试验。结果显示金属钇表面无氧化层时能够在短时间内将容器内氢浓度降低至初始浓度的一半;表面存在氧化层的金属钇在常温条件下或未经高温激活的条件下,其氢吸收能力极弱, $\text{Y}_2\text{O}_3$ 层将阻碍氢分子在金属钇晶体表面发生的离解作用,从而完全杜绝氢进一步向晶体内部扩散。当温度上升至450 K以上时,能够在一定程度上重新激活表面存在氧化层的金属钇的氢吸收能力。

**关键词:**热阱;杂质去除;氧化膜;高温激活

**中图法分类号:** TL7 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)05-0057-07

过渡金属钇(Y)作为一种常用的热阱除氢材料,对锂中氢和氢同位素的去除效果非常好,甚至能够在氢分压很低的条件下,将锂中氚(T)的杂质含量降低至1 wppm以下<sup>[1]</sup>。因此,在碱金属冷却剂杂质氢的去除、氢净化及固体储氢领域都有着良好的工程应用前景。

金属钇表面通常都会有较为致密的氧化物层,作为钇热阱的填充材料,带状或板状布置的金属钇最终转变为氧化层-单质钇-氧化层的三明治结构。而氢在最外部氧化层中的扩散速度极为缓慢,渗透氧化层,并进一步扩散到金属钇晶体结构内部需要克服更大的势垒<sup>[2]</sup>。

研究者在金属单质或合金体系表面电子结构和吸附机制方面开展了大量的理论和实验研

究,但对表面存在氧化层的金属晶体氢扩散行为的研究还相对缺乏。本文通过对气体在金属中的扩散溶解行为进行广泛的调研,建立氢在金属钇中的扩散计算模型,再通过进行小型分析试验,获得特定情况下的扩散系数。量化分析不同表面状态对氢热阱除氢效率的影响<sup>[3]</sup>。

### 1 氢(氘、氚)的扩散与渗透

#### 1.1 氢(氘、氚)在金属钇中的扩散机制

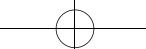
在高中子通量环境下,金属锂受辐照发生核反应产生氦和氢同位素。产物氦在冷却剂锂中以气态形式存在,使用气液分离器即可进行去除。产生的大部分氢和氢同位素在接触到锂的瞬间溶进冷却剂中,生成锂的氢化物。发生

收稿日期: 2023-12-05 修回日期: 2024-01-08

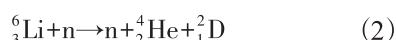
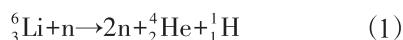
基金项目: 中国原子能科学研究院反应堆工程技术研究所所长基金科研项目(218241)

作者简介: 阿不都赛米·亚库甫(1993—),男,硕士,工程师,现主要从事液态金属净化研究工作

\*通讯作者: 姚泽文, E-mail: 598553765@qq.com



的主要核反应如下：



上述反应中产量较多的为氚，因此选择对氚吸附效果好的热阱填充剂材料尤为重要。目前，对氚的去除效果最好的材料为金属钇。

Den, Bro eder 等人<sup>[4]</sup>基于金属晶体射线观测的方法，以试验的方式观测了氢在金属钇表面存在氧化层时的渗透扩散行为。该团队首先在惰性环境中制备高纯度的金属钇圆盘，随后在其表面形成一个直径为 1.1 mm，厚度为 30 nm 的小型 Pd 圆盘。而后将试验样品放置在空气中进行氧化形成金属钇氧化膜。金属钯由于化学惰性，不会轻易发生氧化，氢原子通过金属钯正常渗透进金属钇中进行溶解扩散。

试验结果显示，在试验温度为 60℃，未进行高温激活的条件下，金属钇氧化层几乎完全阻碍了氢的渗透，金属钇的除氢效果被完全抑制。氢在金属钇中的扩散主要是通过被钯金属膜保护的部分逐渐发生表面扩散，而后发生晶间迁移，逐渐溶解在金属钇晶体内部。保护膜底部位置开始向四周迁移的驱动力主要受浓度势的作用。样品检测后发现保护膜底部中心位置产生  $\gamma$  相  $\text{YH}_3$ ，逐渐远离中心时，氢浓度逐渐降低，分别出现过渡相  $\beta$  和  $\alpha$  相（如图 1 所示）。

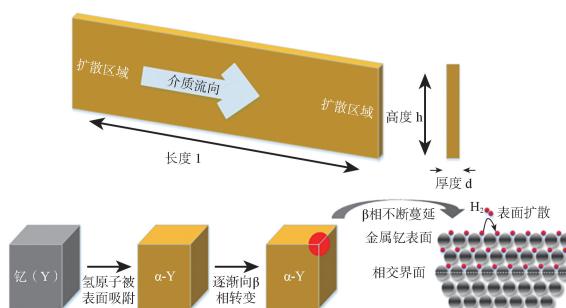


图 1 氢在金属钇中扩散的行为机制

Fig.1 Mechanism of hydrogen diffusion in yttrium

## 1.2 金属钇吸气剂的杂质吸附过程

分子形式的杂质氢与吸气剂金属表面不断

发生碰撞，并被表面原子物理吸附。物理吸附的分子与吸气剂金属表面原子之间借助范德华力相互结合，因此活化能很小，只有 0.1~0.2 eV。在高温激活条件下，物理吸附的杂质分子会分裂成原子，其中杂质氢原子与金属表面原子发生化学吸附，形成共价结合的气体原子<sup>[5]</sup>。当物理吸附为化学吸附的先导时，每个原子被吸附时所释放的能量还要扣除分子离解成原子所需能量的一半。化学吸附的氚原子与固体表面原子之间的结合是共价键的强结合，所以活化能很大，一般为几个 eV。因此，化学吸附的速率决定吸附过程的快慢。

### 1.3 金属钇吸气剂中杂质溶解过程

化学吸附的杂质氢原子由于原子半径小，通过溶解成为金属晶格中的原子，形成固溶体。

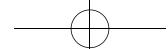
在杂质氢原子形成的固溶体体系中，随着杂质氢浓度的提高，最终引起固溶体相变。因此，杂质氢固溶体在金属吸气剂材料晶格中的存在形式可能是离子，也可能是原子或分子，甚至有可能是原子群团。

### 1.4 金属钇吸气剂中杂质氢解吸过程

吸气剂材料吸收或解析杂质气体的过程是一个可逆过程，当杂质气体环境分压降低时，会引起晶体内气体重新解析释放。整个释放过程是经过晶体内释放，从固溶态转变为表面化学吸附状态，而后重新聚合成分子态，并离开金属吸气剂表面。同样，解析过程也需要激活。

## 2 氢在金属钇片中的扩散模型

锂在大功率空间堆的设计中被广泛用作反应堆冷却剂。锂在受反应堆中子辐照时会产生氦、氢和氢同位素，辐照产物的累积会对一回路热工水力过程造成不利影响，需要设置专门的去除装置对其进行收集。气体氦利用专门的气液分离器进行除去，氢和氢同位素利用氢热阱进行去除，使反应堆在运行过程中杂质氢的含量处于较低水平。较高温度下，锂和氢之间的化学键强度较弱，容易发生分解。到达热阱时，氢或氢同位素首先被热阱吸气剂材料表面吸附，而后不断向吸气材料晶体内部扩散，从而达



到除氢的目的。

常用的热阱填充剂材料有金属锆、钛、锆钛合金和铁钛合金等,这些材料都具备较好的吸氢特性,但是用于冷却剂锂中去除杂质氚时,当氚含量低于1 wppm时吸氢会非常困难。近期研究发现,过渡金属钇在吸氢时,表现出独特的性质,在保持其氢化物的吸附能力条件下,可将氢和氢同位素含量降低至1 wppm以下,进而去除溶解在锂中的氢或氚。这使它成为液态金属锂中杂质氚的净化材料。

为了完成液态锂中氢同位素去除热阱的工程设计与建造,需要掌握杂质氢在金属钇吸气剂材料中的溶解、扩散等行为机理。因此,本文建立气体原子在金属钇-氢平板上的扩散模型,利用文献数据,以及开展小型分析试验,探究不同表面状态、温度等因素对杂质在吸气剂材料中的扩散行为的影响。前期调研表明,氢或氢同位素在金属中的扩散属于浓度差驱动的粒子输运。扩散驱动力有3种:(1)浓度梯度(化学势梯度);(2)应力场梯度;(3)电场梯度。

分子、原子或离子等的定向宏观迁移,其最终目的是降低体系的吉布斯自由能。扩散理论研究的两个方面唯象模型为:微观机制上,扩散物质浓度分布与时间的关系;原子无规则运动与宏观物质流的关系。扩散的基本定律为菲克第一定律(Ficks first law)<sup>[6]</sup>。

氢在吸气剂金属晶体中因浓度梯度导致的扩散遵守菲克第一定律:

$$J = -D(\nabla C) \quad (4)$$

$$\frac{\partial \Phi}{\partial t} = D\nabla^2 C \quad (5)$$

式中: $J$ 为扩散通量; $D$ 为扩散系数; $\Phi$ 为浓度。扩散系数与温度的依赖关系遵循式(6):

$$D = D_0 \exp(-E/RT) \quad (6)$$

式中: $D_0$ 为扩散频率因子; $E$ 为扩散激活能; $R$ 为气体常数; $T$ 为热力学温度。由于溶解氢沿着金属薄片厚度方向上的扩散距离相比轴向上的尺寸微乎其微,因此可以认为吸气剂材料为一个无限大且厚度为 $d$ 的平板,此时氢浓

度函数为 $\Phi(x,t)$ ,则有:

$$J = -D \frac{\partial \Phi}{\partial x} \quad (7)$$

$$\frac{\partial \Phi}{\partial t} = D \frac{\partial^2 \Phi}{\partial x^2} \quad (8)$$

在表面位置处 $x=0$ ,浓度保持恒定值 $\Phi_1$ ,与氢气压强 $P_1$ 平衡;在 $x=l$ 处,氢浓度 $\Phi$ 为零。假设初始时刻金属钇平板中的氢浓度为零,则边界条件为: $\Phi(x,0)=0$ 、 $\Phi(l,t)=0$ ,相应扩散方程的解为:

$$\Phi(x,t) = \Phi_1 \left[ 1 - \frac{x}{l} - \frac{2}{\pi} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{1}{n} \sin \frac{n\pi x}{l} \exp \left( -n^2 \pi^2 \frac{Dt}{l^2} \right) \right] \quad (9)$$

当 $t \rightarrow \infty$ 时,即达到稳态(饱和):

$$\Phi(x,t) = \Phi_1 \left( 1 - \frac{x}{l} \right) \quad (10)$$

式(10)表明,氢在钇板中的浓度呈线性分布。

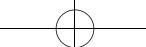
实际实验获得的扩散系数受表面扩散机制制约。然而采用膜渗透法计算时,则是假定扩散系数受体扩散机制制约,因此膜渗透法预测的扩散系数在理论上偏大。

由于在热阱制造、安装过程中,不可避免地会在吸气剂材料表面形成一层氧化膜,这将阻碍氢或氢同位素扩散至热阱填充材料内部,从而降低热阱的除氢效率<sup>[7-11]</sup>。平板扩散模型法虽然相对简单,但其合理地考虑了材料表面成分、氧化物、杂质含量以及缺陷等微观结构对氢扩散的影响。对于本研究来讲,平板扩散模型计算的结果可信度更高。

### 3 扩散系数数值计算

#### 3.1 扩散系数仿真计算结果

基于菲克第一定律计算悬浮在介质内的单个扩散粒子的三维平移扩散系数:当粒子不是球形时,除了它们的平动运动外,还考虑了它们的旋转自由,而本文主要考虑了球形粒子的平移扩散情况,通过有限差分求解法将扩散方程离散处理,再进一步利用MATLAB计算差分方程,从而计算扩散系数。



扩散方程(8)可离散化为:

$$D \frac{\partial^2 \Phi}{\partial x^2} = \frac{\partial \Phi}{\partial t} (0 \leq x \leq 2) \quad (11)$$

边界条件为:  $\Phi(x, 0) = 0$ 、 $\Phi(1, t) = 0$ , 扩散方程可写成:

$$\begin{cases} \frac{\partial \Phi}{\partial t}(x_i, t_k) \approx \frac{\Phi_i^{k+1} - \Phi_i^k}{\Delta t} \\ \frac{\partial^2 \Phi}{\partial x^2}(x_i, t_k) \approx \frac{\Phi_{i-1}^k - 2\Phi_i^k + \Phi_{i+1}^k}{\Delta x^2} \end{cases} \quad (12)$$

最终差分方程为:

$$\Phi_i^{k+1} = \Phi_i^k + \frac{\Delta t}{\Delta x^2} (\Phi_{i-1}^k - 2\Phi_i^k + \Phi_{i+1}^k) \quad (13)$$

$$r = \frac{\Delta t}{\Delta x^2} \quad (14)$$

$$\Phi_i^{k+1} = (1 - 2r) \Phi_i^k + r(\Phi_{i-1}^k + \Phi_{i+1}^k) \quad (15)$$

如下为 MATLAB 求解过程和计算结果。

依据钇平板扩散模型及相应的扩散方程,以时间和空间均一化的方式求出特定表面状态下的扩散系数。计算结果如图 2 和图 3 所示。可知,氢在金属钇中的浓度分布是从接近表面位置向内逐渐降低,接近晶体表面位置的氢浓度最高,且分布比较均匀。随着位置逐渐加深,氢浓度急剧降低。

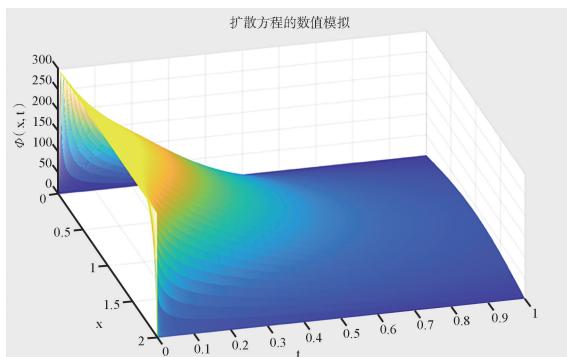


图 2 氢浓度随平板厚度分布情况

Fig.2 Distribution of hydrogen concentration with plate thickness

在前文中提到,氢在金属晶体中的扩散受扩散速度最慢的表面扩散制约,同时表面吸附过程还与氢气黏度有关,故考虑了不同温度对应黏度对扩散系数的影响。

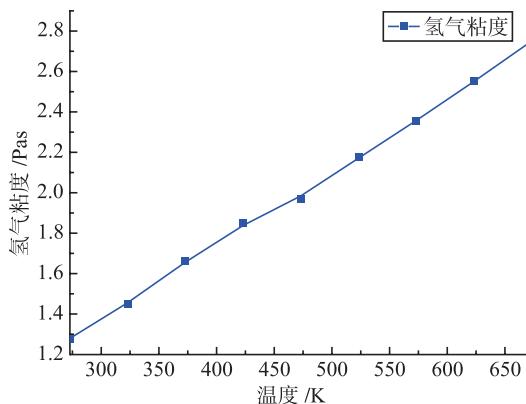


图 3 氢黏度随温度的变化曲线

Fig.3 Hydrogen viscosity as a function of temperature

图 4 表明,金属钇在不同温度条件下的扩散系数随温度的增大而增大,在 423 K~573 K 温度区间增速稍快,在 573 K 时扩散系数  $D=4.9 \cdot 10^{-10}$  (m<sup>2</sup>/s),之后扩散系数随温度的变化速率相对减弱。

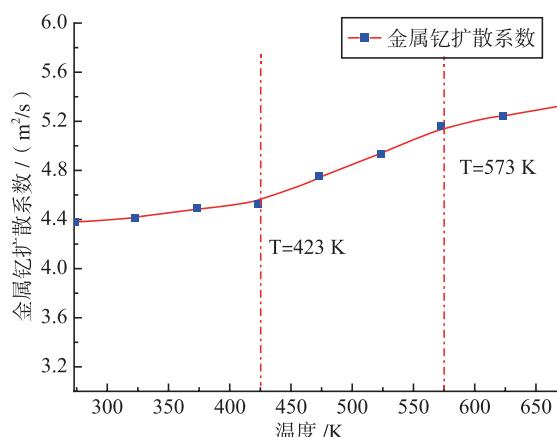
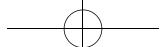


图 4 扩散系数随温度的变化曲线

Fig.4 Curve of diffusion coefficient as a function of temperature

### 3.2 金属钇吸氢分析测量试验结果

为了确定氢热阱关键技术参数,参考冷却剂净化过程中所涉及的工况,建立实验研究方案中的关键工况参数。考虑到液态锂环境的危险性和锂中杂质含量测量手段的复杂性,同时,由于在两种介质中吸气剂材料吸氢机制相同,因此本实验利用 Ar-H<sub>2</sub>(5%) 混合气体体系来模拟含有少量杂质氢的液态锂环境。



试验工况参数如表 1 所示。试验设施满足如下基本要求:

- (1) 具有惰性气体环境来实现关键实验设备的安装;
- (2) 提供密闭的用于测量的试验容器;
- (3) 实验系统能够提供 200~450 °C 的可控加热环境。

进行了三组对比试验: 金属钇块收到货时, 表面处于未氧化状态, 不对其表面进行额外的操作; 表面无氧化层样品一直处于手套箱惰性环境中; 表面有氧化层样品拿出手套箱, 在空气环境中放置约 15 min, 而后重新放回手套箱中。

表 1 金属钇吸氢吸收试验工况  
Table 1 Yttrium-metal hydrogen absorption test conditions

变量名称	参数值
温度	473~673 K
压力	≤30 kPa
氢含量	100 ppm ± 50 ppm

图 5、图 6、图 7 分别给出了三组对比试验结果。三组试验中均表明, 表面无氧化层的样品吸氢开始时间更快, 几乎是从 0 时刻开始吸氢。表面有氧化层的样品在将近 1000 s 后开始缓慢吸氢。另外, 表面无氧化层的样品能够将容器中的氢含量降低至更低: 三组试验中, 氢含量均低于 20 ppm, 有氧化层的样品不仅吸氢速率相对弱, 而且吸氢容量也受到影响。

有氧化层的样品吸氢容量之所以受影响, 是因为样品表面有效吸氢通道数量少, 而氢在向内部扩散时, 通道附近形成饱和的  $\gamma$  相, 而  $\gamma$  相吸氢时需要很大的氢压力, 因此在氢分压较低的条件下, 氢的扩散受限制。最终氢分压不足以形成新一轮  $\gamma$  相 Y-H 固溶体时, 吸氢反应就停止。这就导致有氧化层的金属钇最终吸氢量普遍低于无氧化层的样品(如图 8 所示)。

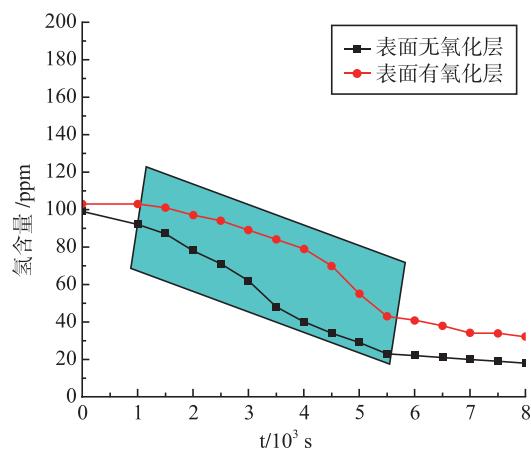


图 5 容器内氢含量随时间的变化曲线(1)

Fig.5 Curve of hydrogen content in the container over time (1)

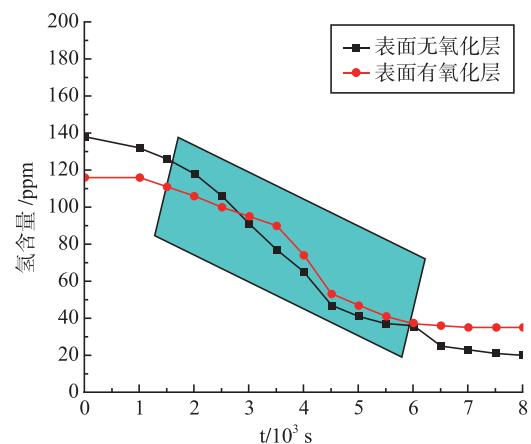


图 6 容器内氢含量随时间的变化曲线(2)

Fig.6 Curve of hydrogen content in the container over time (2)

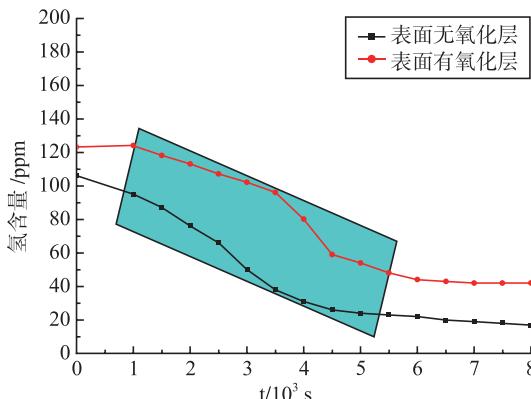


图 7 容器内氢含量随时间的变化曲线(3)

Fig.7 Curve of hydrogen content in the container over time (3)

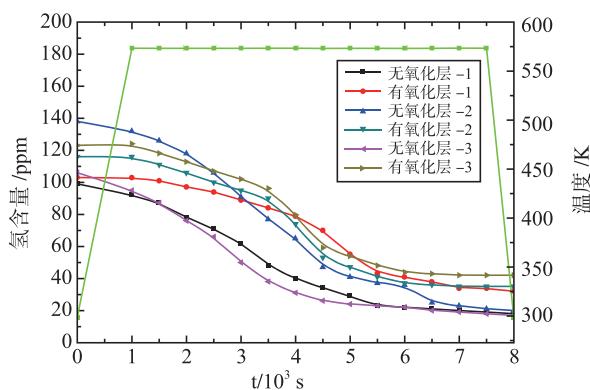
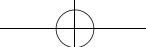


图 8 不同表面状态金属钇氢吸收特性  
Fig.8 Yttrium–hydrogen absorption characteristics of metals in different surface states

473 K、573 K、673 K 温度条件下,金属钇氢吸收能力对比分析表明,当运行温度为 573 K 时,能够发挥出 94% 的氢吸收能力。同时,由于温度与氢分压之间的关系,过高的温度会提高吸氢分压,不利于氢含量较低时的氢热阱除氢效果。因此,推荐氢热阱在 573 K 温度下运行。

图 9 给出了不同温度条件下,相同物质的量金属钇能够吸收的氢物质的量。图 9 表明,在 573 K(300℃) 温度时,能够保证较高的吸氢量,同时对于热阱包容(容器)材料来说,该温度最具有经济性。

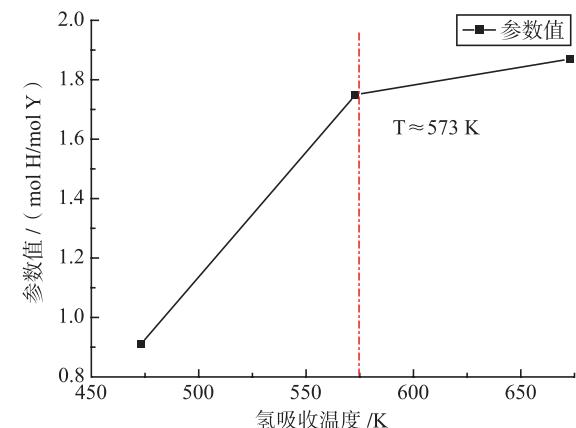


图 9 氢吸收与温度的关系曲线  
Fig.9 Hydrogen absorption with temperature

#### 4 结论

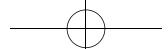
本文基于菲克第一定律建立了单粒子平板

扩散模型,对氢原子在金属钇中的扩散行为进行理论计算,初步获得了金属钇中氢浓度分布随时间的变化规律,并进行了不同表面状态对金属钇除氢性能的影响试验,获得如下结论:

- (1) 在金属钇无表面氧化层或存在少量氧化层时,金属钇能够迅速吸收其附近的氢,且能够在 1 hr 内将容器内氢浓度降低至初始浓度的一半。吸氢速度最快可提前 2000 s;
- (2) 表面存在氧化层的金属钇,在常温条件下或未经高温激活的条件下,其氢吸收能力极弱, $\text{Y}_2\text{O}_3$  层将阻碍氢气分子在金属钇晶体表面发生的离解作用,从而完全杜绝氢进一步向晶体内部扩散。当温度上升至 450 K 以上时,金属钇表面氧化层开始大面积脱落,显现较好的氢吸收能力;
- (3) 试验温度提高至 500 K 以上时,金属钇的氢吸收能力能够重新被激活,但是由于高温激活方法不能完全将金属钇表面氧化层全部去除,因此无法将容器内氢含量降低至很低。

#### 参考文献

- [1] S. Fukada, Y. Maeda, M. Kinoshita, T. Muroga, Verification to recover tritium in neutron-irradiated Li by Y plate, Fusion Eng. Des. 82 (2007) 2152–2157.
- [2] S. Fukada, T. Hiromoto, S. Shigeharu, K. Sugie, Y. Edao. Trapping of deuterium dissolved in fluidized Li by Y, Fusion Eng. Des. 89 (2014) 1347–1349.
- [3] K. Esaki, K. Hiyane, S. Fukada, E. Wakai, Y. Ito, F. Nitti. JAEA IFMIF Group, Study on control of non-metallic impurities in liquid lithium, J. Plasma Fusion Res. Ser. 11 (2014) 36–40.
- [4] Den, Broeder, F. J A , et al. Visualization of hydrogen migration in solids using switchable mirrors. [J]. Nature, 1998.
- [5] G. Kresse, J. Furthmüller, “Efficiency of ab-initio total energy calculations for metals and semiconductors using a plane-wave basis set,” Comput. Mater. Sci., 6, 15–50 (1996).
- [6] L.N. Yannopoulos, R.K. Edwards, P.G. Wahlbeck, The thermodynamics of the yttrium–hydrogen system, J. Phys. Chem. 69 (8) (1965) 2510–2515.
- [7] H. Nakamura, M. Iida, M. Sugimoto, T. Yutani, H. Takeuchi, Removal and control of tritium in lithium target for international fusion materials irradiation facility (IFMIF), Fusion Sci. Technol. 41 (2002) 845–849.



- [ 8 ] Y.Kato, H.Katsuta, S.Konishi, M.O goshi, T.Hua, L.Green, et al., Impurity control in liquid lithium loop for IFMIF target facility, *J. Nucl. Mater.* 258–263 ( 1998 )
- [ 9 ] M. Kinoshita, S. Fukada, N. Yamashita, et al., Experimental study of tritium recovery from liquid lithium by yttrium, *Fusion Eng. Des.* 81 ( 2006 ) 567–571.
- [ 10 ] S. Fukada, Y. Maeda, Y. Edao, Experiment of recovery of tritium from Li by Y and design of tritium trap, *Fusion Sci. Technol.* 54 ( 2008 ) 117–121.
- [ 11 ] E. Veleckis, Decomposition pressures in the (  $\alpha + \beta$  ) fields of the Li–LiH, Li–LiD and Li–LiT systems, *J. Nucl. Mater.* 79 ( 1979 ) 20–27.

## Study on the Effect of Different Surface States on the Hydrogen Removal Efficiency of Yttrium Hot Traps

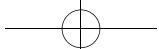
Abudusaimi Yakufu, Yao Zewen\*, Wang Rongdong, Piao Jun, Wang Yang

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

**Abstract:** The removal of impurity hydrogen or hydrogen isotopes from liquid lithium metal is usually realized by using hot-trap adsorption, and yttrium metal, as a sorbent material, has a crucial influence of its surface oxide film on the hydrogen removal efficiency. In this paper, for the hydrogen hot-trap sorbent material yttrium metal, a one-dimensional plate diffusion model based on Fick's law was established, the hydrogen concentration distribution with time on the radial direction of yttrium metal plate was preliminarily obtained, and experiments were carried out to test the influence of different surface states on the hydrogen removal performance of yttrium metal. The results show that when there is no oxide layer on the surface of yttrium metal, the hydrogen concentration in the container can be reduced to half of the initial concentration within a short period of time; under the condition of yttrium metal with an oxide layer on the surface at room temperature or without high-temperature activation, the hydrogen absorption capacity is extremely weak, and the  $Y_2O_3$  layer will hinder the dissociation of hydrogen molecules on the surface of yttrium metal, thus completely preventing the hydrogen from further diffusing into the interior of the crystals. When the temperature rises above 450 K, the hydrogen absorption capacity of yttrium metal with an oxidized layer on the surface can be reactivated to a certain extent.

**Keywords:** hot trap; impurity removal; oxide film; High temperature activation

(责任编辑: 徐晓娟)



范国辉,赵旭东,孔琳,等.关于民用核安全设备特种工艺人员队伍建设情况的调研分析[J].核安全,2024,23(5):64-70.  
Fan Guohui,Zhao Xudong,Kong Lin,et al. Investigation and Analysis on the Construction of Special Technical Personnel of Civil Nuclear Safety Equipment [J]. Nuclear Safety,2024,23(5):64-70.

## 关于民用核安全设备特种工艺人员队伍建设情况的调研分析

范国辉,赵旭东,孔琳,王美英

(中机生产力促进中心有限公司,北京 100044)

**摘要:** 2019年6月,国家核安全局发布了《民用核安全设备焊接人员资格管理规定》与《民用核安全设备无损检验人员资格管理规定》,这两部法规于2020年1月1日起施行。本文选取核电行业内具有典型代表性企业,对各单位2020—2022年民用核安全设备特种工艺人员(以下简称特种工艺人员,包括焊接人员和无损检验人员)队伍建设情况进行调研,了解掌握了行业内特种工艺人员队伍建设总体情况。通过分析得出,新规定实施以来给核电行业特种工艺人员队伍建设带来了积极效果,同时也为将来新规定的评价或修订提供了数据支撑。

**关键词:** 民用核安全设备; 特种工艺人员; 队伍建设; 调研

**中图分类号:** T29 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)05-0064-07

自2008年对特种工艺人员实施资格许可以来,生态环境部(国家核安全局)立足核能行业特色,注重采用政策引导、加强培训、完善考核等方式,依法履行考核监督和管理职责,先后发布了一系列配套的管理文件,为提高特种工艺人员技能水平,从而保证民用核安全设备质量,发挥了积极作用。

为了更好地适应核电行业发展和企业对特种工艺人员的需求,经过广泛调研和充分论证,国家核安全局于2019年6月发布了《民用核安全设备焊接人员资格管理规定》<sup>[1]</sup>与《民用核安全设备无损检验人员资格管理规定》<sup>[2]</sup>(以下简称新规定),新规定于2020年1月1日起施行。新规定在强调落实聘用单位主体责任的同时,突出了对特种工艺人员技能水平的关注和培养,发挥了引导行业开展特种工艺人员队

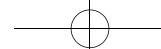
伍建设的作用。截至2022年12月,新规定施行三年来,焊接人员考试人次和发证人次累计分别达10271人次、6370人次;无损检验人员考试人次和发证人次累计分别达7619人次、4366人次<sup>[3]</sup>。

### 1 调研对象的选取原则

本次调研对象应能够基本完整、准确地反映新规定实施三年来核电行业特种工艺人员队伍情况,且选择范围应广、类别应多。故而以核电行业对持证单位通行的分类方法为原则,确定抽检的调研对象分别为建安类单位、设备制造类单位、无损检验类单位、工程总承包类单位、核燃料制造类单位中的代表性企业。最终选取了7家建安类单位、11家设备制造类单位、4家无损检验类单位、1家工程总承包类单位、1家核燃料制

收稿日期:2023-11-08 修回日期:2023-11-27

作者简介:范国辉(1987—),男,工程师,学士,现主要从事民用核安全设备审评和特种工艺人员资格考核相关的工作



造类单位，共计 24 个调研对象。

## 2 调研内容和方法的确定

### 2.1 调研内容的确定

为尽可能地体现新规定实施以来，核电行业内的调研对象特种工艺人员队伍建设情况，初步确定本次调研工作主要从管理制度、培训制度、发展制度、人员素质四个维度<sup>[4]</sup>（一级指标）出发，逐步设置二级调研指标和三级调研指标，见表 1。

表 1 指标评价体系  
Table 1 Indicator assessment system

一级指标	二级指标	三级指标
管理 制度	管理体制	优先安排外出学习与培训机会、职业晋升等政策
	激励制度	为特种工艺人员提供物质、精神奖励
	人员配备	配备充足的特种工艺人员
	考核制度	有一套完整、科学、可操作的特种工艺人员工作绩效考核标准
	发展计划	制订关于特种工艺人员队伍的稳定和发展的计划； 逐步落实计划
培训 制度	培训形式	岗前培训； 定期培训（脱产、非脱产）； 专业技术培训； 政策法规培训
	培训对象	持证人员； 技术人员
发展 制度	职称评定	实行指标单列、序列单列、评审单列的办法
	岗位晋升	对持证人员在岗位晋升方面有制度关注
	待遇	对持证人员在待遇方面有制度关注
人员 素质	新取证 人员	聘用人员取得无损检验Ⅲ级证书的无损检验方法类别与持证人员数量满足相关活动需要； 聘用人员取得的焊接方法种类与持证人员数量满足相关活动需要

续表

一级指标	二级指标	三级指标
人员 素质	专业背景	所学本专业或相关专业
	职业能力	具有学习能力、技术能力； 获得技术能手、大国工匠、劳动模范等称号、竞赛获奖、成立技术工作室、技术工坊等
	队伍结构	35 岁以下人员占比超过 30%

### 2.2 调研方法的确定

#### 2.2.1 调研分析方法的确定

统计学中常用的调研数据分析方法有频数分析法、定量数据对比描述分析法、IPA 分析法、帕累托图法、权重法等。

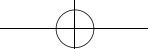
为确保调研方式的有效性、调研数据分析的可靠性，在调研前考虑到了核电行业的实际情况和各方法的适用性、便捷性、侧重点等，经相互比较并结合本次调研工作所关注的内容，确定选择权重法作为本次调研的分析方法。

#### 2.2.2 调研指标权重的确定

常见的权重方法主要有层次分析法、功效系数法、德尔菲法、熵值法、灰色综合评估法、标准差系数法等。确定权重的方法主要分为两大类，一是主观赋权法，二是客观赋权法<sup>[5]</sup>。主观赋权法侧重于人的主观判断，有失客观性；客观赋权法虽避免了人为因素，但容易受样本误差影响。两类方法评价效果各有优缺点<sup>[6]</sup>。

为更客观真实地反映调研对象的实际情况，需借鉴其他行业较为成熟的调研方式，结合各数据分析方法特点和特种工艺人员考核组织工作中的经验，并加以适应性修改。以此来确定调研指标的权重，使调研数据分析评价结果更加符合实际。

特种工艺人员队伍能力建设中四个维度的重要性不同，主要通过二级指标项目设置数量体现权重系数。二级指标项目设置越多，则该一级指标越重要。因此，为方便统计计算，将调研评价指标的总分值设置为 100 分。根据三级指标设置情况，四个维度权重分别设置为：管理



制度 0.42、培训制度 0.12、发展制度 0.18、人员素质 0.28<sup>[7]</sup>，即四个维度的分值分别为 42 分、12 分、18 分、28 分。

对特种工艺人员队伍能力建设水平实施量化评价，采用基础打分法，即若调研对象满足三级指标中的任何一项，计 1 分，反之则计 0 分，同时乘以三级指标的得分系数，最终汇总的三级指标得分就是该单位总分值，即为该调研对象的特种工艺人员队伍能力建设水平评价总分值。

根据调研工作设想，调研对象在 2020 年、2021 年、2022 年三年间调研指标评价得分的变化，可以反映出核电行业的某一调研对象或某类调研对象自新法规实施以来各项指标分值的变化情况，以此可对其特种工艺人员队伍建设水平做差异性判断。

### 3 调研数据分析

#### 3.1 调研对象整体数据汇总分析情况

在调研过程中，调研对象进行了较为充分的准备，根据自身实际情况对调研内容进行了反馈。根据调研对象的反馈情况，汇总评分整理情况见表 2。

表 2 调研对象 2020—2022 年指标评分  
Table 2 Survey object 2020—2022 index rating sheet

单位类别	序号	管理制度	培训制度	发展制度	人员素质	总分	年份
建安类	1	14.6	8	5.1	14.7	42.4	2020
		29.7	8	11.1	18.3	67.1	2021
		33.1	8	16.3	19.7	77.1	2022
设备制造类	2	14.1	8	3.3	11.3	36.7	2020
		27.6	8	10.4	14.5	60.5	2021
		35.8	8	14.7	16.7	75.2	2022
无损检验类	3	33.5	9	13.5	19	75	2020
		33.5	9	15	19	76.5	2021
		36.3	9	16.5	19	80.8	2022
工程总承包类	4	15	6	0	23	44	2020
		15	6	0	23	44	2021
		15	6	0	23	44	2022

续表

单位类别	序号	管理制度	培训制度	发展制度	人员素质	总分	年份
核燃料制造类	5	8	8	0	9	25	2020
		8	8	0	9	25	2021
		19	8	0	9	36	2022

从总体上看，新规定实施后，各调研对象根据新规定要求和自身情况在涉及特种工艺人员相关制度政策等方面进行了适当的调整，调研评分结果也显示出逐年增长的趋势。制度政策、获奖情况等方面的调整，进一步提高了特种工艺人员的积极性、提升了特种工艺人员的技能水平、加强了特种工艺人员队伍的建设、保持了特种工艺人员队伍的稳定。

24 家调研对象反馈各指标评分总分情况后，为保证调研数据尽可能接近行业的真实情况，在统计各年指标评价总分平均分时，采用了加权平均数来计算平均分，如式(1)所示。

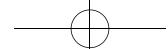
$$W = \frac{\sum_{i=1}^8 X_i F_i}{\sum_{i=1}^8 F_i} \quad (1)$$

其中  $W$  为加权平均分； $X_i$  为所在分组的上限与下限的中点数值(组中值)，当指标评分出现如 30、40、50 等 10 的整数倍时，应将该评分归于上一个分组，即出现 30 分时，应归于 20—30 分组，以此类推。组中值 = (上限 + 下限)/2，即 25、35、45、55、65、75、85、95(见表 3)。

表 3 指标评分分组区间  
Table 3 Indicator score group range

参数	数值							
分组	20—30	30—40	40—50	50—60	60—70	70—80	80—90	90—100
$X_i$	25	35	45	55	65	75	85	95

$F_i$  为所在分组的单位数量，如当指标评分在 20—30 有 2 家单位时， $F_1=2$ ；指标评分在 40—50 有 7 家单位时， $F_3=7$ ，以此类推。



结合表2中2020—2022年指标评分,以及上述加权公式计算得出2020—2022年三年指标评分,调研对象整体加权平均值分别为:45分、55分、69分,如图1所示。

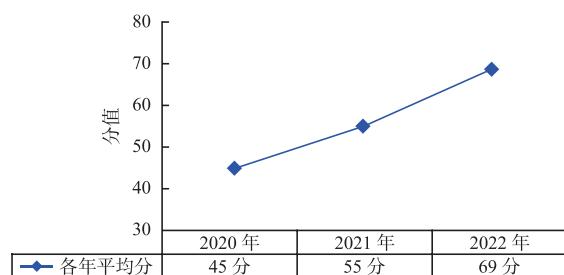


图1 调研对象总体加权平均分变化情况

Fig.1 Changes in the overall weighted average scores of the respondents

从评分结果看,随着新规定实施时间的推移,总体上各单位也逐渐调整制度政策来适应新形势的发展,指标评分的平均分值呈逐年增加态势。这表明:在新规定实施后,各单位的制度建设逐渐完善,特种工艺队伍人员逐步享受到新规定改革在技能、福利待遇、职业发展等方面带来的红利。

### 3.2 调研对象具体数据分析情况

#### 3.2.1 各类调研对象的整体数据变化情况

根据24家调研对象的反馈和表2评分结果,各持证类型调研对象2020—2022年指标评分见图2。

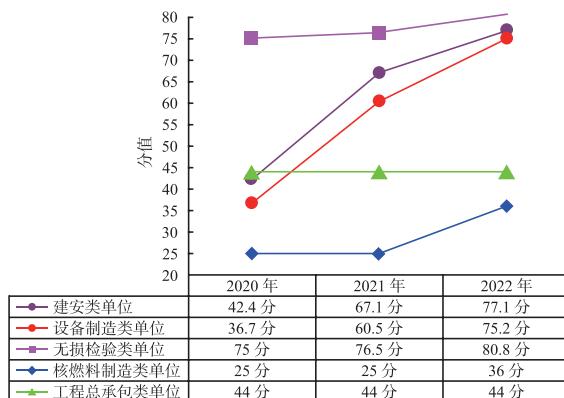


图2 各类调研对象2020—2022年指标评分  
Fig.2 Index scores of various survey objects from 2020—2022

通过各类单位指标评分可以看出,新规定施行后,建安类单位、设备制造类单位的评分显著提高,说明新规定对这两类单位影响较大。无损检验类单位三年间的指标评分相对高,但变化幅度较小,说明新规定对此类单位影响较小。

工程总承包类单位和核燃料制造类单位的评分较低且变化幅度小。工程总承包类单位人员不直接从事焊接或无损检验工作,以及核燃料制造类单位工作特殊性:特种工艺人员相对较少,导致新规定的实施对此类单位影响很小。

综上,新规定施行后,受影响较大的是建安类单位和设备制造类单位,这两类单位数量也相对较多。而受新规定影响情况小的无损检验类单位,由于无损检验人员多,因此也需着重分析。由于新规定对工程总承包类单位和核燃料制造类单位影响相对较小且人数较少,故而不再对这两类进行分析。

#### 3.2.2 四个维度数据变化情况

当分析四个维度时,由于所占比重不尽相同,维度指标评分不足百分,将四个维度指标评分换算为百分制(100分),更为方便直观。具体加权平均分公式为:

$$W_p = \frac{\sum_{i=1}^{10} X_i F_i}{\sum_{i=1}^{10} F_i} * \frac{100}{M_t} \quad (2)$$

其中  $p: 1, 2, 3, 4, W_1, W_2, W_3, W_4$  分别为管理制度、发展制度、人员素质、培训制度四个维度的指标加权平均分;

$t: 1, 2, 3, 4, M_1, M_2, M_3, M_4$  分别为管理制度、发展制度、人员素质、培训制度四个维度权重的分值;

$X_i$  为所在分组的上限与下限的中点数值(组中值),当指标评分出现如10、20、30、40等10的整数倍时,应将该评分归于上一个分组,即若出现30分,应归于20—30分组,以此类推。组中值=(上限+下限)/2,即5、15、25、35、45、55、65、75、85、95(详见表4);

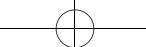


表 4 指标评分分组区间

Table 4 Indicator score group range

参数	数值									
	分组	0—10	10—20	20—30	30—40	40—50	50—60	60—70	70—80	80—90
$X_i$	5	15	25	35	45	55	65	75	85	95

$F_i$  为所在分组的单位数量,如当指标评分在 0—10 有 0 家单位时, $F_1=0$ ;指标评分在 10—20 有 3 家单位时, $F_2=3$ ;指标评分在 40—50 有 1 家单位时, $F_5=1$ ,以此类推。

以重点分析的建安类单位、设备制造类单位和无损检验类单位为例,依据公式(2),四个维度加权平均分如图 3—图 6 所示:

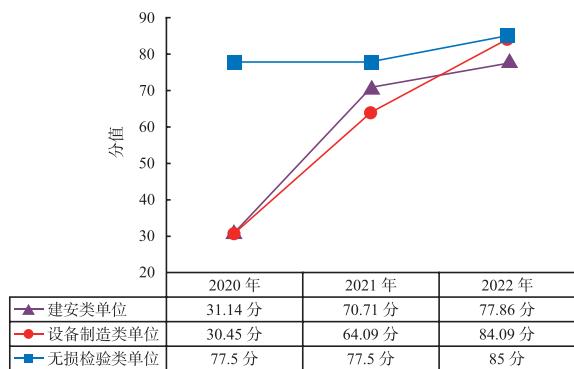


图 3 三类单位管理制度各年总体加权平均分

Fig.3 The weighted average score of the three types of unit management system in each year

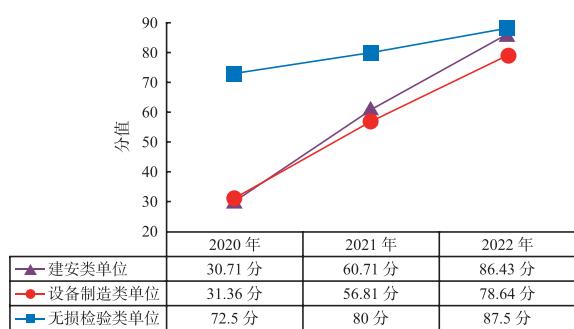


图 4 三类单位发展制度各年总体加权平均分

Fig.4 The weighted average score of the three types of unit development system in each year

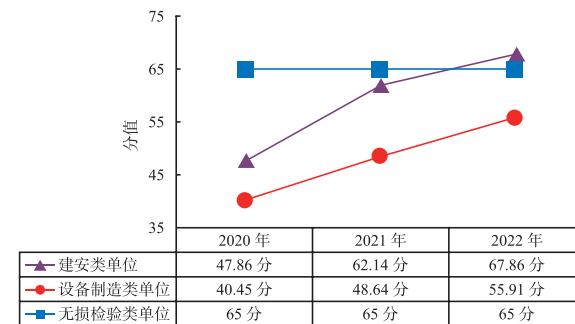


图 5 三类单位人员素质各年总体加权平均分

Fig.5 The weighted average score of personnel quality of three types of units in each year

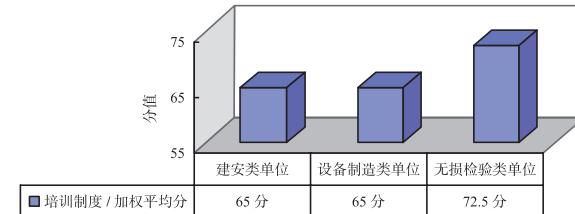
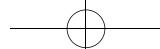


图 6 三类单位培训制度总体加权平均分

Fig.6 The weighted average score of the personnel training system of three types of units

管理制度、发展制度、人员素质、培训制度四个维度的建设情况是一个单位综合管理水平的体现,也是单位适应法规、与时俱进能力的体现。对建安类单位、设备制造类单位、无损检验类单位调研的评分结果显示,三类单位的调研指标评分呈逐年增加态势。这说明了新规定实施后,三类单位逐年加强单位有关特种工艺人员的管理制度建设、完善发展机制、加强培训力度、提高人员素质,特种工艺人员的收入待遇、公司地位和技能水平等相应提高,从而保证了特种工艺人员队伍建设的稳定。

同时,也可以看出,三类单位中建安类单位评分变化幅度较大,无损检验类单位评分变化幅度较小,这也说明了新规定对建安类单位影



响较大,对无损检验类单位影响较小。

## 4 结论和建议

### 4.1 结论

本次调研对象是从核电行业中的建安类单位、设备制造类单位、无损检验类单位、工程总承包类单位、核燃料制造类单位企业中选择的具有代表性企业,基本上能代表核电行业中特种工艺人员在新规定实施后的整体变化情况。

通过对调研反馈情况汇总整理并分析,得出如下结论:

(1) 新规定实施后产生了积极影响,效果显著。

各类型代表性单位的调研指标加权评分整体上呈逐年增加态势,特种工艺人员队伍建设总体向好,符合新规定改革预期效果,比如核电行业单位积极完善特种工艺人员相关管理、发展、培养等制度,具体体现在福利待遇、人才培养、队伍稳定性等方面,特种工艺人员充分享受了改革带来的红利。

(2) 新规定对不同类型单位的影响不同。

建安类单位、设备制造类单位、无损检验类单位正逐步完善相关制度,建安类单位与设备制造类单位受新规定影响较大,同时队伍建设的力度也逐渐加大;无损检验类单位在制度建设上相对完善、人员素质相对较高,受新规定影响相对小。

由于工作的特殊性,新规定对工程总承包类单位、核燃料制造类单位的影响很小。

### 4.2 建议

(1) 采用常态化、周期性的方式对特种工艺

人员队伍建设情况进行调研。

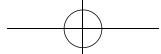
为准确掌握行业内单位特种工艺人员队伍建设情况,调研工作可采用常态化、周期性方式进行,以便及时掌握特种工艺人员队伍建设情况。

(2) 开展专项调研,详细掌握业内单位和特种工艺人员个人情况。

在开展专项调研时,可从某一单位、特种工艺人员个人等不同维度开展,将调研对象重点放在建安、设备制造、无损检验三类单位。

### 参考文献

- [1] 国家核安全局.民用核安全设备焊接人员资格管理规定 [S/OL].[2019-06-12].[https://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk02/201906/t20190621\\_707303.html](https://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk02/201906/t20190621_707303.html).
- [2] 国家核安全局.民用核安全设备无损检验人员资格管理规定 [S/OL].[2019-06-13].[https://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk02/201906/t20190621\\_707307.html](https://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk02/201906/t20190621_707307.html).
- [3] 孔琳,赵旭东,陈明.民用核安全设备焊接人员考核组织管理研究与建议[J].核安全,2023,22(04):75-80.
- [4] 尹忠恺,王健.高校辅导员队伍职业化专业化建设评价指标体系[J].辽宁工程技术大学学报(社会科学版)2011(5):327-330.
- [5] 高宏利,王前.高校科研水平评估体系的设计研究[C]//中国科学学与科技政策研究会.首届中国科技政策与管理学术研讨会2005年论文集(下).北京:中国科学学与科技政策研究会:361-367.
- [6] 刘兵,王雪莲,戴景新,等.高等学校科研能力评估方法研究[J].科学学与科学技术管理,2003(12):83-85.
- [7] 曹霞,王洋洋,程逸飞.高层次创造性人才队伍建设政策机制效果评价的指标体系[J].科学与经济,2010,23(01):71-74.



# Investigation and Analysis on the Construction of Special Technical Personnel of Civil Nuclear Safety Equipment

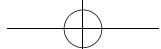
Fan Guohui, Zhao Xudong, Kong Lin, Wang Meiyang

(China Productivity Center for Machinery Co., Ltd, Beijing 100044, China)

**Abstract:** In June 2019, the Regulations on the Qualification Management of Welding Personnel for Civil Nuclear Safety Equipment and the Regulations on the Qualification Management of Non-destructive Examination Personnel for Civil Nuclear Safety Equipment were issued, and took effect on January 1, 2020. In this paper, by selecting a typical representative enterprise in the nuclear power industry, the construction of special technical personnel of civil nuclear safety equipment (hereinafter referred to as special technical personnel, including welding personnel and non-destructive examination personnel) in each unit in the three years from 2020 to 2022 is investigated, and the overall construction of special technical personnel in the industry is understood. Through the analysis, it is concluded that the reform of the new regulations has brought positive effects to the construction of special process personnel in the nuclear power industry, and also provides data support for the evaluation or revision of the new regulations in the future.

**Key words:** civil nuclear safety equipment; special technical personnel ; construction of personnel ; investigate

(责任编辑：徐晓娟 )



季龙,郭景新,李海涛,等.池壳式研究堆停堆后非能动余热导出特性研究[J].核安全,2024,23(5):71-75.

Ji Long,Guo Jingxin,Li Haitao,et al. Study on Characteristics of Passive Residual Heat Removal for Tank in Pool Research Reactor after Shutdown[J]. Nuclear Safety,2024,23(5):71-75.

## 池壳式研究堆停堆后非能动余热导出特性研究

季 龙, 郭景新, 李海涛, 杨易军, 袁志敏

(中国核动力研究设计院 成都 610213)

**摘要:**本文以国内某池壳式研究堆为研究对象,采用RELAP5计算并分析了剩余释热功率以及堆水池初始温度对压力容器上部温度的影响。结果表明当剩余功率保持不变时转入间断冷却,随着堆水池初始温度的上升,压力容器上部温度达到50℃的时间会明显缩短。特别是,当堆水池的初始温度设定为10℃,且在剩余功率为0.5%FP的条件下转入间断冷却,压力容器上部的温度将始终保持在50℃以下。进一步证明了池壳式反应堆的安全性,并为停堆后的经济冷却方式选择和长期安全提供了依据。

**关键词:**池壳式; 自然散热; RELAP5

**中图分类号:** TL411.3 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)05-0071-05

池壳式研究堆由于其同时具有游泳池式堆的巨大热阱和压力壳式堆温度、压力参数高的特点,成为当前国内外研究堆设计的一种主要构型。反应堆停堆后的余热导出是反应堆三大安全功能之一<sup>[1]</sup>。停堆后的衰变热功率水平及衰减趋势是进行安全评估的基础,对于停堆冷却方式的确定、堆水池管理具有重要意义。

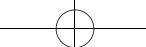
张丹等<sup>[2]</sup>研究了全厂断电工况下池壳式研究堆的余热导出情况;赵柱民等通过实验给出了停堆后脉冲堆燃料芯体温度和堆水池散热能力随时间变化的实验数据,证明了脉冲堆余热导出能力能满足最大余热安全导出的要求<sup>[3]</sup>;黄洪文等<sup>[4]</sup>针对全厂断电事故的主要事件序列,分析了池式研究堆高功率运行工况下发生全厂断电事故后反应堆的安全性。国外学者分别以IAEA-MTR<sup>[5]</sup>材料测试堆、MNSR<sup>[6]</sup>微堆、

BR2<sup>[7]</sup>高通量堆为研究对象,通过试验数据和模拟结果对比分析,证明了RELAP5程序对研究堆的适用性。

现有研究缺乏对池壳式研究堆正常停堆后自然散热的分析。本文以国内某池壳式研究堆为研究对象,根据安分要求压力容器上部温度达到50℃时余热排出泵自启。停堆后,在堆内仍有剩余热量释放的情况下,自然循环会持续存在,并且其流动方向与原先的强迫循环方向完全相反。当余热排出泵停止运转时,强迫循环将逐渐减弱,此时会发生一种过渡现象,即强迫循环向自然循环的平稳转变,这种现象被称为“流量反转”。本文建立RELAP5模型,分析满功率运行72 h后停堆的某池壳式研究堆不同剩余释热功率、堆水池初始温度对压力容器上部温度变化趋势的影响。

收稿日期: 2024-02-01 修回日期: 2024-05-29

作者简介: 季龙(1990—),男,工程师,主要从事反应堆运行及相关科研工作



## 1 分析方法及模型

### 1.1 软件介绍

RELAP5 (Reactor Leak and Power Safety Excursion) 程序是美国爱达荷国家实验室开发的瞬态行为最佳估算程序,被广泛应用于轻水堆的系统设计和安全评估<sup>[8]</sup>。该程序可用于模拟轻水堆系统的 LOCA、ATWS、SGTR、MSLB、LOFW 等事故以及某些水蒸气系统的热工水力瞬态性状,是目前物理模型较完善的大型程序之一。

### 1.2 系统模型介绍

#### 1.2.1 系统描述

如图 1 所示,为池壳式研究堆在强迫循环停止后,剩余释热传递过程的示意图。压力容器上部热电偶的测点用两个红点表示。堆内包含燃料组件和铍铝组件,组件之间存有一定缝隙。由于燃料组件内的冷却剂与其他通道的冷却剂存在温差,因此能够形成自然循环,从而实现冷热流体的混合。在这一过程中,热量通过自然机制如热传导和自然对流换热等非能动方式,逐渐传递至燃料元件的包壳、反射层和堆芯围筒,并最终导出至压力容器。由于压力容器与堆水池之间存在较大的接触面积,热量得以直接通过壁面传递给堆水池。在此过程中,大部分热量被水吸收,一小部分热量则通过蒸发作用直接释放至大气中。

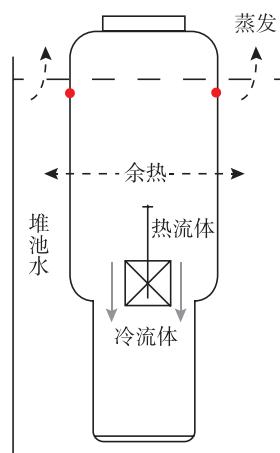


图 1 强迫循环停止后剩余释热传递过程示意图

Fig.1 Schematic diagram of residual heat transfer process after forced circulation stops

为避免发生流量反转现象,反应堆停堆后应维持一定时间的强迫循环,当剩余释热功率 $\leq 0.8\%$ 满功率(Full Power,FP)时方可转入间断冷却,停运余热排出泵并将其投入自动。在此期间,仅依赖堆内自然循环、压力容器壁面导热和池水蒸发导出堆芯剩余释热。当压力容器上部温度超过 50℃时,余热排出泵及正常二次水停堆冷却泵接收连锁信号后自启动,重新通过强迫循环方式导出余热。

#### 1.2.2 系统建模

采用 RELAP5 程序对压力容器、堆水池进行建模,节点图如图 2 所示。考虑压力容器内部存在明显的热分层现象,压力容器内同一高度各部分之间用横向接管连接。102 为热电偶测点对应的节点位置,100、150 代表压力容器上部空间,在堆水池液面之上与空气直接接触,由

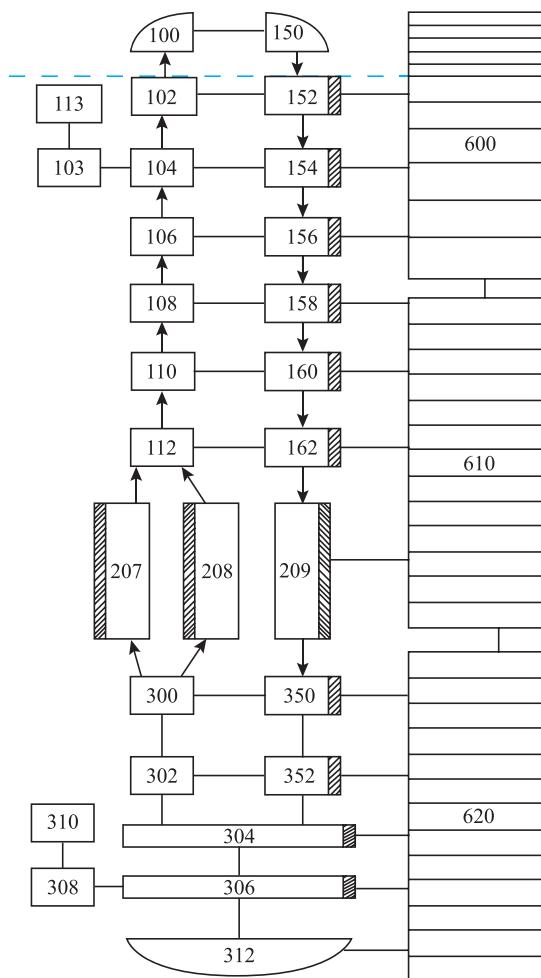
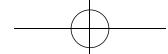


图 2 节点图

Fig.2 Node diagram



于空气换热系数较小,近似于绝热状态。207 表示燃料组件,208 表示铍、铝组件,209 表示旁路,600、610 和 620 表示堆水池(建模过程中把堆水池分为上、中、下三层),堆芯内的热量通过压力容器的热构件与堆水池的水进行交换。

### 1.3 初始条件

根据运行操作规程和运行限值条件、结合研究堆运行典型工况参数,设定计算初始条件如下:

- (1) 停堆前研究堆满功率运行时间不低于 72 h;
- (2) 堆水池初始温度为环境温度;
- (3) 堆厅保持环境温度,送风制冷系统的影响忽略不计;
- (4) 当剩余释热功率 $\leq 0.8\% \text{ FP}$  后才允许转入间断冷却,停止余热排出泵,强迫循环流量由 4800 m<sup>3</sup>/h 降至 0。同步将反应堆一回路泄至常压,并停止水池冷却净化系统;
- (5) 一回路系统联通阀保持关闭状态,暂不考虑一回路自然循环及管道壁面散热;
- (6) 堆水池是一个直径 12 m、深 10 m 的圆柱体,计算时堆水池内水的容积保持 800 m<sup>3</sup>,当压力容器的壁面发生传热作用时,堆水池内会出现水的自然对流现象:温度较高的水会上升,温度较低的水则会下沉。

## 2 模型验证

为验证模型正确性,研究者选取池壳式研究堆调试期间满功率运行 72 h 后集散控制系统(Distributed Control System, DCS)记录的压力容器上部温度数据,与计算结果进行对比。该工况下初始条件参数详见表 1。

表 1 初始条件  
Table 1 Initial condition

参数	数值
运行功率	100% FP
剩余释热功率	0.8% FP
堆水池初始温度	30℃
堆厅环境温度	30℃
堆水池内水的容积	维持恒定值

图 3 为剩余释热功率为 0.8% FP 时,压力容

器上部温度随时间变化曲线,红色曲线代表模型计算结果,黑色曲线代表 DCS 实测数据。由图可知,计算结果、DCS 数据分别在余热排出泵停止后 4.08 h、4.8 h 压力容器上部达到 50℃,平均温升分别为 4.90℃/h、4.17℃/h。计算结果与 DCS 数据整体吻合较好,两条曲线的最大误差为 4.58%。

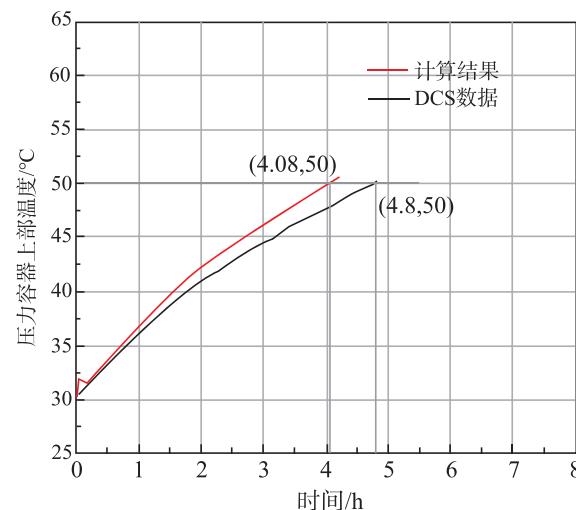


图 3 停余排泵后压力容器上部温度曲线  
Fig.3 Temperature curve of the upper part of the pressure vessel after stopping the residual discharge pump

## 3 计算结果与分析

### 3.1 剩余释热功率对压力容器上部温度的影响分析

为满足运行限值与条件中压力容器上部温度不高于 50℃这一监督值要求,确保反应堆具有足够的安全裕度,研究者分别选取剩余释热功率为 0.8% FP、0.7% FP、0.6% FP、0.5% FP、0.4% FP、0.3% FP 和 0.2% FP 七种工况。堆水池初始温度为 30℃,计算压力容器上部温度变化趋势。

图 4 为剩余释热功率为 0.4% FP 时压力容器上部温度变化曲线,由图可知,在 0~10 h 压力容器上部温升较大,此时堆芯与堆水池内的温差较大,因此换热量较大。随着时间推移,两者之间温差减小,温升变缓。

为了分析剩余释热功率对压力容器上部温度的影响,研究者将不同工况时压力容器上部温度达到 50℃的时间进行对比,对比结果如图 5 所示。横轴为剩余释热功率,纵轴为压力容器

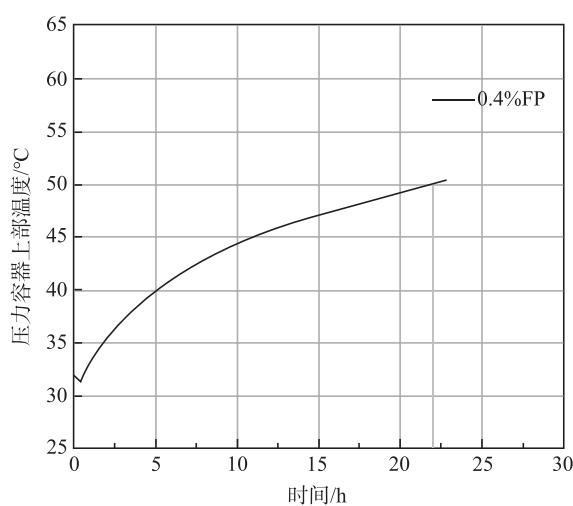
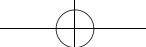


图 4 压力容器上部温度变化曲线  
Fig.4 Temperature variation curve of upper part of pressure vessel

上部温度达到 50℃ 所需要的时间。由图可知,剩余释热功率越大,压力容器上部温度升高到 50℃ 所需的时间越短。在剩余释热功率为 0.2% FP 至 0.5% FP 区间内,压力容器上部温度达到 50℃ 的时间区别较大。

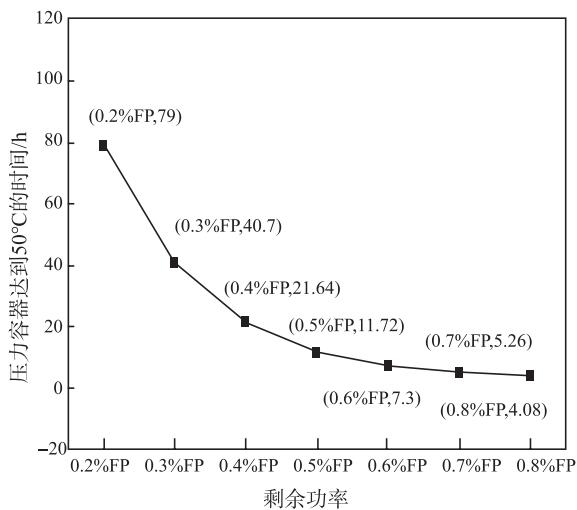


图 5 剩余释热功率对压力容器上部温度的影响  
Fig.5 The influence of residual heat release power on the upper temperature of pressure vessel

### 3.2 堆水池初始温度对压力容器上部温度影响分析

#### 3.2.1 堆水池初始温度敏感性分析

堆水池初始温度受季节影响,为研究堆水池初始温度对换热的影响,研究者查阅该堆所处地区水

文和气象数据资料,选取四种初始条件进行计算。

在剩余释热功率为 0.8% FP 的情况下,研究者计算堆水池初始温度不同对压力容器上部温度的影响,形成曲线如图 6 所示。由图可知,当堆水池初始温度为 30℃、20℃、10℃ 和 5℃ 时,压力容器上部温度分别在 4.08 h、7.9 h、17.4 h、23.29 h 达到 50℃。

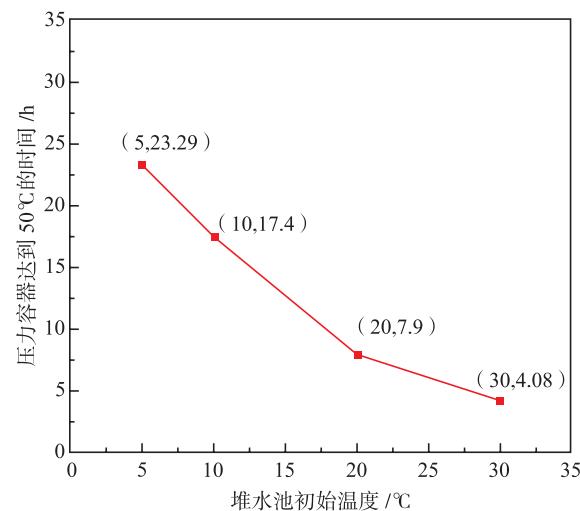


图 6 堆水池初始温度对压力容器上部温度的影响  
Fig.6 The influence of initial temperature of the reactor pool on the temperature of the upper part of the pressure vessel

在剩余释热功率相同的情况下转入间断冷却,堆水池初始温度不同,压力容器上部温度达到 50℃ 的时间不同。堆水池初始温度越高,压力容器上部温度达到 50℃ 所需的时间越短。

#### 3.2.2 堆水池初始温度对上部温度的影响

为了确定堆水池初始温度为 10℃ 时何时转入间断冷却余热排出泵不会自启。研究者对剩余释热功率不同的工况进行计算,经过计算得到在剩余释热功率为 0.5% FP 时转入间断冷却压力容器上部温度不会超过 50℃。如图 7 可知,压力容器上部温度在 43 h 达到最大值 48℃,即堆水池初始温度为 10℃、剩余释热功率为 0.5% FP 时转入间断冷却,余热排出泵不会自启。

## 4 结论

本文以某池壳式研究堆为研究对象,基于 RELAP5 建立停堆间断冷却工况下的自然散热

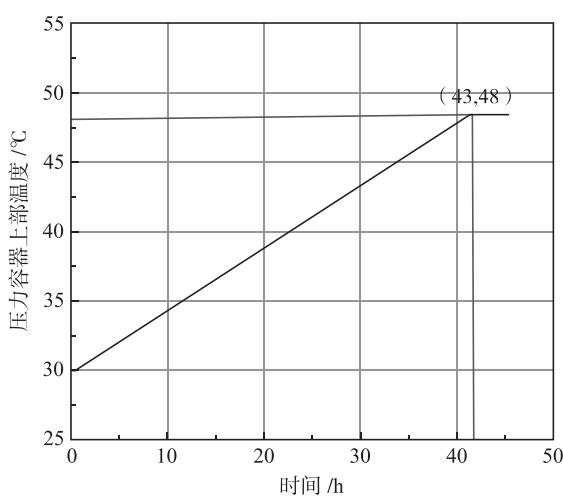
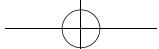


图 7 堆水池初始温度为 10℃、剩余释热功率 0.5% FP 时压力容器上部温度变化

Fig.7 Temperature variation in the upper part pressure vessel when the initial reactor pool temperature is 10 degree, residual power is 0.5% full power

模型,对剩余释热功率、堆水池初始温度进行了分析,掌握了池壳式研究堆自然散热特性,并进一步验证了池壳式研究堆的安全性。通过研究,得出结论如下:

(1) 在剩余释热功率相同的情况下转入间断冷却,堆水池初始温度越高,压力容器上部温度

达到 50℃所需的时间越短。

(2) 在堆水池初始温度为 10℃时,当剩余释热功率为 0.5% FP 时转入间断冷却,余热排出泵不会自启。

## 参考文献

- [1] 朱继洲, 奚树人, 单建强, 等. 核反应堆安全分析 [M]. 北京: 原子能出版社, 2004.
- [2] 张丹, 冉旭, 张航, 等. 池壳式研究堆全厂断电应对策略研究 [J]. 核科学与工程, 2018, 38 (5): 833-838.
- [3] 赵柱民, 陈立新, 朱养妮, 等. 脉冲堆余热导出安全性实验研究 [J]. 原子能科学技术, 2009, 43 (S2): 338-341.
- [4] 黄洪文, 刘汉刚, 钱达志, 等. 池式研究堆高功率全厂断电事故分析 [J]. 核动力工程, 2012, 33 (4): 13-16.
- [5] Tewlik H. Dynamic calculation of the IAEA safety MTR research reactor Benchmark problem using RELAP5/3.2 code [J]. Annals of Nuclear Energy, 2004 (31): 1385-1402.
- [6] Omar H. Thermal hydraulic analysis of Syrian MNSR research reactor using RELAP5/Mod3.2 code [J]. Annals of Nuclear Energy, 2010 (37): 572-581.
- [7] Tzanos C P, Dionne B. Analysis of the BR2 Loss of Flow Tests [C]. RERTR 2010, Lisbon Portugal, 2010.
- [8] U.S.NRC. RELAPS/MOD 3.3 Code Manual Volume 1 : Code Structure, System Models, and Solution Methods: NUREG/CR-5335, INEL-95/0174 [S]. Rockville: U.S.NRC, 2001.

# Study on Characteristics of Passive Residual Heat Removal for Tank in Pool Research Reactor after Shutdown

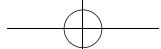
Ji Long, Guo Jingxin, Li Haitao, Yang Yijun, Yuan Zhimin

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

**Abstract:** In this paper, a domestic research reactor with tank in pool is taken as the research object, and RELAP5 is used to calculate and analyze the influence of the residual power and the initial temperature of the reactor pool on the upper temperature of the pressure vessel. The results show that the higher the initial temperature of the reactor pool is, the shorter the time when the upper temperature of the pressure vessel reaches 50℃. When the initial temperature of the reactor pool is 10℃ and the residual power is 0.5% FP, the upper temperature of the pressure vessel will not exceed 50℃, which further proves the safety of the tank in pool reactor and provides a basis for the selection of economic cooling mode and long-term safety after shutdown.

**Key words:** tank in pool; natural heat transfer; RELAP5

(责任编辑:许龙飞)



刘运陶,赵善桂.核燃料循环设施锆屑火灾研究[J].核安全,2024,23(5):76-81.

Liu Yuntao, Zhao Shangui. Research of Zirconium Fires in Nuclear Fuel Cycle Facilities [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5):76-81.

## 核燃料循环设施锆屑火灾研究

刘运陶, 赵善桂

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 锆是核燃料元件包壳的制造材料, 核燃料循环设施涉及锆包壳磨削、剪切等工序, 机械加工产生的锆屑极易燃烧。国内外核燃料循环设施中, 锆屑着火事件时有发生, 对设施造成严重危害。核燃料循环设施的消防安全是整个核安全体系中至关重要的组成部分, 不仅包含常规消防相关内容, 还涉及核安全。本文描述锆的燃烧特性, 分析了典型案例, 研究了国外相关安全准则, 提出科学预防与合理设置灭火设施的建议, 为降低核燃料循环设施锆屑火灾危害打下了基础。

**关键词:** 核燃料元件制造; 后处理; 锆屑; 火灾

**中图分类号:** TL2 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 05-0076-06

核能事业的发展促进了核燃料循环设施规模和生产工艺的长足进步, 当下我国核安全事业进入了高质量高水平发展的新时期, 实施科学有效安全监管<sup>[1]</sup>, 建立了以风险为指引和以问题为导向的方法体系。核燃料循环设施内操作物料具有放射性和化学毒性, 核安全关注的重点问题是放射性物质包容与预防核临界, 火灾事故可能将包容屏障烧穿, 造成放射性物质释放的严重后果, 火灾预防与灭火对整个设施安全至关重要。锆屑火灾是设施面临的现实风险, 防火在考虑常规要求的基础上, 还要求放射性物质的包容<sup>[2]</sup>, 消防应遵循“纵深防御”的原则<sup>[3]</sup>, 并对已发生事件进行充分的经验反馈。

### 1 锆的燃烧特性

锆具备良好的中子经济性<sup>[4]</sup>和优秀的可加工能力, 锆包壳是核反应堆 UO<sub>2</sub> 燃料芯块的第

一道包容屏障, 核燃料元件生产和乏燃料后处理的磨削、剪切等操作中, 会产生大量锆丝、锆屑、铀屑和钚屑, 锆屑火灾是一种现实风险。

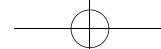
表 1 火灾分类  
Table 1 Fire classification

分类	火灾物质	举例
A	固体物质	木材、纸张、棉、麻
B	液体或可熔化的固体物质	汽油、甲醇、苯、石蜡
C	气体	天然气、煤气、氢气、甲烷
D	金属	钾、钠、镁、铝、锆、锂
E	带电物体	电机、配电箱
F	烹饪物	动植物油脂

根据可燃物的类型和燃烧特性, 金属锆属于 D 类火灾物质<sup>[5]</sup>, 见表 1。相关金属燃烧爆

收稿日期: 2024-07-25 修回日期: 2024-08-12

作者简介: 刘运陶 (1983—), 男, 硕士, 高工, 注册核安全工程师, 长期从事核燃料循环设施消防审评与研究工作



炸评估资料<sup>[6]</sup>显示,锆的燃点温度为20℃,远低于铝的燃点(650℃),引燃能量5 MJ,只有铝的1/3,起燃浓度低(0.045 g·L<sup>-1</sup>),详见表2。锆屑具有较强吸气能力,锆粉易燃易爆<sup>[7]</sup>,锆的可燃特性与比表面积密切相关,设施中常见的锆在不同形态下的可燃特性见表3<sup>[8]</sup>。不同粒度的金属铀粉末的燃点为10℃~100℃,实践中在典型火花能量10~40 MJ的量级上,铀粉末维持爆炸浓度下限为0.5~0.6 g·L<sup>-1</sup><sup>[9]</sup>。钚金属粉末或切屑接近150℃即可着火,如果共存有自燃化合物氢化钚或Pu<sub>2</sub>O<sub>3</sub>,在室温就可自燃<sup>[10]</sup>。

表2 金属粉末的引燃特性

Table 2 Ignition characteristics of metal powders

种类	燃点 /℃	引燃能量 / MJ	引燃浓度 / (g·L <sup>-1</sup> )	爆炸指数
锌	600	640	0.48	弱
铁	420	20	0.1	强
铝	650	15	0.045	剧烈
钛	460	10	0.045	剧烈
锆	20	5	0.045	剧烈
铀	20	10	0.5	—

表3 不同形态下锆的可燃特性

Table 3 Flammability properties of zirconium in different forms

形态	特征	比表面积 / (cm <sup>2</sup> ·g <sup>-1</sup> )	可燃程度
细锆粉	0.01~0.125 mm	5.5~900	可自燃爆炸
粗锆粉	0.125~0.83 mm	0.1~5.5	可自燃
锆屑	<0.013 cm 厚, <0.159 cm 宽	—	易燃
	<0.025 cm 厚		持续燃烧
	<0.14 μm, >0.084 cm 厚		可引燃
潮湿海 绵锆	3%~16%H <sub>2</sub> O	—	自燃

锆屑表面氧化放热与向环境散热动态平衡方程如下所示,如果温度在进入燃点前进入了平衡状态,那么就不会燃烧,反之就会燃烧。一

定环境下,大量锆粉末可能在很长一段时间后低温下燃烧。用水作为热阱防止锆达到燃烧温度是工业成功的经验,而锆一旦被点燃,会从水中吸收氧,析出氢。实验结果表明,含3%~15%水的锆燃烧比干粉剧烈得多,而超过25%的水能稳定有效地防止温度上升。

$$T_1 = \frac{E}{9.14 \log \frac{3Q A^{\frac{1}{2}} r m}{J d p t^{\frac{1}{2}} (\Delta t)}}$$

式中 T<sub>1</sub>: 平衡温度, K; E: 活化能, kcal; J: 传热系数; r: 热源到热阱距离, cm; p: 粒子密度, g·cm<sup>-3</sup>; t: 燃烧前反应时间, s; Δt: 热源与热阱温差, ℃; Q: 反应热(每克 ZrO<sub>2</sub> 形态), kcal; A: 反应速率系数; m: 粒子质量, g; d: 粒径, cm。

锆的熔点高达1850℃,与灭火剂组分可能发生反应,常规的水基、干粉和气体灭火剂均不适用<sup>[11]</sup>,见表4。如果选取的灭火方式不当,不仅不能灭火,还会造成更严重的后果。防火设计应采用保守的火灾危害分析,设置具有针对性的预防措施和灭火设施,降低火灾发生概率,减轻火灾危害。

表4 灭火器选用对照

Table 4 Fire extinguisher selection comparison

类 型	水基灭火器			干粉灭火器		气体灭火器		
	清 水	添 加 剂 水	机 械 泡 沫	抗 溶 泡 沫	磷 酸 铵 盐	碳 酸 氢 钠	洁 净 气 体	二 氧 化 碳
D	不适	不适	不适	不适	不适	不适	不适	不适
类 用	用	用	用	用	用	用	用	用

## 2 锆金属火灾事故分析

核燃料循环设施多为军民融合项目,相关的信息分享受到了限制,我国锆金属的基础研究起步比较晚,反馈的经验亦不足。本文从非公开渠道收集了核燃料循环设施锆燃烧的13起典型案例<sup>[8,12,13]</sup>,详见表5,时间跨度从20世纪50年代至今,涵盖了核燃料元件制造、后处理、研发试验、锆屑贮存、金属处理和海绵锆厂。

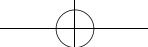


表 5 核燃料循环设施金属屑的火灾案例

Table 5 Fire case of zirconium in nuclear fuel cycle facilities

设施类别	国家、设施、日期	事件简述
贮存设施	美国 1955	自燃导致大约 70 吨铀屑烧毁,一个储罐开始冒烟,迅速出现火焰,沿水平方向引燃其他储罐
贮存设施	美国 1956.5.14	贮存了 3~5 年的锆屑储罐发生自燃,3 人伤亡
研发试验	美国	当打开 3.8 L 含有锆粉的容器,水含量为 16%(重量),发生爆炸,2 死 2 伤
研发试验	美国 Hanford Site	硝酸溶解含有少量锆的铀芯块时发生爆炸,推测可能是由于锆、铀的溶解速率不同
研发试验	美国 1956.11.08	锆粉在风管中累积,塑料袋中的 600 克氯化物粉末在过滤装置的进气口附近自燃
研发试验	美国 1964.02.07	铀屑自燃引燃了过滤器,这场火灾发生在核设施屋顶的过滤箱中
后处理厂	法国 La Hague 1981.01.06	用于贮藏石墨气冷堆乏燃料去壳工艺过程产生的石墨包壳和镁屑。据估计 <sup>137</sup> Cs 总的释放量小于 0.6 Ci
元件制造	英国 Rolls Royce and Associated Ltd, 1993.08.19	在装有氢氟酸和硝酸的溶解槽中进行正常的铀 / 锆金属溶解操作时,由一小块燃料合金碎屑意外放热起火
后处理厂	俄罗斯 RT-1 后处理厂 1994.08.31	组件定位夹的位置出现电弧引起组件套管燃烧, INES 一级事件
元件制造	B 和 W 海军燃料厂 1994.07.07	冶金实验室自燃性的锆屑和高浓铀着火,导致了放射性粉尘降落在 6 名工人身上
元件制造	中国中核北方 2012.03.26	生产线元件装配车间端插头焊接加工作业,由于收集锆屑操作不当,切屑摩擦产生火花,引起火灾。该事件没有造成人员伤亡和放射性物质泄漏,也没有影响设施

续表

设施类别	国家、设施、日期	事件简述
金属处理	瑞典 Studsvik 2019.11.07	一个含钛的冷凝器模块被拆除,采用热切割技术,引起金属燃烧
海绵铠厂	印度 Hyderabad 2022.05.31	3 名工人在用金属铲铲覆土层过程中,发生了火灾,造成工人放射性危害

充分吸取国外事件的经验教训有助于提升我国核燃料循环设施设计与运行安全,将火灾事件按原因进行统计分类,结果如图 1 所示。

#### (1) 贮存不当自燃

有 6 例事件发生在金属屑贮存过程中,由于没有严格按照管理规定将金属屑浸入水中(至少覆盖 150 mm 水层)或覆土层水分含量太低(< 25%)发生了自燃,贮存管理程序不当或管理措施缺失是导致自燃的主要原因。

#### (2) 机械加工引燃

有 3 例事件发生在操作过程中,由于切割、磨削和清理过程会产生星火将金属粉屑引燃,根源在于切割工艺选择不当或操作设备存在安全隐患。

#### (3) 意外累积自燃

有 2 例事件是发生在通风过滤或手套箱系统中,由金属粉末意外累积自燃造成。

#### (4) 意外化学放热

有 2 例事件是由于意外放热引发。

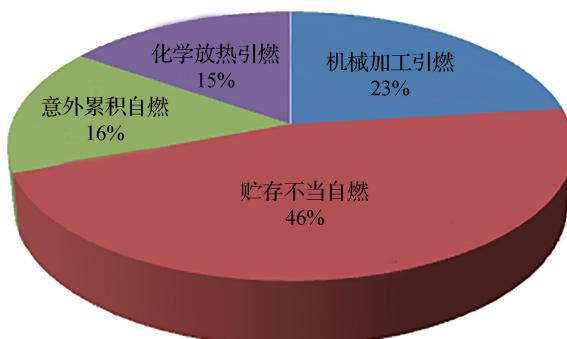
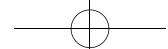


图 1 火灾发生原因

Fig.1 Incidents are classified by cause



### 3 火灾危害分析要点

压水堆核电站燃料元件生产线是以<sup>235</sup>U富集度低于5%的UF<sub>6</sub>为原料,以锆合金为主要结构材料,经过化工转化、芯块制备、燃料棒制造、导向管、零部件加工和组件组装等生产环节制造合格燃料组件(见图2)<sup>[14]</sup>,乏燃料后处理是从乏燃料中回收铀、钚材料,对放射性废物进行妥善处理<sup>[15]</sup>。核燃料循环设施中物料是在负压环境的密封箱室或手套箱中操作,火灾能够导致放射性物质或毒性物质的释放。火灾危险性分析应重点关注以下内容:

- (1)确定出涉及锆粉或者锆金属机加工工序需要特殊考虑的区域;
- (2)控制操作可燃金属要求的氧浓度,防止电火花点燃气体混合物中氧含量限值见图3;
- (3)有效排除工艺余热;
- (4)防止密封箱室内超压的情形,配置专用灭火剂;
- (5)做好操作区域清洁,防止可燃碎屑聚集并贮存在安全容器内,累积量不得超过20 g·m<sup>-2</sup>;
- (6)建立自燃材料的操作规程及限值;
- (7)后处理含钚灭火设施需设置惰性气体灭火<sup>[16]</sup>;
- (8)粒径小于850 μm的锆粉需在水下操作和收集,粒径小于1 μm的应立即在控制燃烧条件下氧化处理,禁止贮存。



图2 锆包壳燃料组件

Fig.2 Zirconium clad fuel assemblies

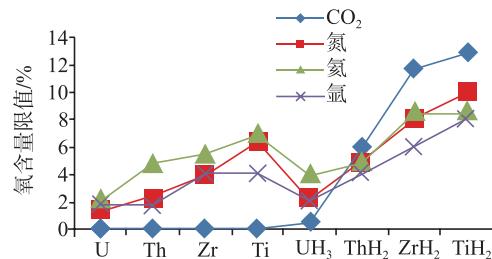


图3 防止电火花点燃气体混合物中氧含量限值

Fig.3 Limiting oxygen content in air – inert gas mixtures for preventing ignition of dust clouds by electric spark

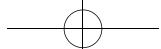
根据锆屑燃烧的特点<sup>[17]</sup>,灭火普遍使用隔绝方法使燃烧金属表面与氧气隔离,应选用专用干粉灭火装置,常备隔离法灭火采用的是砂子或食盐,灭火人员应做好个人防护,防止烟气和有毒气体对人体造成伤害。由于贮存环境可能含有水分或隔离覆盖不密实,在明火扑灭后,还应考虑堆积物料内部的阴燃。

核燃料循环设施中核材料分布于整个生产线,消防介质的引入可能导致临界事故<sup>[18]</sup>。美国能源部技术文件《Nuclear criticality safety guide for fire protection professionals in DOE nuclear facilities》中对防火安全与临界安全要求、火灾与临界风险、不灭火的临界后果、对操作易裂变材料的防火应对进行了分析研究<sup>[19,20,21]</sup>,应避免由火灾影响到核临界控制系统、设备几何安全尺寸或中子慢化条件而导致临界事故。

### 4 结论与建议

核燃料循环设施锆屑具有易燃、熔点高和难灭的特点,如处置不当,会造成包容系统丧失,导致放射性物质释放,造成人员放射性危害,锆屑火灾是安全分析重点关注的问题。本文给出以下建议:

- (1)锆屑火灾预防是核燃料循环设施核安全的重要组成部分,在设计与运行中应贯彻“纵深防御”的原则,预防为主,防消结合,采用有针对性的灭火装置,其他设施金属火灾同样可借鉴金属锆火灾的相关要点。
- (2)制定管理措施防止锆屑自燃(覆水层大



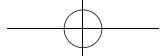
于 150 mm 或覆土层含水量大于 25%), 并对可能意外累积的位置采取监测措施。

(3) 营运单位作为消防责任主体, 应落实各级消防职责, 重视运行人员与消防人员的金属火灾知识与技能培训, 加强临时操作人员的防火安全教育, 保持有效的操作规程。

(4) 建议监管人员关注核燃料循环设施锆及其他金属火灾的特点, 开展相关分析, 避免火灾二次效应可能引发的核安全问题。

## 参考文献

- [1] 中华人民共和国国务院新闻办公室. 中国的核安全 [R/OL]. (2019-09-03) [2024-07-25]. [https://www.gov.cn/zhengce/2019-09/03/content\\_5426832.htm](https://www.gov.cn/zhengce/2019-09/03/content_5426832.htm).
- [2] IAEA. Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities: IAEA SSR-4 [M]. Vienna: IAEA 2017.
- [3] 国家核安全局. 核电厂防火: HAF0202 [S]. 北京: 国家核安全局, 1996.
- [4] IAEA .The Metallurgy of Zirconium [M]. Vienna: IAEA , 2023.
- [5] 全国消防标准化技术委员会. 火灾分类: GB/T 4968-2008 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2009.
- [6] 稀有金属材料加工手册编写组. 稀有金属材料加工手册 [M]. 北京: 冶金工业出版社, 1995.
- [7] Bruderer R E. Ignition properties of mechanical sparks and hot surfaces in dust/air mixtures [J]. Plant/Operations Progress, 1989 8 (3): 152-164.
- [8] Cooper T D. Review of zirconium-zircaloy pyrophoricity [R] //U.S. Department of Energy Report RHO-RE-ST-31P. Washington: Rockwell international, 1984.
- [9] M G Plys. Uranium pyrophoricity phenomena and prediction [J]. Engineering Data transmittal: 2000.
- [10] U.S. Department of Energy. Assessment of Plutonium Storage Safety Issues at Department of Energy Facilities: DOE/DP-D123T [R]. Washington, D.C.: DOE, 1994.
- [11] 董海斌, 美学磊, 伊程毅, 等. 活泼金属 D 类实体火灾试验研究 [J]. 消防科学与技术, 2018, 37(4): 493-496.
- [12] 国家核安全局. 核燃料循环设施重要事件: NNSA-0073 [S]. 北京: 国家核安全局, 2003.
- [13] IAEA/NEA. Fuel incident notification and analysis system (FINAS) [EB/OL]. [2024-07-25] <https://www.iaea.org/resources/nucleus-information-resources>.
- [14] IAEA. Safety of uranium fuel fabrication facilities: IAEA SSG-6 [M]. Vienna: IAEA, 2010.
- [15] IAEA. Safety of Nuclear Fuel Reprocessing Facilities: IAEA SSG-42 [M]. Vienna: IAEA, 2017.
- [16] U.S. Department of Energy. Nuclear air cleaning handbook: DOE-HDBK-1169-2003 [M] Washington D.C.: DOE, 2003.
- [17] 王立平, 何敏. 锆的燃烧与防护 [J]. 钛工业进展, 2012, 29 (3): 41-43.
- [18] U.S. NRC. General fire protection guide for plutonium processing and fuel fabrication plants: RG 3.16 [R]. Rockville : U.S.NRC, 1974.
- [19] National Fire Protection Association. Standards for facilities handling radioactive materials ( general guidance for fuel cycle and other nuclear materials facilities ): NFPA 801 [S]. Washington D.C.: NFPA, 2020.
- [20] U.S. Department of Energy. Nuclear criticality safety guide for fire protection professionals in DOE nuclear facilities [M]. Washington D.C.: DOE, 2010.
- [21] U.S. Department of Energy. Fire protection: DOE-STD-1066-2012 [M]. Washington D.C.: DOE, 2012.



# Research of Zirconium Fires in Nuclear Fuel Cycle Facilities

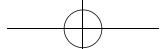
Liu Yuntao, Zhao Shangui

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

**Abstract:** Zirconium is utilized as a cladding material for nuclear fuel elements due to its exceptional nuclear properties. The operation of the nuclear fuel cycle facility involves grinding, cutting, and processing zirconium cladding. Zirconium dust poses a high risk of combustion and is challenging to extinguish, leading to fire and explosion incidents in scientific research or industrial production facilities related to the nuclear fuel cycle. Ensuring fire safety in nuclear fuel cycle facilities is an essential component of overall nuclear safety management, encompassing not only conventional fire-related aspects but also those pertaining to nuclear safety. This paper delineates the combustion traits of zirconium chips, dissects the typical instances, examines the relevant standards overseas, and proffers the proposals of scientific prevention and rational configuration of fire extinguishing facilities, thereby providing the foundation for minimizing the fire risks of zirconium.

**Key words:** uranium fuel fabrication facilities; nuclear fuel reprocessing facilities; zirconium; fire protection

(责任编辑：许龙飞)



卢志威. 功率运行 / 停堆工况下基于 SiC 包壳的核燃料元件服役行为分析 [J]. 核安全, 2024, 23(5): 82–89.

Lu Zhiwei. Study on the Performance of Nuclear Fuel Based on SiC Cladding under Operation/Shutdown Conditions [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5): 82–89.

## 功率运行/停堆工况下基于SiC包壳的核燃料元件服役行为分析

卢志威

(中广核研究院有限公司, 广东深圳 518026)

**摘要:** 日本福岛事故后, 进一步提高事故容错能力成为核燃料包壳材料的重点研究方向, SiC 复合材料在高温强度、辐照稳定性、抗蠕变、抗氧化、耐磨蚀等方面具有显著优势, 在轻水堆事故工况下具备较大的容错潜力, 因此, 基于 SiC 复合材料的核燃料解决方案是目前国际核燃料界的一个研究热点。与锆合金不同, SiC 在中子场的作用下会产生辐照缺陷, 进而导致热导率大幅下降, 进一步影响燃料棒的径向温度梯度; 此外, 还会伴随辐照肿胀的发生, 且该辐照肿胀量与温度梯度有关。本文采用自主开发的 SiC 燃料性能分析程序, 在考虑上述辐照效应的基础上, 对功率运行 / 停堆工况下基于 SiC 复合包壳燃料元件的服役行为特点进行了分析。分析结果表明: 在功率运行工况下, SiC 复合包壳因辐照损伤致热导率降低, 以及辐照肿胀会导致芯块 - 包壳间隙增大, 并延迟芯块 - 包壳间隙闭合时间, 进而会使燃料运行温度增加; 在热停堆工况下, 相比功率运行工况, 包壳内侧的环向拉应力会增加; 而冷停堆工况下因为系统压力的减小而导致包壳内外压差增加, 叠加辐照肿胀梯度, 包壳内侧的环向拉应力会进一步增加; 此外, 在包壳总壁厚不变的情况下, 内侧纤维复合层厚度增加有助于减小单质层的环向拉应力峰值, 从而降低包壳失效风险。

**关键词:** SiC; 停堆; 包壳; 性能

**中图分类号:** TL33 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 05-0082-08

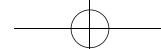
锆合金在中子吸收特性、机械强度, 以及抗腐蚀性能等方面具有较好的综合性能, 因此被广泛应用于轻水反应堆中<sup>[1]</sup>。但是, 锆合金在轻水堆事故工况下会在高温蒸汽下氧化而产生大量反应热以及氢气, 进而影响反应堆安全屏障的完整性<sup>[2]</sup>。

SiC 复合材料具有高温强度高、抗蠕变、硬度高、耐磨、耐腐蚀、抗氧化, 以及优异的热稳定

性等优点, 使其成为 1400℃以上最有价值的高温结构陶瓷<sup>[3]</sup>。相较于锆合金, SiC 复合材料在轻水堆事故工况下具有显著的性能优势, 在核燃料领域有很好的应用前景。国际上已开展了大量关于 SiC 复合包壳的研究, 内容涉及包壳结构设计、制备及加工、堆外性能测试、辐照性能研究、端塞 - 包壳连接及密封研究等<sup>[4]</sup>。在结构设计、材料制备及性能测试之外, 通过数值

收稿日期: 2023-11-15 修回日期: 2023-12-06

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



分析的方法对采用 SiC 复合包壳的核燃料元件的服役性能进行预测也是核燃料设计的关键, 对 SiC 复合包壳服役性能的预测分析, 目前国内外多位学者已开展了相关研究<sup>[5-7]</sup>。

与锆合金不同, 在中子辐照作用下, SiC 会产生辐照肿胀, 且该辐照肿胀与包壳的运行温度及中子注量有关, 而辐照肿胀的梯度又会导致 SiC 复合包壳中产生应力<sup>[8]</sup>。基于相关的辐照肿胀测试数据, 国外多位学者拟合获得了数个辐照肿胀模型<sup>[9-11]</sup>。此外, SiC 的热导率也受中子辐照作用影响, 进而影响包壳的传热性能。本文将采用自主开发的 SiC 燃料性能分析程序, 在考虑上述辐照效应的基础上, 对功率运行 / 停堆工况下基于 SiC 复合包壳燃料元件(以下简称 UO<sub>2</sub>-SiC)的服役行为特点进行分析。

## 1 分析方法

### 1.1 SiC 复合包壳结构

本文分析的 SiC 复合包壳的结构如图 1 所示, 两层 SiC 复合包壳的外层成分为单相 SiC 陶瓷(以下简称 CVD-SiC), 内侧纤维编织层成分为 SiC<sub>f</sub>/SiC(以下简称 CMC-SiC)。

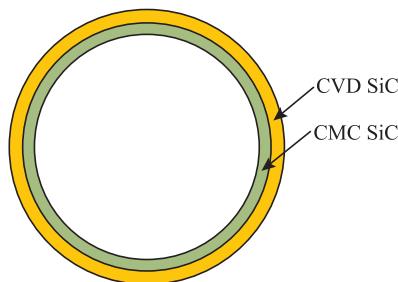


图 1 SiC 复合包壳结构

Fig.1 Structure of SiC composite cladding

### 1.2 SiC 主要分析模型

精细化考虑 SiC 复合包壳的结构, 本文针对内侧 CMC-SiC 层以及外侧 CVD-SiC 层分别进行建模, 以下给出两种材料的主要分析模型。

#### 1.2.1 辐照肿胀

SiC 在辐照条件下会出现原子离位现象, 产生弗伦克尔缺陷, 造成肿胀, 且肿胀表现为各向同性, 当中子注量达到一定值时, 弗伦克尔缺陷达

到饱和; 同时, 在高温条件下, 原子晶格震动导致部分离位原子重新回归, 因而 SiC 的肿胀既与温度有关又与中子注量有关<sup>[12]</sup>。SiC 的辐照肿胀随中子注量的增大而快速增加, 且温度在 1000℃以下, 大约 1 dpa 就会达到饱和, 其体积饱和肿胀值的范围在 1%~2%, 且随温度的升高而降低。

目前已有的针对 SiC 辐照肿胀的试验, 都是在恒定温度下的不同辐照剂量的数据, 并没有变温辐照过程中的实测数据。为了在对燃料棒性能进行分析时考虑变温下的 SiC 辐照肿胀变化行为, 本文将采用如下模型<sup>[11]</sup>, 该模型能够计算从功率运行状态变化到停堆状态的非等温辐照条件下的辐照肿胀:

$$\left(\frac{\Delta V}{V}\right) = \left[ \left( \frac{\Delta V}{V} \right)_{sat} - S_{so} \right] \left[ \exp\left(\frac{-6(\gamma_0 - \gamma_{so})}{\gamma_{sat}}\right) - \exp\left(\frac{-6(\gamma_1 - \gamma_{so})}{\gamma_{sat}}\right) \right]$$

式中:  $\frac{\Delta V}{V}$  —— 辐照剂量从  $\gamma_0$  到  $\gamma_1$  的辐照肿胀率增量 %;

$\left(\frac{\Delta V}{V}\right)_{sat}$  —— 当前温度下对应的饱和肿胀率 %;

$S_{so}$  —— 当前时间步之前达到的饱和肿胀率 %;

$\gamma_{so}$  —— 当前时间步之前达到的饱和肿胀剂量 /dpa;

$\gamma_{sat}$  —— 饱和肿胀剂量 /dpa;

$\gamma_0$  —— 前一时间步剂量 /dpa;

$\gamma_1$  —— 当前时间步剂量 /dpa。

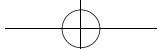
#### 1.2.2 热导率

核级 CVD-SiC 均是高纯度、高密度的  $\beta$  相 SiC, 故其辐照前的热导率是比较确定的。Snead 等人<sup>[13]</sup>对未辐照过的 CVD-SiC 热导率进行了测量, 并拟合得到了 300 K 以上 CVD-SiC 热导率计算公式:

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

式中:  $k_{op}$  —— 未辐照 CVD-SiC 的热导率 / W/m·K;

$T$  —— 温度 /K。



CMC-SiC 的热导率受制造技术的影响更大,SiC 纤维的构架、纤维-基体界面,以及空隙的份额和形态分布都可能造成 CMC-SiC 材料热导率的不一致。根据目前的调研,CMC-SiC 的堆外热导率为:

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

式中: $k_{op}$ ——未辐照 CMC-SiC 的热导率 /W/m·K;

$T$ ——材料温度 /K。

两种 SiC 的热导率与辐照有关,受快中子注量影响的规律基本一致,其影响关系由如下关系式确定<sup>[14]</sup>:

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

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

式中: $k$ ——辐照后 SiC 的热导率 /W/m·K;

$\gamma$ ——损伤剂量 /dpa;

$\gamma_{sat}$ ——饱和损伤剂量 /dpa;

$k_{sat}$ ——辐照后饱和热导率 /W/m·K。

### 1.2.3 杨氏模量

对于 CVD-SiC 来说,堆外弹性模量受孔隙率及温度影响,具体如下式所示<sup>[15]</sup>:

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

式中: $E_0$ ——无孔隙状态 CVD-SiC 的杨氏模量,取常数 460 GPa;

$C$ ——常数,取 3.57;

$V_p$ ——孔隙率,取 2%;

$B$ ——取 0.04 GPa/K;

$T_0$ ,取 962 K。

根据较旧类型的 Nicalon/CVI 复合包壳的测量数据,CMC-SiC 复合材料的堆外杨氏模量与温度的关系式如下<sup>[14]</sup>:

$$E_{op} = -4 \times 10^7 \cdot T + 1.62 \times 10^{11}$$

式中: $E_{op}$ ——未辐照 CMC-SiC 的杨氏模量 /Pa;

$T$ ——温度 /K。

两种 SiC 的杨氏模量与辐照有关,受快中子注量影响的规律认为基本一致,影响关系如下式所示:<sup>[14]</sup>

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

式中: $E$ ——辐照后 SiC 的杨氏模量 /GPa;  
 $\gamma$ ——损伤剂量 /dpa。

### 1.2.4 泊松比

SiC 的泊松比一般与辐照无关,且低温下温度变化较小,因此可以近似为常数处理。对于 CVD-SiC, 取值 0.21<sup>[13]</sup>; 对于 CMC-SiC, 取值 0.18<sup>[16]</sup>。

### 1.2.5 热膨胀系数

Katoh 等人指出 CVD 和 CMC 型 SiC 在热膨胀上并未表现出可识别的差异<sup>[13]</sup>, 因此,本文采用 CVD-SiC 和 CMC-SiC 两者一致的热膨胀系数,热膨胀假定为各向同性,采用均匀的热膨胀系数,取值为  $3.0 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$ <sup>[9]</sup>。

### 1.2.6 蠕变

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

## 2 分析参数

表 1 给出了本文所分析的 UO<sub>2</sub>-SiC 燃料元件的主要设计参数,为了更好地表征 UO<sub>2</sub>-SiC 的服役行为特征,同时针对传统 UO<sub>2</sub>-Zr 燃料元件进行了对比分析。表 2 给出了本文所分析的三种工况的温度和压力参数,其中两个停堆工况在运行约 9500 小时后发生。

表 1 燃料元件主要设计参数

Table 1 Main design parameters of fuel element

参数	数值 /mm	
	UO <sub>2</sub> -Zr	UO <sub>2</sub> -SiC
芯块内径	0	1.6
芯块外径	8.192	7.85
包壳外径	9.5	9.5
包壳内径	8.36	8.1
包壳壁厚	0.57	0.7 (CMC: 0.35)
活性段长度	3657.6	3657.6

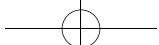


表 2 反应堆运行工况主要参数  
Table 2 Main parameters of operating conditions

工况	温度 /℃	压力 /MPa	功率水平
正常运行	295	15.5	满功率
热停堆	295	15.5	零功率
冷停堆	65	0.1	零功率

### 3 分析结果

如前文所述,在中子辐照作用下,SiC 会产生辐照肿胀,且该辐照肿胀与包壳的运行温度及中子注量有关,该特性会对燃料元件在功率运行及停堆工况下的服役行为产生不同影响,以下将做详细分析。

#### 3.1 功率运行工况服役行为

图 2 和图 3 分别给出了两个对比方案在寿期内芯块 - 包壳间隙及包壳变形量随运行时间的变化趋势。

从图 2 可以看出,  $\text{UO}_2\text{-SiC}$  方案间隙峰值和间隙闭合时间均明显大于  $\text{UO}_2\text{-Zr}$ 。图 3 中, 运行寿期前期阶段,  $\text{UO}_2\text{-Zr}$  的包壳形变量逐渐由正转负, 并在寿期后期阶段随着芯块 - 包壳间隙的闭合, 受芯块的作用, Zr 包壳的形变量逐渐向正靠近;  $\text{UO}_2\text{-SiC}$  方案则有完全不同的服役行为, 寿期初期, SiC 复合包壳的形变量就随运行时间快速增加, 并达到稳定值。

导致上述现象的原因有两方面, 一是 SiC 的蠕变性能优异, 所以不会因为燃料元件内外压差而导致蠕变应变的产生; 二是 SiC 在辐照条件下有显著辐照肿胀产生, 其在辐照损伤 1dpa 内会快速累积到饱和值, 其线饱和肿胀应变值约为 0.6%, 从而导致芯块 - 包壳间隙进一步增加。此外, 在功率运行工况下, 辐照肿胀饱和后会随着运行温度的小幅变化而小幅变化。

图 4 和图 5 分别给出了两个对比方案在寿期内包壳内壁温度及芯块中心温度随运行时间的变化趋势, 图 5 中  $\text{UO}_2\text{-SiC}$  燃料的芯块中心温度是指芯块中心孔壁面温度。

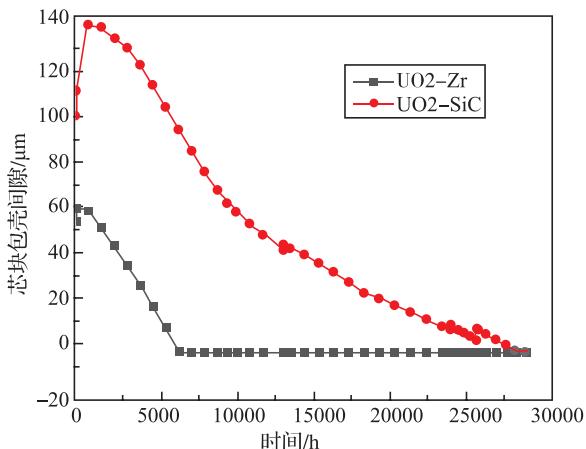


图 2 芯块 - 包壳间隙对比  
Fig.2 Comparison of pellet-cladding gap

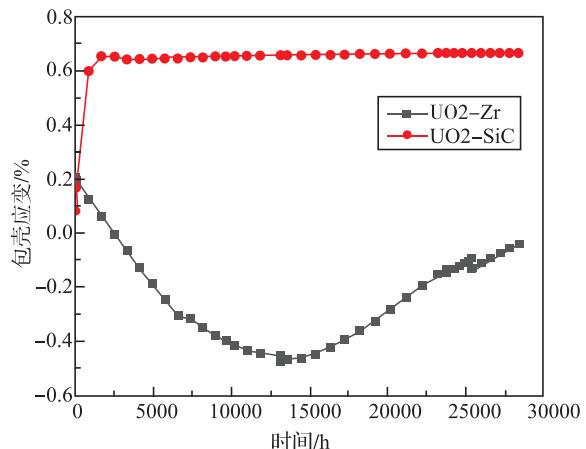


图 3 包壳变形量对比  
Fig.3 Comparison of deformation of cladding

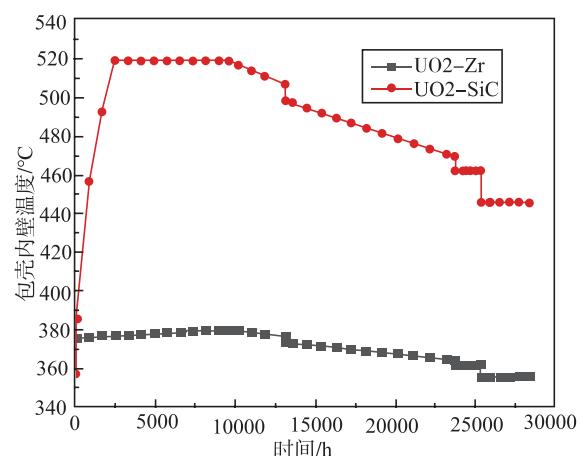


图 4 包壳内壁温度对比  
Fig.4 Comparison of inner temperature of cladding

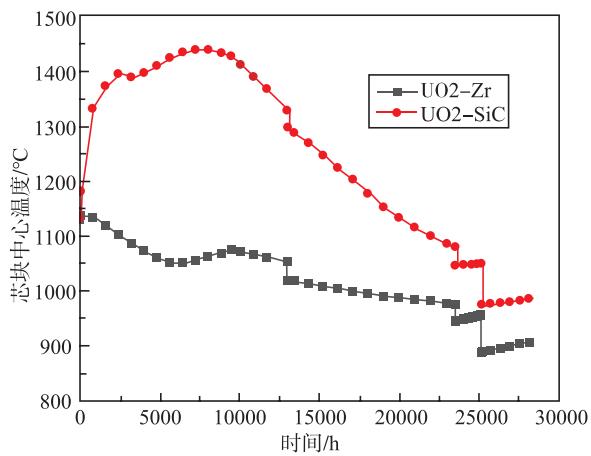
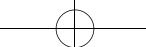


图 5 芯块中心温度对比

Fig.5 Comparison of central temperature of pellet

从图 4 可以看出,因 SiC 热导率在寿期初期的快速衰减,故包壳内壁温度会快速增加,且相较于 UO<sub>2</sub>-Zr 方案大约高 150℃。

从图 5 可以看出,与 UO<sub>2</sub>-Zr 不同,因 SiC 的热导率在寿期初期快速衰减至较低的饱和值,且 SiC 无蠕变,故 UO<sub>2</sub>-SiC 方案的芯块中心温度在寿期初期阶段快速增加,然后随线功率密度的波动而波动。

需要说明的是,因为本文中 UO<sub>2</sub>-SiC 方案采用了中孔芯块的设计形式,故相较于 UO<sub>2</sub>-Zr 方案,在 SiC 复合包壳内壁温度增加 150℃且芯块-包壳间隙明显增加的情况下,芯块的中心温度升高最大约 400℃。

### 3.2 停堆工况服役行为

图 6 给出了两个对比方案在三种运行工况下包壳环向应力随径向位置的变化趋势,此时的运行时间为 9500 小时。包壳环向应力的分布往往取决于包壳内外壁处的径向应力,因此需要考虑基于燃料元件的内外压差分析环向应力的分布特征。

对于 UO<sub>2</sub>-Zr 方案,冷停堆、热停堆、功率运行工况下的燃料元件内外压差分别为 2.9 MPa、-10.2 MPa、-7.7 MPa,从图 6 中可以看出,Zr 包壳的环向应力拉压状态完全取决于燃料元件内外压差,如果系统压力大于燃料元件内压,那么 Zr 包壳的环向应力就呈现压缩状态,反之,则呈现拉伸状态。

对于 UO<sub>2</sub>-SiC 方案,冷停堆、热停堆、功率运行工况下的燃料元件内外压差分别为 3.7 MPa、-8.9 MPa、-0.8 MPa。如图 5 所示,因为 UO<sub>2</sub>-SiC 的芯块运行温度相比 UO<sub>2</sub>-Zr 更高,所以因裂变气体释放产生的内压也会较高,且停堆后的温降也更大,故功率运行时的压差较小,且停堆后的压降也更大。在应力方面,SiC 复合包壳并没有和 Zr 包壳一样呈现出相应的拉压状态,而是在三种运行工况下,内侧的 CMC-SiC 均呈现拉伸状态,而外侧的 CVD-SiC 大部分区域呈现出压缩状态。

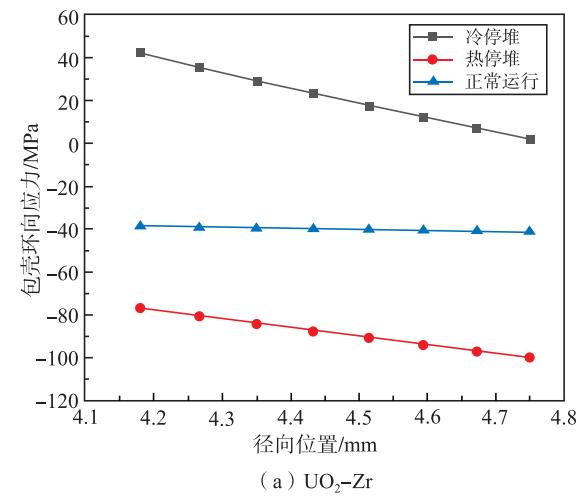
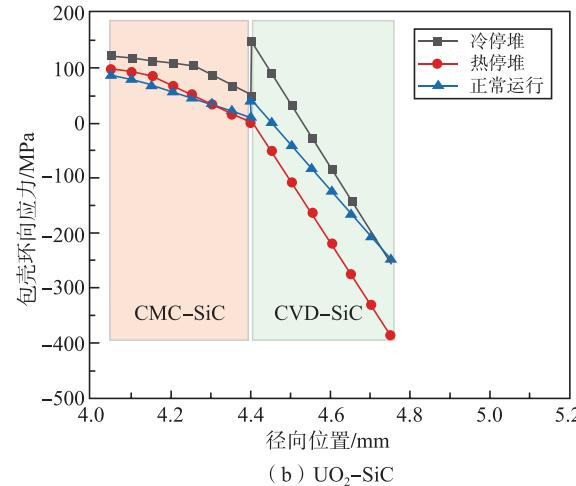
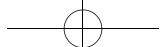
(a) UO<sub>2</sub>-Zr

图 6 三种运行工况下包壳环向应力对比

Fig.6 Comparison of hoop stress of cladding

要分析上述 SiC 复合包壳应力状态的产生原因,须考虑其辐照肿胀及热膨胀的影响。图 7 给出了三种运行工况下 SiC 复合包壳肿胀应变



及热应变随径向位置的分布趋势,从图中可以看出,三种运行工况下的肿胀应变是一致的,这是因为 SiC 复合包壳的辐照肿胀应变在停堆前已经累积,不会因为停堆而消失,且因为包壳径向温度梯度的存在,故辐照肿胀应变也存在梯度;对于热应变,因为功率运行时径向热流密度的存在,故存在径向梯度,在停堆后,其径向梯度就会随热流密度的消失而消失。此外,从图中可以看出,功率运行时,辐照肿胀梯度和热应变梯度是相反的,存在相互抵消的作用,而停堆后,该抵消作用随即消失。

因此,综合图 6 可以看出,功率运行时,SiC 复合包壳的径向应力分布相较于停堆工况更偏扁平化,当热应变梯度的抵消作用消失后,就会导致停堆工况下的 SiC 复合包壳的径向应力分布呈现内高外低趋势。此外,冷停堆相比热停堆工况下的 SiC 复合包壳径向应力更加偏正,这是因为冷停堆工况下的系统压力更低,导致燃料元件内外压差已经为正值 3.7 MPa。

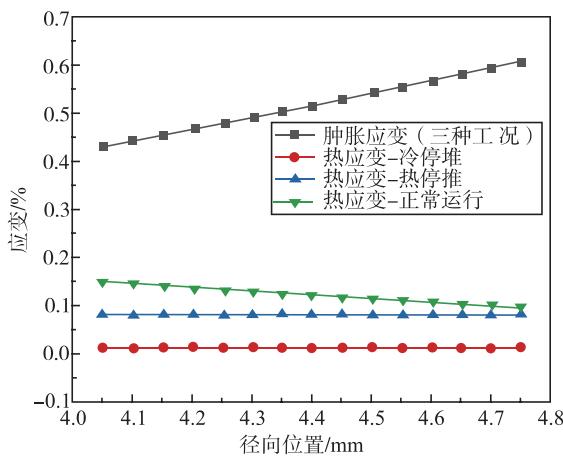


图 7 三种运行工况下包壳肿胀应变及热应变分布趋势

Fig.7 Distribution of irradiation swelling strain and thermal strain

### 3.3 分层厚度分析

如上文所述,在冷停堆工况下,SiC 复合包壳的 CVD-SiC 层的环向拉应力会有显著的增加,因为 CVD-SiC 层与金属材料达到应力限制即失效不同,这种材料的失效具有很大的偶然性,而且失效是灾难性的,因此有必要通过设计减小其应力峰值,进而降低失效风险。

上文分析的  $\text{UO}_2\text{-SiC}$  方案的 SiC 复合包壳的 CMC-SiC 和 CVD-SiC 的层厚比为 1:1,总壁厚为 0.7 mm,根据目前的制备工艺,通过调整层厚比以减小应力峰值具有较大可行性,因此本文针对 CMC-SiC 和 CVD-SiC 的层厚比为 1:1、4:3、3:4 三种设计进行了对比分析。

图 8 给出了三种层厚比包壳设计在冷停堆工况下的环向应力分布对比,从图中可以看出,随着 CMC-SiC 层厚度的增加,CVD-SiC 层的环向应力峰值是降低的,且减小幅度较大。图 9 给出的是在功率运行工况下的整个寿期内的 CVD-SiC 层的环向应力峰值,从图中也可以看出,随着 CMC-SiC 层厚度的增加,CVD-SiC 层的环向应力峰值在整个寿期内也是降低的。

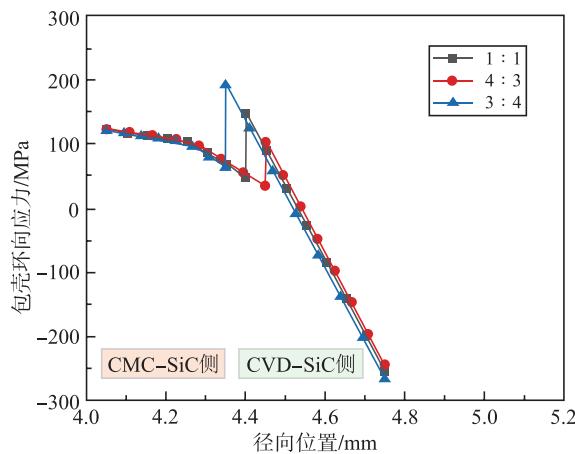


图 8 包壳环向应力分布(冷停堆)

Fig.8 Comparison of hoop stress of cladding (cold shutdown)

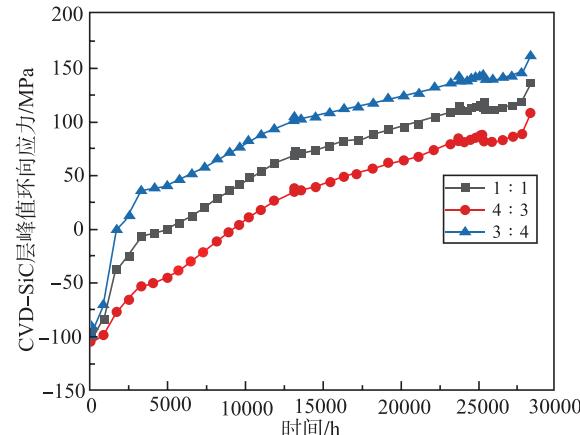
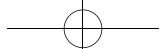


图 9 CVD-SiC 层峰值环向应力分布趋势

Fig.9 Distribution of peak hoop stress of CVD-SiC layer



综上,从燃料元件失效风险的角度考虑,在SiC复合包壳两层设计情况下,增加CMC-SiC层的厚度,可在一定程度上降低包壳环向应力峰值,进而降低失效风险。

#### 4 结论

本文采用自主开发的SiC燃料性能分析程序,在考虑SiC复合包壳辐照效应的基础上,对功率运行停堆工况下基于SiC包壳的燃料元件的服役行为特点进行了分析。分析结果表明:

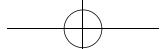
(1) 在功率运行工况下,SiC复合包壳的辐照损伤致热导率降低,以及辐照肿胀会导致芯块-包壳间隙增大,并延迟芯块-包壳间隙闭合时间,进而会使燃料运行温度增加;

(2) 在热停堆工况下,相较于功率运行工况,包壳内侧的环向拉应力会增加,这是因为包壳径向热膨胀梯度的消失,辐照肿胀梯度会使包壳内侧的环向拉应力增加;而在冷停堆工况下因为系统压力的减小会导致包壳内外压差增加,叠加辐照肿胀梯度,包壳内侧的环向拉应力会进一步增加;

(3) 在包壳总壁厚不变的情况下,内侧纤维复合层厚度增加有助于减小单质层的环向拉应力峰值,从而降低包壳失效风险。

#### 参考文献

- [1] Zinkle S J, Terrani K A, Gehin J C, et al. Accident tolerant fuels for LWRs: A perspective [J]. Journal of Nuclear Materials, 448 ( 2014 ): 374–379.
- [2] Kane K, Bell S, Capps N, et al. The response of accident tolerant fuel cladding to LOCA burst testing A comparative study of leading concepts [J]. Journal of Nuclear Materials, 574 ( 2023 ): 1–15. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2022.154152.
- [3] Yuan G, Paul J, Xu P, et al. In situ high-temperature 3D imaging of the damage evolution in a SiC nuclear fuel cladding material [J]. Material & Design, 227 ( 2023 ): 1–17.
- [4] 刘俊凯, 张新虎, 恽迪. 事故容错燃料包壳候选材料的研究现状及展望 [J]. 材料导报, 2018 ( 11 ): 1757–1778.
- [5] 林大超. 压水堆环境下多层碳化硅包壳的热-机械行为研究 [D]. 北京: 华北电力大学, 2018.
- [6] Deng Y B, Shirvan K, Wu Y W, et al. Probabilistic view of SiC/SiC composite cladding failure based on full core thermo-mechanical response [J]. Journal of Nuclear Materials, 507 ( 2018 ): 24–37.
- [7] Wagih M, Spencer B, Hales J, et al. Fuel performance of chromium-coated zirconium alloy and silicon carbide accident tolerant fuel claddings [J]. Annals of Nuclear Energy, 120 ( 2018 ): 304–318.
- [8] Katoh Y, Terrani K A. Systematic technology evaluation program for SiC/SiC composite-based accident-tolerant LWR fuel cladding and core structures Revision 2015, ORNL/TM-2015/454.
- [9] D. Carpenter. An Assessment of Silicon Carbide as a Cladding Material for Light Water Reactors [D]. Cambridge: Massachusetts Institute of Technology, 2010.
- [10] Katoh Y, Ozawa Y, Shih C, et al. Continuous SiC fiber, CVI SiC matrix composites for nuclear applications properties and irradiation effects [J]. Journal of Nuclear Materials, 448 ( 2014 ) 448–476.
- [11] Alexander. Assessing Thermo-Mechanical Performance of ThO<sub>2</sub> and SiC Clad Light Water Reactor Fuel Rods with a Modular Simulation Tool [D]. Massachusetts Institute of Technology, 2015.
- [12] Ben-Belgacem M, Richet V, Terrani K A, et al. Thermo-mechanical analysis of LWR SiC/SiC composite cladding [J]. Journal of Nuclear Materials, 2014 ( 447 ): 125–142.
- [13] Snead LL, Nozawa T, Katoh Y, et al. Handbook of SiC properties for fuel performance modeling [J]. Journal of Nuclear Materials, 2007, 371 ( 1 ): 329–377.
- [14] Carpenter, D., Assessment of Innovative Fuel Designs for High Performance Light Water Reactors, S.M. Thesis, Massachusetts Institute of Technology ( 2006 ).
- [15] Snead LL, Katoh Y, Kohyama A, et al. Evaluation of neutron irradiated near-stoichiometric silicon carbide fiber composites [J]. Journal of Nuclear Materials, 2000, 283–287 ( 283 ): 551–555.
- [16] Lee Y, Ho S K. Failure probabilities of SiC clad fuel during a LOCA in public acceptable simple SMR [J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, 292: 1–16.



# Study on the Performance of Nuclear Fuel Based on SiC Cladding under Operation/Shutdown Conditions

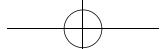
Lu Zhiwei

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

**Abstract:** After the Fukushima accident in Japan, further improving the accident tolerance capability has become the key research direction of nuclear fuel cladding materials. SiC composites have significant advantages in high temperature strength, irradiation stability, creep resistance, oxidation resistance, wear resistance, etc., and have great accident tolerance potential under light water reactor accident conditions. Therefore, the nuclear fuel solution based on SiC composites is a research hotspot in the international nuclear fuel community. Different from zirconium alloy, SiC will produce irradiation defects under the action of neutron field, which will lead to a significant decrease in thermal conductivity and further affect the radial temperature gradient of fuel rods; In addition, radiation swelling will occur, and the amount of radiation swelling is related to the temperature gradient. In this paper, the self-developed SiC fuel performance analysis program is used to analyze the service behavior of SiC clad fuel system under operation and shutdown conditions. The results show that under normal operating conditions, the decrease of thermal conductivity caused by irradiation damage and closing time of pellet cladding gap, and then increase the fuel operating temperature; Under the hot shutdown condition, compared with the normal operation condition, the hoop tensile stress inside the cladding will increase. Under the cold shutdown condition, the pressure difference inside and outside the cladding increases due to the decrease of the system pressure, and the hoop tensile stress inside the cladding will further increase when the radiation swelling gradient is superimposed. In addition, when the total wall thickness of the cladding remains unchanged, the increase of the thickness of the inner fiber composite layer helps to reduce the peak hoop tensile stress of the monolithic layer, thus reducing the risk of cladding failure.

**Key words:** SiC; shutdown; cladding; performance

(责任编辑: 梁晔)



踪训成,代启东,吴明昌,等.基于中子探测的核临界报警技术和应急准备[J].核安全,2024,23(5):90-95.

Zong Xuncheng,Dai Qidong,Wu Mingchang,et al. Nuclear Criticality Alarm Technology and Emergency Preparedness Based on Neutron Detection [J]. Nuclear Safety,2024,23(5):90-95.

## 基于中子探测的核临界报警技术和应急准备

踪训成,代启东,吴明昌,牛江,王璨辉

(中国核动力研究设计院反应堆工程研究所,成都 610213)

**摘要:**核临界安全是整个核燃料循环工艺阶段关注的特种安全问题。为限制核临界事故的发生,涉核营运单位在加强核安全培训、行政管理、临界受控参数约束的同时,还需要在可能发生核临界事故的工艺场所加装核临界监测报警设备,借助监测报警技术探知临界事故的发生,提醒工作人员应急响应或应急撤离,满足核安全监管的强制要求。本文探索了核临界事故前的预报警(警告性报警)技术和事故后的报警技术,以某核材料存储临界监测为例,经计算的最小临界事故报警阈值为 $3.95 \times 10^{-6}$  Gy/min,在实际应用中,使临界报警仪设定阈值低于 $3.95 \times 10^{-6}$  Gy/min,在临界事故发生前及时感知临界发展趋势,并及时采取应急措施,尽可能避免核临界事故的发生。而一旦发生核临界事故,就应该立即触发、执行有效的应急响应,其中应急准备是应急响应有效执行的重要组成部分和基础条件,因此存在核事故风险的涉核营运单位都应该重视应急准备这一重要环节,未雨绸缪,积极准备,不断完善,才能保障公众和环境的辐射安全。

**关键词:**核临界安全;预报警;应急响应;应急准备;辐射安全

**中图分类号:**X946 **文献标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2024)05-0090-06

核临界安全是核工业的特种安全问题,在整个核燃料循环中,它与主工艺密切相关,并处于同等重要的地位,涉及浓缩铀、钚等易裂变材料的生产、加工和处理。我国核能发展规模宏大,核临界安全管理问题突出,是必须考虑的重点课题<sup>[1]</sup>。

根据GB15146.2<sup>[2]</sup>中的术语定义,临界事故是指意外发生的自持或发散的中子链式反应所造成的能力释放事件。从定义的描述进行理解:核临界事故是一场意外发生的能量释放事件,而能量释放是由自持或发散的中子链式反应引起的。所以,中子才是核临界事故的“罪魁

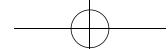
祸首”。

在核材料临界安全的管理过程中,除了采取行政管理、质量控制、浓度控制、几何尺寸控制、添加中子毒物等严格的安全措施外,还在核材料设施区域加装、配备带报警功能的核临界事故监测系统,加装核临界事故监测系统逐渐成为核安全管控的强制措施。

本文介绍一种基于中子探测的核临界报警技术。这种技术将中子计数率(或中子计数率倍增时间)作为核材料缓慢趋向临界的警告性报警参数,及时采取应急响应,预防核临界事故的发生;将中子剂量率作为核材料瞬发临界或

收稿日期:2023-11-24 修回日期:2023-12-25

作者简介:踪训成(1980—),男,高级工程师,学士,现主要从事反应堆实验及辐射防护工作



快速临界的事故性报警参数,警告工作人员紧急撤离,以降低核临界事故的辐射危害。

## 1 典型核临界事故

目前文献分析报道较多、距今较近的一次典型核临界事故是1999年发生的日本东海村JCO公司铀转化工厂超临界事故:3名工人倒入沉淀槽中的硝酸铀酰溶液体积约45 L,相当于16.6 kg的铀,超过了临界质量,发生自持式链式反应<sup>[3]</sup>。

### 1.1 事故主要原因

日本东海村JCO公司铀转化工厂超临界事故的主要原因是:(1)政府不重视,认为JCO铀转化工厂发生核事故是不切实际的场景;(2)工厂操作程序管理混乱,擅自修改经核安全监管部门批准的工艺操作程序;(3)操作人员严重违反操作规程,工厂没有按法规开展临界安全培训和操作人员资格审查;(4)应急准备严重不足,没有应急计划,缺乏应急准备,没有应急操作规程,没有缓解事故的工程措施等。

该事故带来的后果是惨痛的——在现场操作的3名雇员受到了严重的过量照射,最大受照剂量约20 Gy,其中2人分别于当年和次年死亡,该次事故值得我们对我国核工业临界安全工作进行认真思考。

### 1.2 中子监测的重要性和必要性

日本1999年的核临界事故也直接证实了中子监测和应急准备的重要性和必要性,这从文献[3]中的分析能够得到佐证。

(1)由于缺少中子监测手段,事故发生后,区域 $\gamma$ 监测装置虽然探测到高水平的 $\gamma$ 辐射并发出声响警报,3名工人撤离出建筑物,但工厂技术人员未能及时判断出这是一起超临界事故,待事故性质确认后,负责现场的官员又花了很长时间来检查临界是否在持续,加剧了事故影响;

(2)由于缺少应急计划和应急准备,在事故初期的应急响应是混乱的:①沉淀槽四周水套中冷却水的排出一波三折;②需到10 km之外的研究所借用硼酸以保持沉淀槽的次临界状态;③在超临界事故后的第三天才在铀转化厂

房周围放置沙袋屏蔽 $\gamma$ 射线等。事故发生后,大量的时间被用于启动特殊的应急工程措施来终止临界,致使核事故持续了19 h 40 min。

## 2 基于中子探测的临界报警设计原则

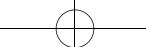
核材料临界安全受控的重要方法是采取措施稳定、可靠、快速地监测中子的变化,根据设计理念选择合适的报警参数,同时考虑降低误报警的发生概率,临界报警的设计应遵循以下设计原则<sup>[4]</sup>。

- (1)警告性报警参数选择中子计数率或中子计数率倍增时间,报警阈值可设定;
- (2)事故性报警参数选择中子剂量当量率,报警阈值可设定;
- (3)对临界事故持续时间1 ms半高宽的辐射瞬变过程应有响应,并发出报警信号;
- (4)探测到临界事故后0.3 s内发出临界报警信号;
- (5)设备安装后,探测报警阈值应能测出临界事故:在60 s内探测到距核反应物2 m处自由空气中中子和 $\gamma$ 辐射的总吸收剂量0.2 Gy;
- (6)采用“三取二(2/3)”报警模式,将误报警降至最低:任何单一通道超过报警阈值不应触发报警;任何单一通道发生故障不应使临界报警系统失效;
- (7)任何单一通道发生故障,临界报警系统发出故障报警信号,剩下两个正常通道以“1/2”的报警模式继续运行;
- (8)临界事故报警应持续到手动复位为止,在不降低系统可靠性的前提下,可设置在预定时间后进行自动复位;
- (9)临界报警系统的辅助功能(辐射剂量监测等)不能影响系统的主要功能,即不影响临界事故探测和报警。

## 3 基于中子探测的临界报警技术

### 3.1 中子探测器

中子探测器选用探测效率高的<sup>3</sup>He正比计数管,其主要性能参数见表1,结构图如图1所示。不带屏蔽材料的裸<sup>3</sup>He正比计数管的能量



响应区间局限在 1 MeV 以下,为了扩大中子能量响应区间,必须在<sup>3</sup>He 正比计数管外增加慢化材料,增加慢化材料的<sup>3</sup>He 正比计数管结构图如图 1 所示。根据图 1 所示结构建立 MCNP 模型,将  $1 \times 10^{-9}$ ~30 MeV 的中子分为 104 个均匀对数区间,利用 F6 卡记录不同能量的中子在<sup>3</sup>He 正比计数管中的能量沉积,计算误差为  $\pm 5.3\%$ ,得到归一化能量响应曲线如图 2 所示,从曲线图可知,带聚乙烯慢化结构的<sup>3</sup>He 中子探测器适用于宽范围中子能量的探测。

表 1 <sup>3</sup>He 正比计数管主要性能参数

Table 1 The main performance parameters of <sup>3</sup>He tube

参数名称	参数指标
热中子截面 $\sigma^{[5]}$	5400 b(靶)
<sup>3</sup> He+n= <sup>3</sup> T+p+0.765 MeV	
热中子灵敏度	25 cps·cm <sup>2</sup> ·s
计数管灵敏体积	Φ32 mm × 145 mm(H)
工作高压	~1250 VDC

注:1 b(靶)= $10^{-28}$ m<sup>2</sup>。

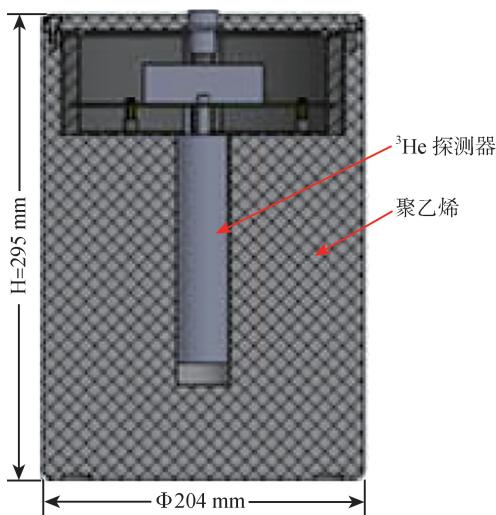


图 1 <sup>3</sup>He 正比计数管结构图

Fig.1 The structure of <sup>3</sup>He tube

### 3.2 报警触发逻辑

监测主机外接三路中子探测器,在监测主机内中子信号经处理后得到三类中子信息:中子计数率、中子倍增时间、中子剂量率,每类中子信息采取“2/3 逻辑”报警。

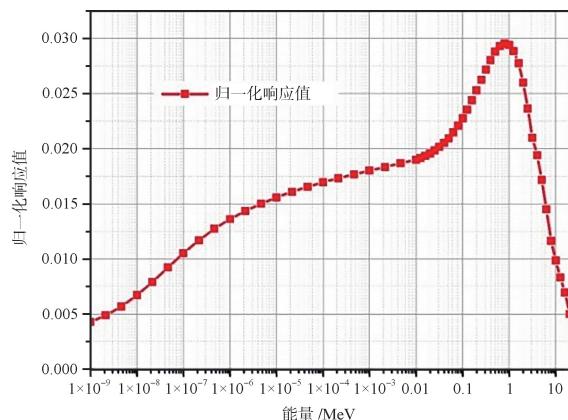


图 2 MCNP 计算能量曲线

Fig.2 The energy curve calculated by MCNP

核临界除了发射中子射线,还会伴随大量  $\gamma$  射线。因此,在监测核临界中子信息的基础上,通过扩展监测  $\gamma$  剂量的功能能够提高临界报警设备的适用性和可靠性。 $\gamma$  剂量率超阈值后也采取“2/3 逻辑”并触发事故性报警,与中子剂量率报警通道相互补充。核临界报警触发逻辑如图 3 所示。

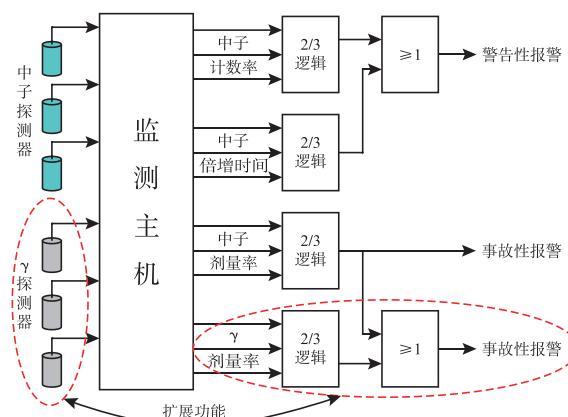


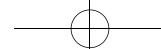
图 3 核临界报警触发逻辑

Fig.3 Logic diagram for triggering nuclear criticality alarm

### 3.3 中子计数率倍增时间的计算

中子计数率变化 2 倍所用时间为中子计数率倍增时间,该参数可以作为临界前的警告性报警参数,提醒工作人员关注核材料的变化。

通过对反应堆周期<sup>[6]</sup>基本定义的推算,可得到中子计数率倍增时间  $T_2$  的计算公式(1)。



$$T_2 = n(t) \frac{\ln 2}{dn(t)/dt} \quad (1)$$

式中： $T_2$ —中子计数率倍增时间，s；  
 $n(t)$ — $t$ 时刻的中子计数率， $\text{s}^{-1}$ 。

### 3.4 事故报警阈值的设定

核材料临界事故报警阈值的设定不仅与距事故点的距离有关,而且与裂变系统的成分、探测器与事故点之间的屏蔽材料等有关<sup>[7]</sup>。根据GB 15146.9—1994<sup>[8]</sup>附录A对临界报警系统响应系数 $\varepsilon$ 的要求,距(最小临界事故)事故点 $r$ 处的中子剂量率报警阈值采用公式(2)较合适,为给核临界留出安全裕量,避免核临界事故的发生,实际报警阈值可选取低于公式(2)所得的计算值。

$$\dot{D}_n = D_N \left( \frac{2}{r} \right)^2 f \frac{1}{d_{air}} \varepsilon \quad (2)$$

式中：

$D_n$ —临界报警仪的中子剂量率报警阈设定参考值,  $\text{Gy} \cdot \text{min}^{-1}$ ;

$D_N$ —所关心的最小临界事故发生时,距事故中心2 m处的中子剂量率,可通过计算或测量得到,  $\text{Gy} \cdot \text{min}^{-1}$ ;

$r$ —临界报警仪作用半径, m;

$f$ —探测器与事故点之间等效屏蔽材料对中子的屏蔽系数, 可通过计算得到;

$d_{air}$ —中子在空气中的衰减系数, 取保守值3;

$\varepsilon$ —临界报警仪的响应系数, 推荐值 $2500^{-1}$ 。

以某核材料存储场所为例,3支中子探测器与核材料位于同一房间,中子探测器与可能事故源距离(临界报警仪作用半径)约为5 m,计算得到临界报警阈值 $\dot{D}_n=3.95 \times 10^{-6} \text{ Gy} \cdot \text{min}^{-1}$ , 设定报警阈值低于 $3.95 \times 10^{-6} \text{ Gy} \cdot \text{min}^{-1}$ , 临界报警仪即可对现场发生的临界事故做出响应。

### 3.5 监测设备

基于上述设计原则和临界报警技术的监测设备、监测软件界面分别如图4、图5所示,以实时曲线形式直观显示中子剂量率和中子计数率, 监测参数超阈值立即触发监测主机声光报

警, 触发报警时监测数据实时保存, 如图6所示。



图4 监测设备实物

Fig.4 Physical image of Monitoring equipment



图5 监测软件界面

Fig.5 Monitoring software interface

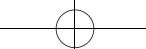
查询时间	主机编号	报警通道	报警描述	剂量率	剂量率报警阈值	计数率	计数率报警阈值	周期值
2023-03-16 17:21:56	22011	1	剂量率报警	14.29uSv/h	10uSv/h	79	200	999
2023-03-16 17:21:57	22011	1	剂量率报警	14.29uSv/h	10uSv/h	79	200	999
2023-03-16 17:21:58	22011	1	剂量率报警	15.84uSv/h	10uSv/h	79	200	999
2023-03-16 17:21:59	22011	1	剂量率报警	15.84uSv/h	10uSv/h	88	200	999
2023-03-16 17:22:00	22011	1	剂量率报警	15.84uSv/h	10uSv/h	88	200	999
2023-03-16 17:22:01	22011	1	剂量率报警	15.87uSv/h	10uSv/h	88	200	999
查询时间	主机编号	报警通道	报警描述	剂量率	剂量率报警阈值	计数率	计数率报警阈值	周期值
2023-03-16 17:20:45	22011	2	计数率报警	19.87uSv/h	100uSv/h	110	90	999
2023-03-16 17:20:45	22011	3	计数率报警	16.59uSv/h	100uSv/h	92	90	999
2023-03-16 17:20:46	22011	2	计数率报警	19.87uSv/h	100uSv/h	110	90	999
2023-03-16 17:20:46	22011	3	计数率报警	16.59uSv/h	100uSv/h	92	90	999
2023-03-16 17:20:47	22011	2	计数率报警	20.05uSv/h	100uSv/h	110	90	999
2023-03-16 17:20:47	22011	3	计数率报警	16.59uSv/h	100uSv/h	92	90	999

图6 报警数据保存

Fig.6 Alarm data saving interface

## 4 应急准备

本文探索一种预报警技术,当偶然事件发



生时,突破次临界限值的受控参数会触发预报警,在紧急有效控制条件下,恢复核材料的次临界安全,尽可能避免发生核临界事故;但当低概率双偶然事件发生或预报警紧急控制措施失效时,临界报警系统会给出并保持清晰的事故声光报警信号,此时应组织紧急撤离,并启动应急响应,如图 7 所示。

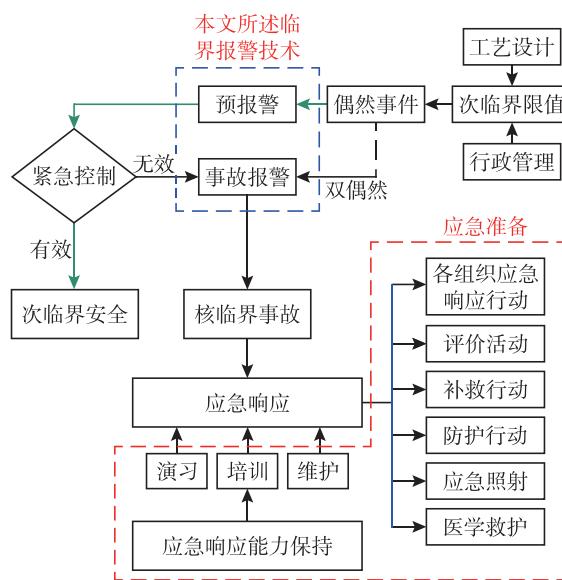


图 7 应急响应简图

Fig.7 The diagram of Emergency response

从图 7 可知,应急准备是核事故应急响应有效执行的重要组成部分,应急准备既是及时触发应急响应的重要前提条件,也是应急响应能够达到预期效果的重要依靠手段。涉核营运单位应根据加工、处理或贮存核材料物质的数量、物理形态、核素组成、工艺技术等特点制定针对性的应急预案,开展应急准备<sup>[9]</sup>。应急准备的通用要求包括:

- (1) 应急响应组织。应急状态下,及时启动应急组织、连续工作,应急响应组织各岗位需明确责任,使应急响应有序高效,体现“常备不懈,积极兼容,统一指挥,大力协同”的应急方针<sup>[10]</sup>。
- (2) 保持控制室的可居留性。现场应急指挥人员及关键岗位工作人员在此参与应急响应,监视应急效用。
- (3) 应急设备、物资可用。确保应急设备物

资始终处于可用状态,包括应急监测、应急通信等设备,以及缓解事故的中子吸收体、屏蔽射线的应急物资<sup>[11]</sup>等。

(4) 应急演练。定期开展应急演练,检验应急响应组织、应急人员、应急设备物资等应急准备的状态,查漏补缺,提升应急响应能力。

(5) 人员培训。定期对应急响应组织各岗位人员开展相关培训,特别是应急指挥人员,使全员熟悉应急流程,不断提高决策水平和应急技术能力。

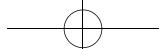
## 5 结语

核临界事故是核燃料循环重点关注的安全事项,核燃料循环设施营运单位的应急准备和应急响应附录 A 列出的 6 种参考事故中 4 种涉及核临界事故。为避免核临界事故的发生或降低核临界事故造成的辐射危害,在大力加强核安全监管、不断提升核事故预警和监测技术(比如多样化的临界事故报警技术)能力的同时,还要不断提高涉核从业人员的职业安全素养,不断学习先进的核安全理念,将核安全文化融入纵深防御的各个环节,牢牢控制住核事故的风险。

“工欲善其事,必先利其器。”安全准备工作贯穿于整个核燃料循环体系,即使发生小概率风险事件或事故,只要准备充分,及时启动应急方案和应急准备,使其充分发挥最后一道防线的作用,便可将事故危害降至最小,达到保护公众健康、环境安全的目的。

## 参考文献

- [1] 李玉成,从慧玲.对我国核临界安全工作的思考[J].辐射防护通讯,2000,20(2):6-9.
- [2] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局,中国标准化管理委员会.GB 15146.2—2008 反应堆外易裂变材料的核临界安全 第 2 部分:易裂变材料操作、加工、处理的基本技术规则与次临界限值[S].北京:中国国家标准化管理委员会,2008.
- [3] 刘华,刘新华,李冰.日本 JCO 公司核临界事故的分析和评价[J].辐射防护,2001(06):331.
- [4] 国家市场监督管理总局,国家标准化管理委员会.GB/



- T12787-2020 辐射防护仪器 临界事故报警设备 [S]. 北京：中国标准出版社，2020.
- [5] 汲长松. 核辐射探测器及其实验技术手册 [M]. 北京：原子能出版社，2007.
- [6] 凌备备. 核反应堆工程原理 [M]. 北京：原子能出版社，1989.
- [7] 李晓慧，朱庆福，周琦. 核临界事故报警仪阈值与有效作用半径的研究 [J]. 原子能科学技术，2016，50 (5): 869-873.
- [8] 国家技术监督局. GB15146.9—1994 反应堆外易裂变材料的核临界安全核临界事故探测与报警系统的性能及检验要求 [S]. 北京：中国标准出版社，1994.
- [9] 国家核安全局. HAD 002/07—2019，核燃料循环设施营运单位的应急准备和应急响应 [S]. 北京，国家核安全局，2019.
- [10] 岳会国. 核事故应急准备与响应手册 [M]. 北京：中国环境科学出版社，2012.
- [11] 国家核安全局. HAD 301/05—2021，乏燃料后处理设施安全 [S]. 北京，国家核安全局，2021.

## Nuclear Criticality Alarm Technology and Emergency Preparedness Based on Neutron Detection

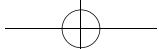
Zong Xuncheng, Dai Qidong, Wu Mingchang, Niu Jiang, Wang Canhui

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

**Abstract:** Nuclear criticality is a particular safety concern throughout the Nuclear fuel cycle process, while nuclear operators are strengthening nuclear safety training, administrative management, and the control of critical parameters to limit the occurrence of nuclear criticality accidents, there is also a need to install nuclear criticality monitoring and warning equipment at locations such as processes where nuclear criticality accidents are likely to occur, to detect the occurrence of a criticality accident through monitoring and warning technology and to alert staff for emergency response or emergency evacuation, to meet the mandatory requirements of nuclear safety regulation. In this paper, the technology of pre-warning and post-warning of nuclear criticality accident is explored. By setting reasonable warning threshold, the developing trend of nuclear criticality can be perceived in time before nuclear criticality accident, take emergency measures in time to avoid nuclear criticality accident as far as possible. In the event of a nuclear criticality accident, an effective emergency response should be triggered and implemented immediately, of which emergency preparedness is an important component and basic condition for the effective implementation of emergency response, all nuclear operators with nuclear accident risks should pay attention to the important link of emergency preparedness, take precautions, actively prepare and constantly improve, so as to guarantee the radiation safety of the public and the environment.

**Keywords:** nuclear criticality; pre-warning; emergency response; emergency preparedness; radiation safety

(责任编辑：徐晓娟)



张晓阳,魏君翰,赵民富.栅元格架对 $5\times 5$ 燃料组件轴向交混系数分布的影响[J].核安全,2024,23(5):96-103.

Zhang Xiaoyang, Wei Junhan, Zhao Minfu. Influence of Cell Type Spacer Grid on Axial Mixing Coefficient Distribution of  $5\times 5$  Fuel Assembly [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5): 96-103.

## 栅元格架对 $5\times 5$ 燃料组件轴向交混系数分布的影响

张晓阳, 魏君翰, 赵民富

(中国原子能科学研究院 反应堆工程技术研究所, 北京 102413)

**摘要:** 提高燃料组件轴向温度分布计算的精确性,有利于准确预测 CHF 点的发生位置,而交混系数对轴向温度分布准确计算具有重要影响。本研究采用数值模拟结合子通道分析程序的方法,对装配栅元格架的 $5\times 5$ 燃料组件轴向不同位置处的流动交混进行研究。对栅元格架建立几何模型,选取 SST 湍流模型进行计算,完成网格敏感性分析,在额定工况下得到轴向不同位置的子通道温度分布。将子通道分析程序计算值与数值模拟实验值相结合,共同确定装配栅元格架的燃料组件轴向不同位置的交混系数。计算结果表明:在加热段前端,交混系数明显比光棒束段相同位置要高,后随着栅元格架的影响减弱,交混系数随轴向的变化同光棒束段相同。

**关键词:** 数值模拟; 轴向交混系数; 子通道分析程序; 栅元格架

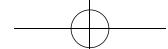
**中图分类号:** TL331 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)05-0096-08

鉴于反应堆轴向功率一般呈余弦分布,因此发生临界热流密度(CHF)点的位置往往在活性区出口的上游。但是,在工程实验中,由于测量手段的局限性,往往只能将热电偶布置在出口,通过出口处的温度分布计算得到交混系数,并将该交混系数用于轴向长度上的温度分布计算。这样的处理方式势必会影响热工设计和安全分析的准确性。究其原因,是测量手段限制了对轴向交混系数分布的精确计算。燃料棒束和定位格架两大部件都会对流动交混产生影响,但是定位格架对交混特性的影响更为显著,栅元型格架作为应用于环形燃料的新型定位格架,对于环形燃料外部子通道的流动传热特性具有重要影响。因此,采用计算流体力学的方法,探究其子通道温度分布随轴向长度的变化。

定位格架作为燃料组件中不可或缺的一环,不仅可以固定燃料棒在燃料组件中的位置,还能确保燃料棒之间的相对距离并尽可能减小流体运动所造成的燃料棒振动。除此之外,定位格架还会影响冷却剂的交混,进而影响格架下游近壁面的局部传热效果。为了弄清楚格架对燃料组件内热工水力现象的具体影响,清华大学李权等<sup>[1]</sup>采用 CFD 方法计算了 4 种格架相关几何模型下单相流体 3 维流场,综合局部阻力系数和摩擦阻力系数的计算结果,认为 SST 湍流模型更加适合格架阻力特性分析。并且通过数值模拟实验发现:交混翼在定位格架局部阻力系数中所占的比重较小,但其对格架下游流场的影响较大。因为交混翼增强了冷却剂的横向流动,而横向流的存在会使得格架下游摩擦阻力增加。上海交通

收稿日期: 2023-12-21 修回日期: 2024-01-22

作者简介: 张晓阳(1997—),男,现主要从事反应堆热工水力数值模拟方面的工作



大学何斯琪等<sup>[2]</sup>采用CFD方法对7棒束紧密栅元棒束通道内流体流动传热现象进行了数值模拟,并与7棒束紧密栅元内氟利昂流体传热的实验结果进行对比,详细分析了定位格架对棒束内流体传热流动的影响。数值模拟实验表明,定位格架的存在对其下游流体流动、棒束最高温度分布及交混系数有明显的影响。并且还有一个特别的发现,那就是在定位格架的上游有可能出现传热恶化。大连理工大学朱晓静等<sup>[3]</sup>利用商业软件STARCCM+6.04对标准型定位格架对超临界水在反应堆堆芯子通道内流动及传热特性的影响进行了数值研究,标准定位格架能够强化定位格架内部传热,但会造成其下游局部传热弱化,周向温度分布差异增大,不利于降低覆层温度。中国核动力院魏宗岚等<sup>[4]</sup>采用雷诺时均模拟(RANS)和大涡模拟(LES)对MATiS-H实验进行模拟计算,得到格架交混后棒束通道内冷态单相湍流流场,通过比较格架下游特定位置处速度分量分布,发现采用精细网格的LES能够较为准确地计算湍流流场平均速度以及脉动速度的分布,与实验结果符合较好。西安交通大学董思莹等<sup>[5]</sup>通过选用适当的阻力经验关系式,引入交混翼几何尺寸及交混翼角度,将交混翼对流体产生的力定量地表示出来,添加至动量方程中,建立了新的交混翼分布式阻力模型,并将其耦合到ATHAS子通道分析程序中。使用改良过的子通道分析程序对 $5 \times 5$ 棒束组件在不同结构下进行计算,对比有交混翼和无交混翼子通道内的流场,研究不同形状、角度、排列方式的交混翼产生的效应。哈尔滨工程大学黄云龙等<sup>[6]</sup>基于激光诱导荧光(LIF)技术开展了 $5 \times 5$ 棒束通道内定位格架交混特性的可视化研究。通过示踪染色剂(RhB)浓度分布表征流体微团的交混行为,清晰展现染色剂溶液在定位格架作用下的交混扩散过程。实验表明:定位格架能快速交混流动工质,其交混翼片分布形式的差异是造成不同子通道交叉交混强弱及各向异性的主要原因。中广核研究院的苏前华等<sup>[7]</sup>采用CFD方法对包含3个格架部件的 $5 \times 5$ 棒束通道进行流场和温度场的数值仿真,研究格架轴向间距,以及格架相对

转角对通道阻力和传热特性的影响,并从对流传热的角度分析造成不同结果的原因。陈曦等<sup>[8]</sup>基于CFD方法对压水堆棒束定位格架的两相交混特性进行评价,将两种典型定位格架的数值和实验结果进行比较,初步验证CFD方法进行两相流动模拟的可行性。

工程上求得燃料组件交混系数的方法,一般是通过试验值与子通道分析程序计算值相配合,为了克服测量手段的局限性,本研究采用CFD方法代替工程试验求得装配栅元型定位格架的 $5 \times 5$ 燃料组件的轴向交混系数分布,为以后的工程试验提供参考意见。

## 1 棚元型格架的数值模拟计算

棚元型格架(Cell Type Spacer Grid)<sup>[9]</sup>是由独立的小栅元依次顺排组成,每个小栅元由4条平面边和4条内凹曲面边组成,燃料棒装载在各自独立的栅元内。为了弄清楚棚元格架对燃料组件的交混影响,采用ANSYS CFX与子通道分析程序相结合的方法,获得单个栅元格架在 $5 \times 5$ 燃料组件上的轴向交混系数分布。

### 1.1 $5 \times 5$ 棚元格架燃料组件建模

使用建模软件将栅元格架和燃料棒束装配起来,燃料棒外径为15.27 mm,长度为3660 mm,棒间隙为1.15 mm,流道截面尺寸为83.25 mm×83.25 mm,栅元格架高为30 mm,壁厚为0.3 mm,将其布置在距入口0.5 m的位置。燃料组件的横截面和栅元格架的具体几何形状分别见图1、图2。

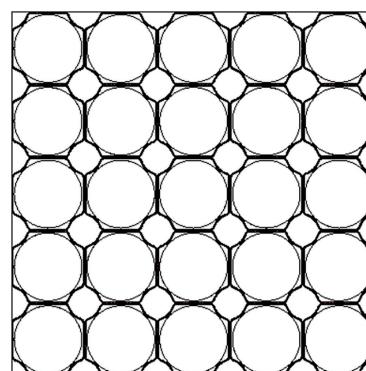


图1  $5 \times 5$ 棚元格架燃料组件的横截面

Fig.1 Cross sectional diagram of a  $5 \times 5$  fuel assembly with cell type spacer grid

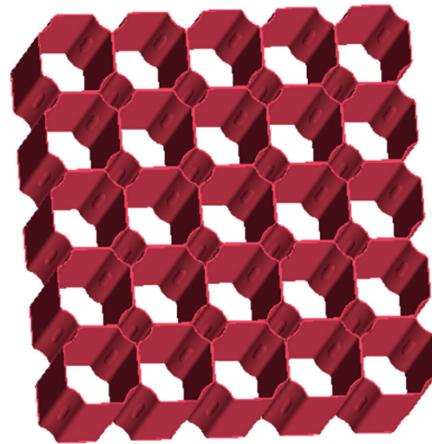
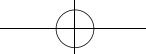


图 2 栅元格架的具体几何形状

Fig.2 The geometry diagram of the cell type spacer grid

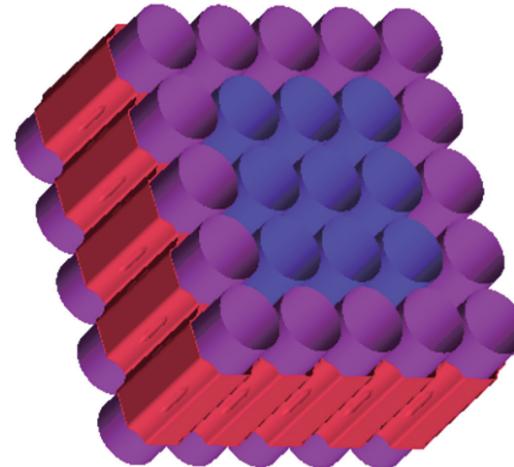


图 4 冷热棒布置示意图

Fig.4 Hot and cold rod layout diagram

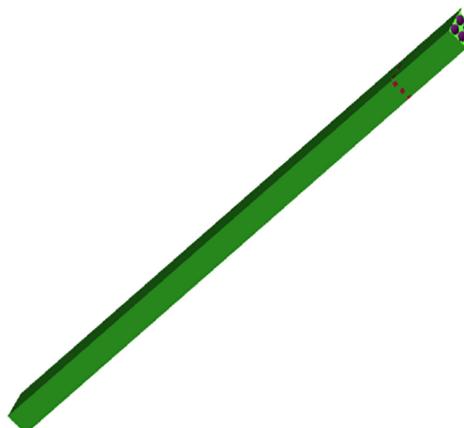
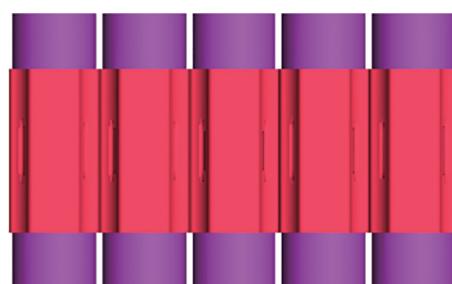
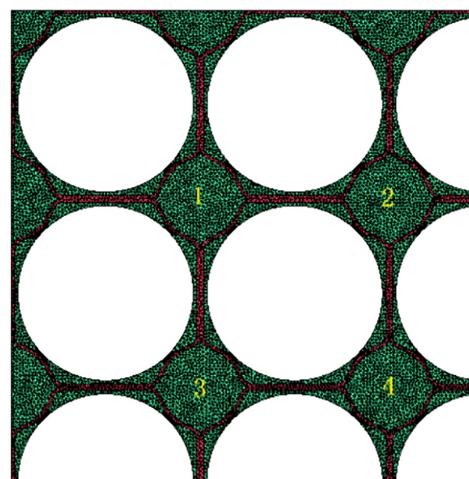


图 5 用于计算的 1/4 燃料组件完整模型

Fig.5 Complete model of 1/4 fuel assembly for calculation

图 3 导入 ICEM 中进行网格划分的几何模型  
Fig.3 Import geometric models for meshing in ICEM图 6 1/4 燃料组件横截面网格示意图  
Fig.6 Mesh diagram of 1/4 fuel assembly cross-section

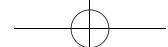


表 1 额定工况参数  
Table 1 Rated operating condition parameters

压力 /MPa	入口温度 /K	入口质量流量 / $\text{kg} \cdot (\text{m}^2 \cdot \text{s})^{-1}$
15.6	566.4	2700
冷热棒功率比	冷棒线功率 / $\text{kW} \cdot \text{m}^{-1}$	热棒线功率 / $\text{kW} \cdot \text{m}^{-1}$
1 : 3	5.31	15.93

表 2 3 种网格数量  
Table 2 3 types of mesh quantities

网格 1	网格 2	网格 3
11159822	12715340	19992423

为了验证网格数量对截面温度分布的影响,本文选取了3种网格来进行敏感性分析。在额定工况下,以轴向0.5 m、1.5 m和2.5 m为例,对比不同网格数量下轴向截面4个中心通道质心处温度分布的差异,3种网格数量和额定工况具体参数分别见表1、表2。具体比较结果见图7、图8、图9。

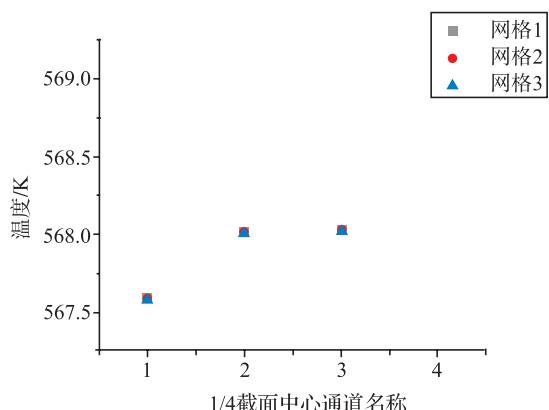


图 7 0.5 m 处 3 种网格数量下中心通道质心温度分布  
Fig.7 Centroid temperature distribution of the central channel under 3 mesh quantities at 0.5 m

由图7、图8、图9可以看出,在3种网格数量下,从0.5 m到2.5 m相当长的一个轴向跨度范围内,每个轴向截面的中心通道质心处温度分布都几乎相同,因此选择网格1即可。

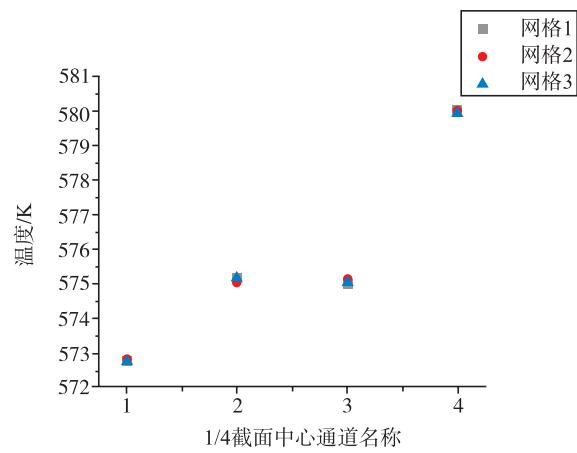


图 8 1.5 m 处 3 种网格数量下中心通道质心温度分布  
Fig.8 Centroid temperature distribution of the central channel under 3 mesh quantities at 1.5 m

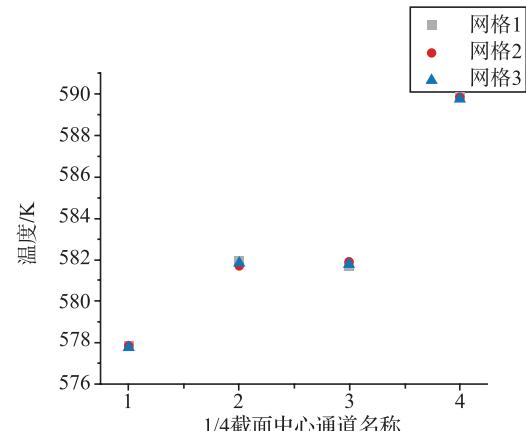
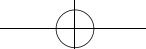


图 9 2.5 m 处 3 种网格数量下中心通道质心温度分布  
Fig.9 Centroid temperature distribution of the central channel under 3 mesh quantities at 2.5 m

### 1.3 端流模型的选择

中国原子能科学研究院魏君翰<sup>[10]</sup>在相同工况、不同冷热棒布置方式下,使用 ANSYS CFX 结合子通道分析程序得到不同湍流模型下的 9.5 mm 燃料棒束交混系数值。通过对不同湍流模型的结果发现,使用 SST 模型得到的交混系数值与试验参考值最为接近,因此验证 SST 模型为这种方法、此种边界条件下的最优选。基于采用数值模拟的方法、工况都与之相同,本实验也选用 SST 湍流模型。魏君翰通过结合数值模拟出口处的温度分布值与子通道分析程序的计算值,得到 3×3 光棒束段的出口处交混系



数,通过与实验测得的交混系数相比,证明了数值模拟实验的可靠性。本实验在此基础上,进一步计算了带格架组件轴向各个位置的交混系数,探究格架组件交混系数随轴向长度的变化。

完成网格划分、敏感性分析和湍流模型选取后,在额定工况下,使用 CFX 计算装配栅元格架的燃料组件轴不同位置处中心通道质心处温度分布。

## 2 棚元格架子通道程序设置计算

利用 COBRA 对装配栅元格架的  $5 \times 5$  燃料组件进行子通道分析计算,组件模型同 CFD 对象一致,通过工程试验测得栅元格架的平均阻力系数为 0.722,工况选择与数值模拟相同。每根燃料棒周围均匀划分 4 个子通道,模型共包含 36 个通道,分别为角通道、边通道和中心通道 3 种通道类型,具体子通道分布见图 10。将子通道分析程序的其他参数设置完成后,通过不断改变交混系数的输入值,得到轴向不同位置处子通道温度分布的计算值。

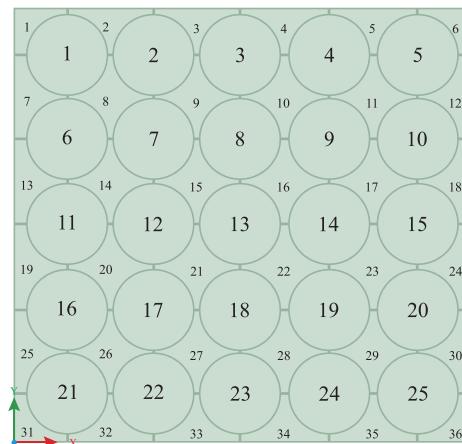


图 10 子通道分布示意图

Fig.10 Subchannel distribution diagram

## 3 装配栅元格架的燃料组件轴向交混系数计算

参照曹念等<sup>[11]</sup>的处理方法:通过输入若干不同的交混系数,子通道程序计算得到不同位置、不同子通道的温度分布,将这些计算值与数

值模拟值进行比较,当两者最为接近时,即认为该计算值对应的交混系数就是进行数值模拟的燃料组件的交混系数。具体的计算是:用子通道间的温差代替绝对温度值,得到不同轴向位置处数值模拟值温差与子通道程序计算值温差的差值平方之和  $R(\beta)$ , $R(\beta)$  即为不同位置处温度分布计算值与模拟值的符合程度。不同的  $\beta$  值会得到不同的  $R(\beta)$ ,当  $R(\beta)$  为最小值时,说明子通道出口温度的计算值与数值模拟值最接近。 $R(\beta)$  的具体表达式为:

$$R(\beta) = \sum_{i=1}^m \sum_{j=1}^m [((T_{ei} - T_{ej}) - (T_{pi} - T_{pj}))]^2 \quad (1)$$

式中:

$m$ —子通道个数;

$T_e$ —数值模拟值,  $^{\circ}\text{C}$ ;

$T_p$ —子通道分析程序计算值,  $^{\circ}\text{C}$ ;

i, j—子通道号。

### 3.1 采用中心通道质心温度计算出轴向不同位置处的交混系数

在选取子通道程序交混系数的计算范围时,由于轴向不同位置的交混系数相差较大(最大可差两个数量级),因此只能使用二分法不断缩小真实  $\beta$  所在区间。又因为子通道程序允许输入的最小单位为 0.001,通过相邻两个  $\beta$  输入值之差仅为 0.001,确保在误差可接受的范围内求得该轴向位置处最精确的交混系数。以 1.7 m 处的交混系数计算为例,见表 3。

表 3 1.7 m 处不同交混系数下的  $R(\beta)$  值

Table 3  $R(\beta)$  values at different mixing coefficients at 1.7 m

轴向位置 Axial position/m	交混系数/ $\beta$ Mixing coefficient	符合程度/ $R(\beta)$ Degree of conformity
1.7 m	0.006	11.195136
	0.007	7.550656
	0.008	5.792256
	0.009	5.349376
	0.01	5.990656
	0.011	7.583936
	0.012	10.734336

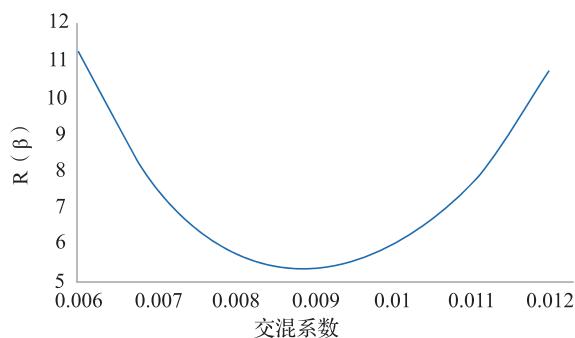
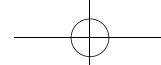


图 11  $1.7\text{ m}$  处  $\beta$ - $R(\beta)$   
Fig.11  $\beta$ - $R(\beta)$  diagram at  $1.7\text{ m}$

由图 11 可知,当  $\beta$  取 0.009 时,得到  $R(\beta)_{\min}=5.349376$ ,因此  $1.7\text{ m}$  处的交混系数是 0.009。

采用相同的方法,一一计算出轴向其他位置处的交混系数,并将其归纳到表 4。

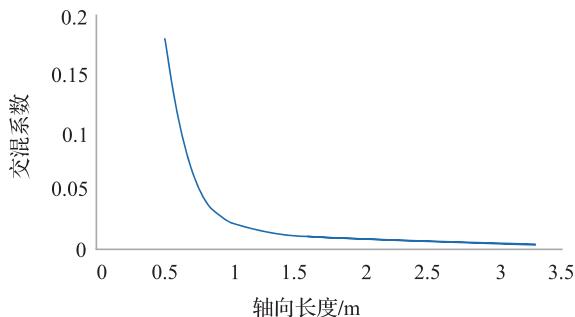


图 12 装配棚元格架的  $5 \times 5$  燃料组件轴向交混系数分布  
Fig.12 Axial mixing coefficient distribution of a  $5 \times 5$  fuel assembly equipped with cell type spacer grid

表 4 装配棚元格架的  $5 \times 5$  燃料组件轴向不同位置处的交混系数

Table 4 Mixing coefficients of  $5 \times 5$  fuel assembly at different axial positions equipped with cell type spacer grid

轴向位置 Axial position/m	交混系数 Mixing coefficient
0.5 m	0.18
0.7 m	0.07
0.9 m	0.03
1.1 m	0.02
1.3 m	0.014
1.5 m	0.011
1.7 m	0.009

续表

轴向位置 Axial position/m	交混系数 Mixing coefficient
1.9 m	0.008
2.1 m	0.007
2.3 m	0.006
2.5 m	0.005
3.3 m	0.004

### 3.2 装配棚元格架的 $5 \times 5$ 燃料组件和 $5 \times 5$ 光棒束段轴向交混系数分布的对比

在之前的工作中,已经得到相同工况、相同冷热棒布置下  $5 \times 5$  光棒束段的轴向交混系数分布(具体内容见《光棒束轴向交混特性的数值模拟研究》),两者唯一的区别是:距离入口  $0.5\text{ m}$  处多了一个棚元格架。为了对比棚元格架对燃料组件交混特性的影响,将光棒束段和棚元格架段的轴向交混系数分布进行对比,具体见表 5。

表 5 光棒束和棚元格架轴向不同位置处的交混系数

Table 5 The mixing coefficient between rod bundle and the cell type spacer grid at different axial positions

轴向位置 Axial position/m	光棒束 Rod bundle	棚元格架 Cell type spacer grid
	交混系数 Mixing coefficient	交混系数 Mixing coefficient
0.5 m	0.13	0.18
0.7 m	0.05	0.07
0.9 m	0.028	0.03
1.1 m	0.016	0.02
1.3 m	0.01	0.014
1.5 m	0.008	0.011
1.7 m	0.006	0.009
1.9 m	0.004	0.008
2.1 m	0.004	0.007
2.3 m	0.003	0.006
2.5 m	0.003	0.005
3.3 m	0.002	0.004

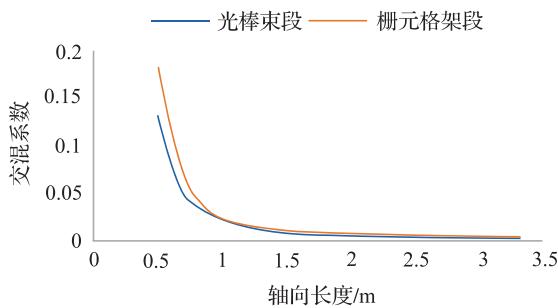
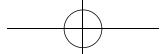


图 13 光棒束段和栅元格架段轴向交混系数分布对比

Fig.13 Comparison of distribution of axial mixing coefficient between rod bundle and cell type spacer grid

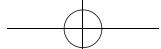
通过图 13 可以看出,在 0.5~0.9 m 的轴向长度上,相同位置处栅元格架段的交混系数都要明显高于光棒束段,之后随着轴向长度的增加,栅元格架对流动交混的影响减弱,使得栅元格架段和光棒束段在轴向长度上的交混系数几乎相同。总的来说,栅元格架对燃料组件的流动交混起促进作用。

#### 4 结论

本研究采用数值模拟代替工程试验,得到燃料组件轴向不同位置的温度分布,并结合子通道分析程序,对装配栅元格架的  $5 \times 5$  燃料组件的轴向交混系数进行了计算。通过与光棒束燃料组件轴向交混系数分布进行对比,发现栅元格架对燃料组件的流动交混具有促进效应。具体表现为在加热段前端,交混系数明显比光棒束段相同位置要高,后随着栅元格架的影响减弱,交混系数随轴向的变化同光棒束段相同。

#### 参考文献

- [1] 李权, 陈杰, 焦拥军, 等.  $5 \times 5$  定位格架棒束通道阻力特性研究 [J]. 核动力工程, 2015, 36 (2): 5.
- [2] 何斯琪, 赵冬建, 于意奇, 等.  $7$  棒束紧密栅元流体流动传热数值研究 [J]. 原子能科学技术, 2012, 46 (B09): 199-205.
- [3] 朱晓静, 周盛, 邱庆刚, 等. 标准型定位格架对超临界水在堆芯传热和流动影响的数值研究 [J]. 热科学与技术, 2016 (1): 6.
- [4] 魏宗岚, 张渝, 刘松涛, 等. 带格架棒束通道交混湍流数值模拟研究 [J]. 核动力工程, 2015, 36 (4): 5.
- [5] 董思莹, 刘扬, 单建强. 定位格架模型对子通道分析程序的影响研究 [J]. 核动力工程, 2017 (S1): 4.
- [6] 黄云龙, 谭思超, 米争鹏, 等. 激光诱导荧光技术对棒束通道内定位格架搅浑特性研究 [J]. 原子能科学技术, 2018, 52 (5): 8.
- [7] 苏前华, 范冠华, 吕路路, 等. 搅混翼定位格架排布方式对  $5 \times 5$  棒束通道热工水力特性影响的 CFD 研究 [J]. 核动力工程, 2023.
- [8] 陈曦, 张虹. 压水堆棒束定位格架两相搅混特性数值研究 [J]. 原子能科学技术, 48 (9) [2023-12-14]. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.09.1589.
- [9] 胡立强, 史宝磊, 田子豪, 等. 栅元型格架对环形燃料子通道流动传热特性影响的数值模拟 [J]. 原子能科学技术, 2022, 56 (11): 2431-2437.
- [10] 魏君翰. 环形燃料棒束交混流动的数值模拟研究 [D]. 中国原子能科学研究院, 2019.
- [11] 曹念, 郎雪梅, 卢冬华, 等. 燃料组件单相交混系数试验研究 [J]. 核动力工程, 2009 (5): 5.



# Influence of Cell Type Spacer Grid on Axial Mixing Coefficient Distribution of $5 \times 5$ Fuel Assembly

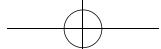
Zhang Xiaoyang, Wei Junhan, Zhao Minfu

(China Institute of Atomic Energy, Reactor Engineering Technology Research Institute, Beijing, 102413, China)

**Abstract:** Improving the accuracy of calculation of axial temperature distribution of fuel assembly is conducive to accurately predicting the CHF point location. In this study, the flow mixing of  $5 \times 5$  fuel assembly with the cell type spacer grid in different axial positions was studied by numerical simulation and sub-channel analysis program. The geometric model of the cell type spacer grids was established, and the SST turbulence model was selected for calculation, and the mesh sensitivity analysis was completed. The temperature distribution of the sub-channels at different axial positions was obtained under rated working conditions. The mixing coefficients of different axial positions of fuel assembly with different spacer grids were determined by combining the calculated values of the sub-channel analysis program with those of numerical simulation experiments. The calculation results show that the cell type spacer grid has an enhanced effect on the flow mixing of fuel assembly. The mixing coefficient is obviously higher at the front end of the heating segment than at the same position of the rod bundle. As the influence of the cell type spacer grid is weakened, the variation of the mixing coefficient along the axial direction is the same as that of the rod bundle.

**Key words:** numerical modeling; axial mixing coefficient; sub-channel analysis program; cell type spacer grid

(责任编辑: 梁 畔)



于稼驷. 铑自给能探测器中子灵敏度燃耗修正研究[J]. 核安全, 2024, 23(5): 104-116.

Yu Jiasi. Study on Burnup Correction of Neutron Sensitivity of Rhodium Self-powered Detector [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5): 104-116.

## 铑自给能探测器中子灵敏度燃耗修正研究

于稼驷

(中华人民共和国生态环境部 北京 100006)

**摘要:** 本文经理论分析, 结合从燃耗实验数据推算出的铑探测器灵敏度K因子<sup>[1]</sup>, 以及理论计算灵敏度K因子<sup>[2]</sup>, 提出两类四种铑探测器灵敏度燃耗修正方法。燃耗修正不仅考虑热中子作用, 还考虑超热共振中子的作用。经过综合分析比较, 本文推荐了一个最佳灵敏度燃耗修正公式。本文还提出了一种计算探测器位置中子注量的公式, 这为监测堆芯中子注量分布创造了条件。本文分析了灵敏度燃耗修正的限制条件。

**关键词:** 自给能; 探测器; 灵敏度; 燃耗修正

**中图分类号:** TL375.4 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 05-0104-13

中子灵敏度是铑自给能探测器的核心参数。由于探测器发射体材料<sup>103</sup>Rh的热中子吸收截面较大, 且其吸收截面在1.26 ev有一个强共振峰<sup>[3]</sup>, 因此, 铑自给能探测器中子灵敏度会随着燃耗的加深而明显降低, 从而引起对其中子灵敏度燃耗修正问题的重视。

国内外很多文献探讨、分析、研究了铑自给能探测器中子灵敏度燃耗修正, 进行了燃耗修正计算<sup>[4-7]</sup>。其中, 参考文献[7]介绍了铑自给能探测器在高中子注量率堆长期考验实验, 直接给出了灵敏度燃耗修正结果, 这无疑是铑自给能探测器在特定中子场环境燃耗修正最直接、最科学、最准确的数据。

由于钒的热中子吸收截面较小, 本文没有把讨论钒探测器的灵敏度燃耗修正问题作为重点。但本文给出的方法也适用于钒探测器。由于其吸收截面符合1/v律, 因此只需考虑热中子对燃耗的影响。钒探测器的灵敏度燃耗修正详

见本文第7节。

### 1 铑自给能探测器灵敏度燃耗修正理论分析

所谓燃耗修正研究, 就是指研究探测器发射体灵敏材料在反应堆堆芯中子场中使用一段时间后, 有多大比例的灵敏材料被“燃烧”掉, 从而导致其灵敏度降低。这里“燃烧”的物理含义是, <sup>103</sup>Rh吸收中子后, 进行β衰变, 变成钯<sup>104</sup>Pd<sup>[7-8]</sup>。

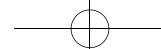
#### 1.1 铑自给能探测器发射体(灵敏材料)中子俘获率

要想研究探测器发射体在典型热堆中子场中的燃耗, 首先要计算发射体中子俘获率。

把一根无限细的铑丝, 放入充分慢化的典型热堆中子场, 设单位长度铑丝的<sup>103</sup>Rh核子数为N<sub>极细</sub>, 那么, 单位长铑丝的中子俘获率为:

收稿日期: 2023-08-30 修回日期: 2024-08-22

作者简介: 于稼驷(1942—), 男, 高级工程师, 现主要从事核安全和堆芯中子探测器研究工作



理论公式：

$$C = N_{\text{极细}} \int_0^{\infty} n(v) \sigma(v) v dv \quad (1)$$

文献[9]、[10]发展了一个上述公式的简化近似公式：

$$C = N_{\text{极细}} \sigma_{\text{有效}} nv_0 \quad (2)$$

$$\begin{aligned} \sigma_{\text{有效}} &= \frac{\int_0^{\infty} n(v) \delta(v) v dv}{v_0 \int_0^{\infty} n(v) dv} = \frac{\int_0^{\infty} n(v) \delta(v) v dv}{nv_0} \\ &= \sigma_0 (g + rs) \end{aligned} \quad (3)$$

文献[3]给出一个上述计算  $\sigma_{\text{有效}}$  近似公式的替代公式：

$$\sigma_{\text{有效}} = \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0) \quad (4)$$

$$\begin{aligned} C &= nv_0 N_{\text{极细}} \sigma_{\text{有效}} \\ &= nv_0 N_{\text{极细}} \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0) \\ &= nv_0 N_{\text{极细}} \sigma_0 g + nv_0 N_{\text{极细}} \sigma_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \end{aligned} \quad (5)$$

但铑自给能探测器发射体不是无限细的，计算单位长铑发射体的中子俘获率时需要进行中子注量率降低和中子自屏修正。文献[3]给出的修正公式如下：

$$C = f_1 F_1 nv_0 N_1 \sigma_0 g + f_2 F_2 nv_0 N_1 \sigma_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \quad (6)$$

从文献[2]式(2)知，单位长铑发射体的中子俘获率还可用下述修正公式的简化公式计算。

$$\begin{aligned} C &= K_{fF} N_1 \sigma_{\text{有效}} nv_0 \\ &= K_{fF} N_1 \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0) nv_0 \end{aligned} \quad (7)$$

简化公式(7)，为燃耗修正研究创造了条件，提供了方便。

上述公式的简单分析和说明：

1) 上述公式中， $nv_0$ ：Westcott 中子注量率； $n$ ：中子密度； $v_0 = 2200 \text{ m/s}$ ； $N_{\text{极细}}$ ：无限细铑丝单位长度的  $^{103}\text{Rh}$  核子数； $N_1$ ：单位长度发射体  $^{103}\text{Rh}$  核子数； $C$ ：单位长无限细铑丝或单位长铑发射体的中子俘获率。

2) 式(3)中： $\sigma_0$  为  $^{103}\text{Rh}$  的热中子( $2200 \text{ m/s}$ )截面； $g$ 、 $s$  为  $^{103}\text{Rh}$  的 Westcott 因子； $r$  为中子谱超热指数，是中子谱超热中子比例的量度。 $r$  可以用镉比法测量，其大小与堆型有关，对于非均

匀堆，还随着堆内位置的变化而变化。文献[10]给出了不同中子温度下的  $g$ 、 $s$  值。式(3)使得计算  $^{103}\text{Rh}$  中子俘获率大大简化。

3) 替代公式(4)使计算进一步简化。式中， $s_0 = s(20^\circ\text{C})$ ， $r\sqrt{T/T_0}$  为超热参数，其中  $T$  为中子温度， $T_0$  为  $293.15 \text{ K}(20^\circ\text{C})$ 。若不知道中子温度，用镉比法测量的结果是  $r\sqrt{T/T_0}$ ，而不是  $r$ 。

4) 公式(6)中， $f_1$ ：发射体热中子自屏因子； $F_1$ ：发射体热中子注量率降低因子； $f_2$ ：发射体共振中子自屏因子； $F_2$ ：发射体共振中子注量率降低因子，详见文献[3]。

5) 结合式(6)和式(7)，知式(7)中  $K_{fF} = \frac{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{(g + r \sqrt{T/T_0} S_0)}$ ， $K_{fF}$  的物理内涵详见文献[2]。

## 1.2 铑自给能探测器灵敏度燃耗修正

灵敏度燃耗修正(Sensitivity burnup correction)研究，就是研究探测器发射体灵敏材料在堆芯“燃烧”引起的探测器灵敏度降低的规律。

### 1.2.1 铑探测器发射体 $^{103}\text{Rh}$ 核子数在稳定中子场变化的动态过程

上述分析及公式仅仅适用于静态过程。若将铑探测器放在一个典型热堆稳定中子场中，其  $^{103}\text{Rh}$  核子数是不断变化的。假定这个稳定中子场的中子注量率水平为  $nv_0$ ，参照公式(7)，这一变化的动态过程可以用下述方程描述。

$$\frac{dN(t)}{dt} = -K_{fF} N(t) \delta_{\text{有效}} nv_0 \quad (8)$$

$$N(t)|_{t=0} = N_0$$

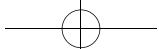
解上述方程，可得：

$$N(t) = N_0 e^{-K_{fF} \delta_{\text{有效}} nv_0 t} \quad (9)$$

其中， $N_0$  为发射体中  $^{103}\text{Rh}$  初始核子数， $N(t)$  为发射体中  $t$  时刻的  $^{103}\text{Rh}$  核子数，其他同上。

### 1.2.2 $e^{-K_{fF} \delta_{\text{有效}} nv_0 t}$ 的物理内涵

式(9)的物理含义是，铑自给能探测器放在一个典型热堆稳定中子场中，探测器发射体初始  $^{103}\text{Rh}$  核子数为  $N_0$ ，中子场的 Westcott 中子注量率为  $nv_0$ ，到  $t$  时刻，探测器发射体  $^{103}\text{Rh}$  的核子数为  $N_0 e^{-K_{fF} \delta_{\text{有效}} nv_0 t}$ 。



由式(9)可知,

$$e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t} = N(t)/N_0 \quad (10)$$

那么,  $e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t}$  的物理内涵为, 到  $t$  时刻, 上述探测器发射体中未燃烧掉的  $^{103}\text{Rh}$  核子数  $N(t)$  与发射体初始  $^{103}\text{Rh}$  核子数  $N_0$  之比。即发射体中尚有多大比例的  $^{103}\text{Rh}$  未燃烧掉。

### 1.2.3 $K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t$ 的物理内涵

初始时, 每单位时间(秒)烧掉的  $^{103}\text{Rh}$  核子数为  $N_0K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0$ 。在燃耗非常浅的这一阶段, 可以近似假定每秒都烧掉  $N_0K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0$  个  $^{103}\text{Rh}$  核子, 那么燃烧  $t$  秒共烧掉  $N_0K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t$  个  $^{103}\text{Rh}$  核子。 $t$  秒内烧掉的  $^{103}\text{Rh}$  核子的占比近似于  $(N_0K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t)/N_0 = K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t$ 。因此, 当燃耗非常浅时,  $K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t$  近似代表烧掉的  $^{103}\text{Rh}$  核子数的占比。那么, 未烧掉的核子数的占比可以近似用  $(1-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t)$  表示, 即  $e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t} \approx 1 - K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t$ 。

### 1.2.4 $K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t$ 的数学解读

若令  $x = -K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t$ , 那么,

$$\begin{aligned} e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t} &= e^x \\ e^x &= 1 + \frac{x}{1!} + \frac{x^2}{2!} + \frac{x^3}{3!} + \dots, \quad -\infty < x < \infty \end{aligned} \quad (11)$$

当  $x \ll 1$  时, 即燃耗非常浅时,  $e^x \cong 1+x = 1-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t$ 。因  $e^x = e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t}$ ,  $e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t}$  代表了发射体中尚有多大比例的  $^{103}\text{Rh}$  未被燃烧掉, 那么  $(1-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t)$  近似代表了发射体中尚有多大比例的  $^{103}\text{Rh}$  未被燃烧掉。因此,  $K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t$  近似代表烧掉的  $^{103}\text{Rh}$  核子的占比。这与 1.2.3 节中物理解读是一致的。

### 1.2.5 探测器灵敏度燃耗修正公式

公式(9)两边都乘以  $eK_{\beta}\delta_{\text{有效}}nv_0$ , 可得:

$$\begin{aligned} &eK_{\beta}\delta_{\text{有效}}nv_0N(t) \\ &= eK_{\beta}\delta_{\text{有效}}nv_0N_0e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t} \end{aligned} \quad (12)$$

从式(7)知,  $K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0N_0$  为铑发射体初始中子俘获率,  $K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0N(t)$  为探测器在该中子场中长期“燃烧”, “燃烧”到  $t$  时刻时, 铇发射体中子俘获率。 $K_{\beta}\delta_{\text{有效}}$ : 中子场中子诱发的  $\beta$  粒子对探测器输出电流有贡献的概率<sup>[2]</sup>,  $e$ : 电子电量。稳定平衡态, 单位时间俘获的中子数等于放射的  $\beta$  粒子数。那么, 探测器初始时在中子注量率为  $nv_0$  的中子场中, 单位时间输出的电流为  $eK_{\beta}\delta_{\text{有效}}nv_0N_0$ , 其初始灵敏度  $I_0 = eK_{\beta}\delta_{\text{有效}}nv_0N_0$ 。“燃烧”到  $t$  时刻时, 其灵敏度  $I(t) = eK_{\beta}\delta_{\text{有效}}nv_0N(t)$ 。由式(9)可知,  $N(t) = N_0e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t}$ , 可得:

$$I(t) = I_0e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}nv_0t} \quad (13)$$

式中,  $I_0$ : 探测器初始灵敏度,  $I(t)$ : 探测器  $t$  时刻的灵敏度。

公式(13)为探测器灵敏度燃耗修正公式。

## 2 铇自给能探测器在高中子注量率堆长期燃耗考验实验<sup>[7]</sup>

G. 科尼尔领导的小组对铑自给能探测器在高中子注量率堆进行了长期燃耗实验<sup>[7]</sup>(以下简称: G. 科尼尔燃耗实验)。实验结果直接给出了灵敏度燃耗修正数据。这无疑是对特定几何尺寸铑自给能探测器在特定中子场环境下的燃耗修正最直接、最科学、最准确的依据。

### 2.1 铇探测器长期燃耗考验实验简述

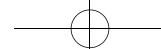
#### 2.1.1 燃耗实验用铑探测器描述

燃耗实验用两种探测器, 其探头结构尺寸, 材料见表 1。

表 1 燃耗实验用的两种探测器的探头结构尺寸及材料

Table 1 Probe structure dimensions and materials of two detectors used in burnup experiment

发射体直径	发射体长度	收集体外径	绝缘体厚度	绝缘体材料	收集材料
0.5 mm	3 cm	1.5 mm	0.25 mm	氧化铝, 缝隙填充氧化镁	不锈钢
1 mm	3 cm	2.4 mm	0.25 mm	氧化铝, 缝隙填充氧化镁	不锈钢



探测器电缆为双芯补偿电缆,芯线为镍,外皮为不锈钢,绝缘层为氧化镁。

### 2.1.2 燃耗实验简介

探测器长期考验燃耗实验在英国 Harwell 冥王堆(PLUTO)中进行<sup>[7]</sup>。PLUTO 是罐式研究堆,与游泳池式反应堆类似;重水慢化、冷却,燃料浓度高达 80%;其慢化剂温度为 70 °C (343.15 K)<sup>[1]</sup>;探测器位置的热中子注量率约为  $2.5 \times 10^{14}$  中子·( $\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ )<sup>-1</sup>,超热参数  $r\sqrt{T/T_0} = 0.09$ <sup>[7]</sup>。

探测器放在一个实验装置内,该装置包括几根聚集在一起的不锈钢管。燃耗实验期间,装置位于堆芯空心燃料元件的中心。

燃耗考验实验期间,每隔大约 3 天测量一次探测器的输出电流,同时使用一个经过刻度的标准探测器核对测量探测器位置的中子注量率水平。该标准探测器发射体长 3 cm、直径为 0.5 mm。核对测量之后,将标准探测器撤回到低中子注量率位置(小于堆芯中子注量率值的 0.1%),以避免由于铑在高中子注量率下长时间燃耗而导致的灵敏度降低。标准探测器的中子灵敏度在辐照开始前刻度过,估计刻度精度  $\pm 3\%$ 。为了对电缆产生的本底电流进行直接补偿,探测器使用双芯电缆。探测器输出电流的测量方法如下:电缆每根芯线通过 100 KΩ ( $\pm 0.1\%$ ) 电阻与电缆外壳相连。在两根电缆芯线之间连接一个数字电压表,该数字电压表具有高输入阻抗,并且每个输入端对地具有高阻抗。该装置根据流过 100 KΩ 的电阻的电流产生的电压,测量发射体输出的真实电流。

在实验过程中,采用了两种不同的方法来测量探测器位置的中子注量(积分中子注量率)。第一,在测量周期期间,记录探测器输出电流,同时记录反应堆总输出功率(MW/h)。假设在任何一段测量期间,每 MW 功率水平上的中子注量率保持不变,则可以推导出这段时间内的中子注量  $\Phi \Delta t$ 。第二,作为附加检查,实验期间,

探测器与差分输入直流放大器连接。差分输入直流放大器的输出是电流积分输出。这样也可以推导出任何一个测量期间的中子注量  $\Phi \Delta t$ 。两种测量方法之间的误差约为 2%。

长期考验实验表明,在中子注量为  $6 \times 10^{21}$  中子· $\text{cm}^{-2}$  的情况下,探测器继续令人满意地运行。

### 2.2 燃耗实验结果

发射体长 3 cm、直径 0.5 mm 和 1.0 mm 的探测器,在长期燃耗实验初期阶段(中子注量从 0 至  $2.16 \times 10^{21}$  中子· $\text{cm}^{-2}$  阶段),由于发射体材料燃耗而导致的输出灵敏度降低的态势如图 1 所示。根据对实验数据的最小二乘法拟合,并假设探测器输出灵敏度电流遵循公式  $I(t) = ae^{-bt}$ ,可推算出在  $10^{14}$  中子·( $\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ )<sup>-1</sup> 中子注量率下的灵敏度降低速率。对于发射体长 3 cm、直径 0.5 mm 和 1.0 mm 的探测器,在  $10^{14}$  中子·( $\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ )<sup>-1</sup> 中子注量率下,燃耗导致的输出灵敏度下降速率分别为每 30 天 2.8% 和 2.4%。

通过最小二乘法拟合外推图 1 的数据,可以推导出  $t=0$  时的输出灵敏度。发射体长 3 cm、直径 0.5 mm 和 1.0 mm 的探测器,单位 Westcott 中子注量率的灵敏度分别为  $(3.98 \pm 0.03) \times 10^{-21} \text{ A}$  和  $(7.59 \pm 0.04) \times 10^{-21} \text{ A}$ 。引用的误差是最小二乘拟合计算的标准误差。

所有这些实验数据都是在反应堆堆芯的一个位置获得的,在该位置,中子谱的特征是能谱超热参数  $r\sqrt{T/T_0} = 0.09$ ,该参数和热中子与超热中子密度之比  $r$  有关,其中  $T$  为麦克斯韦中子温度,  $T_0 = 293.15 \text{ K}$ 。

图 1 中,为了简化灵敏度单位的表达式,纵坐标中用 nv 表示单位中子注量率 ( $n \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{sec.})^{-1}$ ),下同。图 1 中的小时数是指探测器在  $10^{14}$  中子注量率下的小时数。

### 2.3 从燃耗实验结果推算 K 因子

文献[1]以 G. 科尼尔燃耗实验数据为基础,推算出上述两种燃耗实验用探测器的几个灵敏度 K 因子和参数组合,如表 2:

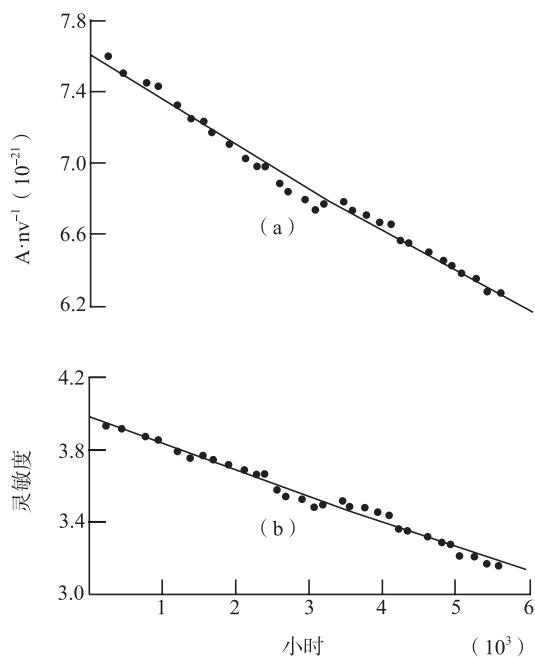
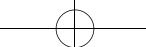


图 1 发射体直径为 1 mm 和 0.5 mm 的铑探测器, 在  $10^{14}$  中子  $(\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}$  Westcott 中子注量率下, 探测器的灵敏度降低图示  
每 30 天灵敏度降低:(a)发射体直径 1 mm, 2.4%;(b)发射体直径 0.5 mm, 2.7%

Fig.1 the sensitivity reduction of Rhodium detectors having emitter diameters of 1 mm and 0.5 mm In Westcott neutron flux of  $10^{14} n \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{sec.})^{-1}$   
The sensitivity reduction per 30 days:(a) 1 mm diameter 2.4%;(b) 0.5 mm diameter 2.7%

表 2 用燃耗实验数据推算出的探测器 K 因子、K 因子参数组合

Table 2 Detector K-factor and K-factor parameter combination calculated from burnup experimental data

探测器	$K_{ff}$	$K_{\beta \text{有效}}$	$K_{ff}\delta_{\text{有效}}$
0.5 mm 探测器	0.421	0.545	$10.68 \times 10^{-23} \text{ cm}^2$
1.0 mm 探测器	0.370	0.295	$9.36 \times 10^{-23} \text{ cm}^2$

注: 表 2 中, 0.5 mm 探测器: 指表 1 中发射体直径为 0.5 mm 的探测器; 1.0 mm 探测器: 指表 1 中发射体直径为 1.0 mm 的探测器, 下同。

### 3 铑探测器灵敏度燃耗修正方法

探测器的输出电流正比于其灵敏度, t 时刻的探测器输出电流除以 t 时刻的探测器灵敏度, 则为 t 时刻探测器所处位置的中子注量率水平:

$$nv_0 = A(t) / I(t) \quad (14)$$

式中,  $A(t)$ : t 时刻探测器输出电流。

式(13)给出了铑探测器灵敏度燃耗修正的通用公式。下面提出两类四种灵敏度燃耗修正的具体方法。

#### 3.1 第一类方法: 中子注量修正法 (Neutron fluence correction method)

式(13)表明, 把探测器安装在堆芯某一位置时, 其灵敏度将随着该位置的中子注量的变化而变化。因此, 把使用式(13)对其灵敏度进行修正的方法称为中子注量修正法。

##### 3.1.1 方法 1A: 基于燃耗实验数据的中子注量修正法

若使用的探测器的发射体直径和表 1 中探测器的发射体直径类似, 如发射体直径为 0.5 mm 或 1.0 mm, 探测器使用的中子场环境和 G. 科尼尔燃耗实验的中子场环境类似, 如重水堆, 能谱参数  $r\sqrt{T/T_0} = 0.09$ , 中子温度 80℃左右。那么, 可以直接把表 2 中的  $K_{ff}\delta_{\text{有效}}$  数据代入式(13), 进行探测器灵敏度燃耗修正。

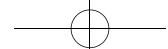
就是说, 当探测器安装位置的中子注量相当于  $nv_0t$  时, 若探测器 t 时刻的输出电流为  $A(t)$  安培, 根据式(14), 探测器位置的中子注量率水平为:

$$\begin{aligned} nv_0 &= A(t) / I(t) \\ &= A(t) / (I_0 e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}} n v_0 t}) \end{aligned} \quad (15)$$

虽然本文表 2 中的  $K_{ff}$  是特定中子场环境下(重水堆, 能谱参数  $r\sqrt{T/T_0} = 0.09$ , 中子温度 80℃左右)的数据, 但参考文献[2]第 5 节, 可以认为, 本文表 2 给出的  $K_{ff}$ , 既可用于游泳池式重水研究堆, 也可近似用于核电厂重水堆, 这引起的误差非常小。但由于利用式(4)计算  $\delta_{\text{有效}}$  需要中子温度, 因此, 如果把本文表 2 给出的  $K_{ff}$  用于重水堆核电厂, 还需要根据该核电厂堆芯的中子温度, 对  $\delta_{\text{有效}}$  进行重新核算, 不能直接把表 2 中的  $K_{ff}\delta_{\text{有效}}$  数据代入式(13)。这一段介绍的方法, 属于上面的“方法 1A: 基于燃耗实验数据的中子注量修正法”的扩展性应用。

##### 3.1.2 方法 1B: 基于理论计算数据的中子注量修正法

上述 1A 修正计算法, 只适用于特定探测器



设计及特定重水堆中子场环境。但铑自给能设计多样,中子场环境更是千变万化。中子场环境会随着堆型的变化,如轻水堆、重水堆等的变化而变化;还会随着堆芯设计的变化,如燃料元件的形状、尺寸、核燃料的种类及丰度等的变化而变化;当然也会随着探测器所在堆芯位置的变化而变化。因此,发展一种普遍适用的理论修正计算法是十分必要的。

用普遍适用的理论修正计算法进行灵敏度燃耗修正,其前提条件是,要知道探测器的发射体直径,应用堆型,以及探测器所在位置的中子温度T和能谱超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 。我们可以用式(4)计算出 $\delta_{\text{有效}}$ ,并通过文献[2]中的式(3)  
( $K_{fF} = \frac{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r\sqrt{T/T_0} s_0}{(g + r\sqrt{T/T_0}) S_0}$ )计算出 $K_{fF}$ ,这样就可通过式(13)进行灵敏度燃耗修正计算了。

文献[2]给出了 $K_{fF}$ 理论计算结果,见文献[2]表2和图3(轻水堆)、图13(重水堆)。虽然文献[2]给出的 $K_{fF}$ 数据都是基于设定中子温度为20℃的计算结果(简称:20℃ $K_{fF}$ ,下同),但文献[2]第5.1节已经论证,在探测器发射体直径确定、能谱超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 确定的情况下,中子温度从20℃变为420℃,铑探测器轻水堆 $K_{fF}$ 仅增加约1%。再结合文献[2]第5.2节,可以认为,文献[2]表2和图3(轻水堆)、图13(重水堆)给出的20℃ $K_{fF}$ 数据,既可以分别用于轻水或重水游泳池式研究堆,也可分别近似用于轻水或重水核电厂,这引起的误差非常小。

用式(4)计算 $\delta_{\text{有效}}$ ,需要知道探测器位置的中子温度T和能谱超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 。对于典型热中子堆, $T/T_m < 1.07$ <sup>[10]</sup>( $T_m$ :慢化剂温度),因此,如果不知道中子温度,可以根据慢化剂温度推算出中子温度。由文献[10]表1可知,g随着中子温度的变化而变化,但变化不大。中子温度每增加20,g因子的增加一般小于0.5%。因此,即使推算的中子温度有误差,所引起的g因子误差也是可以接受的。

当然,如果知道探测器位置的中子温度,还可以用文献[2]中的式(3),直接计算该探测器的 $K_{fF}$ 。

### 3.1.3 燃耗修正公式(13)的应用限制条件

使用式(13)时,我们假定式中只有t一个变量,其他都为常量。但实际上,在探测器使用过程中, $K_{fF}$ 也是变化的。

$^{103}\text{Rh}$ 吸收中子后,通过β衰变变成 $^{104}\text{Pd}$ <sup>[8]</sup>。钯组核素的中子吸收截面很小,只有 $^{108}\text{Pd}$ 的中子吸收截面为12靶,其他核素的中子吸收截面非常小<sup>[11]</sup>。

从本文第1.1节可知, $K_{fF} = \frac{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r\sqrt{T/T_0} s_0}{(g + r\sqrt{T/T_0} S_0)}$ 。

该短式中,f为中子注量率自屏因子,即自我屏蔽因子。燃耗加深, $^{103}\text{Rh}$ 减少, $^{104}\text{Pd}$ 增多,发射体自我屏蔽效应减弱,因此f变大。F为中子注量率降低因子。发射体燃耗加深,其宏观吸收截面 $\Sigma_a$ 变小,对中子场的扰动就会越小,F变大。因此,燃耗加深,f、F因子变大,使得 $K_{fF}$ 变大。 $K_{fF}$ 变大,会使式(13)中I(t)变小。

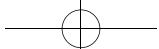
因此,使用式(13)的限制条件是,探测器发射体的燃耗不能太深。燃耗深到一定程度,使用式(13)进行燃耗修正,就会引起较大误差。至于多深为太深,目前本文尚不能给出具体数据。

## 3.2 第二类方法:积分电流修正法–输出总电量修正法(Integrated current correction method–total output electricity quantity correction method)

所谓积分电流修正法,是指把探测器安装在堆芯某一位置,其灵敏度将随着该探测器的输出电流的积分的变化而变化,即其灵敏度随着其输出的总电量的变化而变化。

### 3.2.1 探测器灵敏度积分电流修正法–输出总电量修正法

把铑探测器放在典型热堆中子场中,假定在稳定、平衡态,每单位时间发射体吸收C个中子,这就意味着每单位时间发射体发射出C个β粒子。这些β粒子只有逃逸发射体,并穿越绝缘体内空间电荷电势峰后才会对探测器的输出电流有贡献。假定发射体发射的β粒子对探测器输出电流有贡献的概率为 $K_{\beta\text{有效}}$ ,也就是说,探测器每输出一个电子,其发射体就有 $(1/K_{\beta\text{有效}})$ 个 $^{103}\text{Rh}$ 被燃烧掉。



因此,我们只要连续监测探测器的输出电流,即测量探测器在某段时间(0至t时刻)输出的积分电流,由此获得探测器输出的总电量Q。然后用Q/e计算出探测器在这段时间输出的总电子数(e为电子电量),那么在这段时间被烧掉的<sup>103</sup>Rh核子数为Q/(e×K<sub>β</sub>有效)个。

假定发射体初始<sup>103</sup>Rh核子数为N<sub>0</sub>,探测器初始灵敏度为I<sub>0</sub>,这段时间末(t时刻)发射体被烧掉的核子数所占的比例为Q/(e×K<sub>β</sub>有效N<sub>0</sub>),那么,t时刻探测器的灵敏度为:

$$I(t)=I_0\left(1-\frac{Q}{eK_{\beta\text{有效}}N_0}\right) \quad (16)$$

式(16)被称为积分电流灵敏度燃耗修正公式-输出总电量灵敏度燃耗修正公式。

式(16)中,K<sub>β</sub>有效是唯一的未知数。因此,只要测算出K<sub>β</sub>有效,问题就解决了。目前,获得K<sub>β</sub>有效有两种方法,并由此演变出如下两种积分电流修正法。

发射体发射出β粒子后,发射体电位变化,形成通过测量仪表的输出电流,同时形成通过探测器绝缘层的“漏电流”。但只要选用适用的测量仪表,就可以确保输出的电流远远大于“漏电流”。本文在讨论“输出总电量修正法”时,忽略了漏电流的影响。这里,带引号的“漏电流”的物理内涵参见文献[12]。

### 3.2.2 方法2A: 基于燃耗实验数据的积分电流修正法-输出总电量修正法

当使用的探测器的几何尺寸(发射体直径、绝缘体厚度)和表1中探测器的几何尺寸类似,探测器应用中子场环境与G.科尼尔燃耗实验的中子场环境类似(重水堆、超热参数r/T/T<sub>0</sub>类似和中子温度类似),可以把表2中的K<sub>β</sub>有效数据直接代入式(16)进行灵敏度燃耗修正。表2中这两个K<sub>β</sub>有效数据当然可用于重水堆,但根据文献[2]第4.3节的分析结果,这两组数据还可以近似用于轻水堆。

方法2A中,K<sub>β</sub>有效基于实验数据,Q为实测数据,这样获得的灵敏度修正结果准确、可信度高,但该方法的适用范围窄。

虽然本文表2中的K<sub>β</sub>有效是特定中子场环

境下(重水堆,能谱参数r/T/T<sub>0</sub>=0.09,中子温度80℃左右)的数据,但结合文献[2]第5.2节,可以认为,本文表2给出的K<sub>β</sub>有效,既可以用于游泳池式重水研究堆,也可近似用于核电厂重水堆,这引起的误差非常小。根据文献[2]第4.3节的分析结果,并结合文献[2]第5.1节,表2给出的两个K<sub>β</sub>有效数据,还可以近似用于轻水堆(包括游泳池实验堆和核电厂)。

### 3.2.3 方法2B: 基于理论计算数据的积分电流修正法-输出总电量修正法

式(16)中的K<sub>β</sub>有效可以通过理论计算获得。文献[2]第3.3节给出了典型特定几何尺寸的轻水堆K<sub>β</sub>有效的计算结果。文献[2]第4.3节经分析,认为可以把轻水堆的K<sub>β</sub>有效近似用于重水堆。把理论计算获得的K<sub>β</sub>有效数据代入式(16),就可以进行灵敏度燃耗修正。

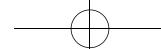
式(16)中,K<sub>β</sub>有效虽为理论数据,但文献[1]已经用从燃耗实验数据推算出的K<sub>β</sub>有效验证了理论计算的K<sub>β</sub>有效的科学性、可接受性,见表3。当然,目前能获得的、可用于相互核对比较的数据较少,应做进一步工作。

表3 从燃耗实验数据推算出的K<sub>β</sub>有效因子与理论计算K<sub>β</sub>有效因子的比较

Table 3 Comparison between K<sub>β</sub> effective calculated from the burnup experimental data and the theoretical calculation K<sub>β</sub> effective

发射体直径	0.5 mm	1.0 mm
K因子类别	K <sub>β</sub> 有效	K <sub>β</sub> 有效
燃耗实验数据推算	0.5450	0.295
理论数据(重水堆)	0.5007	0.3073
理论数据/实验数据	0.9192	1.0850

虽然文献[2]给出的灵敏度K<sub>β</sub>有效数据都是基于20℃K<sub>β</sub>有效,但文献[2]第5.1节已经论证,文献[2]第3.3节给出的灵敏度K<sub>β</sub>有效数据,既可以用于游泳池式轻水研究堆,也可以用于轻水堆核电厂,这引起的误差非常小。另外,文献[2]第4.3节经分析,认为可以把轻水堆20℃K<sub>β</sub>有效近似用于重水堆,再结合文献[2]第5.2节,可以认为,文献[2]第3.3节给出的灵敏



度  $20^{\circ}\text{C}$   $K_{\beta\text{有效}}$  数据, 还可以近似用于游泳池式重水研究堆, 以及近似用于重水堆核电厂。

文献[2]第3.3节仅给出了典型特定几何尺寸的铑探测器的轻水堆  $20^{\circ}\text{C}$   $K_{\beta\text{有效}}$  的计算结果, 但可以用文献[2]第2.2节的方法[式(12)], 根据探测器位置中子温度、探测器几何尺寸, 计算使用的探测器的轻水堆  $K_{\beta\text{有效}}$  和重水堆  $K_{\beta\text{有效}}$ 。

### 3.2.4 使用式(16)的限制条件

式(16)中,  $K_{\beta\text{有效}}$  是常数。本文认为, 维持  $K_{\beta\text{有效}}$  不变的前提条件是,  $^{103}\text{Rh}$  在发射体内是均匀分布的。 $^{103}\text{Rh}$  在发射体内均匀燃烧, 即中子在发射体内被  $^{103}\text{Rh}$  均匀吸收,  $^{103}\text{Rh}$  在发射体内就会保持均布状态,  $K_{\beta\text{有效}}$  也保持不变。但实际上,  $^{103}\text{Rh}$  不是均匀燃烧的, 即中子不是被  $^{103}\text{Rh}$  均匀吸收的。特别是共振中子, 几乎全部被发射体表层  $^{103}\text{Rh}$  吸收; 即使热中子, 也是被表层  $^{103}\text{Rh}$  吸收的概率大些。这种累积效应, 就会导致  $^{103}\text{Rh}$  的分布越来越不均匀, 从而导致  $K_{\beta\text{有效}}$  变化。中子在表层被吸收,  $\beta$  粒子在表层各向同性发射, 会有一半的  $\beta$  粒子直接逃脱离射体。随着表层  $^{103}\text{Rh}$  被烧掉得越来越多, 很明显,  $K_{\beta\text{有效}}$  就会变小。 $K_{\beta\text{有效}}$  变小, 式(16)中的  $Q/(eK_{\beta\text{有效}}N_0)$  变大, 因此  $I(t)$  变小。

因此, 使用式(16)的限制条件是, 探测器发射体的燃耗不能太深。燃耗深到一定程度, 用式(16)进行燃耗修正, 就会引起较大误差。至于多深为太深, 目前本文尚不能给出具体数据。

### 3.2.5 $[1-Q/(eK_{\beta\text{有效}}N_0)]$ 的物理内涵

式(16)中,  $Q/eK_{\beta\text{有效}}$  为某段时间(0至t时刻)发射体被烧掉的  $^{103}\text{Rh}$  核子数, 那么  $Q/(eK_{\beta\text{有效}}N_0)$  就为发射体被烧掉的核子数所占的比份,  $[1-Q/(eK_{\beta\text{有效}}N_0)]$  为未被烧掉的核子数所占的比份。因此,  $[1-Q/(eK_{\beta\text{有效}}N_0)]$  与本文1.2.2节中的  $e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t}$  的物理内涵是相同的。

### 3.2.6 数学验证

当  $t=0$  时, 把铑探测器放在一个典型热堆稳定的中子场中, 假定中子场的中子注量率水平为  $n\nu_0$ , 从式(13)可知, 到  $t$  时刻, 该探测器的灵敏度  $I(t)=I_0 e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t}$ ; 那么  $t$  时刻, 其输出电流为  $n\nu_0 I_0 e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t}$ 。假定 0 至  $t$  时刻期间任何一个时间点的时间用  $x$  表示, 那么, 0 至  $t$  时刻期间探测器的输出总电量  $Q$  为:

$$Q = \int_0^t n\nu_0 I_0 e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 x} dx \quad (17)$$

式中,  $I_0 = eK_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}N_0$ , 可得:

$$Q = eK_{\beta\text{有效}}N_0 (1 - e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t}) \quad (18)$$

把式(18)代入式(16), 可得:

$$I(t) = I_0 e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t} \quad (19)$$

比较式(19)和(16), 得:

$$[1 - Q/(eK_{\beta\text{有效}}N_0)] = e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t} \quad (20)$$

因此, 上述  $[1 - Q/(eK_{\beta\text{有效}}N_0)]$  本文1.2.2节中的  $e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t}$  的物理内涵相同, 得到数学验证。

另外, 式(19)和式(13)完全一致, 这说明式(16)和式(13)的物理内涵完全相同。

### 3.2.7 式(18)的物理解读、相关数学表达式汇总

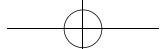
1) 物理解读: 从1.2.2节可知, 式(18)中,  $e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t}$  为到  $t$  时刻尚未被烧掉的核子数在发射体中所占比份; 那么,  $(1 - e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t})$  为 0 至  $t$  时刻之间已经被烧掉的核子总数在发射体中所占比份,  $N_0 (1 - e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t})$  为 0 至  $t$  时刻之间已经被烧掉的核子总数(0至  $t$  时刻之间发射体发射的  $\beta$  粒子总数),  $eK_{\beta\text{有效}}N_0 (1 - e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t})$  为 0 至  $t$  时刻期间探测器输出的总电量  $Q$ 。

2) 相关数学表达式汇总: 把探测器放在稳定的中子场中, 0 至  $t$  时刻之间, 其发射体中会有一定比例的核子数被烧掉, 有一定比例的核子数未被烧掉。现把其相关数学表达式汇总如表4。

表4 数学表达式汇总

Table 4 Summary of mathematical expressions

说明	公式1	公式2	近似式
已被烧掉的核子数所占比份	$Q/(eK_{\beta\text{有效}}N_0)$ (3.2.5节)	$1 - e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t}$ 式(18)	$K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t$ (1.2.3节)(浅燃耗)
尚未被烧掉的核子数所占比份	$1 - Q/(eK_{\beta\text{有效}}N_0)$ (3.2.5节)	$e^{-K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t}$ 式(10)	$1 - K_{\beta\text{有效}}n\nu_0 t$ (1.2.3节)(浅燃耗)



#### 4 镉探测器灵敏度燃耗修正法比较

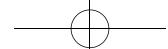
现将使用上述两类四种方法的必要条件、限制条件、有利条件及优势等汇总如表 5、表 6。

表 5 中子注量修正法比较  
Table 5 Neutron fluence correction methods comparison

	方法 1A: 基于燃耗实验数据的中子注量修正法	方法 1B: 基于理论计算数据的中子注量修正法
必要条件	(1) 要刻度探测器初始灵敏度;(2) 具备监测、推算探测器位置的中子注量的条件	(1) 要刻度探测器初始灵敏度;(2) 具备监测、推算探测器位置的中子注量的条件;(3) 知道探测器位置的中子场环境(超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 和中子温度)
限制条件	探测器的发射体直径与表 1 中的探测器的发射体直径相同;(2) 探测器位置的中子场环境(能谱超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 、中子温度 $T$ )与上述 G. 科尼尔燃耗实验的中子场环境(重水堆、能谱超热参数 $r\sqrt{T/T_0}=0.09$ 、中子温度 80℃)相同或类似。(3) 本方法目前只适用于重水堆	无
有利条件	灵敏度燃耗修正公式(13)中的参数组合 $K_{ff}\delta_{\text{有效}}$ 是以燃耗实验数据为基础推算出的。该式中的初始灵敏度 $I_0$ 和中子注量也是实测数据。因此, 灵敏度燃耗修正结果可信度高	可以广泛应用。只要知道探测器发射体直径, 应用堆型, 所处的中子场环境(超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 、中子温度等), 就可以进行灵敏度燃耗修正

表 6 积分电流修正法(输出总电量修正法)比较  
Table 6 Integrated current correction method comparison (total output electricity quantity correction method comparison)

	方法 2A: 基于燃耗实验数据的积分电流修正法 – 输出总电量修正法	方法 2B: 基于理论计算数据的积分电流修正法 – 输出总电量修正法
必要条件	(1) 要刻度探测器初始灵敏度;(2) 具备测量积分电流的条件, 即能测量某段时间探测器的输出总电量	(1) 要刻度探测器初始灵敏度;(2) 具备测量积分电流的条件, 即能测量某段时间探测器的输出总电量;(3) 具备测量或推算探测器所处的中子场环境(能谱超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 、中子温度 $T$ )的条件
限制条件	(1) 探测器的发射体直径、绝缘体厚度及材料与表 1 中探测器的发射体直径、绝缘体厚度及材料类似;(2) 探测器位置的中子场环境与上述 G. 科尼尔燃耗实验的中子场环境相同或类似(重水堆、超热参数 $r\sqrt{T/T_0}=0.09$ , 中子温度 80℃)	无
有利条件	(1) 灵敏度燃耗修正公式(16)中的 $K_{\beta\text{有效}}$ 是以燃耗实验数据为基础推算出的。该式中的初始灵敏度 $I_0$ 和输出总电量 $Q$ 也是实测数据。因此, 灵敏度燃耗修正结果可信度高;(2) 本文 3.2.2 节已经分析过, 本文表 2 中的两个 $K_{\beta\text{有效}}$ 数据不仅可用于游泳池式重水堆, 还可近似用于重水堆核电厂和游泳池式轻水堆, 以及轻水堆核电厂	可以广泛应用。只要知道探测器发射体直径、绝缘体厚度及材料、所处的中子场环境(能谱超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 、中子温度 $T$ ), 就可以进行灵敏度燃耗修正



## 5 铑探测器灵敏度燃耗修正法综合、汇总

### 5.1 以燃耗实验数据为基础的灵敏度燃耗修正

方法 1A 和方法 2A 都是以燃耗实验数据为基础进行灵敏度燃耗修正的。

两种方法的共同点：1) 都要求刻度探测器初始灵敏度；2) 限制条件基本相同；3) 都具有灵敏度、燃耗修正结果可信度高的特点；4) 方法 1A 需要参数组合  $K_{ff}\delta_{\text{有效}}$ ，方法 2A 需要  $K_{\beta\text{有效}}$ ，二者都是以燃耗实验数据为基础推算出的。

两种方法的差异：1) 方法 1A 需要具备监测、推算探测器位置的中子注量的条件；而方法 2A 需要具备测量积分电流的条件，即能测量某段时间探测器的输出总电量。测量某段时间探测器的输出总电量比监测、推算探测器位置某段时间的中子注量更简单、容易实现、精度更高。2) 方法 1A 仅适用于重水堆；而方法 2A 不但适用于重水堆，还可近似用于轻水堆。

综合上述比较，认为方法 2A 更具优势。

### 5.2 以理论计算数据为基础的灵敏度燃耗修正

方法 1B 和方法 2B 都是以理论计算数据为基础进行灵敏度燃耗修正的。

两种方法的共同点：1) 都要求刻度探测器初始灵敏度；都需要知道探测器位置的中子场环境（超热参数  $r\sqrt{T/T_0}$ ）。2) 无限制条件；3) 都具有可以广泛应用的优势；4) 方法 1B 需要参数组合  $K_{ff}\delta_{\text{有效}}$ ，方法 2B 需要  $K_{\beta\text{有效}}$ ，都是理论计算结果。

两种方法的主要差异：1) 方法 1B 需要具备监测、推算探测器位置的中子注量的条件；而方法 2B 需要具备测量积分电流的条件，即能测量某段时间探测器的输出总电量。测量某段时间探测器的输出总电量比监测、推算探测器位置某段时间的中子注量更简单、容易实现、精度更高。

综合上述比较，认为方法 2B 更具优势。

### 5.3 获取中子注量的方法

用第一类方法（中子注量修正法）进行灵敏度燃耗修正，需要知道探测器位置的中子注量。

探测器位置的中子注量，可以用以下两种方式确定。

1) 使用一个经过刻度的标准探测器定期（如每 3 天）核对测量探测器位置的中子注量率水平。在测量周期期间，记录探测器输出电流，同时记录反应堆总输出功率（MW/h）。假设在任何一段测量期间，每 MW 功率水平上的中子注量率保持不变。这样，则可以推导出这段时间内的中子注量增加值  $\Phi\Delta t$ 。进行第 (n+1) 次用标准探测器核对测量探测器位置的中子注量率水平时的中子注量为  $\sum_i \Phi_i \Delta t$ 。核对测量之后，将标准探测器撤回到低中子注量率位置（小于堆芯中子注量率值的 0.1%）。这种方法在 G. 科尼尔燃耗实验中采用过（本文 2.1 节），但那是一次性实验。这在商用工程上成本很高、是很难实现的。

2) 定期用中子注量修正法对探测器灵敏度进行燃耗修正。定期可以是每 3 天、每天、每小时。然后用修正后的灵敏度，并根据探测器的输出电流，核算探测器位置的中子注量率水平，并推算这段时间中子注量的增加值  $\Phi\Delta t$ 。进行第 (n+1) 次灵敏度燃耗修正时的中子注量为  $\sum_i \Phi_i \Delta t$ 。用这种方法可能会产生累积误差，但定期修正的时间间隔越短，累积误差会越小。

### 5.4 综合、汇总

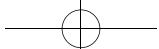
用第二类方法（积分电流修正法）进行灵敏度燃耗修正，需要测量探测器输出的总电量。测量某段时间探测器的输出总电量比监测、推算探测器位置某段时间的中子注量更简单、容易实现、精度更高。

综上所述，第二类方法：积分电流修正法，即输出总电量修正法，可能是灵敏度燃耗修正的最佳方法。本文最后建议、推荐的灵敏度燃耗修正公式为：

$$I(t) = I_0 \left( 1 - \frac{Q}{eK_{\beta\text{有效}} N_0} \right)$$

## 6 铑探测器位置的中子注量 – 从积分电流到中子注量

可以用铑探测器输出的总电量推算铑探测器位置的中子注量。



## 6.1 中子注量计算公式

从式(20)可知,  $[1-Q/(eK_{\beta} \text{有效} N_0)] = e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}} nv_0 t}$ , 那么, 0至t时刻期间, 铼探测器位置的中子注量为:

$$nv_0 t = \frac{\ln [1 - Q/(eK_{\beta} \text{有效} N_0)]}{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}} \quad (21)$$

## 6.2 数学验证

式(18)中,  $Q = -eK_{\beta} \text{有效} N_0 (e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}} nv_0 t} - e^0)$ , 把此式代入式(21), 可得:

$$\begin{aligned} nv_0 t &= \frac{\ln \left[ 1 - \frac{Q}{eK_{\beta} \text{有效} N_0} \right]}{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}} \\ &= \frac{\ln [1 + (e^{-K_{ff}\delta_{\text{有效}} nv_0 t} - e^0)]}{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}} \\ &= \frac{-K_{ff}\delta_{\text{有效}} nv_0 t}{-K_{ff}\delta_{\text{有效}}} = nv_0 t \end{aligned}$$

## 6.3 中子注量计算方法

选择确定式(21)中的  $K_{\beta} \text{有效}$ 、 $K_{ff}\delta_{\text{有效}}$  有两种方法。也就是说, 计算中子注量有两种选择。

1) 方法 A: 式(21)中  $K_{\beta} \text{有效}$ 、 $K_{ff}\delta_{\text{有效}}$  采用基于实验数据的推算结果

如果探测器的发射体直径、绝缘体厚度及材料与表 1 中的探测器的几何尺寸、材料类似; 探测器位置的中子场环境(能谱超热参数、中子温度)与上述 G. 科尼尔燃耗实验的中子场环境类似。那么, 表 2 中  $K_{\beta} \text{有效}$ 、 $K_{ff}\delta_{\text{有效}}$  可直接用于式(21), 但表 2 中的  $K_{ff}$  只适用于重水堆。表 2 中的  $K_{\beta} \text{有效}$ 、 $K_{ff}\delta_{\text{有效}}$  基于实验数据,  $Q$  也是实测数据, 这样计算出的中子注量更准确、可信。

2) 方法 B: 式(21)中  $K_{\beta} \text{有效}$ 、 $K_{ff}\delta_{\text{有效}}$  采用理论计算结果

第一种方法: 文献[2]第 3.3 节给出了典型探测器轻水堆  $K_{\beta} \text{有效}$  的计算结果, 文献[2]表 2、图 13 分别给出了轻水堆  $K_{ff}$  和重水堆  $K_{ff}$  的理论计算结果。据文献[2]第 4.3 节分析, 轻水堆  $K_{\beta} \text{有效}$  的计算结果可以近似用于重水堆。 $\delta_{\text{有效}}$  可以用式(4)计算。

因此, 选用文献[2]给出的适用的  $K_{\beta} \text{有效}$ 、 $K_{ff}$  理论计算值, 用式(4)计算  $\delta_{\text{有效}}$ , 即可用式

(21) 计算探测器位于轻水堆时的中子注量, 也可近似用于计算探测器位于重水堆时的中子注量。虽然文献[2]第 3.3 节只给出了典型、有代表性的探测器的轻水堆  $K_{\beta} \text{有效}$  的计算结果, 但读者可以用文献[2]第 2.2 节[式(12)]介绍的方法, 计算其使用的具体探测器的轻水堆  $K_{\beta} \text{有效}$ 。

虽然文献[2]给出的灵敏度 K 因子是 20℃ 灵敏度 K 因子, 但文献[2]第 5 节经研究认为: 把一只铯探测器放在典型游泳池式实验堆堆芯, 或放在典型核电厂反应堆堆芯, 只要探测器位置的超热参数  $r\sqrt{T/T_0}$  相同, 这支探测器的  $K_{\beta} \text{有效}$  或  $K_{ff}$  是近似相同的, 相对误差不超过 1%。因此, 文献[2]给出的灵敏度 K 因子不仅适用于游泳池式反应堆, 还近似适用于核电厂反应堆。

第二种方法: 读者可以根据探测器的几何尺寸, 探测器的应用堆型、所在位置的中子场超热参数  $r\sqrt{T/T_0}$  和中子温度 T, 用文献[2]第 2.2 节介绍的方法[式(12)], 计算其使用的基本探测器的轻水堆或重水堆的  $K_{\beta} \text{有效}$ ; 用文献[2]第 2.1 节介绍的方法[式(3)], 计算使用的具体探测器的轻水堆或重水堆的  $K_{ff}$ , 用式(4)计算  $\delta_{\text{有效}}$ 。这样就可用式(21)计算探测器位置的中子注量了。

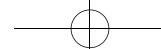
## 6.4 使用中子注量计算公式的限制条件

式(21)实现了从积分电流到中子注量的转换。使用该式进行中子注量计算的限制条件是, 探测器发射体的燃耗较浅, 可以近似地认为  $K_{\beta} \text{有效}$ 、 $K_{ff}$  为一个常数, 详见本文 3.1.3 节和 3.2.4 节。

## 7 钇探测器灵敏度燃耗修正及中子注量计算

本文给出的方法、公式也适用于钚探测器。由于钚的中子吸收截面符合  $1/v$  律, 因此只需考虑热中子对燃耗的影响。本文相关公式略加修改, 则可以得到钚探测器灵敏度燃耗修正公式, 以及中子注量计算公式。

(1) 中子注量修正法燃耗修正公式



$$I(t) = I_0 e^{-fF\sigma_0 nv_0 t} \quad (22)$$

(2) 输出总电量修正法燃耗修正公式

$$I(t) = I_0 \left( 1 - \frac{Q}{eK_{\text{热}\beta\text{有效}} N_0} \right) \quad (23)$$

(3) 中子注量计算公式

$$nv_0 t = \frac{\ln [1 - Q/(eK_{\text{热}\beta\text{有效}} N_0)]}{-fF\sigma_0} \quad (24)$$

上述公式中： $\sigma_0$  为<sup>51</sup>V 的热中子 (2200 m/s) 吸收截面， $f$  为钒发射体热中子自屏因子， $F$  为钒发射体热中子注量率降低因子， $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  为钒探测器热中子  $\beta$  有效因子，其他同上。

式(22)中的  $nv_0 t$ ，式(23)、(24)中的  $Q$  为实测数据，式(23)和(24)中的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $f$ 、 $F$  为理论计算数据。 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  见文献[2]图 15 及其对应的表格中的数据， $f$ 、 $F$  见文献[2]图 14(轻水堆)和图 17(重水堆)及其对应的表格数据。目前没有钒探测器的基于实验数据的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $fF$  推算数据。

## 8 结论

本文提出了两类四种铑探测器灵敏度燃耗修正方法，并论述了使用这四种方法的必要条件、限制条件、有利条件及优势等。

经过综合分析比较，本文推荐第二类方法：积分电流修正法，即输出总电量修正法，为铑探测器灵敏度燃耗修正的最佳方法。

本文还提出一种监测探测器位置中子注量及堆芯中子注量分布的方法。

## 9 结束语

本文式(16)、式(21)是两个重要公式。式(16)用于灵敏度燃耗修正，然后用式(14)计算出探测器位置  $t$  时刻中子注量率水平。若堆芯安装若干支探测器，就可以测绘出堆芯中子注量率分布。式(21)用于计算 0 至  $t$  时刻期间，探测

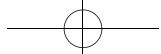
器位置的中子注量。若堆芯安装若干支探测器，就可以测绘出堆芯中子注量分布。

如果不但知道堆芯中子注量率分布，而且了解堆芯中子注量分布，这对于核电厂燃料管理、安全运行会有重要作用。

感谢原子能院史永谦研究员的指导帮助，感谢于岚、于娜、张应超、陈连发的支持帮助。

## 参考文献

- [1] 于稼驷.  $\beta$  衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度 K 因子研究 [J]. 第二篇：以实验数据为导向的灵敏度 K 因子研究，核安全，2024, 23 (2): 79–94.
- [2] 于稼驷.  $\beta$  衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度 K 因子研究 [J]. 第一篇：理论分析计算模型及计算结果，核安全，2024, 23 (1): 56–80.
- [3] 于稼驷.  $\beta$  衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度数学模型 [J]. 核安全，2023, 22 (4): 94–106.
- [4] 杨有璇. 铑自给能中子探测器的灵敏度，核电子学与探测技术 [J]. 1989, 9 (3): 135–141.
- [5] 郑军伟, 等.  $\beta$  衰变自给能中子探测器灵敏度影响因素研究 [J]. 核电子学与探测技术，2017, 037 (3): 302–307.
- [6] 张睿, 曾力. 铑自给能探测器的测量信号计算方法研究 [J]. 仪器仪表用户，2018, 25 (1): 88–90.
- [7] G. Knill. Continuous In-pile Monitoring of Thermal Neutron Flux Intensity Using Activation Detector [C], Nucleonic Instrumentation (IEE Conference Publication No.47), 77–84, Published by the Institution of Electrical Engineers (1968).
- [8] 张英振, 万东平. 铑自给能探测器性能研究 [J]. 原子能科学与技术，1980, 第一期: 41–49.
- [9] C.H. Westcott. Proceeding of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Volume 16, 70–76 New York, United Nations, (1958).
- [10] C.H. Westcott. Effective Cross Section Values for Well-moderated Thermal Reactor Spectra [R], AECL-1101(1962).
- [11] TECHNICAL REPORTS SERIES No. 156, Handbook on Nuclear Activation Cross-Sections [R]. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 1974.
- [12] 张英振. 自给能堆芯中子探测器绝缘层空间电荷初步探讨 [J]. 核动力工程，1980, 第三期: 171–177.



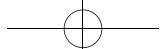
# Study on Burnup Correction of Neutron Sensitivity of Rhodium Self-powered Detector

Yu Jiasi

**Abstract:** In this paper, by theoretical analysis, and combining the sensitivity K factor of Rhodium detector calculated from burnup experimental data and its sensitivity K factor from theoretical calculation, four kind methods of two categories for sensitivity burnup correction of Rhodium detectors are proposed. The burnup correction considers not only the effect of thermal neutrons, but also the effect of epi-thermal resonance neutrons. After comprehensive analysis and comparison, this paper suggests to recommend an optimal sensitivity burnup correction formula. This paper also presents a formula for calculating neutron integral flux at the detector location in the core. This provides a good condition for monitoring the integrated neutron flux distribution in the reactor core. In this paper, the limiting conditions for sensitivity burnup correction are analyzed.

**Key words:** self-powered; detector; sensitivity; burnup correction

(责任编辑: 梁晔)



第23卷第5期

2024年10月

核安全  
NUCLEAR SAFETY

公众沟通

雷少娟,刘新华,王承智,等.基于SWOT的涉核舆情事件分析及核能公众沟通优化研究[J].核安全,2024,23(5):117-124.

Lei Shaojuan, Liu Xinhua, Wang Chengzhi, et al. Research Nuclear Public Opinion Events and Optimization of Nuclear Public Communication based on SWOT [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(5): 117-124.

## 基于SWOT的涉核舆情事件分析及核能公众沟通优化研究

雷少娟, 刘新华\*, 王承智, 汪萍

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 10082)

**摘要:** 核能公众沟通是核能发展的重要课题之一,公众在涉核舆情事件中的观点情绪既能够反映公众对核能的态度,同时也能反映出我国核能公众沟通工作的效果和问题。本文通过梳理近几年来发生的涉核舆情事件,系统总结涉核舆情事件的发生原因,将舆情事件划分为五大类型;运用SWOT分析法对18起涉核舆情事件发展过程中的舆情管理和公众观点进行综合分析,建立涉核舆情的SWOT分析模型;基于分析结果给出了涉核舆情管理和核能公众沟通的建议。

**关键词:** 涉核舆情; SWOT分析; 核能公众沟通

**中图分类号:** F426, TL48 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)05-0117-08

随着核科学技术的不断发展,核技术在工业、医疗、农业、军事、航空航天、能源等领域已经有了越来越广泛的应用。核能,作为高效、安全的绿色能源在能源供应方面具有举足轻重的地位。中国核电自20世纪80年代中期起步发展,经历第一、第二、第三代核电技术的发展。截至2024年3月,我国大陆地区共有83台核电机组(运行56台,在建27台),8台核准待建机组。运行的核电机组总装机净容量53,181兆瓦,位居全球第三,在建核反应堆数量和总装机容量位居全球第一。中国核电建设进入快速发展时期,发展速度位居世界前列。但与此同时,随着公众权利意识和环保意识的持续增强,尤其是日本福岛核事故的发生,使得公众对核能发展和核电安全越来越敏感,公众参与核能发展的意识也不断提高。公众对核能的认知、信任和接受度成为制约我国乃至全世界核能发展的

一个重要因素。

党的十八大以来,党中央和国务院高度重视核能发展,核能公众沟通也成为核能发展和核安全文化建设中一个重要的课题,是一项伴随我国核能发展过程的长期而重要的工作<sup>[1]</sup>。我国高度重视核能公众沟通工作,建立了由政府、企业及公众共同参与的沟通机制,营造人人有责、人人参与,全行业全社会共同维护核安全的良好氛围<sup>[2]</sup>,详细的工作机制如图1所示。涉核舆情事件管理是核能公众沟通的重要内容。在历届核能公众沟通大会中关于做好公众沟通工作方面都强调了协力打造核能舆论阵地,做好舆情管理工作<sup>[3]</sup>。舆情管理是对舆情的监测、分析和应对,其中,舆情的分析就包括舆情发展规律分析和公众观点情绪分析。公众在涉核舆情事件中的观点情绪既能够反映公众对核能的态度,同时也能反映出我国核能公众沟通工作

收稿日期: 2024-01-17 修回日期: 2024-06-26

作者简介: 雷少娟(1985—),女,博士,从事涉核舆情分析和核能公众沟通等方面研究

\*通讯作者: 刘新华, E-mail: Liuxhua225@sina.com

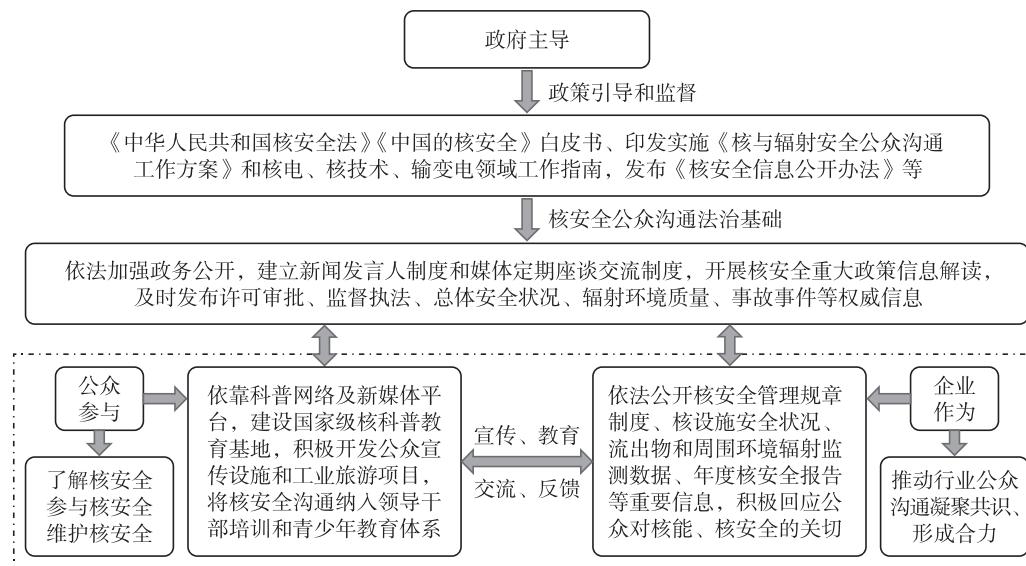
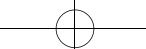


图1 我国核能公众沟通的工作机制

Fig.1 China's nuclear related public communication mechanism

的效果和问题。

态势分析法(SWOT analytical method, SWOT)是运用系统分析的思想对组织所面临的内外部环境和条件及展现出来的优劣势进行的一种综合分析方法。因此,SWOT分析法主要应用于战略制定和决策优化,也被国内外学者应用于教育<sup>[4]</sup>、医疗<sup>[5]</sup>、产业发展<sup>[6]</sup>、科技<sup>[7]</sup>、文化<sup>[8]</sup>、物流<sup>[9]</sup>等领域的研究中。

因此,本文对近年来出现的典型涉核舆情事件进行梳理,首先,按照引起涉核舆情的原因来划分涉核舆情事件类型,对舆情的特征、发展规律和公众态度进行类比分析。其次,基于内外部竞争环境和竞争条件下SWOT分析方法来对目前涉核舆情在管理应对和公众沟通中的优势和劣势,机会和威胁进行分析,并给出具体的策略建议,为涉核舆情的良性引导和更高效的公众沟通提供决策支持。

## 1 涉核舆情事件

### 1.1 概念界定

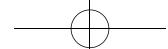
舆情是“舆论情况”的简称,是较多群众关于社会中各种现象、问题所表达的信念、态度、意见和情绪等表现的总和。《辞源》中对舆情的释义为“民众的意愿”;《现代汉语词典》(第7版)

中的解释为“公众的意见和态度”。基于互联网完全开放的环境,网络舆情体现出更强的交互性、多元性、偏差性和突发性;同时,在互联网环境下,我们也能够更全面地看到民众对特定事件的情绪、意愿、态度和意见。

综合上述对舆情和网络舆情概念的认识,我们对涉核事件网络舆情的概念定义为:公众(网民)在网络这一公共空间对涉核事件产生或发表的情绪意见、看法、态度、诉求的总和。以下统称为涉核网络舆情,产生网络舆情的事件称为涉核舆情事件。此外,中国互联网信息中心发布的第53次《中国互联网发展状况统计报告》显示,截至2023年12月,我国互联网普及率达77.5%,其中移动互联网使用人数达10.92亿。因此,依据目前国内网络的使用规模(除去无法使用网络的用户)占比,我们对网络舆情的分析及得出的结论可以等同为社会舆情的结果,因此对于涉核事件舆情的分析我们采用网络上采集的数据来进行。

### 1.2 涉核舆情的事件类型

生活中,网络舆情产生的原因多种多样,如突发事件、负面报道、不当言论与举止、政府丑闻、传闻谣言等都会引起网络舆情。作为具体的领域,涉核事件引发舆情的原因更为微观,有



其独特的性质。

作为高效安全的绿色能源,除了在核电领域广泛应用和大力发展外,“核”与我们很多日常生活都有关系,但由于缺乏了解,很多人依旧谈“核”色变,使得很多涉及核的事件都会引起网民的讨论,从而形成舆情传播与发酵。从实践来看,涉核舆情发生原因有如下方面,如表 1 所示。我们按照发生舆情的原因将涉核事件划分为国际相关涉核类舆情事件,谣言类舆情事件,科普法规相关舆情事件,核电项目审批、建造、拆迁等舆情事件,与生活相关的涉核舆情事件五个大类。

表 1 引发涉核舆情的因素

Table 1 Factors that trigger nuclear related public opinion

因素	典型案例
国际涉核事件或关联事件发生	法国弗拉芒维尔核电站爆炸;朝鲜进行第六次核试验;法国发现核电设备隐患,涉及广东台山核电厂
传闻、谣言	网传大亚湾核电站主泵阻尼器泄漏;广州网民散布“大亚湾核电厂爆炸”谣言
科普法规等发布	《吉林日报》介绍核武器及防护尝试;环保机构“垂直管理”制度改革;《核安全法(草案)》立法审议;我国首次发布《核安全文化政策申明》;公众意见将写入《核安全法》可定核电厂去留
核电项目审批、建造、拆迁等	网传河南四市将建核电站;网传内陆核电站“十三五”期间有望开工;连云港燃料循环项目;网传陕西筹建核电项目;田湾核电高公岛村民聚集;防城港市申请解除白龙核电站项目合作;中日医院质子治疗楼引发辐射担忧
与生活有关事件	四川成都双流国际机场“X 射线安检仪”

### (1) 国际涉核事件或关联事件发声引发网络舆情

国际上发生涉核事件或关联事件后,在国内引起广泛关注的原因有三个方面:一是出于关怀,国内网民会进行大量的转发与评论,想要了解事件的经过与详细情况;二是担忧是否会对国内生活和安全产生影响;三是由国际事件的发生而引发对国内核电安全的担忧。

### (2) 传闻或谣言引发网络舆情

传闻或谣言不仅在涉核领域,在其他社会方面也是引发网络舆情的重要因素。一方面,有人会恶意制造谣言或恶意解读信息从而引发网民关注和讨论;另一方面,当有突发事件发生后,在事件调查和信息纰漏的过程中,也会出现大量谣言,从而引发群体性事件。预防传闻和谣言的舆情事件不仅仅是核安全领域的重要课题,也需要整个网络安全领域来共同治理和维护。

### (3) 科普法规等发布引发网络舆情

科普法规一般是由主流媒体和相关部门官网发布,后经大量媒体转载后扩散,从而引发公众的广泛关注。公众关注的焦点主要集中在两个方面,一是对科普或法规内容及意图的解读;二是对法规内容执行过程和执行结果的可行性和有效性的讨论。

### (4) 核电项目审批、建造、拆迁等事件引发网络舆情

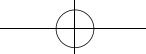
核电项目的审批、建造和拆迁等事件是引发网络舆情较为重要的因素,也是目前涉核事件中引发舆情最为普遍的事件。公众对此类消息表现的最为敏感。此类事件在推行过程中也频频遭遇“邻避效应”,这是核电发展过程的一个前置难题,也是目前对公众参与和公众沟通较大的考验;同时在核电项目推进过程中还容易引发级联事件,从而引起公众的更大情绪。

### (5) 与生活有关的涉核事件引发网络舆情

与生活有关的涉核事件是与公众具有最直接联系的涉核事件,一经发生会快速引起广泛关注。公众的态度也会直接关系到事件的进展和推行,政府对事件的处理态度和处理速度对舆情的良性发展起到了至关重要的作用,因此对舆情的监测和舆情发展的预测都是政府部门面临的重要课题。

## 2 基于 SWOT 的涉核舆情综合分析

通过上述对典型涉核事件的梳理,按照引起舆情的原因将涉核舆情划分为五种类型。接下来通过对典型舆情事件的特征、发展规律和公众态度综合分析和对不同类型事件特征的类



比分析,构建涉核舆情事件的 SWOT 分析模型,分析涉核舆情管理和公众沟通方面展现出来的特征,从而为涉核舆情有效管理和更高效的公众沟通提供决策支持<sup>[10-13]</sup>。

## 2.1 涉核舆情事件的 SWOT 分析模型

SWOT 分析可全面准确地分析组织的优势和劣势及机会与威胁。在 SWOT 分析涉核舆情事件的舆情引导与公众沟通过程中,我们通过舆情事件发展过程中的管理和沟通行为来进行优势和劣势分析,通过公众的观点和情绪进行机会和威胁分析来构建模型。下面我们基于对第二部分五大涉核事件类型中共 18 件涉核事件网络舆情的综合分析,对管理和沟通呈现出的态势进行总结归纳,构建的涉核舆情 SWOT 分析模型如图 2 所示。

## 2.2 涉核舆情事件 SWOT 分析模型详解

### 2.2.1 优势 (strengths)

(1) 敏锐察觉,快速响应。在日常的舆情监测中能够敏锐察觉舆情事件的发生,快速地采取监测、调查,并对外公布结果和进展,能有效引导舆情良性发展。

法国弗拉芒维尔核电站爆炸舆情事件发生后,事件经媒体报道引发了国内网民的大量讨论,为预防网络谣言的产生,国家核安全局核电

安全监管司主动发声,向公众介绍事件的性质与发生过程,并解答了媒体疑问;朝鲜第六次核试验舆情事件中,环保部迅速响应,在核试验当天就开展了中朝边境全线辐射环境监测,对大气、地表水、地下水、饮用水和土壤进行全要素监测。环保部门的快速响应及监测数据的及时公布不仅得到了公众的支持肯定,也使此次核试验在国内舆论快速下降;四川成都双流国际机场“X 射线安检仪”舆情事件发生后,环保部、四川省环保厅和成都市环保局快速作出停止使用 X 射线安检设备、确保公众安全的处理决定,公众观点中有 31% 的观点表达了对环保部处理方式的欢迎和支持,再次体现了相关部门快速果断的处理措施极大地影响了舆情的良性发展。

(2) 核安全法律法规及核安全文化建设信息的及时发布。环保机构“垂直管理”制度改革事件中,新华社报道了中共中央办公厅、国务院办公厅印发的《关于省以下环保机构监测监察执法垂直管理制度改革试点工作的指导意见》文章后,引起网民广泛关注。有 78% 的网民对垂管制度改革表达了肯定和支持。《核安全文化政策声明》舆情事件中,在声明发布后,多家媒体对该声明转载报道并发布解读文章,引起了公众的广泛关注,其中 36% 的公众对声明的举

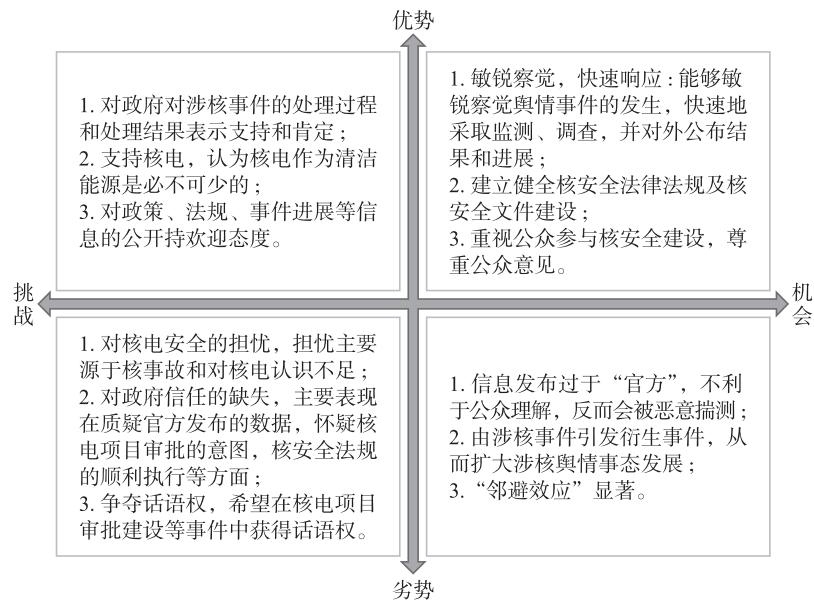
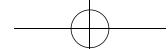


图 2 涉核网络舆情的 SWOT 分析模型

Fig 2 SWOT analysis model for nuclear network public opinion



措持肯定态度,20%的公众还表达了支持核电、发展核电的观点。从上述舆情事件的分析来看,核安全文化建设不仅受到公众的欢迎和支持,还助力了公众对核电的支持。

(3) 重视公众参与核安全建设,尊重公众意见。对公众意见的重视主要体现在两个方面,一是自2008年开始,政府相继出台了关于信息公开、公众参与和公众沟通的一系列法规、规章和文件,保障公众的知情权和参与权;二是在涉核事件中重视公众的诉求,调整涉核项目的方向和方案,比如连云港燃料循环项目中,中国核网发表文章《总投资超1000亿的乏燃料后处理大厂或落户连云港》引发了舆情,公众除了在连云港地方论坛表达了不满反对情绪外,还组织街头聚集抗议。最后连云港市人民政府决定:暂停核循环项目选址前期工作。连云港市政府官网也同步发布公告。公告发布后,舆情有所减弱并逐渐趋于平稳。“邻避效应”是核电项目发展中的一个关键难题,未来还需要在发展与公众情绪的平衡中继续努力。

#### 2.2.2 劣势 (weaknesses)

(1) 信息发布过于“官方”,不利于公众理解,反会被恶意揣测。《吉林日报》刊发整版报道:核武器常识及防护,引发了大量媒体转载。此次事件是在朝核问题引发的半岛局势大背景下发生,公众讨论的内容也是围绕半岛局势、朝核对中国的影响以及对发文意图的猜测,情绪略显“焦虑和担忧”,后经国家权威机构媒体的解读和引导,化解了公众的不安情绪,也使舆情逐渐平息;网传河南四市将建核电站舆情事件中,该事件看似涉及核电站项目的舆情事件,实则是由媒体对《河南省“十三五”能源发展规划》中涉核描述的误读所引起的舆情发酵。

(2) 由涉核事件引发衍生事件,从而扩大涉核舆情事态发展。田湾核电高公岛村民聚集事件中,田湾核电站因用炸药开山,导致连云港市高公岛乡村民房屋出现震塌或震裂现象,核电站作为补偿发放了“房震费”。2014年7月1日,高公岛乡村民因“房震费”发放问题,对田湾核电站大门进行围堵。由核电站衍生事件所引发

的舆情事件,引发公众对核电的一系列评论。

(3) “邻避效应”显著。“邻避效应”在核电项目审批、建设等事件中体现得较为明显。连云港燃料循环项目事件是典型的由涉核项目建设审批引发的网络舆情,并且出现了“邻避效应”,最后以项目叫停使舆情平息;在网传内陆核电站“十三五”期间有望开工舆情事件中,公众对核电应该建内陆还是滨海地区再次讨论,有22%的公众调侃应该将核电站建在京津冀地区,这反映了公众对核电安全性的不信任。

#### 2.2.3 机会 (opportunities)

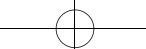
(1) 对政府对涉核事件的处理过程和处理结果表示支持和肯定。在法国发现核电设备隐患,涉及广东台山核电厂舆情事件中,18%的观点以能源短缺和环境保护的角度为出发点表示支持核电发展,16%的观点对国家核安全局的处置决策表示赞扬;四川成都双流国际机场“X射线安检仪”舆情事件是为数不多的与生活息息相关的涉核事件,也因此引起了很多人的共鸣,形成了很高的舆情热度,监管部门对舆情事件的敏锐察觉并果断处理对舆情的良性发展起到了非常关键的作用。同时在这个舆情发展的过程中,相关部门的表态和处理加强了政府的公信力,对舆论热度下降也起到了很大的作用。

(2) 支持核电,认为核电作为清洁能源是必不可少的。网传陕西筹建核电项目舆情事件中,从公众观点的分析来看,有56%的民众能够保持理智,表示支持核电且质疑反核人士所提出的反核理由。网传内陆核电站“十三五”期间有望开工舆情事件引发了公众对于核电是否安全的讨论,其中45%的公众仍然担忧核电安全,持反对态度,但是29%的用户在积极科普核电的安全性和必要性,持支持态度。

(3) 对政策、法规、事件进展等信息的公开持欢迎态度。环保机构“垂直管理”制度改革,对管理制度改革持肯定支持态度的民众占78%,这体现了我国制度改革的效果和国内大部分民众对制度改革的欢迎态度。

#### 2.2.4 挑战 (threats)

(1) 对核电安全的担忧。担忧主要源自核电



事故和对核电认识不足。网传陕西筹建核电项目中,有29%的用户仍然对核电安全表示担忧,从而反对核电建设;中日医院质子治疗楼引发辐射担忧舆情案例事件中,61%的用户反对建设,担忧在人群密集地区修建质子治疗中心存在核辐射风险,影响周边居民身体健康;法国发现核电设备隐患,涉及广东台山核电厂舆情事件中,从公众的观点分析来看,有39%的公众都表达了对核电安全的担忧,仅有18%的公众提出支持核电发展。

(2)对政府信任的缺失,主要表现在质疑官方发布的数据,怀疑核电项目审批的意图,核安全法规的顺利执行等方面。环保机构“垂直管理”制度改革舆情事件中,有22%的公众对制度改革必要性和改革过程中所要面对的诸多问题提出质疑;在朝鲜第六次核试验舆情事件中,有13%的公众对环保部门辐射环境的监测数据和监测结果质疑,表现出了负面情绪;法国发现核电设备隐患,涉及广东台山核电厂事件中,事件发生后环保部迅速对台山核电站相关设备展开排查分析和评估研判,并向社会公布调查的结果和法国核电设备隐患事件的进展,有16%的公众对环保部决策和调查结果质疑。

(3)争夺话语权,希望在核电项目审批建设等事件中重视公众的意见。网传陕西筹建核电项目舆情事件中有5%的用户认为公众的意见不会起作用;连云港燃料循环项目舆情事件中,有5%的公众表达了参与诉求,认为应先向连云港市民征求意见,而不是只看专家领导的视察。

### 3 涉核网络舆情管理和核能公众沟通的优化建议

经过涉核舆情态势的综合分析,我们便可以得出舆情管理和公众沟通的相应策略。SWOT分析制订计划的基本思路是:基于涉核舆情事件SWOT分析模型,对各因素排列组合,发挥舆情管理过程中展现的优势,克服劣势,利用公众观点和情绪中的机会,化解威胁。得出针对涉核网络舆情的良性引导与高效公众沟通的可选择策略。

#### 3.1 强化舆情监测体系建设

核能公众沟通是贯穿于整个核安全领域的工作,健全完善的舆情监测体系不仅能为公众沟通找到准确恰当的“时间”,也是发现舆情、避免舆情、应对舆情和管理舆情重要的手段。

(1)提高敏锐察觉网络舆情的能力,并能够及时开展应对工作:在互联网环境下,发生涉核舆情的因素多种多样。做好常规舆情监测工作的同时,识别引起网络舆情的因素能够为舆情引导和舆情管理赢得时间,也能有效地降低舆情管理的成本。快速的展开应对工作能够掌握舆情管理的主动权,引导舆情良性发展。

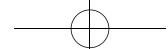
(2)及时且公开透明的发布事件进展及公众疑惑:首先,在日常的监测过程中可以对公众关心的问题、观点情绪进行收集,以便有针对性地解答或科普公众疑惑;其次,在发生涉核事件后,政府和权威机构都会先对事件过程进行调查和梳理。公开透明的公布事件的调查结果和处理过程是引导舆情良性发展的有效手段,这不仅可以避免由涉核事件引发谣言等衍生事件发生从而引发更严重的舆情,也有助于提高政府公信力。

#### 3.2 全方位多维度的公众沟通

新媒体时代的核能沟通应在制度、内容和渠道等多个维度实现全方位的沟通。全方位多维度的公众沟通以完善的核安全法律法规、涉核公众沟通政策法规体系为保障,以信息公开多样化、核知识科普常态化来践行。

(1)核安全法律法规、涉核公众沟通政策法规体系建设及公开。我国建立了健全的核安全法律法规规章,制定标准导则100余项<sup>[14]</sup>,公众沟通工作的配套文件60余份<sup>[15]</sup>。在健全的核安全法规体系的基础上,开展法律法规的宣传教育,加强政策有效落地,开展全民监督是保障核能高效沟通最基本也是最重要的保障。

(2)信息公开多样化,易读性。我国核电公众宣传已经初步形成以政府部门为主导、核电企业为主力、主流媒体为平台的协同共进的沟通网络。互联网大数据环境为涉核公众沟通提出了新的挑战,同时也带来了新的机遇。信息公开不能只停留在信息的发布层面,而要达到



沟通范围广、沟通热情高的双向沟通甚至是多向沟通的信息公开形式。信息公开的多样性表现为宣传形式多样性和沟通渠道多样性。宣传形式多样性是指可以将内容通过文字、图片、音频及视频的形式发布,迎合不同群体接收信息的喜好,还能提高公众参与的热情;还可以制作成趣味动画或核安全故事的形式,提高了内容易读性的同时还便于公众对内容的理解;沟通渠道多样性是指多渠道发布信息,如论坛、视频网站、微信、微博等。同时,必要时可采用科普、主流媒体、权威专家或意见领袖对政策文件进行解读,避免由于错误解读而引发舆情事件。

(3) 核电科普常态化。核电科普是近年来核安全事业中一直推进的工作之一,但是从涉核舆情中公众的观点分析来看,仍然有很大一部分公众对核电不信任、不理解甚至认为核电很可怕。尤其是在发生了日本福岛核事故以后,更是引发了对我国核电运行安全的强烈担忧。因此,我们仍然需要加强核电科普工作,使公众认识核、理解核、接受核、最终拥抱核。因此,我们首先要“走出去”,将核安全知识以通俗易懂喜闻乐见的方式广泛地传播出去,使人人都能易获取易理解核安全知识;其次要“请进来”,开展科普宣传和科普体验活动等,邀请公众在核电建设、核电运行等过程中参与体验,使公众深刻认识到核电发展的安全性和必要性。

### 3.3 构建核电建设利益共同体

“邻避效应”一直是我国核电发展过程中面临的较难也较敏感的问题之一,近年来有多个涉核项目由于邻避事件推进困难甚至被迫叫停。克服“邻避效应”我们需要从公众参与体制化、开展风险管理和完善的利益补偿与平衡机制来入手,构建核电建设利益共同体。

(1) 公众参与体制化。2018年核安全法中着重强调了公开的形式和民众知情权的重要性<sup>[16]</sup>,而对于决策权则以“适当形式反馈”。通过对涉核网络舆情事件的分析,在多个核电项目审批建设过程中公众对于知情权和话语权有强烈的诉求。因此,建立公众参与核电项目的体制化流程,保证公众的知情权、参与权和监督权。首

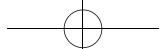
先,以公开透明的原则对涉核事件事故向公众公布,充分满足公众的知情权;其次,广泛听取公众意见,重视公众意见,消除公众偏见;最后,邀请公众对政策推行、核电运行、政府工作进行监督。综上才能从根本上消除公众对政府工作的误解,以主人翁意识来支持核电发展。

(2) 加强风险沟通。核电安全是国家安全的一个重要组成部分,我们要重视核电安全但也不能对核电风险避而不谈。要正视核电风险才能避免核电风险。在保证核电安全运行的基础上国家可以适当地向公众展示核电安全运行的保障手段以及管控措施和能力,让公众消除对我国核电安全的忧虑。此外,在日常的公众沟通中一方面要对涉核事件中存在的风险、风险的级别及风险的后果向公众告知说明,并指导公众进行风险防范;另一方面当发生涉核事件后应及时向公众发布对抗风险和保障安全的行动和举措,展示控制防范风险的能力,让公众能够了解风险、不惧风险、防范风险。

(3) 完善的利益补偿与平衡机制。国外在消除“邻避效应”和公众沟通中的成功经验为我国提供了重要参考,包括做好核利益共享机制和生态补偿平衡机制。比如,法国提供实惠补偿公众的风险感知。生态补偿机制是在核电项目落地的过程中,对所发生的征地拆迁、移民安置、环境破坏等方面进行合理的补偿与平衡;核利益共享机制是让公众感知到核电发展为地方经济发展、就业、生活带来的好处,让公众成为核电的受益者而不是风险承担者。

## 4 结论

本文首先通过舆情、网络舆情的概念给出了涉核网络舆情的概念。其次以近年来典型涉核舆情事件为实证对象,对涉核舆情事件中的引导和沟通行为进行优势和劣势分析,对公众的观点和情绪进行机会和威胁分析,构建涉核网络舆情的SWOT分析模型,对舆情管理和公众沟通过程所展现出来的态势进行分析。最后基于分析结果我们提出继续加强舆情监测体系建设,全方位多维度的公众沟通和构建核电建



设利益共同体系三个涉核公众沟通优化策略。本文从大量涉核舆情事件实证案例出发,基于SWOT综合分析结果给出了涉核舆情管理和核能公众沟通的优化建议,为涉核舆情的正确管理和更高效的公众沟通提供决策支持,具有很强的现实意义和参考价值。

### 参考文献

- [1] 国家核安全局. 公众沟通 [EB/OL]. (2021-08-24) [2024-01-17]. <http://nnsa.mee.gov.cn/ztzl/xgzgt/>.
- [2] 中国核能行业协会. 为双碳目标下的核能高质量发展创造良好社会环境 [EB/OL]. (2022-08-31) [2024-01-17]. [www.china-nea.cn/site/content/41419.html](http://www.china-nea.cn/site/content/41419.html).
- [3] 中国核能行业协会. 以公众沟通促进高质量发展, 谱写新时代核能事业新篇章 [EB/OL]. (2023-11-06) [2024-01-17]. [www.china-nea.cn/site/content/44020.html](http://www.china-nea.cn/site/content/44020.html).
- [4] 吴水华, 金勇. 基于SWOT分析法浅析高校附属医院“双师型”教师成长条件 [J]. 中国多媒体与网络教学学报(上旬刊), 2023 (7): 129-132.
- [5] 侯琨, 冯英璞, 张红梅, 等. 基于SWOT分析法的神经疾病护理学科建设的实践探索 [J]. 河南医学研究, 2021, 30 (24): 4513-4516.
- [6] 朱子婷. 基于SWOT分析法的河西走廊葡萄酒产业发展路径选择 [J]. 甘肃农业科技, 2022, 53 (8): 12-17.
- [7] 陈聪, 谢欣然, 杨乐腾, 等. 基于SWOT分析法区域科技深度融合多维度策略研究——以张家港与上海科创深入融合为例 [J]. 科技资讯, 2022, 20 (12): 126-128.
- [8] 陈豪, 谢锦键. 基于SWOT分析法的海南文化旅游发展战略研究 [J]. 特区经济, 2022 (8): 141-144.
- [9] 杨晓燕, 刘勤明. 基于SWOT分析法的京东物流模式分析研究 [J]. 物流工程与管理, 2021, 43 (7): 46-48+39.
- [10] 环境保护部核与辐射安全中心. 2014年度核与辐射安全网络舆情汇编 [M]. 北京: 原子能出版社, 2015.
- [11] 环境保护部核与辐射安全中心. 2015年度核与辐射安全网络舆情汇编 [M]. 北京: 原子能出版社, 2016.
- [12] 环境保护部核与辐射安全中心. 2016年度核与辐射安全网络舆情汇编 [M]. 北京: 原子能出版社, 2017.
- [13] 环境保护部核与辐射安全中心. 2017年度核与辐射安全网络舆情蓝皮书 [M]. 北京: 原子能出版社, 2018.
- [14] 环境保护部核与辐射安全中心. 核与辐射安全公众沟通相关法律法规汇编 [M]. 北京: 法律出版社, 2016.
- [15] 张瀛, 王桂敏, 戴文博, 等. 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (6): 86-92.
- [16] 江必新. 以党的十九大精神为指导加强和创新社会治理 [J]. 国家行政学院学报, 2018, (1): 23-29+148.

## Research Nuclear Public Opinion Events and Optimization of Nuclear Public Communication based on SWOT

Lei Shaojuan, Liu Xinhua\*, Wang Chengzhi, Wang Ping

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

**Abstract:** Public communication in nuclear energy is one of the important topics in the development of nuclear energy. The public's views and emotions in nuclear public opinion events can not only reflect the public's attitude towards nuclear energy, but also reflect the effectiveness and problems of China's nuclear energy public communication work. By sorting out the nuclear public opinion events that have occurred in recent years and systematically summarizing the causes of nuclear public opinion events, public opinion events are divided into five major types; Using the SWOT analysis method to comprehensively analyze the public opinion management and public perspectives during the development process of 18 nuclear public opinion events, establish a SWOT analysis model for nuclear public opinion; Based on the analysis results, suggestions for nuclear public opinion management and nuclear public communication were provided.

**Key words:** nuclear public opinion events; SWOT analysis ; nuclear public communication

(责任编辑: 许龙飞)