

# 核安全

## NUCLEAR SAFETY

主管单位 中华人民共和国生态环境部  
主办单位 生态环境部核与辐射安全中心  
出版单位 《核安全》编辑部  
主 编 周启甫  
执行副主编 王承智  
编辑部主任 于大鹏  
地 址 北京市海淀区红联南村54号  
邮 编 100082  
信 箱 北京8088信箱  
编 辑 部 010-82205563 82205716  
010-82203444 82203547  
广 告 部 010-82205645  
发 行 部 010-82205713  
18910796298 汪瑞  
传 真 010-82203590  
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)  
邮 箱 [heanquanzazhi@263.net](mailto:heanquanzazhi@263.net)  
广告发布登记 京海工商广登字20180003号  
国际标准刊号 ISSN 1672-5360  
国内统一刊号 CN11-5145/TL  
海外发行 中国国际图书贸易集团有限公司  
发行代号 BM9557  
印 刷 北京一二零一印刷有限公司  
国内定价 80.00元

版权所有 未经许可 不得转载

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

2023年第2期 总第91期

双月刊 公开发行

2023年4月30日出版

阅读·检索



关于·我们



《核安全》微信公众号



生态环境部  
核与辐射安全中心



《核安全》杂志  
微信公众号



《核安全》杂志  
官方微博

# 《核安全》编委会

## 编委会主任

王大中  
清华大学·科学院院士·副主席

## 编委会副主任

于俊崇  
中国核动力研究设计院·工程院院士

陈佳洱  
北京大学·科学院院士

叶奇蓁  
秦山核电集团筹备组·工程院院士

林忠钦  
上海交通大学·工程院院士

孙玉发  
中国核动力研究设计院·工程院院士

郑建超  
中国广核集团有限公司·工程院院士

吴祖泽  
军事医学科学院·科学院院士

魏炳波  
西北工业大学·科学院院士

(按姓氏笔画排序)

## 编委会委员

于涛

王为

田文喜

史克亮

刘非

张庆贤

陈义学

周涛

顾汉洋

黄小桁

蒋诗平

程琦福

谭思超

(按姓氏笔画排序)

## ◆ 政策法规

- 1 质量保证若干问题的分析和建议·····汤日辉

## ◆ 核电厂实践

- 5 概率安全评价在核电厂设计和运行期间的技术特征及应用·····冯云馨, 赵玲  
13 国内核电厂丧失厂外电源始发事件频率分析及风险评价·····杨亚军, 詹文辉, 胡跃华, 等  
19 EPR 核电机组核反应堆厂房临时空调通风系统方案研究应用·····段宗辉, 李延韬, 毕斗斗  
24 CPR1000 核电机组事故程序融合方法研究·····吴广君, 李龙

## ◆ 国际瞭望

- 29 俄罗斯核安全监管体系研究及启示·····王莹

## ◆ 研究与探讨

- 37 基于文本挖掘的核电厂运行事件致因分析·····陈甲华, 王平平  
45 核电厂废气处理系统双重气体分析仪设置探讨·····甘学英, 徐春艳, 何玮, 等  
52 反应堆核热耦合松耦合数值仿真研究综述·····王钦, 马占军, 王金成, 等  
59 科研院所可量化安全管理评价体系的建立及应用·····徐玉虎, 王玉珍, 焦南杰  
66 模块式小型堆乏燃料水池冷却系统设计·····姚亦珺, 于大鹏, 王佳明  
74 海底原位观测技术在核电厂取水口安全监测中的应用探讨·····朱雪强, 邹晓春, 郑斌鑫, 等  
83 不受环境鉴定要求约束的核电厂低压电缆老化管理·····陶革

## ◆ 参考文献

- 90 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 徐晓娟)

- 1 Analysis and Suggestions on Several Issues of Quality Assurance  
(Tang Rihui)
- 5 PSA's Technical Characteristics and Applications During Design and Operation of NPPs  
(Feng Yunxin, Zhao Ling)
- 13 Loss of Offsite Power Initiating Event Frequency Analysis and its Risk Assessment in China Domestic Nuclear Power Plants  
(Yang Yajun, Zhan Wenhui, Hu Yuehua, Zhang Wuhang)
- 19 Research and Application of Temporary Air Conditioning and Ventilation System Scheme for Nuclear Reactor Building of EPR Nuclear Power Plant  
(Duan Zonghui, Li Yantao, Bi Doudou)
- 24 Study of the Methodology for Accident Procedures Integration in CPR1000 Nuclear Power Units  
(Wu Guangjun, Li Long)
- 29 Research and Revelation of Russian Nuclear Safety Supervision System  
(Wang Ying)
- 37 Cause Analysis of Nuclear Power Plant Operation Events Based on Text Mining  
(Chen Jiahua, Wang Pingping)
- 45 Discussion on Setting of Dual Gas Analyzers in Nuclear Power Plant Waste Gas Treatment System  
(Gan Xueying, Xu Chunyan, He Wei, Yao Bing, Zhang jing, Wei Fangxin)
- 52 A Review of Numerical Simulation Research of Neutronic-Thermal Loosely Coupling in Reactor  
(Wang Qin, Ma Zhanjun, Wang Jincheng, Ding Ming)
- 59 Establishment and Application of Quantifiable Safety Management Evaluation System in Research Institutes  
(Xu Yuhu, Wang Yuzhen, Jiao Nanjie)
- 66 Design of Spent Fuel Pit Cooling System for Small Modular Reactor  
(Yao Yijun, Yu Dapeng, Wang Jiaming)
- 74 Application of Seabed In-Situ Observation in Monitoring Sediment Transport at the Nuclear Power Plant Water Intake  
(Zhu Xueqiang, Zou Xiaochun, Zheng Binxin, Li Yunhai)
- 83 Aging Management of Low-Voltage Cable not Subject to Environmental Qualification  
(Tao Ge)

汤日辉. 质量保证若干问题的分析和建议[J]. 核安全, 2023, 22(2):1-4.

Tang Rihui. Analysis and Suggestions on Several Issues of Quality Assurance [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2): 1-4.

# 质量保证若干问题的分析和建议

汤日辉

(广西防城港核电有限公司, 防城港 538001)

**摘要:** 我国核质量保证法规制定之初, 等效采用 IAEA 的 50-C-QA<sup>[1]</sup>, 发布至今四十余载未曾修订, 从发展的眼光来看, 其内容描述和可操作性存在一定不足, 在指导质量保证工作时存在一些疑问和困惑。本文结合工作实际和实践经验, 借鉴和参考国际成熟法规标准, 对部分质量保证执行问题进行分析并给出建议, 以供大家参考和交流。

**关键词:** 质量保证; 分析; 建议

**中图分类号:** TM623.8 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 02-0001-04

我国核工业发展迅速, 在建核电机组数量居世界第一, 运行核电机组逐年增加。经过四十多年的高质量工程建设和安全稳定运行, 我国核工业在质量保证工作中积累了丰富经验和良好实践, 但在质量保证法规标准建设方面较为滞后。核电厂质量保证相关法规导则主要有 HAF003<sup>[2]</sup> 及配套系列导则, 近年来生态环境部印发了《核电厂质量保证大纲的格式和内容(试行)》<sup>[3]</sup>《核动力厂管理体系安全规定》<sup>[4]</sup> 等, 对质量保证理念和部分要求进行了有益补充和完善, 但质量保证相关导则未得到及时完善和补充, 质量保证的部分要求和方法不够全面和具体, 这使得在核质量保证工作的实际执行过程中仍存在一些疑问和困惑。

## 1 质保大纲评价是否等同于管理部门审查

HAF003 的 2.1.8 节规定“必须定期对所有大纲进行评价和修订”, 有人根据 2.3 节“管理部门要对其负责的那部分质量保证大纲的状况和

适用性定期进行审查”, 片面地以为定期开展管理部门审查等同于“对质保大纲的定期评价”, 或根据 2.2.2 节“必须根据需要定期对程序进行审查和修订”, 片面地认为对质保大纲概述的定期审查就是“对质保大纲的定期评价”。

以上理解均不全面。根据 50-C-Q<sup>[5]</sup> 和 50-SG-Q5<sup>[6]</sup> 规定, 对质保大纲的评价包括管理者自我评价和独立评价, 独立评价又包括内外部质保监查和监督、同行专家评价、技术审查等, 详见图 1。参考 ISO 9001—2015<sup>[7]</sup> 中绩效

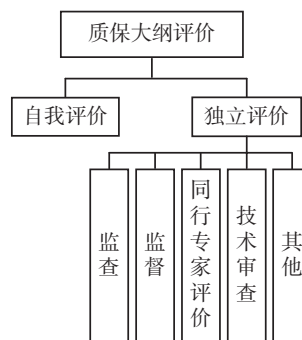


图 1 质保大纲评价示意图

Fig.1 Diagram of programs evaluation

收稿日期: 2022-12-27 修回日期: 2023-03-03

作者简介: 汤日辉 (1982—), 男, 高级工程师, 学士, 现主要从事核电厂质量保证工作

评价包括监视、测量、分析和评价,以及内部审核和管理评审。本文认为,定期对质保大纲的评价包括管理部门审查、自我评估、内外部质保监查监督、同行评估等形式。

## 2 是否需要对外来文件进行控制

虽然,HAF003 和《核电厂质量保证大纲的格式和内容(试行)》中未明确要求对外来文件(即来自外部的,由外部组织形成和控制的文件)进行控制,但是《核电厂质量保证大纲的格式和内容(试行)》4.1 节要求“描述受控文件的类型/范围”,参考美国核管理委员会(NRC)颁布的标准审查大纲(SRP),受控文件范围见表 1,其中一些文件来自外部,所以文件控制的范畴覆盖外来文件。

实际工作中,由于对外来文件缺乏有效管控,故未有效使用外来文件,进而造成质量缺陷的情况时有发生。目前质量命运共同体意识不断增强,组织对来自相关方,尤其是供应链的文件信息愈加重视。本文建议参考 ISO 9001—2015 规定“对于组织确定的策划和运行质量管理体系所必需的来自外部的成文信息,组织应进行适当识别,并予以控制”,以及 50-SG-Q3<sup>[8]</sup>中 328 条至 330 条,建立并保持外来文件登记制度,记录和控制外来文件的接收、更新和分发,在接收和使用外来文件前应进行审查以确保其适用性。

表 1 受控文件范围

Table 1 Scope of the controlled documents

序号	文件类型
1	设计文件(如计算书、图纸、技术规格书、设计分析报告),包括有关计算机软件的文件
2	采购文件
3	有关加工、建造、改造、安装、试验和检查等活动的细则和程序
4	竣工文件
5	质量保证和质量控制手册以及影响质量的程序
6	专题报告
7	安全分析报告
8	不符合性报告
9	监督、检查和监查用的文件和报告等

## 3 文件变更是否须经原文件相同的审批

HAF003 的 4.3 节规定“变更的文件必须由审核和批准原文件的同一单位进行审核和批准,或者由其专门指定的其他单位审核和批准”,其中“或者由其专门指定的其他单位审核和批准”表明可以由有资格、经授权的、非原文件审核和批准的单位实施审核和批准。

工作人员根据现场实际情况或有效证明(如变更/澄清的批准意见)对核电厂的调试试验程序、维修程序等文件进行一定范围的小修改,修改后的文件不要求接受与原文件相同的审核和批准。例如:试验负责人认为空白试验报告(CFA)中存在不适用的试验内容,修改后经高级主管签字确认即可使用,无须升版该 CFA;维修程序执行过程中,工作人员发现与现场实际情况存在偏差,如果修改内容不影响验收标准,准备工程师直接修改,在修改处签字、注明修改日期,并由另外一名准备工程师签字确认后,可供工作负责人直接使用。上述情况在 NQA-1<sup>[9]</sup>中描述为文件的细小变更(或次要变更),根据核电厂多年实践检验,这种控制措施简单且有效,但需注意的是,应明文规定不需要采用原文件相同审批的细小变更的类型和范围,以及能授权做该决定的人员。

## 4 对计算机软件控制是否提出要求

HAF003 的名词解释中“物项”包含了计算机软件,所以 HAF003 的要求适用于计算机软件。虽然,《核电厂质量保证大纲的格式和内容(试行)》在“2 质量保证大纲”中增加了规定“承诺按照本大纲的要求进行计算机软件的开发、控制和应用,并说明如何满足质量保证要求的”,HAF102<sup>[10]</sup>和 HAD102/16<sup>[11]</sup>对计算机软件提出建立和遵循质量保证大纲的原则和要求,但是对计算机软件的设计/开发、试验等要求不够具体、明确。

目前我国核电厂几乎都有基于计算机的安全重要系统,新建的核电机组更是大量使用计

计算机软件,近年来由于软件缺陷曾造成非计划停机停堆事件,鉴于计算机软件相对于常规物项的特殊性,本文建议,首先要提高对计算机软件质量保证工作的重视程度,然后参考 NQA-1 和 SRP 的 17.5 节,对计算机软件进行特殊的设计控制和测试,包括软件设计验证、工厂验收测试、现场验收测试和使用中测试都应受到控制。

## 5 市售物项采购是否违背 HAF003 要求

国际原子能机构、美国出台了市售物项(或称商品级物项,包括物项和服务)的采购控制规定,我国《核电厂安全系统中数字计算机的适用准则》<sup>[12]</sup>也规定了商品级计算机的采购控制要求。如果市售物项用于安全功能,以上采购控制措施和要求不能完全符合 HAF003 要求,则违背了 HAF003 中 1.2 节规定“这些原则和目标适用于对安全重要物项和服务的质量具有影响的各种工作”。

《核电厂质量保证大纲的格式和内容(试行)》6.1 节规定若涉及市售物项采购,营运单位描述对此所采取的采购控制措施,并承诺制定相应的管理程序,确保所采购的核电厂物项和服务的质量。《核动力厂管理体系安全规定》第 28 条规定对安全相关商品级物项进行关键性能验证。这些规定说明国家核安全监管部已认同市售物项采购控制理念,本文建议后续 HAF003 修订时,可以参考 IAEA 的 1996 版 50-C-Q,删除“这些原则和目标适用于对安全重要物项和服务的质量具有影响的各种工作”的相关描述。

随着社会经济发展和科学技术进步,市售物项越来越丰富,其质量和可靠性也越来越有保障。市售物项用于核电厂安全相关功能,在国内核电厂已开展探索和实践,例如市售计算机软硬件产品用于安全级数字化仪控系统(DCS)。本文建议,对于民用核安全设备目录<sup>[13]</sup>以外的物项及其设计、安装、无损检验以外的服务,如果生产标准化和技术成熟度较高,产品复

杂性较低,若具有公认的记录或经证实的记录,且可以从市场采购获得,就可以按市售物项进行采购,但应按以下要求制定相应管理程序,以确保所采购市售物项的质量。

(1) 采购文件应写明供方公布的产品描述的充分信息,包括产品目录号、技术数据、性能信息等,确保采购正确的物项和服务。

(2) 当市售物项用于安全功能时,应进行全面的技术评价,以确定能实现其安全功能,确定安全功能所要求的关键特性及验收准则,并写入采购文件中。明确验收方法,至少采用在交货后通过检验、试验或分析的方法,验证关键特性全部满足验收准则要求。

## 6 监查后会议是否必须宣布监查结论

HAD003/05<sup>[14]</sup>的 6.1 节规定监查后会议要提出“监查结果”,有人把“监查结果”和“监查结论”混为一谈。根据 HAD003/05 的 6.2 节规定,“监查结果”是指对照规定的要求,详细列出监查中发现的问题(findings),而“监查结论”是对监查结果的简短说明,例如被监查的质量保证大纲组成部分的实施有效性和重大的不足之处。从 HAD003/05 规定来看,监查结论是监查报告的内容之一,监查后会议无须宣布监查结论。

在实际监查后会议中,监查方根据其程序规定或实际需要,除了宣布监查结果外,还可以提出拟定的监查结论、纠正措施要求建议等。

## 7 结论

在质量保证工作中,或许还存在一些其他疑问,例如严重有损于质量的情况有哪些?怎样对其展开原因分析?本文建议核行业相关单位充分借鉴国际成熟实践,结合具体实际,制定行之有效的办法,并获得相关方认可。同时,本文希望国家核安全监管部,根据我国核安全法治特色、核行业质量保证成熟度、核产业链供应链发展现状,因地制宜地吸收国际先进、成熟的核质量保证法规标准及本国良好实践,不断完善中国特色核质量保证要求,用以规范、指导

和监管我国核电积极安全有序发展,为国家“双碳”目标的实现贡献力量。

### 参考文献

- [1] IAEA.Code of Quality Assurance for Nuclear Power Plant Safety: 50-C-QA [S].Vienna: IAEA, 1978.
- [2] 国家核安全局. 核电厂质量保证安全规定: HAF003-1991 [S].北京: 国家核安全局, 1991.
- [3] 中华人民共和国环境保护部. 关于印发《核电厂质量保证大纲的格式和内容(试行)》的函(核电函〔2020〕31号) [Z].北京: 生态环境部核电安全监管司, 2020.
- [4] 中华人民共和国生态环境部. 核动力厂管理体系安全规定 [S].北京: 中华人民共和国生态环境部, 2020.
- [5] IAEA. 核电厂和其它核设施安全的质量保证: 50-C-Q [S].Vienna: IAEA, 1996.
- [6] IAEA. 质量保证大纲履行情况的评定: 50-SG-Q5 [S].Vienna: IAEA, 1996.
- [7] ISO.ISO 9001 质量管理体系要求 [S].Geneva: ISO, 2015.
- [8] IAEA. 文件控制和记录: 50-SG-Q3 [S].Vienna: IAEA, 1996.
- [9] ASME. 核设施质量保证要求: NQA-1 [S].New York: ASME, 2019.
- [10] 国家核安全局. 核动力厂设计安全规定: HAF102 [S].北京: 国家核安全局, 2016.
- [11] 国家核安全局. 核动力厂基于计算机的安全重要系统软件: HAD102/16 [S].北京: 国家核安全局, 2004.
- [12] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. 核电厂安全系统中数字计算机的适用准则: GB/T 13629 [S].北京: 国家质量监督检验检疫总局, 2008.
- [13] 中华人民共和国生态环境部. 民用核安全设备设计制造安装和无损检验监督管理规定: HAF601—2019 [S].北京: 中华人民共和国生态环境部, 2019.
- [14] 国家核安全局. 核电厂质量保证监查: HAD003/05 [S].北京: 国家核安全局, 1988.

## Analysis and Suggestions on Several Issues of Quality Assurance

Tang Rihui

(Guangxi Fangchenggang Nuclear Power Co., Ltd., Fangchenggang 538001, China)

**Abstract:** At the beginning of the formulation of China's nuclear quality assurance regulations, the equivalent of IAEA 50-C-QA has not been revised for more than 40 years. This paper combines the actual work and practical experience, draws on and refers to international mature regulations and standards, analyzes some quality assurance implementation issues and gives suggestions for everyone's reference and exchange.

**Key words:** quality assurance; analysis; suggestion

(责任编辑: 许龙飞)



冯云馨,赵玲. 概率安全评价在核电厂设计和运行期间的技术特征及应用[J]. 核安全, 2023, 22(2): 5-12.

Feng Yunxin, Zhao Ling. PSA's Technical Characteristics and Applications During Design and Operation of NPPs [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2): 5-12.

## 概率安全评价在核电厂设计和运行期间的 技术特征及应用

冯云馨<sup>1,\*</sup>, 赵玲<sup>2</sup>

(1. 上海电力大学自动化工程学院, 上海 200090; 2. 核电运行研究(上海)有限公司, 上海 200126)

**摘要:** 概率安全评价(以下简称 PSA)作为核电工程项目中的一项风险评估方法和应用技术,其模型开发的详细程度随着核电工程项目的设计认证、建造调试和装料运行依次提升,对电站的安全性、可靠性以及经济性方面作出巨大贡献。为了更好地完成从设计阶段到运行阶段 PSA 模型的升级完善,更好地发挥 PSA 在核电厂整个寿期内的作用,通过分析梳理 PSA 技术在核电厂设计和运行阶段所支持的应用,凝练 PSA 的技术特征并总结模型完善的要点,促进 PSA 模型转化更加平顺,对更好地支持 PSA 技术在核电厂中的应用有重要意义。此外,本文根据分析对 PSA 建模提出了建议,对未来 PSA 模型动态化、模块化趋势进行了展望。

**关键词:** 概率风险评价; 技术特征; 风险指引型方法; 状态风险管控

**中图分类号:** TL364<sup>+</sup>.5 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)02-0005-08

概率安全评价(PSA),也称为概率风险评价(PRA),随着多年的发展,在核电厂中的应用越来越广泛,逐渐成为了核电领域不可或缺的一部分。国家核安全局 2010 年发布了技术政策《概率安全分析技术在核安全领域中的应用》,提出积极地、有步骤地推动概率安全分析技术在国内核安全领域中的更深层次应用<sup>[1]</sup>;2016 年发布的《核动力厂设计安全规定》中要求“必须在核动力厂的整个设计过程中进行全面的确定论安全评价和概率论安全评价,以保证在核动力厂寿期内的各个阶段满足全部设计安全要求。”<sup>[2]</sup> PSA 作为核电厂定量评价的重要工具

得到了广泛地应用。

PSA 模型不仅用于设计院申请许可证,还用于核电厂运行过程中日常生产活动中的风险管控。本文对 PSA 模型开发过程中不同阶段的技术特征进行凝练,对不同阶段支持的应用进行概述,使得 PSA 模型在设计阶段和运行阶段过程中的模型转换更加平顺,促进 PSA 模型在运行阶段能够更好地支持核电厂中的应用。经过分析梳理 PSA 模型的技术特征和完善升级的要点,为后续工作开展提供参考,并对未来 PSA 的发展方向提出展望。

收稿日期: 2022-07-06 修回日期: 2022-09-28

作者简介: 冯云馨(1998—),女,现从事核电厂风险与可靠性研究

\* 通讯作者: 冯云馨, E-mail: 15021116818@163.com

## 1 概率安全评价

### 1.1 PSA 简介

PSA 通过结构化、集成化的逻辑分析评估复杂系统的风险,综合运用事件树、故障树等方法按事故进程和缓解措施构建出风险模型,集成各类定性和定量信息,进行模型量化、不确定性分析和重要度排序<sup>[3,4]</sup>。经过多年的实践,逐渐形成了风险指引型的监管方法。该方法不仅仅依赖于风险信息,更强调将确定论安全分析与 PSA 紧密结合,辩证地对事故风险加以分析研究,形成以确定论、概率论两大方法论为支柱的模式对事故进行全面整体分析<sup>[5]</sup>。风险指引方法在整体决策过程中,首先应满足现有的法规体系,不仅要考虑确定论的判据,即安全裕量、纵深防御,还要考虑概率论的判据,即风险评价及其累积效应。综合分析多种因素,进而给出科学合理的整体决策。

### 1.2 PSA 发展历程

20 世纪 70 年代, WASH-1400 研究报告的发表,标志着 PSA 技术在包括核电领域在内的所有工业领域第一次应用<sup>[6]</sup>。1979 年美国三里岛核电站发生事故后,事故调查委员会建议广泛地采取 PSA 技术,为传统的确定论方法做补充。20 世纪 90 年代,美国几乎所有的核电厂都通过 PSA 技术分析完成了 IPE 评估,一部分核电厂完成了 IPEEE 评估,PSA 在核能安全分析领域也得到了普及,方法逐渐成熟<sup>[7]</sup>。随着 PSA 技术的不断发展,目前世界各国核安全监管部要求将 PSA 作为核电厂开工建设、装料运行的前置条件,贯穿核电项目的设计认证、建造调试、商业运行。PSA 技术不仅保证了核电厂的安全性,也不断提升核电厂的经济效益,是保障核电厂安全经济运行的重要手段。

### 1.3 PSA 分类

针对不同的事故后果,PSA 划分为三个级别。一级 PSA 主要结果为堆芯损坏频率(CDF),二级 PSA 的主要结果包括大量释放频率(LRF)、释放类源项,三级 PSA 主要关注的是放射性物质在环境中的迁移以及对环境的影响<sup>[7]</sup>。目前

大多数核电厂的 PSA 技术应用主要集中在一级 PSA 模型的范畴,主要用于评估 CDF,并逐步延伸到二级 PSA 模型。

按照 PSA 在核电项目中的应用场景不同,针对其模型详细程度可分为三个开发阶段,即设计认证、建造调试以及装料运行阶段,如图 1 所示。在 PSA 模型的开发过程中,PSA 模型的详细程度、对核电厂设计、运行特性的反映均随着工程的推进不断更新,核电厂设计、运行相关信息的可获取程度不一样,也决定了设计运行特性的反映程度的差异<sup>[1]</sup>。

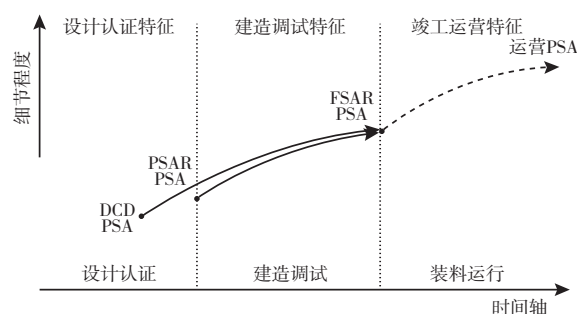


图 1 PSA 模型不同阶段技术特征<sup>[8]</sup>

Fig.1 Technical characteristics of PSA model at different phases

## 2 PSA 支持安全许可证申请与颁发

国家核安全局批准发布的 HAF 102 已经明确规定“在分析中必须采用确定论和概率论分析方法”。概率安全评价工作已成为核动力厂执照基础的重要支持之一。目前,核安全管理采用许可证申请和审批程序,在每个阶段都需要向核安全监管当局递交相应的申请,获得相应的许可证或者批准文件后才能进入下一阶段。

在设计阶段,建造开发 PSA 模型随着初步设计的推进逐步完善,其进度比设计有一定的延迟。在初步设计阶段,由于核电厂可获取的信息有限,PSA 通常采用较简化以及保守的分析方法,以论证核电厂是否满足安全目标;初步设计结束,核电厂业主需要向核安全监管部提交《核电厂初步安全分析报告》(PSAR)等作为建造的前置条件。由于延迟导致尚未在模型

中反应的设计信息,应在获得《核电厂建造许可证》后与建造调试期间发生的现场设计变更一起,在后续的 PSA 模型中加以反映,使得 PSA 模型可以根据实际情况不断修改完善,在建造调试阶段结束后,体现核电厂的最终施工设计信息。设计阶段 PSA 模型的不断完善,为后续运行阶段的核电厂特定 PSA 模型开发打下了良好基础<sup>[9]</sup>。

施工设计结束后,经过建造调试,业主在装投料前需提交《核电厂最终安全分析报告》(FSAR),作为装料运行的前置条件。当前核电业界取消了首次装料许可证,与运行许可证合二为一。在核电厂获得运行许可证后,即可装料运行<sup>[9,10]</sup>。国内核电厂许可证申请与颁发流程如图 2 所示。

### 3 核电厂 PSA 模型开发中技术特征及应用

在核电项目的各个阶段中,PSA 模型随着核电厂的设计认证、建造调试以及装料运行的进程不断更新,为了保证 PSA 的结果是正确的、可用的,在不同阶段的开发过程中有着相应的要求以及不同的技术特征,以支持不同场景的应用。

目前,大多数核电厂完成了一级 PSA 功率

工况、低功率与停堆工况下的模型<sup>[11]</sup>。下文对一级 PSA 设计、运行阶段的技术特征及其应用进行阐述。

#### 3.1 设计阶段 PSA 模型的技术特征

在设计阶段,PSA 模型简单、保守,主要反映核电厂的设计信息。

这一阶段 PSA 模型在设计和确定性分析活动之间存在迭代过程,随着设计计划的推进,最终设计往往与初始设计不同,PSA 的详细程度不断提升<sup>[2,12]</sup>。由于设计阶段可以获取的信息程度不高,缺乏核电厂的特定数据,因此一般参考使用类似核电厂的数据或通用数据。在此阶段 PSA 的主要目的是优化设计方案,找出设计阶段的薄弱环节,通过假设,计算出核电厂的堆芯损坏频率是否满足监管要求,论证核电厂的设计是否安全可靠,符合相关监管要求、准则和平衡设计<sup>[12,13]</sup>。

尽管设计阶段可获取的信息有限,PSA 模型的详细程度较,模型较为简单、保守,但是并不影响 PSA 模型的质量和其分析结果,满足 ASME PSA 标准中的类别 I 和 II<sup>[14]</sup>。目前国家核安全局要求建造许可证申请时要完成全范围的 PSA 模型,即包括功率、停堆、内部事件与外部事件的 PSA 模型<sup>[11]</sup>。PSA 模型的详细程度

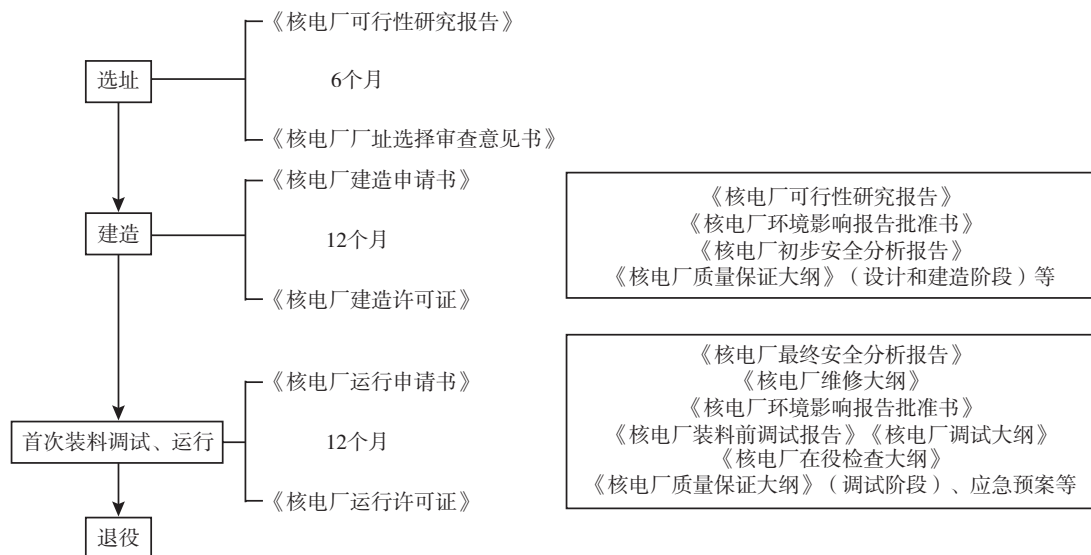


图 2 核电厂安全许可证的申请和颁发

Fig.2 Application and issuance of safety permits for NPPs

在设计阶段能够正确反映核电厂的设计结构和具体情况。此外,核电厂还会进行交流评议、同行评估等活动,确保 PSA 的质量足以支撑下一节中所描述的设计阶段应用。

### 3.2 设计阶段 PSA 模型的应用

#### (1) 论证核电厂设计是否满足安全目标

一级 PSA 的风险准则通常采用 CDF 来评价,我国对新建核动力厂制定的 CDF 目标值为  $10^{-5}$ /堆年<sup>[11]</sup>。我们通过 PSA 建模定量计算 CDF,分析核电厂设计方案的安全水平,论证核电厂总体设计方案是否符合安全目标,确保核电厂不存在陡边效应<sup>[15]</sup>。

#### (2) 优化设计

根据 PSA 模型对风险的推测,我们可以识别出影响核电厂安全性的薄弱环节,确定提高安全性和可靠性的优先排列次序,合理安排核电厂资源,有针对性地调整优化,避免出现某个设备或者系统成为风险贡献的突出项。同时我们可以在设计阶段设置可靠性指标,通过 PSA 模型分配到各个系统与设备的可靠性要求上,从而建立与总体安全目标密切相关的可靠性指标体系,从源头保障核电的安全性和经济性。

#### (3) 调整纵深防御层次设置

纵深防御概念对保证核安全的重要作用已被大量实践所证实,应继续贯彻<sup>[16]</sup>。但在某些条件下,纵深防御的重点及其防御层次可能有所调整,通过应用 PSA 技术,可以为调整的合理性提供技术基础。

#### (4) 支持文件编制

PSA 分析可以为文件编制提供理论基础,如为制定技术规格书、事故规程、在役检查大纲、设备安全分级等提供技术支持。

#### (5) 优化资源配置

在核电站设计时需要考虑所有可能发生的故事,并遵循单一故障准则对假想故事进行分析,论证事故工况下的后果是否符合相关安全标准。同时还需要考虑一些超设计基准事故,PSA 建模分析支持对超设计基准事故的重要事件序列进行选取,帮助找出核电厂重要的设备,重点关注。此外,我们可以通过将 PSA 和确定

论安全分析紧密结合,辨识各项生产活动安全的重要程度,减少非安全重要活动的资源支出,增加重要安全活动的资源支出,实现资源利用最优化。

#### (6) 制定事故管理导则

我们可以在设计时采用确定论、概率论和工程判断相结合的方法,分析可能导致严重事故的重要事件序列<sup>[17]</sup>,制定事故管理导则,采取相应的事故预防和缓解措施,完善严重事故的管理导则。

PSA 在核电厂设计阶段,对于加深核安全问题的认识,定量评估核动力厂的安全水平、优化设计、支持文件编制等方面都起到了非常重要的作用<sup>[12]</sup>。

### 3.3 运行阶段 PSA 模型的技术特征

在运行阶段,PSA 模型复杂、详细,反映核电厂“竣工”“运维”状态。

在运行阶段,PSA 广泛应用于日常生产管理活动,通过 PSA 技术优化大修计划,合理安排核电厂大修活动,避免出现高风险配置,缩短大修时间;将 PSA 技术和确定论安全分析紧密结合,建立风险管理体系,对由运行和维修活动引起的状态风险(临时风险)采取合适的措施,实现有效管控。此外,由于设计阶段 PSA 评价的是年平均风险,在核电厂运行期间,设备的运维状态会发生变化,相应的风险也是不断变化的,通常会使用风险监测器跟踪其实时风险,确保核电厂的安全性并提升经济性。

在这一阶段,PSA 模型中应尽可能采用核电厂特定的数据,随着运行数据、经验的积累以及对风险建模的新认知,PSA 模型的详细程度得到进一步完善,同时,采用特定的数据也会改变核电厂的结构、系统和设备的可靠性<sup>[18]</sup>,从而使得 PSA 的分析结果更真实地反映实际的运维状态<sup>[19]</sup>。

### 3.4 运行阶段 PSA 模型的应用

#### 3.4.1 PSA 支持核电厂加强安全管理

##### (1) 优化维修

在实施维修活动前,我们可以通过 PSA 分析的结果,对维修策略进行优化调整,对维修活

动可能引起的风险增量进行评价和管理<sup>[20]</sup>。在设备维修后,我们可以对维修状态和效果进行反馈,升级维修策略,避免维修不足、过度维修以及维修不当,使得维修活动更为合理有效,通过PSA建模分析,建立行之有效的维修体系<sup>[21]</sup>。

#### (2) 配置风险管理

运行阶段的PSA模型,能够真实地反映核电厂的运维情况,是风险监测器的重要组成部分,构成了核电厂的在线风险管理系统。该系统通过对核电厂的数据进行采集分析、实时监控,掌握核电厂的实际运行状态,对各种故障状态以及维修活动进行风险评估,避免出现高风险组合,建立状态风险管控大纲,应对多系统、多设备的故障组合,为实现核电厂状态风险管控技术应用提供了行之有效的手段,提升了核电厂的安全管理水平<sup>[22]</sup>。

#### (3) 事故规程优化

我们应当借鉴PSA事故规程的使用经验、事故演变的研究并积极跟踪国际进展对事故规程进行评价和修改,通过PSA大量的运行分析支持性计算,对事故发生的进程和影响范围有一个清晰的了解,考虑各类事故工况、多堆厂址共因失效等工况<sup>[23]</sup>,分析评估严重事故下重要设备、监测仪表的可用性和可达性,为培训操作员提供有效的方法,还可以为应急计划提供合理的依据,对事故规程进行合理优化。

#### (4) 支持工程改造

我们应当通过PSA分析结果,评价不同方案的优劣性,定量计算出改进优化的提高程度,通过在确定论分析中引入PSA,细致地分析系统之间的相关性,辩证地分析工程改造的影响,进而给出科学的决策<sup>[24]</sup>。

### 3.4.2 PSA助力核电厂提升经济效益

#### (1) 设备分级

在核电厂运行期间,我们可以通过更加详细的PSA模型进行量化分析,优化监管和运维资源,降低核电厂的运营成本,提高核电厂的经济性<sup>[25]</sup>。

#### (2) 技术规格书优化

核电厂的技术规格书会提供一套电站必须

遵守的参数,并根据这些参数进行运行、试验、维修和检修,技术规格书中的规定一般源于工程判断和确定论方法,比较保守,涵盖的故障组合也有限,对电站运行的限制非常严格。利用PSA模型可以为技术规格书中的参数取值和有关方针的决定提供方法并进行优化,使得核电厂在能够满足相关的安全要求的情况下,提升经济效益<sup>[26]</sup>。

#### (3) 风险指引管理

我们可以将PSA的风险见解结合传统的分析计算和核电厂运行经验,使用综合决策方法对在役检查大纲、在线维修、定期试验周期进行优化<sup>[27-28]</sup>,提升核电厂的安全性和经济性。

PSA在核电厂运行阶段,对于管控核电厂运维活动相关的风险、优化大修计划、风险监测等方面都起到了非常重要的作用,保障了核电厂的安全性和经济性。

## 4 PSA模型开发变更及完善

由于PSA模型在设计阶段与运行阶段的技术特征不同,支持的应用不同,模型会根据不同阶段核电厂的状态进行变更完善,以确保尽可能地反应核电厂的实际情况。例如,我国某核电厂功率工况下一级PSA模型在开发过程中,从设计阶段到运行阶段对以下主要技术要点等进行变更完善,如表1所示。

表1 PSA模型从设计阶段到运行阶段的变更  
Table 1 Changes to PSA model from design phase to operational phase

技术要点	设计阶段	运行阶段
模型	PSA模型随着核电厂设计的推进不断迭代,最终设计的PSA模型与最初设计的PSA模型会有一些修改	核电厂装料运行后,根据核电厂的实际情况将PSA模型细化,并与预期的使用目的相适应
数据信息	采用通用数据或者参考类似核电厂的数据	根据实际运行情况,PSA模型中尽可能使用核电厂特定的统计数据

续表

技术要点	设计阶段	运行阶段
假设分析	由于信息所限,PSA 通常采用较简化以及保守的分析方法,以论证核电厂满足安全目标	根据核电厂实际运行情况,对保守的假设进行修正、完善,对 PSA 模型进行更新
始发事件	根据以往的经验或者类似核电厂的经验对始发事件进行识别	可以对核电厂进行寻访勘察,根据实际运行情况,审查是否有新增的始发事件,更新新增始发事件
故障逻辑正确性	根据以往的经验,采用相对保守的假设和故障模式,故障树模型纳入设计变更、同行评审以及监管当局评审意见,确认整体 PSA 模型的结构和逻辑的正确性	对过于保守的假设或故障模式等进行分析修改,使故障树反映真实的核电厂状态;根据实际情况审查建模情况,确认故障树的逻辑正确性,完善分析
事件进程分析	根据设计情况以及参考类似核电厂,搭建事件树,完成事故进程分析	结合实际运行情况进行热工水力分析以及人因分析等对事故进程分析修正、完善
人因分析	由于没有特定核电厂的运行和维修经验,通常参考类似核电厂的信息进行人因分析	可以与核动力厂运行和维修人员密切合作,根据经验反馈进行特定核电厂的人因分析
共因分析	采用系统化的方法对共因故障进行识别、建模和定量分析	根据核电厂运行实际情况,对共因故障进行审查,完善共因分析

## 5 总结与展望

### 5.1 总结

PSA 作为核电工程项目中的一项风险评估方法和应用技术,它服务于核电厂寿期内的整个过程,在核电站的安全性、可靠性以及经济性方面作出巨大贡献。

在核电业界中,设计院开发设计阶段的 PSA 模型主要为了支持许可证申请,比较简单、保守,但是核电业主希望将 PSA 模型用于日常生产活动中的风险管控,需要较详细、能够反映核电厂实际情况的 PSA 模型。因此,需要把设计阶段的模型根据实际应用情况进行修订完

善,通过对核电厂 PSA 模型开发过程中各个阶段的要求和技术特征进行凝练,关注 PSA 模型在升级完善的过程中所需要注意的问题和要点,有助于更好地实现模型转换。

此外,两阶段的 PSA 模型开发一般都是参照 ASME PSA 标准进行的,通过凝练两阶段各自的技术特征,可以使从业人员更有效地使用该标准,使 PSA 建模工作清晰高效,模型转换更加平顺,从而保证 PSA 模型在核电厂中的应用具有足够的质量支持。

### 5.2 展望

当前,智能化水平越来越高,数字化仪控设备在核电厂中的应用越来越广泛,PSA 模型也应与时俱进,焕发出新的生机。

今后在 PSA 建模中更应注重考虑数字化仪控设备、软件平台、通信网络的可靠性问题。目前在设计阶段一般采用保守的方式进行建模,但为更好地支持核电厂运行阶段的应用,应根据实际情况,对数字化仪控设备、软件平台、通信网络进行逻辑梳理,在 PSA 模型中充分考虑其对核电厂安全运行的影响,以反映核电厂的真实情况。

基于目前 PSA 的特征及发展,本文提出以下两点展望:

#### (1) PSA 动态化、实时化

当前的 PSA 模型只能根据核电厂的实际设计或者运行情况,定期升级以保持与核电厂一致,大大限制了 PSA 发挥其定量分析以支持决策的能力。此外,可靠性数据是 PSA 模型定量分析的基础,静态化的数据并不能体现当前核电厂的实际情况。

随着人工智能、机器学习、大数据发展逐渐成熟,PSA 可以借助机器学习将较为繁重的建模等任务完成,并能间隔较短地进行升级更新,借助大数据技术收集分析核电厂的安全数据,及时处理实时更新,从而促进 PSA 模型更好地反映核电厂实际运行情况<sup>[29]</sup>。

#### (2) PSA 模块化、标准化

当前 PSA 建模过程需要对各个系统、事件进行逻辑梳理,仔细分析,最终完成建模,工作

量较大。尤其是仪控系统模型复杂,进一步加大了 PSA 建模过程中的工作量,但是根据控制对象、类别,仪控系统又有一定的相同性和大量的重复性。

随着对核电厂研究的深入,对各个系统逻辑更加清晰明确,我们可以参考控制系统中对 PID 控制器的封装理念,对数字化仪控系统的 PSA 模型进行标准化模块处理,简化建模中的工作量和任务量,增强模型的可阅读性,方便后续应用过程中的各项操作。

### 参考文献

- [1] 国家核安全局. 技术政策: 概率安全分析技术在核安全领域中的应用 [Z]. 2010.
- [2] 国家核安全局. 核动力厂设计安全规定: HAF 102-2016 [S]. 2016.
- [3] 吴宜灿. 核安全导论 [M]. 合肥: 中国科学技术大学出版社, 2017: 100-120.
- [4] 郑恒, 周海京. 概率风险评价 [M]. 北京: 国防工业出版社, 2011: 1-38.
- [5] 张雄, 王静. 海南核电 Risk-Informed 体系的开发规划 [J]. 设备管理与维修, 2015 (S2): 100-102.
- [6] 李春, 张和林. 概率安全分析的发展及应用展望 [J]. 核安全, 2007 (01): 58-63.
- [7] 余红星, 武铃珺, 邓纯锐, 等. 概率安全评价在核能安全分析领域的应用和发展 [J]. 核动力工程, 2020, 41 (06): 10-16.
- [8] Jie Wu. Application of PRA in Risk-informed Risk Management [C]. Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 12, 2014, Hawaii.
- [9] 国家核安全局. 核电厂安全许可证件的申请与颁发: HAF001/01-1993 [S]. 1993.
- [10] 中国法制出版社. 中华人民共和国核安全法. [Z]. 2017: 5-11.
- [11] 国家核安全局. 《核安全公约》中华人民共和国第七次国家报告 (2013-2015) [S]. 2016.
- [12] 国家核安全局. 核动力厂一级概率安全分析 [Z]. 2021.
- [13] 杨志超, 刘雷雷. 内部事件概率安全评价在核电厂设计中的应用 [J]. 中国核电, 2019, 12 (05): 578-585.
- [14] ANSI/ASME RA-SB-2013. Addenda to Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications [S]. //US-ANSI, 2013: 1-16.
- [15] 邓纯锐, 张明, 张航. 概率安全评价在核电厂安全设计中的应用研究 [J]. 核安全, 2020, 019 (002): 72-77.
- [16] 范育茂, 朱宏. 对后福岛时代纵深防御的一点思考 [C] // 二十一世纪初辐射防护论坛第九次会议. 扬州: 中国核协会, 2011: 469-473.
- [17] 郑华, 魏淑虹. 新建核电厂设计扩展工况中复杂事故序列的确定方法研究 [J]. 核科学与工程, 2018, 38 (4): 673-678.
- [18] 国家核安全局. 核动力厂安全评价与验证: HAD 102/17 [S]. 2006.
- [19] 邓伟, 卢放, 王玉卿. 核电厂运行阶段 PSA 模型开发的研究 [J]. 核科学与工程, 2016, 36 (05): 663-670.
- [20] 程彬, 陈宇, 张涛. 维修规则与设备可靠性管理的关系探讨 [J]. 设备管理与维修, 2019 (5): 22-24.
- [21] 国家核安全局. 改进核电厂维修有效性的技术政策 (试行) [Z]. 2017.
- [22] 国家核安全局. 核电厂配置风险管理的技术政策: HAF001-01-1993 [S]. 1993.
- [23] 王晓霞, 张普忠, 刘新建. 压水堆严重事故后安全壳内辐射环境计算分析 [J]. 核科学与工程, 2013, 33 (2): 163-167.
- [24] 刘晓云. TW 核电站概率安全评价体系建设方案设计与实施研究 [D]. 南京: 南京理工大学, 2018.
- [25] Nuclear Regulatory Commission. Guidelines for Categorizing Structures, Systems, and Components in Nuclear Power Plants according to their Safety Significance. Regulatory Guide 1.201 [R]. USA: NRC. 2006.
- [26] Nuclear Regulatory Commission. Plant-Specific, Risk-Informed Decision making: Technical Specifications. Regulatory Guide 1.177. Revision 2 [R]. USA: NRC. 2021.
- [27] 刘萍萍, 郝海英. 亚湾核电站风险指引型在役检查分析 [J]. 核动力工程, 2016, 37 (05): 89-92.
- [28] Nuclear Regulatory Commission. An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-informed Decisions on Plant-specific Changes to the Licensing-basis. Regulatory Guide 1.174. Revision 3 [R]. USA: NRC. 2018.
- [29] 杨军. 可靠性分析方法用于核电厂风险监测的研究 [D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2016.

# PSA's Technical Characteristics and Applications During Design and Operation of NPPs

Feng Yunxin<sup>1\*</sup>, Zhao Ling<sup>2</sup>

(1. Shanghai University of Electric Power, Shanghai 200090, China; 2. Nuclear Power Operation Research institute, Shanghai 200126, China)

**Abstract:** As a risk assessment method and application technology in nuclear power engineering projects, detail of PSA model development improves following design certification, construction commissioning and fuel loading phase of NPP's projects. It makes a significant contribution to safety, reliability and economy of NPPs. In order to better complete upgrading and improvement of PSA model from design to operation phase and better play the role of PSA in entire life of NPPs, by analyzing applications supported by PSA technology during design and operation phases of NPPs, technical characteristics are sorted out and key points of model improvement are summarized, which promoting smoother conversion of PSA models and has great significance to better support application of PSA technology in NPPs. As well as, provides recommendations of PSA modeling based on analysis and prospects of future trends for dynamic and modular PSA.

**Key words:** probabilistic risk assessment; Technical characteristics; risk-informed; configuration risk management

(责任编辑: 梁 晔)



杨亚军,詹文辉,胡跃华,等.国内核电厂丧失厂外电源始发事件频率分析及风险评价[J].核安全,2023,22(2):13-18.

Yang Yajun, Zhan Wenhui, Hu Yuehua, et al. Loss of Offsite Power Initiating Event Frequency Analysis and its Risk Assessment in China Domestic Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2): 13-18.

# 国内核电厂丧失厂外电源始发事件频率分析及风险评价

杨亚军, 詹文辉, 胡跃华, 张吾航

(上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233)

**摘要:** 丧失厂外电源 (LOOP) 是核电厂概率安全分析 (PSA) 中一个重要的始发事件。本文首先介绍了基于运行经验的始发频率分析方法, 然后根据国内核电厂数据进行初步分析并与通用数据比较, 最后以一个能动核电厂为例分析 LOOP 对堆芯损伤频率 (CDF) 的影响。分析表明, 在功率运行工况下国内核电厂 LOOP 始发频率要明显低于通用数据 (约为 1/3), 而停堆工况下的频率则接近。LOOP 事件是影响核电厂风险的重要因素, 本文的分析可为形成国内通用的 LOOP 始发频率提供参考。

**关键词:** 丧失厂外电源 (LOOP); 始发事件频率; 风险评价

**中图分类号:** TL33 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 02-0013-06

丧失厂外电源 (loss of offsite power, LOOP) 是概率安全分析 (probabilistic safety analysis, PSA) 中一个重要的始发事件, 特别是对能动核电厂, LOOP 通常是核电厂风险的主要贡献之一。LOOP 始发频率是评估核电厂风险的重要输入, 合理的数据将直接影响对相关风险的认知。

目前国内核电厂 PSA 普遍采用国外的通用数据, 并不能体现国内核电厂的实际情况, 在监管审评及同行评估时备受关注, 但国内一直没有统一的可参考的数据。本文首先介绍核电厂 LOOP 始发频率分析方法, 然后通过收集国内核电厂相关数据进行初步分析, 并以能动压水堆核电厂为例介绍其在风险评价中的应用。

## 1 基于运行经验的始发频率分析方法

### 1.1 相关定义

LOOP 通常定义为安全相关母线同时丧失电源 (包括丧失主外电网和辅助外电源, 机组孤岛运行失效), 导致应急电源启动向安全相关母线供电。对于瞬时的低压事件, 即使导致了应急电源的启动, 由于低电压持续的时间很短, 柴油机并没有加载到相关的安全母线, 这样的事件不作为 LOOP 始发事件。此外, 部分丧失厂外电源的情况下在本文中也不作为 LOOP 始发事件考虑。

根据 LOOP 事件发生时电厂的运行状态, 可分为功率运行期间的 LOOP 和停堆期间的 LOOP。根据事件发生的起因或位置又可

收稿日期: 2022-10-17 修回日期: 2022-12-10

作者简介: 杨亚军 (1982—), 男, 高级工程师, 现从事核电厂概率安全评价工作

分为以下四类,即电厂相关 LOOP、开关站相关 LOOP、电网相关 LOOP 以及恶劣天气相关 LOOP。LOOP 始发频率为四类事件的频率之和。

核电厂外电网的可靠性既取决于电厂内包括开关站的设计,还受电厂外部因素的影响,包括连接的电网及厂址的天气状况。因此基于元器件的可靠性数据分析难以获得可信的 LOOP 始发频率,而基于运行经验统计分析则可较真实地反映核电厂外电网的可靠性水平。

## 1.2 数据分析方法

本节简介了对始发频率的数据分析方法,详细分析可参考文献[1]。

作为 PSA 模型的输入,LOOP 始发频率包括均值及不确定性分布。对于统计的核电厂 LOOP 事件,在时间 T(对于功率运行工况,单位为临界堆年;对于停堆工况,单位为堆年)内发生 n 次事件,LOOP 始发频率通常采用贝叶斯更新的方法计算。

对于事件信息缺乏(如发生次数小于 10 次)的情况,可采用受限无信息先验分布(constrained noninformative distribution, CNID)估算始发频率<sup>[1,2]</sup>。CNID 的伽马分布假设  $\alpha$  值为 0.5,  $\beta$  值由式(1)计算,均值、5%分位点、50%分位点、95%分位点及误差因子 EF 值分别由式(2)~式(6)计算:

$$\beta=T/(2n+1) \quad (1)$$

$$\lambda_{\text{mean}}=(n+0.5)/T \quad (2)$$

$$\lambda_{0.05}=\chi_{0.05}^2(2n+1)/2T \quad (3)$$

$$\lambda_{0.5}=\chi_{0.5}^2(2n+1)/2T \quad (4)$$

$$\lambda_{0.95}=\chi_{0.95}^2(2n+1)/2T \quad (5)$$

$$EF=\lambda_{0.95}/\lambda_{0.5} \quad (6)$$

对于具有一定事件信息(如发生次数大于等于 10 次)的情况,可采用经验贝叶斯(empirical Bayes, EB)方法估算始发频率。EB 分布可评估样本数据之间的统计差异。该分布的伽马分布参数基于样本数据的极大似然估计,参数  $\alpha$ 、 $\beta$  值可由式(7)、式(8)计算得到。由于不同电厂的样本信息存在差异,通过贝叶斯更新得到后验分布,从而获得特定电厂的分布。在特定电厂分布的基础上,可采用 Kass-Steffer 修正以

平衡低估的不确定性。修正的方差可通过式(9)计算,  $\alpha$ 、 $\beta$  值也需作相应的修改以满足后验的方差。

$$\frac{\partial}{\partial \alpha} \ln L = \sum_{i=1}^m [\psi(\alpha+x_i) - \psi(\alpha) - \ln(1+t_i/\beta)] \quad (7)$$

$$\frac{\partial}{\partial \beta} \ln L = -\frac{1}{\beta} \sum_{i=1}^m \left[ x_i - \frac{\alpha+x_i}{\beta+t_i} t_i \right] \quad (8)$$

$$\begin{aligned} \text{var}_{\text{post}_m}(\lambda_i) &= \text{var}_{\text{post}}(\lambda_i) + \\ & \left[ \frac{\partial E_{\text{post}}(\lambda_i)}{\partial \mu} \right]^2 \text{var}(\mu) + \left[ \frac{\partial E_{\text{post}}(\lambda_i)}{\partial \alpha} \right]^2 \text{var}(\alpha) \end{aligned} \quad (9)$$

## 2 LOOP 始发频率分析

### 2.1 国内核电厂运行经验初步统计分析

根据国内核电厂运行信息<sup>[3]</sup>,统计截至 2020 年 12 月 31 日的 LOOP 事件,如表 1 所示。其中,功率运行工况 LOOP 事件次数为 3 次,停堆工况 LOOP 事件次数为 8 次。国内核电厂总运行堆年数为 417.8 堆年,平均临界因子约为 0.9,得到功率运行工况约 376.0 堆年,停堆工况约 41.8 堆年。其中,停堆工况包含了机组处于换料状态的 LOOP 事件,从运行经验来看发生了 3 次,预期该阶段失电不影响堆芯的安全性,但对于分析 LOOP 事件发生频率是有意义的。

表 1 国内核电厂 LOOP 事件

Table 1 LOOP events in China domestic NPPs

电厂运行状态	电厂名称	机组	时间
功率运行	秦山三期	1#	2002/12/25
	秦山三期	1#	2003/5/15
	田湾	1#	2009/10/31
停堆	大亚湾	1#	1993/7/17
	秦山一期	1#	1999/5/12
	秦山三期	1#	2004/4/26
	大亚湾	2#	2010/5/7
	秦山一期	1#	2010/7/18*
	田湾	1#	2011/3/6
	红沿河	2#	2015/2/8*
	秦山一期	1#	2019/9/25*

注:\*表示该事件发生时机组处于换料状态。

根据第 1.2 节的数据处理方法可计算国内核电厂 LOOP 始发频率及不确定性分布。由于目前统计的功率运行和停堆工况的运行事件信息非常有限,本文均采用受限无信息先验分布(CNID)来估算。

表 2 给出了 LOOP 频率分析结果。功率运行工况下 LOOP 始发频率均值为  $9.31 \times 10^{-3}$ /堆年。停堆工况下 LOOP 始发频率均值为  $2.03 \times 10^{-1}$ /堆年。可见,停堆工况下 LOOP 始发频率要明显高于功率运行工况。这是因为停堆工况下部分外电网可能退出运行或处于维修状态。

## 2.2 与通用数据的比较

表 2 给出了国内核电厂 LOOP 始发频率与其他通用数据的比较。其中,PSA 中广泛应用通用数据 NUREG/CR-6928(2007 版)<sup>[4]</sup>,其 LOOP 始发频率来自 NUREG/CR-6890<sup>[5]</sup>。

与通用数据 NUREG/CR-6890(统计至 2004 年)及新版 NUREG/CR-6928(统计至 2015 年)<sup>[6]</sup>相比,国内核电厂功率运行工况 LOOP 的始发频率明显低于美国核电厂(约为 1/3),停堆工况 LOOP 的频率值与通用数据接近,若不包含机组处于换料状态的事件,LOOP 始发频率均值为  $1.32 \times 10^{-1}$ /堆年,略低于通用数据。

另外,NUREG/CR-5750(统计至 1995 年)<sup>[7]</sup>功率运行工况 LOOP 的始发频率均值为

$2.37 \times 10^{-2}$ /堆年,新版(统计至 2002 年)<sup>[8]</sup>的始发频率均值为  $1.50 \times 10^{-2}$ /堆年。由于该文献统计的数据较陈旧,本文主要与最新的统计数据(即文献[4]~[6])进行比较。

由于国内核电厂 LOOP 事件的运行信息很少,因此估算的 LOOP 频率误差因子较通用数据高。此外,本文对 LOOP 事件分类的贡献不进行进一步讨论。

## 2.3 不区分电厂运行状态的敏感性分析

随着运行经验的累积,可采用第 1.2 节中经验贝叶斯方法评估获得电厂特定的 LOOP 始发频率及分布。为介绍该方法的应用,本节假设不区分电厂运行状态,对累计发生的 11 次事件进行统计给出敏感性分析结果。

根据国内目前在运的 16 个核电厂运行经验,表 3 给出了电厂特定的 LOOP 频率均值及经 Kass-Steffey 修正的伽马分布参数。

由表 3 可知,若不区分电厂运行状态,国内核电厂 LOOP 频率的平均值为  $2.56 \times 10^{-2}$ /堆年。其中,发生频率最高的是秦山一厂,为  $5.76 \times 10^{-2}$ /堆年;发生频率最低的是岭澳核电厂,为  $1.04 \times 10^{-2}$ /堆年。

需要说明的是,核电厂 PSA 分析一般都会区分功率运行及停堆的电厂运行状态,本节主要表明在具有一定运行经验信息时采用经验贝叶斯方法可体现电厂之间的差异,敏感性分析结果不具参考意义。

表 2 LOOP 始发频率及与通用数据比较  
Table 2 LOOP initiating event frequency and comparison with generic data

数据	电厂状态	事件(次)	临界堆年或堆年	5%	均值	95%	误差因子 EF	gamma 分布	
				(/ 临界堆年或 / 堆年)				$\alpha$	$\beta$
国内核电厂	功率	3	376.0	$2.88 \times 10^{-3}$	$9.31 \times 10^{-3}$	$1.87 \times 10^{-2}$	8.44	0.5	53.71
	停堆	8	41.8	$1.04 \times 10^{-1}$	$2.03 \times 10^{-1}$	$3.30 \times 10^{-1}$	8.44	0.5	2.46
NUREG/CR-6890	功率	24	724.3	$4.57 \times 10^{-3}$	$3.59 \times 10^{-2}$	$9.19 \times 10^{-2}$	3.21	1.58	44.02
	停堆	73	383.2	$4.48 \times 10^{-2}$	$1.96 \times 10^{-1}$	$4.33 \times 10^{-1}$	2.54	2.5	12.77
NUREG/CR-6928	功率	54	1751.7	$2.45 \times 10^{-2}$	$3.11 \times 10^{-2}$	$3.84 \times 10^{-2}$	1.2	54.5	1750
	停堆	36	213.5	$5.12 \times 10^{-2}$	$1.69 \times 10^{-1}$	$3.43 \times 10^{-1}$	2.2	3.4	20

表3 电厂特定的 LOOP 频率  
Table 3 Plant specific LOOP frequency

核电厂	次数	堆年	gamma 分布		均值 (/堆年)
			$\alpha$	$\beta$	
秦山一厂	3	29.8	1.98	34.35	$5.76 \times 10^{-2}$
秦山三厂	3	36.6	2.29	43.58	$5.25 \times 10^{-2}$
田湾	2	34.7	2.19	54.19	$4.04 \times 10^{-2}$
大亚湾	2	56.1	2.69	85.44	$3.14 \times 10^{-2}$
红沿河	1	26.1	1.74	56.79	$3.06 \times 10^{-2}$
台山	0	4.1	0.88	38.09	$2.32 \times 10^{-2}$
海阳	0	4.7	0.88	38.55	$2.29 \times 10^{-2}$
三门	0	5.0	0.88	38.77	$2.28 \times 10^{-2}$
防城港	0	9.9	0.86	41.97	$2.05 \times 10^{-2}$
昌江	0	9.9	0.86	41.98	$2.05 \times 10^{-2}$
方家山	0	12.4	0.85	43.25	$1.96 \times 10^{-2}$
福清	0	20.0	0.79	46.21	$1.71 \times 10^{-2}$
宁德	0	26.2	0.75	48.10	$1.55 \times 10^{-2}$
阳江	0	26.8	0.74	48.27	$1.54 \times 10^{-2}$
秦山二厂	0	56.6	0.60	56.18	$1.06 \times 10^{-2}$
岭澳	0	58.7	0.59	56.75	$1.04 \times 10^{-2}$
合计	11	417.8	1.03	40.23	$2.56 \times 10^{-2}$

### 3 PSA 风险评价应用

本节以国内某二代能动压水堆核电厂为例,给出功率运行工况 LOOP 始发事件的 PSA 建模和 CDF 评价。

LOOP 事件树示意图如图 1 所示,它考虑了 LOOP 后 1 小时内恢复厂外电源对事故的缓解作用。

若 1 小时内恢复厂外电失效且柴油发电机也失效,即发生全厂断电(SBO),事件树示意图如图 2 所示。SBO 情况下,本文进一步考虑厂外电源在 3 小时内恢复的可能性。

该电厂 PSA 分析中,LOOP 始发频率为  $2.37 \times 10^{-2}$ /堆年(采用 NUREG/CR-5750<sup>[7]</sup>数据,该数据相对文献[4]~[6]统计的美国核电厂运行经验数据更陈旧),得到 LOOP 的 CDF 为  $1.20 \times 10^{-6}$ /堆年,占电厂总 CDF 的 6.8%。该电厂配置了两台应急柴油发电机和 1 台 SBO 柴油发电机,LOOP 导致的 CDF 频率(绝对值)仍相对较高。

表 4 给出了两个工况的敏感性分析结果。

敏感性工况 1:采用国内核电厂数据(见表 2),LOOP 的 CDF 约降低 60.7%,电厂总

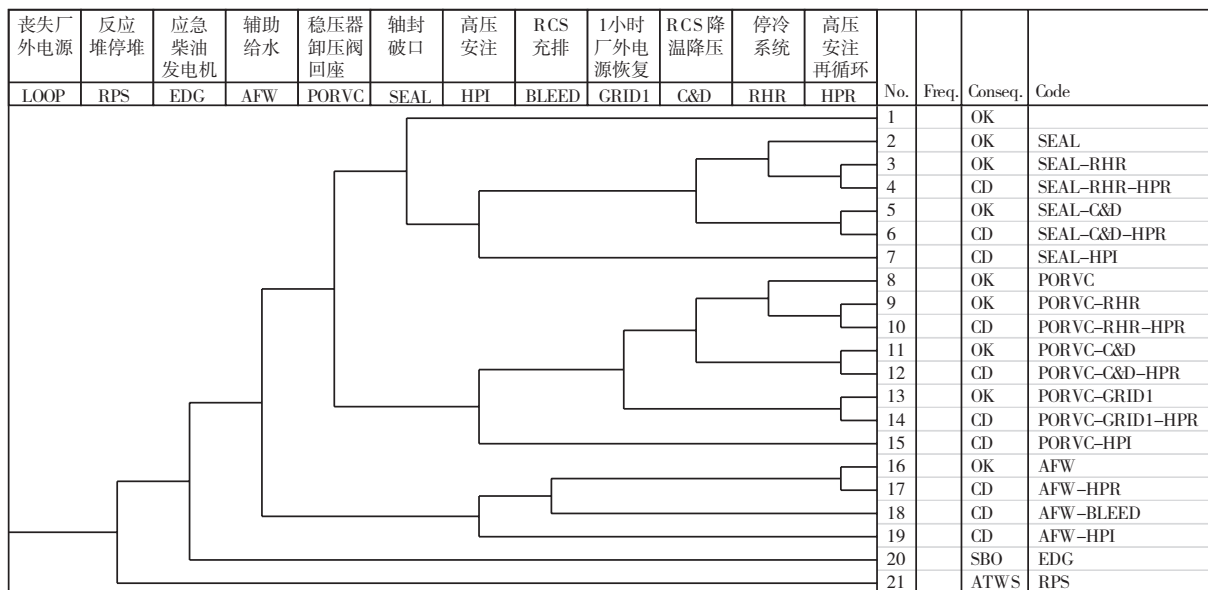


图 1 丧失厂外电 (LOOP) 事件树 (示例)

Fig.1 Loss of offsite power (LOOP) event tree

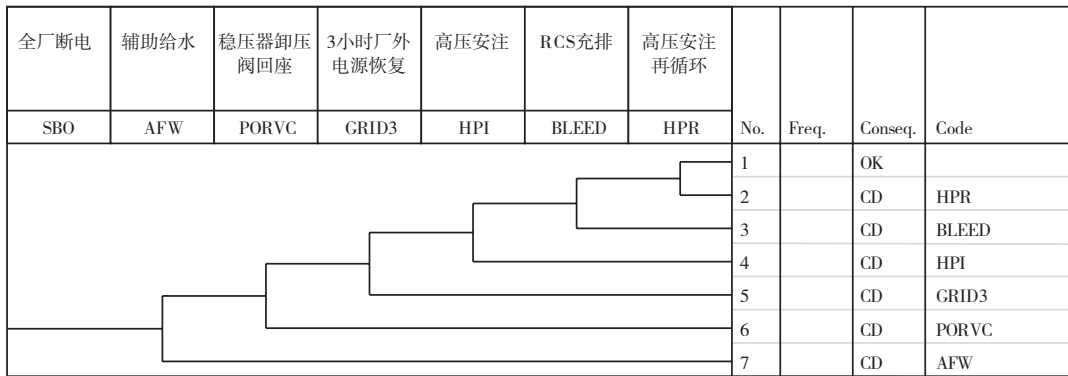


图2 全厂断电(SBO)事件树(示例)

Fig.2 Station blackout(SBO)event tree

表4 LOOP始发频率对CDF影响

Table 4 Influence of LOOP initiating frequency to CDF

工况	LOOP始发频率 (/堆年)	LOOP CDF (/堆年)	LOOP的 CDF占比	LOOP CDF变化 (/堆年)	LOOP CDF变化	总CDF变化
基准工况	$2.37 \times 10^{-2}$	$1.20 \times 10^{-6}$	6.8%	-	-	-
敏感性工况1	$9.31 \times 10^{-3}$	$4.71 \times 10^{-7}$	2.8%	$-7.29 \times 10^{-7}$	-60.7%	-4.2%
敏感性工况2	$3.59 \times 10^{-2}$	$1.82 \times 10^{-6}$	10.0%	$+6.18 \times 10^{-7}$	+51.5%	+3.5%

CDF降低4.2%。敏感性工况2:采用NUREG/CR-6890数据(见表2),LOOP的CDF约增加51.5%,电厂总CDF增加3.5%。

可见LOOP始发频率对CDF结果具有一定影响。

## 4 结论

本文介绍了基于运行经验分析核电厂LOOP始发频率的方法,根据样本信息可采用两种广泛应用的分布来估算其始发频率及不确定性。当样本信息缺乏时,本文采用受限无信息先验分布(CNID),在具备一定样本信息时可采用经验贝叶斯(EB)分布。

通过收集目前国内核电厂相关数据,本文开展了初步分析并与通用数据进行比较。基于国内核电厂至2020年约376堆年运行经验,分析表明功率运行工况LOOP的始发频率明显低于美国核电厂(基于美国核电厂至2015年约1752堆年运行经验),约为后者的1/3。对于停堆工况,基于国内核电厂至2020年约42堆年

运行经验,分析表明LOOP的始发频率与美国核电厂(基于美国核电厂至2015年约214堆年运行经验)的频率值接近。由此说明,目前国内核电厂PSA分析应用中参考国外通用数据作为LOOP始发频率是保守的。

最后以能动压水堆核电厂为例介绍其对电厂PSA风险的影响,表明LOOP始发频率对CDF结果具有一定影响。

随着国内核电厂运行经验的积累,该分析可为今后国内核电厂LOOP可靠性数据提供参考。

## 参考文献

- [1] Atwood.C.L., et al. Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment, NUREG/CR-6823 [M]. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Sep. 2003.
- [2] 何劼, 张彬彬. 应用Jeffreys方法计算无先验信息的可靠性参数和始发事件频率[J]. 原子能科学技术(第47卷第11期: 2059-2062), 2013(11).
- [3] 中国核能行业协会核电运行年度报告(2020年度)[M]. 中国核能行业协会, 2021(7).

- [4] S.A. Eide, et al. "Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants", NUREG/CR-6928 [M]. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Feb. 2007.
- [5] Reevaluation of Station Blackout Risk at Nuclear Power Plants—Analysis of Loss of Offsite Power Events: 1986–2004, NUREG/CR-6890 [M]. Idaho National Laboratory, Dec. 2005.
- [6] SPAR Initiating Events Data and Results, 2015 Parameter Estimation Update, NUREG/CR-6928 [M]. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Dec. 2016.
- [7] J.P. Poloski, et al. "Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987–1995", NUREG/CR-5750 [M]. Idaho National Laboratory, Feb. 1999.
- [8] J.P. Poloski, et al. "Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1988–2002", NUREG/CR-5750 [M]. Idaho National Laboratory, July 2003.

## Loss of Offsite Power Initiating Event Frequency Analysis and its Risk Assessment in China Domestic Nuclear Power Plants

Yang Yajun, Zhan Wenhui, Hu Yuehua, Zhang Wuhang

(Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China)

**Abstract:** Loss of offsite power (LOOP) is one of the important initiating events in probabilistic safety analysis (PSA) of nuclear power plants. Firstly, the analysis method based on operation experience is instructed. Then, LOOP frequency is preliminary analyzed according to China domestic NPP data and compared with the generic data. Finally, taken an active NPP as an example, the influence to the core damage frequency (CDF) is evaluated for LOOP. It shows that LOOP initiating frequency in China domestic NPP under critical condition is much lower than that of generic data (about 1/3), while under shutdown condition is comparative. LOOP event contributes a lot to the risk of NPPs. The analysis in this paper could be referenced to form the domestic generic LOOP initiating frequency further.

**Key words:** loss of offsite power (LOOP); initiating event frequency; risk assessment

(责任编辑: 梁 晔)

段宗辉,李延韬,毕斗斗.EPR 核电机组核反应堆厂房临时空调通风系统方案研究应用[J].核安全,2023,22(2):19-23.

Duan Zonghui, Li Yantao, Bi Doudou. Research and Application of Temporary Air Conditioning and Ventilation System Scheme for Nuclear Reactor Building of EPR Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2): 19-23.

## EPR核电机组核反应堆厂房临时空调通风系统 方案研究应用

段宗辉<sup>1,2</sup>, 李延韬<sup>3</sup>, 毕斗斗<sup>1,\*</sup>

(1. 华南理工大学, 广州 510641; 2. 中广核电工程有限公司 深圳 518000; 3. 台山核电合营有限公司 江门 529200)

**摘要:** 某 EPR 核电机组在换料大修期间, 核岛核反应堆厂房 (Reactor Building, HRA) 内制冷系统 DER 因检修隔离阀需要停运, 届时核岛将失去通风冷源, 压力容器开盖后一回路水温仍有 60℃-70℃, 会持续对核岛内部环境进行传热, 环境温度湿度会升高。据监测, 环吊操作台温度达到 38℃, 穹顶区域温度达到 45℃, 高温高湿环境增加了作业人员中暑、表面玷污等作业风险。本文结合某 EPR 机组设计特点, 采用实证研究的方法进行了 EPR 机组大修期间核岛临时通风设计方案可行性研究并应用。研究发现, 大修通风冷源停运期间, 在不破坏控制区边界和负压状态情况下, 引入临时冷源, 可以有效控制核岛内适宜作业的环境温度。

**关键词:** 安全壳冷却通风系统; 控制区; 制冷机; 降温除湿

**中图分类号:** TL48 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2023) 02-0019-05

伴随着核电发展, 核电厂越来越重视以人为本, 以工作班组、工作负责人为中心的管理理念, 大修期间, 核电厂营造适宜的作业环境是这一管理理念的重要体现<sup>[1]</sup>。研究引入临时冷源对保证核反应堆厂房内部适宜工作环境具有重要的现实意义。目前国内暖通领域专家采用文献综述、案例分析等方案进行了研究, 采用送冷风方式进入核岛并在部分 CPR 核电进行了应用, 在室外环境温湿度稳定的条件下, 能实现对 HRA 厂房温湿度的有效控制。本文在前人研究实践的基础上, 结合 EPR 核电机组通风设计的不同点进行改进创新, 进一步完善核岛内部

环境降温方案, 通过不断改变水泵出口压力的试验方法, 改变进入核岛冷冻水的温度, 实现了 EPR 机组大修期间安全可靠降温的目标。

### 1 临时空调通风系统设计思路和风险评价

#### 1.1 临时空调通风系统设计思路

CPR 机组核岛空调通风系统与 EPR 机组存在诸多不同点, 组成上不同点主要体现在 CPR 核岛通风系统是由一条母管分支到各个区域进行送风, 而 EPR 核岛通风系统则是部分区域采用风管, 部分区域采用独立冷却盘管。两

收稿日期: 2022-09-13 修回日期: 2023-02-14

作者简介: 段宗辉 (1990—), 男, 工程师, 硕士研究生, 现主要从事核电通风设备维修工作

\* 通讯作者: 毕斗斗, E-mail: ddbi@scut.edu.cn

者的厂房结构也存在较大差异,不同于 CPR 机组,EPR 机组有 2 扇气闸门。上述不同点,决定了两者临时通风空调系统在设计和现场布局上的差异,CPR 核电机组大修期间曾采用送冷风的方式给核岛降温<sup>[2]</sup>,本课题研究的是 EPR 机组采用送冷冻水的方式给核岛进行降温。目前采用不同方法的优缺点比较如表 1 所示。

表 1 CPR 机组与 EPR 机组临时空调通风系统优缺点比较

Table 1 Comparison of temporary air conditioning and ventilation system of CPR unit and EPR unit

机组	优点	缺点
CPR 机组	系统由制冷机和风管组成,结构简单,便于安装	受制于室外环境温湿度,制冷效果不稳定,改变核岛负压,临时风管会阻塞通道影响其他专业作业
EPR 机组	制冷效果稳定可控,不受环境影响,不改变核岛负压	设备组成复杂,安装调试工作量较大,存在较高跑水风险

EPR 机组在大修期间,核岛 HRA 反应堆厂房内运行冷冻水系统(以下简称 DER)因检修隔离阀需要停运,届时核岛将失去通风冷源,压力容器开盖后反应堆水池散出的热量伴随水分蒸发,核岛内会出现高温高湿现象。其中某次大修期间,反应堆水池 19.5 米以上平均温度达到 37℃(其中穹顶平均温度达到 43℃,环吊操作台平均温度达到 35℃,换料机区域平均温度达到 32℃),如表 2 所示。为解决该问题,核电厂通过增加临时空调通风系统的方式降低该区域温度。临时空调通风系统将通过风冷制冷机制取冷冻水,通过贯穿件、19.5 米气闸门送入岛内,从原安全壳通风系统(以下简称 EVR)膨胀节处(见图 2)接入换热器,从而在 DER 运行冷冻水系统停运时,通过临时空调系统供给冷冻水,冷冻水在换热器内不断循环,并与环境中空气进行换热,进行降温除湿,可确保核岛内温湿度达到适宜水平。

## 1.2 临时空调通风系统风险评价

临时空调通风系统在设计、安装、调试、运行等各环节中均存在不同的安全风险,核电厂依据危险因素,制定风险预案以及安全措施,以保证临时空调通风系统全过程风险得到有效控制。

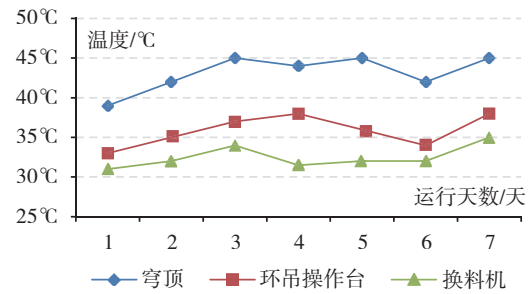


图 1 某次大修期间 DER 停运后 HRA+19.5 米以上连续 7 天温度测量值

Fig.1 Temperature measurement over HRA+19.5 m for 7 consecutive days after DER outage during an overhaul

表 2 临时空调通风系统风险分析和对应安全措施

Table 2 Risk analysis and safety measures of temporary

风险描述	设备	安全措施
人员触电风险	制冷机、水泵等电气设备	开工前验电、通电后设置围栏保持安全距离
N2 辐射控制区污染扩散风险	不锈钢软管法兰连接处、保温表面	气压试验、水压试验检查密封性、增加保温厚度
水压过大冲击损坏原系统冷却盘管	冷却盘管	调试以及运行过程中对末端压力进行监测,通过末端调节阀开度控制其压力,防止压力过大损坏盘管
临时引入异物损坏原系统冷却盘管风险	冷却盘管	临时系统接入原系统前进行反复冲洗,确保临时系统内杂质清理干净,同时采用与原系统相同的除盐水
起重作业风险	制冷机、水泵组件、不锈钢管道吊运	严格遵守起重“十不吊”,专人指挥
其他风险(软管飞出伤人)	气管、补水管接头处	紧固连接处并固定

注:N2 辐射控制区定义:表面污染 $\geq 4 \text{ Bq/cm}^2$ 。

某 EPR 机组 HRA 内污染控制分区为 K/ NP(表面污染 $< 0.4 \text{ Bq/cm}^2$ )、N1( $0.4 \text{ Bq/cm}^2 \leq$ 表面污染 $< 4 \text{ Bq/cm}^2$ )和 N2 区。



## 2 临时空调通风系统组成和安装调试拆卸

### 2.1 临时空调通风系统结构组成

临时空调通风系统的结构组成见表3和图2。

表3 临时空调通风系统结构和部件功能介绍

Table 3 Structure and component function description of temporary air conditioning and ventilation system

图号	部件名称	功能作用
A	制冷机	将 15℃水降温至 5℃
B	末端仪表组件	末端冷冻水压力、温度检测、系统排气
C	水泵组件	将冷冻水从 0 米送至 HRA+19.5 米
20	不锈钢软管(冷冻水回水管)	连接制冷机、水泵、换热器回水侧
30	不锈钢软管(冷冻水送水管)	连接制冷机、水泵、换热器送水侧
50	补水组件	连接 SED 除盐水储存分配系统进行补水
100	EVR3430CL、3420CL 换热器	冷冻水冷量和核岛空气热量进行交换
101	EVR3430CL 换热器回水侧膨胀节	临时空调通风系统回水接入口
102	EVR3430CL 换热器送水侧膨胀节	临时空调通风系统送水接入口

注:回水和送水是以制冷机作为对象,即制冷机出口为送水,制冷机进口为回水,图2中其余图号为阀门、仪表等。

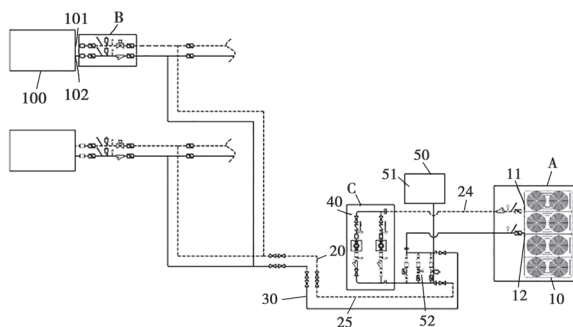


图2 临时空调通风系统流程图

Fig.2 Flow chart of temporary air conditioning and ventilation system

### 2.2 临时空调通风系统安装调试

考虑到临时空调通风系统的安装、调试窗口正处于大修主线维修工作的高峰期,为避免

相互干扰,核电厂将临时空调通风系统的工作流程纳入大修计划管理<sup>[2]</sup>。整个安装环节分为三个阶段。

第一阶段冲洗管道:在管道连接前使用 SED(中性除盐水储存以及分配系统)水对管道进行冲洗,防止异物残留损坏换热器。

第二阶段安装设备:将制冷机、水泵组件、补水装置放置在岛外,末端仪表组件放置在 HRA+24.5 米 EVR3420/3430CL 前端。

第三阶段管路连接:将岛外制冷机、水泵组件、补水装置和岛内 HRA+24.5 米末端仪表组件用冲洗过的不锈钢管道进行连接,对原系统管路进行排水,拆除原系统 EVR3420/3430CL 膨胀节,断开原系统管路,并将原系统管路管口封堵,将临时通风空调系统不锈钢管道接入 EVR3420/3430CL 膨胀节出入口,完成临时通风空调系统连接。

临时空调通风系统管线长接口多,冷冻水的跑冒滴漏会增加控制区辐射污染的风险,电气设备绝缘低会带来人员触电风险,因此需要工作人员在系统安装完成后进行检查调试,调试前对制冷机、水泵绝缘和电压等静态参数进行确认(见表4),调试环节分为以下四个阶段<sup>[2]</sup>。

第一阶段岛外设备水压试验及管道冲洗:  
(1)注水及静态冲洗,工作人员将岛外设备管路闭环连接并进行充水,管路注满后打开排污阀将水排出,以此往复直到各排污点排放的污水变清为止。(2)动力冲洗,管路注满水后,工作人员启动两台水泵,对系统进行动力冲洗。通过反复注水、排气、排水,直至排污水目视清澈为止。(3)水压试验,通过启动水泵电机将系统用压力缓慢升至 9 bar(工作压力的 1.5 倍),保压 60 min,水压试验结果如表4所示。

第二阶段岛内(辐射控制区以内)管道设备气压试验:冷冻水的跑冒滴漏会增加控制区辐射污染的风险,岛内管道连接后岛内管道开展气压试验,通过充入 6 bar(工作压力的 1.5 倍)压缩空气保压 10 min 验证试验效果<sup>[3]</sup>,气压试验结果记录见表4。

表4 临时空调通风系统静态和动态参数统计<sup>[3]</sup>Table 4 Statistics of static and dynamic test results of temporary air conditioning ventilation system<sup>[3]</sup>

序号	项目	验收标准	试验结果	结论
1	供电电压	368-391 V	380 V	合格
2	电机绝缘电阻	>2 MΩ	340 MΩ	合格
3	保压值	压力下降率 <0.02 bar/min	60 min 无压降	合格
4	末端仪表组件接口	目视无明显水渍	无明显水渍	合格
5	19.5 米气闸门阀门接口	目视无明显水渍	无明显水渍	合格
6	岛内气压试验结果	10 min 内无泄漏	压力未下降	合格
7	振动	<2.8 mm/s	1.7 mm/s	合格
8	水泵运行电流	≤75 A	72 A	合格
9	制冷机运行电流	≤240 A	200 A	合格
10	水泵压力	8 bar ≤ 压力 ≤ 12 bar	10 bar	合格
11	末端压力	3 bar ≤ 压力 ≤ 8 bar	4 bar	合格

第三阶段充水排气及整套系统水压试验:工作人员在第二阶段基础上进行充水排气操作,补水过程中打开排气阀前端隔离阀,让系统内气体排出并通过水泵将压力打压至 10 bar,保压 120 min。

第四阶段启动试验:工作人员依次启动水泵、制冷机、末端换热器,观察制冷机运行状态(运行电流见表 4),观察并记录水泵压力、末端压力、冷冻水进水温度、末端出风温度及环境温度。具体参数见图 3(记录运行后 8 天内参数)和图 4。

### 2.3 临时空调通风系统拆卸

大修后期,核岛内的临时设备需要全部拆除,核岛将投用正式的空调通风系统,届时临时空调通风系统也需要拆除。在此过程中,管道内残留水,不利于管道拆卸,且会溢出引起辐射污染扩散。转换接头如图 5 所示,工作人员打开排污阀,通过接入 SAR(压缩气体分配系统)气源将管道内残留水分向外吹扫,水排干净后逐段拆除不锈钢管道。

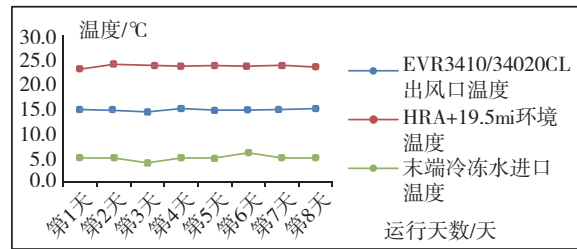


图3 系统运行温度变化趋势图

Fig.3 Change trend of system operating temperature

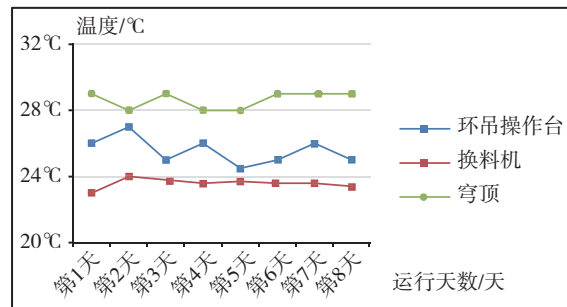


图4 临时空调通风系统投运后环吊操作台等区域温度

Fig.4 Temperature of the polar crane operating table and other areas after the temporary air conditioning and ventilation system is put into operation

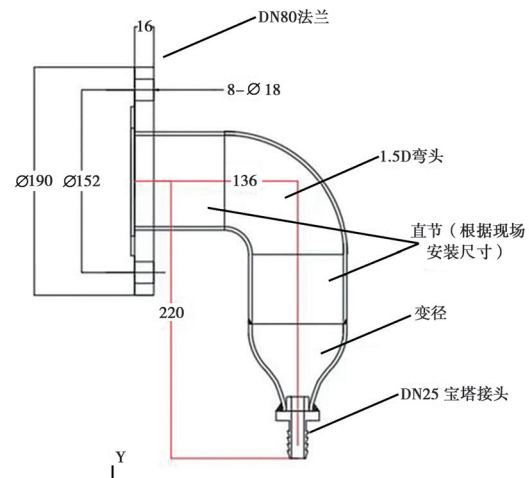


图5 转换接头示意图

Fig.5 Schematic diagram of conversion joint

## 3 环境改善评价

采用上述临时通风制冷系统,HRA 厂房环境温湿度改善较为明显,临时通风空调系统投用期间,厂房平均温度维持在 23℃,湿度在 56%,温湿度在人体舒适水平。该研究在某 EPR 机组换料大修中已成功应用。作业过程中风险

管控到位,未见管道跑冒滴漏,未见保温凝露等异常情况。

#### 4 总结

本课题研究的 EPR 临时通风空调的成功应用,从设计、安装、调试上较以前的研究应用均有很大改进,在不改变核岛负压的情况下,可以通过临时冷源引入岛内降低核岛环境温湿度,并能有效控制作业风险,此方式在国内核电领域系首次成功实施<sup>[4]</sup>。EPR 三代核电机组在设计原理上与华龙一号有共同之处。华龙一号是国内自主研发的三代核电技术,在换料大修期间同样存在类似问题,本课题研究的临时通风制冷系统为华龙一号机组核岛大修降温、柴机

油厂房防高温防低温行动、泵站降温提供一种可借鉴成功示范,以期后续在其他核电厂得到广泛应用。

#### 参考文献

- [1] 中国广东核电集团核电学院,中广核工程有限公司工程培训中心.核电工程总承包与项目管理[M].北京:中国电力出版社,2010.
- [2] 刘源.ACPR1000 核电站核反应堆厂房临时通风方案的设计改进及应用[J].机电工程技术,2018,47(5):111-114.
- [3] 中国计划出版社.暖通空调专业考试标准规范汇编 常用数据手册[M].北京:中国计划出版社,2018.
- [4] 周建宏,杨洪振,刘静静,等.《某 EPR 全球首堆工程台山核电一期建设与创新》施工卷(下)[M].北京:中国原子能出版社,2020.

## Research and Application of Temporary Air Conditioning and Ventilation System Scheme for Nuclear Reactor Building of EPR Nuclear Power Plant

Duan Zonghui<sup>1,2</sup>, Li Yantao<sup>3</sup>, Bi Doudou<sup>1,\*</sup>

(1. South China University of Technology, Guangzhou 510641, China; 2. China Guangdong Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Shenzhen 518000, China; 3. Taishan Nuclear Power Joint Venture Co., Ltd., Jiangmen 529200, China)

**Abstract:** During the refueling outage of an EPR nuclear power unit, the cooling system DER in the reactor building (HRA) of the nuclear island needs to be shut down due to the maintenance of the isolation valve. At that time, the nuclear island will lose the cooling source of ventilation. After the pressure vessel is opened, the primary circuit water temperature will still be 60°C–70°C, which will continue to heat the internal environment of the nuclear island, and the ambient temperature and humidity will rise. According to the monitoring, the temperature of the ring crane operating platform reaches 38°C, and the temperature of the dome area reaches 45°C. The high temperature and high humidity environment increases the risk of heatstroke, surface contamination and other operations. Based on the design characteristics of an EPR unit, the feasibility study and application of the temporary ventilation design scheme of the nuclear island during the overhaul of the EPR unit are carried out with the method of empirical research. The study found that during the outage of the ventilation cold source, the introduction of temporary cold source can effectively control the ambient temperature suitable for operation in the nuclear island without damaging the boundary of the control area and the negative pressure state.

**Key words:** Containment cooling and ventilation system; Control area; refrigerator; Cooling and dehumidification

(责任编辑:许龙飞)

吴广君,李龙.CPR1000核电机组事故程序融合方法研究[J].核安全,2023,22(2):24-28.

Wu Guangjun, Li Long. Study of the Methodology for Accident Procedures Integration in CPR1000 Nuclear Power Units [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2):24-28.

# CPR1000核电机组事故程序融合方法研究

吴广君, 李 龙

(苏州热工研究院有限公司深圳分公司, 深圳 518000)

**摘要:** 事故程序是核电厂纵深防御的重要组成部分,但目前CPR1000核电机组各种类型的事故程序在接口、程序结构等方面存在一些问题,需要进一步梳理分析并将各类事故程序在一个程序体系的框架下融合起来。本文梳理分析了CPR1000核电机组事故程序的现状,并在此基础上提出事故程序的融合方法,该方法有助于提升CPR1000核电机组事故管理的水平,同时为国内其他核电机组事故程序的融合提供借鉴和参考。

**关键词:** CPR1000核电机组;事故程序;融合方法

**中图分类号:** TL334 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)02-0024-05

事故程序是核电厂纵深防御体系中的一道重要屏障。目前CPR1000机组采用状态导向法事故程序(SOP)<sup>[1]</sup>应对设计基准事故和预防某些超设计基准事故发展为严重事故;运用严重事故管理导则(SAMG)缓解严重事故后果<sup>[2]</sup>。福岛核事故之后,为应对极端外部灾害,CPR1000机组根据监管要求<sup>[3,4]</sup>实施了福岛后改进项并编写了专项操作单(PFA)<sup>[5]</sup>。部分核电厂为加强应对外部灾害及恐怖袭击的能力,编制大范围损伤缓解导则(EDMG)<sup>[6]</sup>。为了给应急组织提供事故控制备选策略及SOP补充策略,还引入了应急响应组织协助指南(GAEC)。

以上事故程序均是从法国或美国引进、消化吸收而来,随着对这些事故程序的应用和研究不断深入,CPR1000核电机组事故程序体系上存在的薄弱环节也逐步暴露出来,主要表现在四个方面:(1)缺少指导各程序间接口与导向关系使用的总体程序;(2)事故程序体系不完整;

(3)各事故程序之间的接口不清晰;(4)不同类型事故程序结构、深度不统一,部分程序可执行性不强。

本文通过梳理CPR1000机组事故程序现状,采用自上而下的设计思路,搭建事故程序体系的整体框架,研究各事故程序的覆盖工况、入口条件、出口条件及事故控制策略,分析各类事故程序之间的关系,提出事故程序体系融合优化方法。

经融合与优化后的事故程序体系能充分发挥各类程序的优点,提升核电厂事故管理水平,也为国内其他核电机组提供了参考。

## 1 CPR1000核电机组事故程序现状及问题

根据我国法律法规要求及国内外事故程序领域的最新研究成果,CPR1000核电机组通过引进、消化、吸收的方式形成了包含SOP、

收稿日期:2022-04-22 修回日期:2023-03-17

作者简介:吴广君(1978—),女,硕士,高级工程师,现主要从事核电厂运行技术研究工作

SAMG、EDMG、GAEC、PFA 的事故程序体系。

通过梳理 CPR1000 核电机组各类事故程序的现状,发现当前事故程序体系主要有如下问题,详见表 1。

**表 1 CPR1000 核电机组事故程序问题举例及说明**  
**Table 1 Example and explanation of CPR1000 unit accident procedure**

事故程序问题	举例及说明
总体导向程序缺乏	SOP、SAMG、EDMG、PFA 等都有各自的适用范围及入口条件,但缺乏总体导向程序以体现整体导向逻辑
程序体系不完整	仅部分电厂开发了 EDMG; GAEC 没有落地应用
各类程序接口不清晰	GAEC 独立存在,与各事故程序之间缺少接口关系; SOP、SAMG、EDMG 调用 PFA 操作单接口不明确
各类程序结构、深度不一致	从法国引入的事故程序,如 SOP 和 GAEC,是流程图式结构;从美国引入的事故程序,如 SAMG 和 EDMG,则是文字表述形式

从法国引入的事故程序的特点是比较详尽,结构上采用流程图,但也存在程序较为复杂烦琐、执行效率不高等问题。这与法国依靠程序而不依靠程序使用者的核安全理念有关。

从美国引入的事故程序的特点是程序简洁,结构采用文字描述形式,其优点是执行效率较高,缺点是容易出现人因失误。造成上述特点、优缺点的原因是:一方面,美国的核电厂在系统设计上采用较多的非能动设备,因此事故程序相对简洁;另一方面,早期美国的操纵员能力水平较高,对事故程序的依赖程度不高。

综合以上分析,基于我国 CPR1000 核电机组的运行实践和系统设计特征,融合优化、统一各事故程序的结构和内容深度是 CPR1000 核电机组需要解决的问题。

## 2 CPR1000 核电机组事故程序融合方法

根据 CPR1000 核电厂各类事故程序存在的

问题,采用正向设计的方法,研究各类事故程序的具体内容,确定主体程序以及操作单的划分原则;从事故程序体系的整体结构出发,梳理各类事故程序的覆盖范围;开发设计事故程序的总体程序以及需要主体程序调用的操作单库,然后再梳理各类事故程序间接口以及与操作单的调用关系,规范各类事故程序的内容及深度。最后验证生效融合后的事故程序。事故程序融合方法流程如图 1 所示。

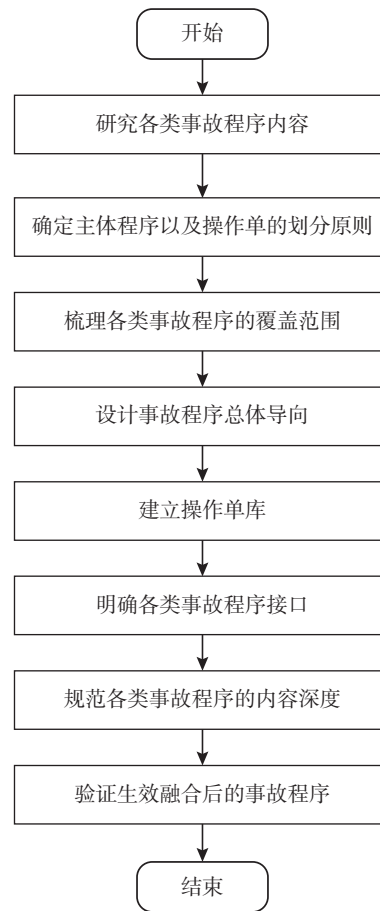


图 1 事故程序融合方法流程

Fig.1 Flowchart of accident procedure integration method

### 2.1 确认主体程序与操作单的划分原则

通过研究各类事故程序的具体内容,发现 SOP 程序、SAMG 导则是对通过机组的状态参数进行诊断,结合事故处理策略控制机组的事故程序,监测的参数以及事故处理的策略都是为恢复堆芯水装量,控制反应性以及放射性包

容这三个安全目标。EDMG 是在大范围损伤造成主控室失去或丧失全厂交直流电源的特定条件下,利用可用的手段(移动泵、移动电源等)控制机组达到三大安全目标对应的安全状态,因此这三类程序都划分为主体程序。

操作单是为了降低事故管理主体程序的复杂性,将需要主控室以及现场各专业(机械、电气、仪控、化学等)集成固定的操作进行模块化的一种手段。GAEC、PFA 以及 SOP 程序中原有的操作单 RCR(一回路操作单)、RCE(二回路操作单)、RFL(现场机械操作单)及 RFLE(现场电气操作单)等都具备这个特征,因此将 GAEC、PFA 等划分为操作单。

融合后的事故程序的整体结构如图 2 所示,总体程序根据相关参数及条件决定进入相应的事故程序;SOP、SAMG 以及 EDMG 作为主体程序控制机组;操作单库中的操作单是模块化的操作手段,可以被主体程序调用。

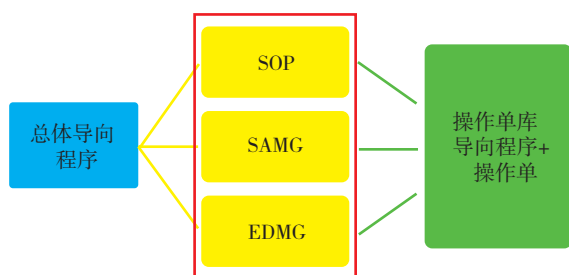


图 2 融合后的事故程序整体结构

Fig.2 Structure of accident procedures

## 2.2 梳理各类事故程序覆盖范围

根据事故发展的严重程度以及事故程序的执行者两个维度来梳理各类事故程序的覆盖范围,如图 3 所示。从事故发展的严重程度看,SOP 程序覆盖了设计基准事故以及没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况;SAMG 覆盖堆芯熔化的设计扩展工况;EDMG 造成的大范围损伤情况根据堆芯的损伤程度可能处于设计基准事故或严重事故工况。

从程序的执行者来看,SOP 程序是主控室的操纵员执行的程序,在事故发生后根据相应的进入准则执行。SAMG 为二级文件体系,分

别由电厂 TSC(技术支持中心)人员执行和主控室操纵员执行。GAEC 为 SOP 提供替代或补充的运行策略,以操作单的形式体现,为三级文件体系,分别由集团层面的技术支持中心人员、电厂技术支持中心人员及主控室操纵员来执行。EDMG 则要在电厂 TSC 组建前成立应急小分队,执行 EDMG-IR(大范围损伤缓解导则—初始响应程序),在电厂 TSC 就位后由电厂技术中心人员执行 EDMG-MG(大范围损伤缓解导则—事故缓解程序)。

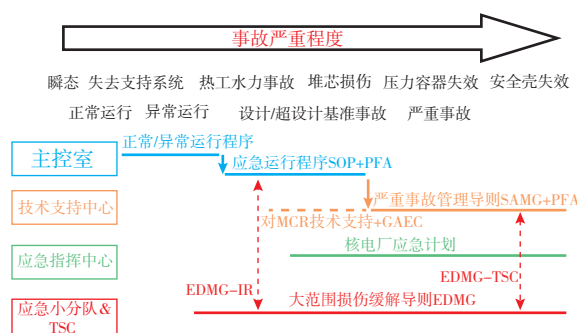


图 3 事故程序的覆盖范围

Fig.3 Scope of accident procedures

## 2.3 设计事故程序总体导向

根据 2.1 节和 2.2 节的梳理及分析可知,事故程序的总体导向程序的设计应具备两个方面的内容:第一,导向三类主体程序的入口条件及逻辑关系;第二,各类事故程序的执行者。下面分别进行说明。

第一,导向三类主体程序的入口条件及逻辑关系的设计是整合三类主体程序 SOP 程序、SAMG 及 EDMG 的入口条件,按照表征程序覆盖范围的功能参数重新设计导向框架。例如,SOP 程序向 SAMG 的入口条件有两个,堆芯出口温度  $650^{\circ}\text{C}$  以及安全壳的剂量率曲线  $G(t)$ 。当堆芯出口温度大于  $650^{\circ}\text{C}$  或安全壳的剂量率高于  $G(t)$  曲线时,则从 SOP 程序导向 SAMG,那么这两个判断则作为 SOP 和 SAMG 的导向判断。如果程序之间存在交叉或重叠的入口条件,则将不交叉的条件作为首要判断进行导向。

第二,各类事故程序的执行者及相互关系

应分别用流程图形式表示。例如 SAMG 包括主控室使用部分和技术支持中心使用部分。主控室使用部分包括 TSC 人员未到位时的初始响应导则 (SACRG-1) 和 TSC 人员到位后的处理导则 (SACRG-2)。TSC 部分则包括初始阶段严重事故的诊断 (DFC) 和处理导则 (SAG-1 至 SAG-6)、安全屏障受到严重威胁时的诊断 (SCST) 和处理导则 (SCG-1 至 SCG-4)、严重事故缓解后的长期监督 (SAEG-1) 和出口导则 (SAEG-2)。这些导则按照分类的相互关系应在总体导向程序中有所体现。

## 2.4 建立操作单库

目前 CPR1000 核电厂的操作单类型有很多, 现有的 SOP 事故程序就有配套的操作单 RCR、RCE、RFL 和 RFLE。在 SOP 程序中可以根据操作单的编号对操作单进行调用, 并安排相关人员执行, 通过要求的沟通手段确认操作的结果反馈, 从而保证对 SOP 程序的完整执行。PFA 操作单在 SOP、SAMG、EDMG 都有可能被调用, 而 GAEC 是专门针对 SOP 的补充操作单。这些操作单有些内容上有重复, 有些需要使用移动设备, 在管理上更为严格。因此, 在事故程序融合过程中, 建立操作单库需要包括以下几个步骤:

第一, 按照各类操作单的适用工况、执行人员、是否使用移动设备三个维度对操作单进行梳理及分类。

第二, 根据梳理的结果对操作单进行拆分或合并。

第三, 对于需要使用移动设备的操作单, 不能由主控室操纵员直接调用, 需要增加技术支持中心 (TSC) 管理等手段, 并且按照移动设备使用的优先级编写操作单的导向流程图, 以更明确使用条件。

第四, 根据梳理结果确定操作单的编码规则, 重新编号。

经过以上步骤, 建立一套完整的操作单库。

## 2.5 明确各类事故程序接口

根据操作单库中各操作单的适用范围, 全面梳理 SOP、SAMG、EDMG 三类主体程序

中的事故处理策略, 研究操作单库在各类事故程序中的接口位置, 并提出 SOP、SAMG、EDMG 的修改方案。接口有两种类型, 一种是直接调用操作单编号, 例如 SOP 中直接调用的操作单 RCR、RCE、RFL 和 RFLE; EDMG 和 SAMG 中调用 PFA; 另外一种是不明确直接调用操作单编号, 而是增加说明“根据 TSC 要求确定是否使用  $\times \times \times$  操作单”, 这种类型的接口适用于涉及移动设备管理的操作单。

## 2.6 规范各类事故程序的内容及深度

在事故程序融合过程中, 需要规范各类事故管理程序的内容及深度。比如主体程序 SOP、SAMG、EDMG 需要有明确的入口条件、出口条件、事故序列间以及事故程序间的导向逻辑、主程序与操作单的调用关系, 且具备可执行性。操作单的深度需要明确到具体设备及人机接口, 具备可操作性。

另外, 各类事故管理程序的缩略语、标准用语、字体、格式等内容也需要统一标准化。

## 2.7 验证及确认融合后的事故程序

融合后的事故程序的验证是保证程序可用的重要步骤。程序的验证是指检查程序与上游文件、规范要求的一致性, 通常包括技术及相关信息的正确性。确认是指独立于程序设计方的第三方, 检查确认程序与电厂需求相符性、可操作性等。

(1) 事故程序的验证。事故程序的验证一般由程序编写方内部实施。验证的方法通常包括文件审查、技术评审、现场查勘验证等。

(2) 事故程序的确认。事故程序的确认方法通常包括桌面推演法、模拟机验证法、演练法、参照法等。

桌面推演和模拟机验证, 都是假想发生事故时执行相应的事故程序, 以确认相应的操作逻辑、操作内容、程序接口、操纵员任务分工等的合理性、可操作性等。演练法是利用现场调试、现场查勘等方法对一些事故程序进行确认。参照法是参照相似电厂的设计数据进行设计确认。

### 3 结论

本文分析梳理了 CPR1000 核电机组事故程序的现状,指出现有的事故程序存在总体导向确认、体系不完整、接口不清晰、各事故程序结构及深度不一致四个方面的问题。

根据事故程序的问题采用正向的设计方法,提出核电厂事故程序的融合方法,包括确认主体程序与操作单的划分原则、梳理各类事故程序覆盖范围、设计事故程序总体导向、建立操作单库、明确各类事故程序接口、规范各类事故程序的内容及深度、验证及确认融合后的事故程序等内容。

研究事故程序融合的方法对于解决 CPR1000 核电机组事故程序存在的问题及提升核电厂事故管理水平具有显著意义,同时为

国内其他核电厂事故程序的融合提供借鉴和参考。

### 参考文献

- [1] 吴广君, 刘玉华, 刘志云. SOP (状态导向法事故规程) 在我国核电厂中的应用 [J]. 能源工程, 2011, (1): 21-24.
- [2] 郑发忠. 浅议大亚湾和岭澳核电厂严重事故管理导则 [J]. 核安全, 2013 (1): 26-29.
- [3] 核安全与放射性污染防治“十二五”规划及 2020 年远景目标 (摘编) [N]. 中国能源报. 2012-06-25.
- [4] 关于全国民用核设施综合安全检查情况的报告 (摘编) [J]. 中国核工业, 2012 (6): 33-35.
- [5] 郑丽馨, 周红, 王娅琦, 等. 福岛核事故后美国应对超设计基准外部事件的 FLEX 策略研究 [J]. 核安全, 2016, 15(4): 34-39.
- [6] 余蕴, 赵博, 喻新利, 等. 核电厂大范围损伤管理导则研究现状 [J]. 核科学与工程, 2017, 37 (3): 422-426.

## Study of the Methodology for Accident Procedures Integration in CPR1000 Nuclear Power Units

Wu Guangjun, Li Long

(Suzhou nuclear power research institute, Shenzhen 518000, China)

**Abstract:** Accident procedures are the important aspect of defence in depth in nuclear power units. In this paper based on analyzing of accident procedures in CPR1000 nuclear power units of CGN, we summarized the current situation of accident procedures in CPR1000 nuclear power units and the integration methodology framework is proposed. This integration methodology contributes to the promotion of accident management level of CPR1000 nuclear power units. And it is provided the referential value for the other nuclear power units in China.

**Key words:** CPR1000 nuclear power units; accident procedures; integration methodology

(责任编辑: 徐晓娟)



王莹. 俄罗斯核安全监管体系研究及启示[J]. 核安全, 2023, 22(2): 29-36.

Wang Ying. Research and Revelation of Russian Nuclear Safety Supervision System [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2): 29-36.

# 俄罗斯核安全监管体系研究及启示

王莹

(中国工程物理研究院科技信息中心, 绵阳 621999)

**摘要:** 俄罗斯和美国等国家核安全监管强调立法先行, 通过法律法规来保障核能的安全利用及管理活动, 在充分发挥立法的引领和推动作用前提下, 强调核安全监管体系的独立性, 并及时总结和固化监管实践经验, 形成体系化的监管框架。本文通过调研俄罗斯核设施和核活动的安全监管体系, 梳理俄罗斯核安全的相关规章和法规, 总结俄罗斯安全监管体系中的权责分明、分级管理与纵深防御等特点, 为关注该领域的管理人员与科研人员提供借鉴与参考。

**关键词:** 核安全; 监管; 法规

**中图分类号:** X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)02-0029-08

随着核技术的不断发展,核安全的有效监督成为国际社会广泛关注的焦点。美国 and 俄罗斯等核能大国,在充分考虑各自国情的基础上,选择与本国发展道路相适应的核安全监管体制,通过设立核安全监督机构代表国家对核设施和核活动进行有效的监管,健全完善作为开展核活动依据和标准的核安全法律规范体系<sup>[1]</sup>。各国核安全监管强调立法先行,通过法律法规来保障核能的安全利用及管理活动,在充分发挥立法的引领和推动作用的前提下,强调核安全监管体系的独立性,设有专门的核安全监管机构,同时,通过总结和固化监管实践,形成体系化的监管规范框架。

## 1 俄罗斯核安全监管机构

早在1995年,俄罗斯就通过了《俄罗斯联邦原子能利用法》(Russian Federation Federal

Law on the Use of Atomic Energy)。该法律规定了在使用原子能时产生关系的法律基础和调节原则,明确了政府机构监管职责。2004年,俄罗斯设立了联邦环境、工业和核安全监督局(Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service, Rostechndzor),该局由总部、地区核与辐射安全监督站以及技术支持单位和培训中心组成,在俄罗斯联邦政府的指导下执行国家核能政策和发展规划,制定核与辐射安全监管领域的法律法规,并实施全面的核安全监管。

俄罗斯原子能利用活动涉及国家安全法规的机构如表1所示<sup>[2]</sup>。从表中可以看到, Rostechndzor 主要负责制定核与辐射安全的技术法规,而俄罗斯联邦民防、紧急事件和救灾部、联邦自然环境和环境部等部门也在各自领域对原子能利用赋有特定的监管职能。

收稿日期: 2022-07-23 修回日期: 2022-09-15

作者简介: 王莹(1983—),女,馆员,现主要从事学科情报研究工作

表1 俄罗斯原子能利用国家安全法规制定机构  
Table 1 Bodies for Russian safety regulation in atomic energy use

机构	法规领域
Rostechнадзор	核与辐射安全技术法规
EMERCOM	防火相关法规
联邦医疗与卫生机构	人员辐射安全
联邦消费者权力和人口福祉监督局	人口辐射安全
联邦自然资源和环境部	环境方面法规
联邦自然资源管理监督局	

联邦环境、工业和核安全监督局是2004年7月30日依据俄罗斯联邦总统法案(Acts of the President of the Russian Federation, DECREE No.401)设立的<sup>[3]</sup>。Rostechнадзор是一个联邦执行机构,主要职责是制定和实施国家政策以及在特定活动领域建立法律和监管框架。从行政上,Rostechнадзор隶属于俄罗斯联邦政府,从组织架构上,Rostechнадзор设置了多名负责核安全监管的副主席,其总部下设核燃料循环、船用核电装置和辐射危险设施安全监管司、核电站与研究堆安全监管司和特殊安全部—核安全和应急准备与响应三个涉及核与辐射的安全监管部门,在地方也设有核与辐射安全监督站,其他的技术支持组织包括核与辐射安全科学和工程中心(Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, SEC NRS)等,这些机构从各个层面实施核安全监管。

### 1.1 监管职能

Rostechнадзор作为核与辐射安全监管的权威机构,其主要职能包括:安全法规的制定、核能利用领域的活动许可、核与辐射安全和核安全监管,以及应急准备和响应。同时,作为原子能利用安全监管的授权机构,Rostechнадзор与其他联邦执行机构、地方政府机构、社会协会和其他组织相互协作,直接或通过其地方办事处开展活动,监管俄罗斯境内运行和退役的核电站、核燃料循环设施、研究性核设施、放射源、核船队设施等。具体来说,Rostechнадзор的控制

和监督范围包括:遵守原子能利用领域的规范和标准,授权原子能利用领域活动的许可条款和条件;原子能设施中的核、辐射、工业和消防安全;核设施、辐射源、核材料和放射性物质储存设施的实物保护,核材料、放射性物质和放射性废物的国家统一核算和控制;履行俄罗斯联邦在原子能利用安全领域的国际义务;负责危险生产设施的设计、建设、运行、保护和清理,危险生产设施应用技术装置的制造、安装、调试、维护和修理,以及危险生产设施中危险物质的运输;在其职权范围内遵守俄罗斯联邦在放射性废物管理领域的法律要求等<sup>[4]</sup>。

### 1.2 监管活动

根据俄罗斯联邦法律,Rostechнадзор对原子能利用领域的活动进行许可,并对属于该局权限的其他类型活动进行许可,其授权范围包括:原子能设施工人开展原子能利用领域的活动,在危险生产设施中应用具体类型的技术设备;放射性物质向环境排放等。因此,Rostechнадзор需要制定向大气排放放射性物质的标准和向水体排放放射性物质的标准;登记危险生产设施并保存此类设施的国家登记册;对法人和自然人是否遵守俄罗斯联邦法律、法规和标准等规定的活动进行检查。除此之外,在发生事故时,Rostechнадзор还有以下功能:组织和支持原子能设施控制系统;创建和开发自动化信息与分析服务系统(统一由国家自动化系统来监测俄罗斯联邦境内的辐射情况);制定、批准和颁布原子能利用安全手册;参与原子能利用领域的认证活动;组织人员的专业培训、高级培训和试用;在既定活动范围内与外国国家权力机构和国际组织合作;对活动过程中产生的档案文件进行获取、存储、核算和使用等。

## 2 俄罗斯核安全监管法律法规体系框架

2014年,Rostechнадзор核安全副主席 Valery S.Bezzubtsev介绍了俄罗斯的核安全监管体系。该体系分为三个层级,结合俄罗斯现行的法令、法律和法规<sup>[5]</sup>,其安全监管体系框架如图1所示。

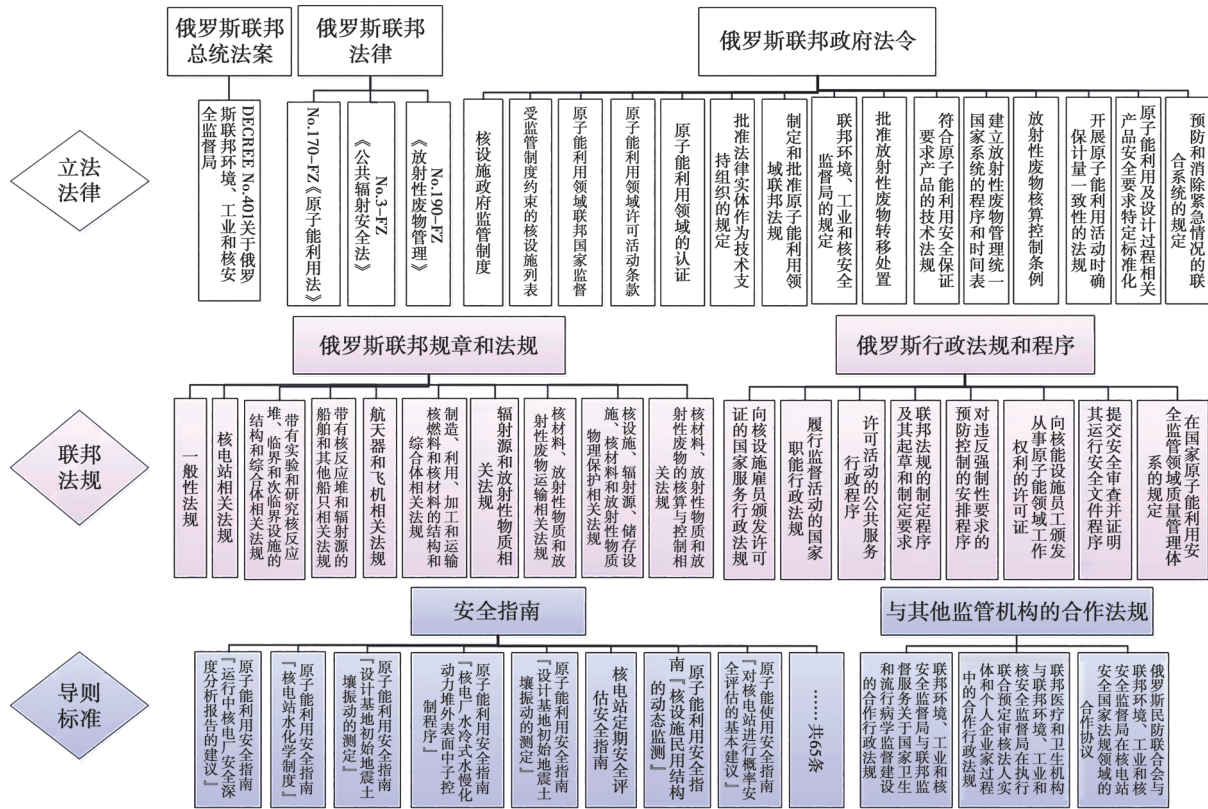


图1 俄罗斯核安全监管法律法规框架

Fig.1 Structure of the Russian nuclear safety regulatory

(1) 立法法律: 俄罗斯的核安全监管体制在政策上强调立法先行, 最顶层联邦法律案由俄罗斯联邦总统发令 (DECREE No.401), 包括《原子能利用法》《公共辐射安全法》和《放射性废物管理》三部俄罗斯联邦法律; 核设施政府监管制度、核设施列表、联邦国家监督、许可活动条款、制定与批准联邦法规、放射性废物转移处置条例、放射性废物核算与控制等 15 条俄罗斯联邦政府法令。此外, 《核安全公约》和《乏燃料管理安全和放射性废物管理安全联合公约》两项国际核安全公约<sup>[6]</sup>, 以及《核事故或辐射紧急情况援助公约》与《及早通报核事故公约》两项国际应急准备和响应框架基础公约<sup>[7]</sup>, 也在其核安全相关的法律框架内, 通过立法、监督和行政等手段积极履约。

(2) 联邦法规: 第二层级是 Rostekhnadzor 颁布实施的原子能利用领域的联邦规则、法规 (Federal Rules and Regulations) 和行政法规 (Administrative Regulations) 等。涉及一般性法

规、核电站、实验和研究反应堆、临界和次临界设施、装有核反应堆和辐射源的船舶、空间核动力装置、核燃料和核材料、辐射源和放射性物质、放射性物质与放射性废物的运输、核材料和放射性物质与废物的核算与控制等相关法规共计 118 条; 向核设施工作人员颁发许可证的国家服务行政法规、许可活动的公共服务行政程序等俄罗斯行政法规和程序 8 条。

(3) 导则标准: 第三层级主要由安全指南 (Safety Guides)、国家标准 (National Standards)、企业标准 (Standards of Enterprise) 和规则守则 (Codes of Rules) 等非强制性政策文件组成, 包括 65 条涉及原子能利用的安全指南, 以及 3 条 Rostekhnadzor 与其他监管机构合作制定的法规。

### 3 俄罗斯核安全规章与法规

在俄罗斯的核安全监管体系中, 俄罗斯联邦规章和法规是直接规范各类核设施设计、建

设、运行、退役等环节的安全规范。俄罗斯联邦 Rostechнадзор 成立以后,原子能利用领域的安全监管规章和法规就由其组织开发和批准。截至 2021 年,Rostechнадзор 批准的有效规章与法规共计 103 条,正在规划和发布的有 12 条,另有苏联时期由苏联核工业安全工作实践监督委员会(USSR Gosatomenergonaдзор)批准的 3 条规章与法规仍沿用至今。现行的规章与法规可分为通用管理、核电站、核研究装置、船用核动力和空间核动力等 10 类,如图 2 所示。根据俄罗斯联邦 Rostechнадзор 批准的战略规划文件,2021 年至 2031 年实施改进原子能利用领域安全和标准化监管与法律规范的战略计划(Strategic plan for the implementation of the Concept for improving regulatory and legal regulation of safety and standardization in the field of the use of atomic energy for 2021 to 2031),对这些规章与法规在未来 10 年的修订与发布进行了规划,其中正在研究制定的 12 条规章与法规,预计在 2025 年前颁布<sup>[8]</sup>。

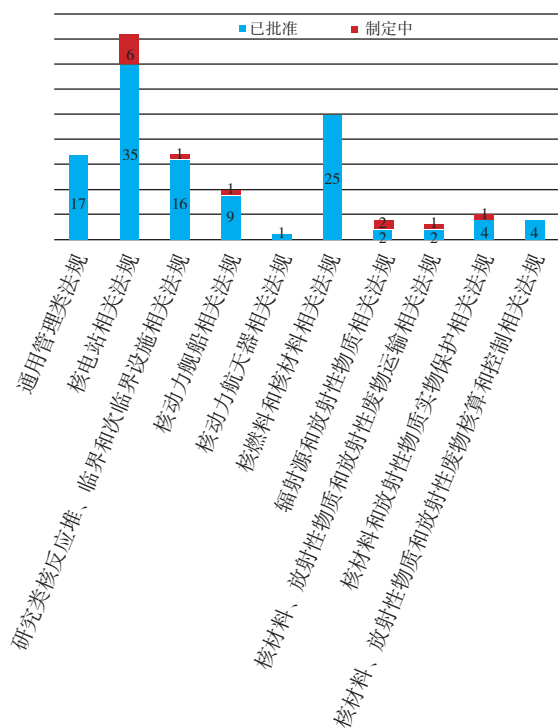


图 2 俄罗斯核安全相关联邦规章和法规

Fig.2 Russian nuclear safety federal rules and regulations

从图 2 中可以看到,涉及核电站的规章与法规数量最多,现行的有 35 条,另有 6 条正在制定中。与核燃料与核材料相关的法规有 25 条,并且针对核动力航天器制定了专门的安全法规,建立了较为完善的核安全监管体系。

## 4 启示

### 4.1 俄罗斯建立了分级的核安全监管体系

俄罗斯高度重视核设施和核活动的安全监管,早在 1995 年就颁布了《原子能利用法》,在多年的核能利用实践中逐步建立了以总统为核心,以 Rostechнадзор 总部及地区核与辐射安全监管站为抓手的垂直决策监管体系。从俄罗斯分级的核安全监管体系可以看到,其监管体系在机构设置和权限上保证了监管机构的结构独立性和权威性,使 Rostechнадзор 能够获得俄罗斯联邦政府的充分授权,从而开展有效的监管。同时,相对完善的法律法规体系是俄罗斯政府开展核设施安全监管的重要支撑,俄罗斯核安全三级法律法规体系是以俄罗斯联邦总统法案、俄罗斯联邦法律、俄罗斯联邦政府法令等为主体的顶层立法法律依据,以俄罗斯联邦规章和法规、俄罗斯行政法规和程序为主的强制性联邦法规,以安全指南和合作法规为主的推荐性导则标准文件,确保了对核设施和核活动安全工作的全覆盖。

### 4.2 俄罗斯核安全监管体系保证权责分明和有效监督

在俄罗斯核安全监管体系中,对于联邦政府、管理机构和管理实体的各方责任规定都非常明确,并且形成了有效的监督机制,确保了规章和法规的可实施性。例如,在《俄罗斯联邦法律放射性废物管理法》(No.190-FZ)中,首先就明确了国家放射性废物管理机构,界定了联邦政府在放射性废物管理领域内的权力范围,该法律也是后续法规的制定依据和基础。俄罗斯联邦政府法令第 362 号批准的关于建立统一的国家放射性废物管理系统的程序和时间表的条例中,也明确规定:联邦当局在其职权范围内代表国家管理原子能的使用;联邦当局在其职权范围内管理

国家对原子能安全使用的监管;国家原子能公司 Rosatom 为放射性废物管理体系的建立提供科学指导、信息和分析支持,并将国家统一的放射性废物管理制度分三个阶段建立,对每个阶段的具体工作也进行了界定。在俄罗斯联邦政府法令第 1188 号放射性废物核算和控制条例中,规定了联邦 Rostekhnadzor (监督)、国家原子能公司 Rosatom (执行)、信息分析中心(收集整理数据)、国家放射性废物管理经营者(处置)、从事国家放射性废物核算和控制对象/设施周转活动的组织(核算和有效控制)等各责任方的权限和责任,通过各方的紧密衔接确保联邦政府对放射性废物的有效管控。在履行监督活动的国家职能行政法规 (ORDER No. 248) 中,条例不仅明确了在原子能利用领域实施联邦政府监督的官员的权力和义务,以及受监督措施对象的权利和义务,还提供一系列细则规范检查流程,监测和分析过程中的强制性要求,同时通过检查设施、评估强制性要求的履行情况、检查技术和行政文件的遵守情况等多种措施来确保持续的联邦监督,明确对国家职能执行的控制程序和形式,并为受监管对象提供投诉的渠道。俄罗斯核安全监管体系正是通过对各方机构权限和责任的规定,确保了对整个环节的有效监督。

#### 4.3 俄罗斯核安全监管体系有独立的科学技术支持团队

从俄罗斯核安全监管体系可以看到,联邦 Rostekhnadzor 主要对核能利用实施全面的核安全监管,并制定核与辐射安全监管领域的法律法规。俄罗斯联邦民防、联邦自然资源和环境部、俄罗斯国家原子能公司等部门也在各自领域对核能利用具有特定监管职能。除此之外,俄罗斯科学院核安全研究所 (Nuclear Safety Institute of the Russia Academy of Sciences, IBRAE) 也为确保核安全和辐射安全的联邦目标计划提供行政、科学和技术支持,还为联邦政府提供核工业法律监管方面的专家支持,并参与监管相关的联邦法律文件制定,确保辐射安全、环境保护和公众卫生管理政策实施<sup>[9]</sup>。

俄罗斯科学院核安全研究所于 1988 年成

立,旨在推进核与辐射安全的基础研究和独立分析。IBRAE 的主要研究领域包括:确保核电安全的基础和应用研究,开发用于核电和工业设施安全分析的软件工具,为设施级和区域级辐射监测和应急响应系统开发奠定科学基础,对核船队和低功率设施的核安全、辐射安全和环境安全,放射性废物和乏核燃料管理问题进行系统分析等。例如,IBRAE 在俄罗斯预防和消除紧急情况综合系统的框架内,为应对辐射紧急情况过程中的决策提供科学技术和专家支持。研究所为切尔诺贝利事故后果的应急响应和随后的恢复提供专家支持,在解决辐射事故后果评估和预测相关实际问题等方面积累了丰富的知识和经验,还利用信息技术和放射性核素在不同介质中传输的数学模型对核船队设施进行综合安全分析。同时,IBRAE 向俄罗斯联邦提供核工业法律监管的专家支持,并积极参与制定联邦法律和监管文件,IBRAE 与 Rosatom 国家公司共同参与了 No. 190-FZ、No. 170-FZ 等联邦法律的制定,并为公众和核工业提供概念和计划。正是因为有 IBRAE 和 Rosatom 等相对独立的科研支持团队,才能为核安全监管规章和法规的制定提供科学技术和专家支持,为监管体系的系统性和科学性提供重要的技术保障,为监管流程提供先进的分析工具和方法,为核安全监管体系的严谨性和可实施性奠定基础。

#### 4.4 俄罗斯高度重视核安全监管规章和法规体系的研究工作

核安全监管规章和法规是在理论研究和试验的基础上对实践经验进行总结和固化的结果,其中法规、标准、导则中的每项要求和每个数据都是建立在严谨的科学研究和试验的基础上的。要制定健全的法规体系,必须具有坚实可靠的科学基础,又要保持与国际接轨。俄罗斯高度重视核安全监管规章和法规体系的研究工作,力争通过具体的管理措施和先进的技术方法来保证监管体系的可靠性和有效性。例如,俄罗斯在 2017 年修订的《研究堆核安全规范》(NP-009—2017)中规定:“研究堆项目中使用的

工程和技术解决方案应符合核能使用领域的联邦法规和规则的要求以及采用最先进的科学、技术和生产”；在涉及核动力船舶的《安全保证规定》(NP-022—2017)中也明确规定，船舶安全应通过高质量的设备设计、工程和制造来实现，相关的标准化文件、安全文化的形成和维护应考虑操作经验和最先进的科学与技术。

#### 4.5 俄罗斯及时颁布和修订核安全规章和法规

俄罗斯联邦规章和法规涵盖核设施设计、建设、运行、退役等各个环节的安全活动。俄罗斯联邦 Rostechnadzor 发布的 2021 年至 2031 年实施改进原子能利用领域安全和标准化监管与法律规范战略规划，对百余项联邦规章和法规在未来 10 年的分析、研究和修订进行了规划，通常每 5 年进行一次分析，每 10 年进行一次研究和修订。

俄罗斯核动力舰船技术位于世界前列。从核动力舰船相关规章与法规的颁布时间也可以看到(见表 2)，其 21 世纪初期就开始制定涉及核动力舰船相关的法规(船舶的核电设施的安全分析报告的要求，NP-023—2000，2000 年制定，2020 年修订)，有过半数的核动力舰船安全法规在近 5 年内进行了发布或修订，并且有 1 条尚在制定中，这说明俄罗斯船用核动力装置的安全要求在近年内有显著提高。同时，随着空间核动力研究的兴起，俄罗斯联邦 Rostechnadzor 在 2017 年颁布了首个带有核反应堆的航天器的安全法规(NP-101—2017)，该法规规定，带有核反应堆的航天器及其组成部分的设计、建造、调试、运行和退役要按照监管法规的要求进行。该法规适用于原子能利用领域的装有核反应堆的航天器全寿命周期的所有阶段。

表 2 俄罗斯核动力舰船相关安全法规

Table 2 Russian safety regulations for ships with nuclear reactors

序号	法规名称	批准时间 / 法规号	修订时间 / 法规号
1	带有核反应堆的船舶及其他浮动装置的一般安全保证规定	2017-9-4 NP-022—2017	/

续表

序号	法规名称	批准时间 / 法规号	修订时间 / 法规号
2	带有核反应堆的船舶及其他浮动装置的安全分析报告要求	2000-12-28 NP-023—2000	2020-11-18 NP-023—2020
3	船舶和其他船只核电装置的核安全规则	2017-9-4 NP-029—2017	/
4	带有核设施和辐射源的船舶和其他浮动装置退役的安全规则	2002-8-10 NP-037—2002	2011-11-29 NP-037—2011
5	压水堆海洋核蒸汽发电站设备部件和管道的强度计算标准	2004-10-4 NP-054—2004	/
6	浮动核电站水冷却反应堆设备和产品的设计和安全操作规则	2005-12-20 NP-062—2005	/
7	在水上核反应堆发生核和放射性事故时规划行动和人员防护措施的要求	2007-2-12 NP-079—2006	2018-6-27 NP-079—2018
8	带有核设施和辐射源的船只的违规操作的调查和核算条例	2011-11-29 NP-088—2011	/
9	确保核技术服务船舶安全的一般规定	2020-3-18 NP-109—2020	/
10	核技术服务船舶安全分析报告要求	2021 开发中 NP-xx—xx	/

俄罗斯核安全规章和法规首先需要充分考虑核设施与核活动安全监管的各个环节，在加强国家核安全监管技术能力支撑体系建设的基础上，研究制定通用管理、核电站、研究核设施、核燃料与核材料、放射性废物等各监管对象的规章和法规，涵盖其生命周期的各个方面，并根据实际情况和变化及时修订和完善，从而有效

健全国家核安全监管体系,保证核安全监督管理的系统化、科学化和标准化。

#### 4.6 俄罗斯在监督实施中多采用分级管理和纵深防御原则

纵深防御原则指在事故发生前有多重保障避免事故发生,在事故发生后有多种措施应对以减少损失。俄罗斯在核安全监管实践中,多次采用纵深防御原则,例如放射性废物安全管理的一般规定(NP-058—2014)提到:必须通过在电离辐射和放射性物质释放到环境的路径上使用物理屏障系统,实施纵深防御概念来确保放射性废物的安全。在核电站安全保证的一般规定(NP-001—2015)中也规定:核电站的安全应通过基于电离辐射和放射性物质进入环境的物理屏障系统以及保护屏障和保持其效率的技术和行政措施系统的一致性纵深防御来提供,以保护人员、公众和环境。同时,在核动力舰船、核动力航天器和放射源管理中,明确规定了纵深防御的5个层级,如图3所示。

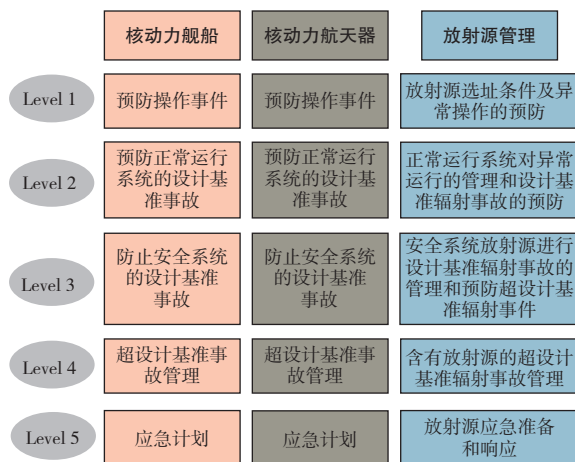


图3 纵深防御层级示意图

Fig.3 Schematic of defense in depth hierarchy

除此之外,俄罗斯在监管活动中也多次采用分级管理的原则,例如,在核电站概率安全评估方法中,将概率安全分析细分为3个级别,即确定1年内严重基础事故管理的总体概率,确定在1年的时间段内放射性物质的允许紧急释放增加的可能性,确定和估计损害的风险。在核设施的实物保护法规中,也将辐射设施的破

坏后果类别分为5类,依此制定相应的保护策略。俄罗斯在核安全监管活动中,通过安全监管的分级方法和纵深防御原则,有效地保证了监管规章和法规的系统性和可操作性,为构建健全的监管体系奠定了基础。

## 5 小结

本文通过对俄罗斯核设施安全监管体系框架和重点法规与标准的梳理,明确俄罗斯在核安全监管法律法规体系中建立了相对健全的立法法律、联邦法规和导则标准的三级框架。通过分析其在核安全监管领域建立的监督职能和强制性要求,表明俄罗斯在遵守国际公约规定和国际原子能机构安全标准普遍原则的基础上,及时吸纳国际最佳实践,利用独立机构的科学技术支持和科学研究工作,积极采用分级管理和纵深防御原则,通过制定严密的制度,设立严格的法规和标准,以及执行严格的监管,确保了俄罗斯核设施安全监管体系的可行性、系统性、可靠性和可操作性。俄罗斯核设施安全监管体系的组成和规章制度中的安全原则可以为我国相关领域的管理人员和科研人员提供借鉴和启示,为我国相关法规和标准的修订和完善提供参考依据。

## 参考文献

- [1] 吴宜灿,李静云,李研,等.中国核安全监管体制现状与发展建议[J].中国科学,2020,5(8):1009-1018.
- [2] Alexey Ferapontov. Russian System of Safety Regulation in Atomic Energy Use [C]. Workshop on Licensing of NPP Siting and Construction, 2015.
- [3] Acts of the President of the Russian Federation [EB/OL]. [2021-09-27]. <http://en.gosnadzor.gov.ru/framework/nuclear/acts-of-the-president-of-the-russian-federation/>.
- [4] Basic Activities of Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service [EB/OL]. [2021-09-27]. <http://en.gosnadzor.gov.ru/activity/>.
- [5] Nuclear legislation and regulatory documents [EB/OL]. [2021-09-29]. <http://en.gosnadzor.gov.ru/framework/nuclear/>.
- [6] IAEA 核安全公约 [EB/OL]. [2021-09-29]. <https://www.iaea.org/zh/zhu-ti/he-an-quan-gong-yue>.

- [ 7 ] Policy Statements [ EB/OL ] . [ 2021-09-29 ] . <http://en.gosnadzor.gov.ru/framework/nuclear/policy-statements/>.
- [ 8 ] Strategic plan for the implementation of the Concept for improving regulatory and legal regulation of safety and standardization in the field of the use of atomic energy for 2021 to 2031 [ EB/OL ] . [ 2021-10-18 ] . <http://en.gosnadzor.gov.ru/framework/nuclear/federal-rules-and-regulations/Strategic%20plan.pdf>.
- [ 9 ] IBRAE ABOUT THE INSTITUTE [ EB/OL ] . [ 2022-1-6 ] . <http://en.ibrae.ac.ru/contents/7/>.

## Research and Revelation of Russian Nuclear Safety Supervision System

Wang Ying

(Science and Technology Information Center, China Academy of Engineering Physics, Mianyang 621999, China)

**Abstract:** The nuclear safety supervision of Russia and the United States emphasize legislation first, and ensure the independence of the nuclear safety supervision system. The paper investigates the Russian nuclear safety supervision system, especially the Federal rules and regulations, and summarizes the characteristics of the Russian nuclear safety supervision system, so as to provide revelation to scientific researchers.

**Key words:** nuclear safety; supervision; regulations

(责任编辑: 徐晓娟)



陈甲华,王平平.基于文本挖掘的核电厂运行事件致因分析[J].核安全,2023,22(2):37-44.

Chen Jiahua, Wang Pingping. Cause Analysis of Nuclear Power Plant Operation Events Based on Text Mining [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2):37-44.

## 基于文本挖掘的核电厂运行事件致因分析

陈甲华<sup>1,2</sup>, 王平平<sup>1,\*</sup>

(1. 南华大学经济管理与法学学院, 衡阳 421001; 2. 南华大学核设施应急安全作业技术与装备湖南省重点实验室, 衡阳 421001)

**摘要:** 为了对核电厂运行事件的致因进行分析, 本文基于文本挖掘技术和 python 工具对国家核安全局近几年通报的运行事件进行语料库构建和文本预处理, 利用基于 TF-IDF 的 SVD 算法对原始特征项进行去噪降维处理, 得到最大解释度的维度 200 维, 接下来对文本中的相似描述进行分类归纳, 最后得到 34 项核电厂运行事件致因, 借助可视化词云图将事件致因词频统计结果呈现, 构建共现网络以得出事件致因之间的关联性, 用可视化事件致因的 TF-IDF 特征值分析事件致因的重要度。结果表明: 设备相关事件和人因相关事件占核电厂运行事件的比例较大, 相比于前两年的核电厂运行事件, 后两年的核电厂运行事件中误碰和监督不到位两项致因的频率明显降低, 核电厂应继续加强安全管理, 重视运行事件防范。

**关键词:** 文本挖掘; 核电厂; 运行事件; 致因; TF-IDF; SVD

**中图分类号:** X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 02-0037-08

核电站一旦发生事故, 后果将不堪设想。海因里希法则(即事故法则)指出要防止重大事故的发生, 就必须减少和消除无伤害事故, 要重视事故苗头和未遂事故, 否则终会酿成大祸<sup>[1]</sup>。对核电厂运行事件进行致因分析, 有利于真实地反映近年来运行核电厂所发生事件的问题根源, 以便找到核电厂应该改进的地方和监管机构应重点关注的领域。

现有针对核电厂运行事件致因的研究是比较丰富的。修炳林等统计分析 2017—2019 年的核电厂运行事件, 得到共性问题, 对核电厂安全管理提出相应建议<sup>[2]</sup>; 臧小为等统计俄罗

斯机组运行事件发生的规律以及根本原因<sup>[3]</sup>; Barbin 等对俄罗斯核电厂紧急事件进行统计分析, 确定突发事件的原因以及发生事件频率高的反应堆类型<sup>[4]</sup>。核电厂某些特定运行事件也逐渐得到学者的关注, 周红等对核电厂控制棒组件及其驱动机构有关的事件进行统计, 分析组件相关的可靠性问题<sup>[5]</sup>。随着数字化仪控系统的普及, 与数字化仪控系统有关的运行事件不可避免, 齐媛等分析我国数字化仪控系统操作现状, 并指出安全级和非安全级的两类数字化仪控系统现有的问题<sup>[6]</sup>。误碰运行事件在核电厂事件中引起的后果不容小觑, 刘时贤等

收稿日期: 2022-09-18 修回日期: 2023-01-07

基金项目: 国防科技工业核动力技术创新中心项目, 项目编号: HDLCXZX-2021-ZH-013; 湖南省教育厅重点项目, 项目编号: 19A443

作者简介: 陈甲华(1978—), 男, 副教授, 博士

\* 通讯作者: 王平平, E-mail: wang.pingping@stu.usc.edu.cn

通过分析我国近年来的误碰事件得出误碰运行事件的根本原因<sup>[7]</sup>,对减少核电厂运行事件有一定的参考作用。在核电厂试验期发生一回路压力超出规定要求的运行事件概率并不低,焦峰等分析了正常停堆模式和功率运行模式下该事件的原因,并找出了特定系列的核电厂运行技术规定的不足之处,对避免该运行事件发生有重要意义<sup>[8]</sup>。针对人因运行事件,现有的研究数量是相对较多的,徐志辉、王玮对人因事件的致因及其机理进行研究<sup>[9,10]</sup>,张力等对核电厂运行事件中的人因事件进行因子相关性分析,得出人为因素之间的交互影响<sup>[11]</sup>。许友龙等在2015年中国核学会上对我国1991—2011年运行事件中的人因运行事件进行统计分析,进而提出我国核电厂改善人因管理的建议<sup>[12]</sup>。

现有的研究对特定运行事件的分析是相对丰富的,但是对我国近几年核电厂整体运行事件的分析相对较少。信息的结构是多源的,文本中同样存在有价值的潜在信息<sup>[13]</sup>,从文本中发掘有用信息是对事件事故因素分析的客观方式。文本挖掘技术是对自然文本语言进行分析的有力工具,因此本文利用文本挖掘技术对核电厂运行事件致因进行分析,以期能为预防核电厂运行事故提供参考。

## 1 基于文本挖掘的核电厂运行事件致因挖掘

### 1.1 文本挖掘方法

文本挖掘指的是利用数据挖掘技术,从大量无结构且分散的文本信息中发现潜在的,且有内在联系、规律和发展趋势的文本信息,从中抽取有效、新颖、有用、可理解的,且散布在文本文件中的有价值的知识,并且利用这些知识更好地组织信息的过程<sup>[14]</sup>。

### 1.2 语料库的选取

语料库是文本挖掘中提取有效信息的基础。为了全面分析事件致因,语料库中必须包含事件阶段的事件过程和事件结果,从而可以分析出事件发生的相关原因。

### 1.3 文本挖掘工具的选择

python语言是面向对象的解释性程序语言,由荷兰人Guido van Rossum于1989年末提出并实现<sup>[15]</sup>。python的处理数据能力十分强大,而且其中含有很多文本挖掘所需的数据库和科学包等,因此选择python语言作为文本挖掘的工具是比较友好的。本文选取anaconda自带的python语言、jupyter notebook环境作为核电厂运行事件致因分析的文本挖掘工具。

### 1.4 事故致因挖掘

分词完成后,利用python语言sklearn中的TfidfVectorizer模块将文本转化成向量矩阵,得到原始特征项。TfidfVectorizer不仅考量某词汇在文本出现的频率,还关注包含这个词汇所有文本的数量,属于TF-IDF特征。而原始特征项中通常会含有对事件致因无效的冗余信息,对事件致因的抽取有干扰作用,所以需要原始特征项进行降维处理,即将高维数据映射到低维度的空间中。

#### 1.4.1 TF-IDF的特征选取方法

将文本转化成向量时,TF-IDF(词频—逆向文件频率)是最常用的方法之一。其中TF(词频)指的是某个词在文章中出现的总次数,IDF表示逆文本频率。 $\text{count}(t_j)$ 表示文档j含有词t的个数, $\text{count}(d_j)$ 表示文档j含有的总词数,N为文档数量,num(t)为含有词t的文档数<sup>[16]</sup>。

TF的计算公式为:

$$TF = \text{count}(t_j) / \text{count}(d_j)$$

IDF的计算公式为:

$$IDF = \log(N / (\text{num}(t) + 1))$$

特征权重的计算公式为:

$$W(t_j) = TF \times IDF$$

#### 1.4.2 基于TF-IDF的SVD算法

奇异值分解(SVD)是一种机器学习算法,主要用于数据降维,简化数据和去除噪声,提高算法的结果。我们针对TF-IDF得到的特征矩阵进行奇异值分解。一个 $M \times N$ 的矩阵A的奇异值分解为<sup>[17]</sup>:

$$A = U \Sigma V^T$$

式中,U为 $M \times P$ 的正交矩阵, $\Sigma$ 是 $P \times P$

的对角矩阵, 对角线上的元素是奇异值,  $V$  为  $P \times N$  的正交矩阵。

SVD 也可以改写成 PCA 的形式:

$$A=UDV^T=\sum_i^p \sigma_i u_i v_i^T$$

式中,  $v_i$  被称为  $A$  的成分载荷,  $z_i=\sigma_i u_i$  被称为第  $i$  主成分得分<sup>[18]</sup>。

## 2 核电厂运行事件致因提取

### 2.1 文本预处理

#### 2.1.1 报告收集与语料库构建

近几年, 我国国家核安全局会及时通报核电厂发生的运行事件。本文选择国家核安全局通报的核电厂运行事件为数据来源, 收集整理了 2015—2016 年和 2019—2021 年的核电厂运行事件报告(国家核安全局没有发布 2017 年和 2018 年的事件报告), 最后共得到 186 份报告。本文对报告文本进行数据清洗, 比如处理缺失值和重复语句等, 将报告中与运行事件致因无关的内容去掉, 作为运行事件致因分析的语料库。

语料库中的报告内容是以纯文本的形式存放在 excel 中, 从左到右依次是“事件标题”“事件时间”“事件内容”“事件后果”。

#### 2.1.2 分词与去除停用词

我们使用 python 中的 Jieba 库进行分词处理, 利用现有的安全生产专用词库以及自建分词、同义词词库进行分词操作, 接下来利用现有的停用词库以及自建的停用词库去除停用词。其中自建分词词库是对核电行业中的专有名词进行划分得到的, 比如“循环水过滤系统”“安全壳喷淋系统”等; 同义词词库是对同一设施的描述或者对相近意义的词语的总结, 比如“电源系统”和“配电系统”、“自动触发”和“自动动作触发”等; 自建停用词词库包括的是对事件致因无意义的词语, 例如“一个”“一名”“一般”“年月日”“保证”等对语句表达意义无影响的词语。

### 2.2 文本特征提取与降维

我们采用 TF-IDF 方法得到 1712 项原始特征项, 接着利用 SVD 算法进行降维处理, 观察到 SVD 在 200 维下的解释度已经达到最高值(见图 1), 因此我们将文本特征降维至 200 维。

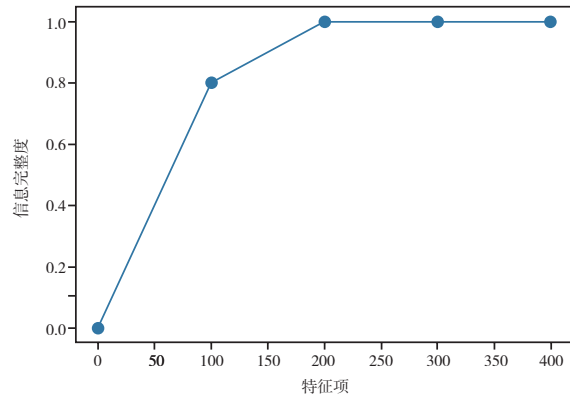


图 1 不同特征维度的解释度

Fig.1 Interpretation degree of different feature dimensions

我们在降维后得到的 200 维文本特征项中, 去掉类似“柴油发电机”等无关致因的词语后得到有关致因的特征项, 比如“故障”“异常”“违规操作”等。有的特征项虽然描述表达不同, 但表示的是同一类事故致因, 比如“故障”和“异常”可以归纳为“设备设施异常”一项。我们将所有的致因特征项归纳为 34 类致因, 得到 34 个核电厂运行事件致因, 见表 1。

在处理文本中, 我们将文本中的致因特征项替换为致因分类项, 以便进行接下来的分析。

### 2.3 核电厂运行事件致因词云分析

根据降维后的词频结果, 我们制作了核电厂运行事件致因词云图, 结果如图 2 所示。其中, 2015—2016 年的核电厂运行事件致因词云图和

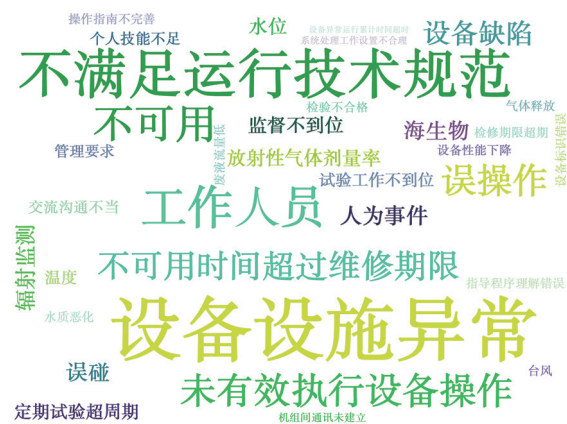


图 2 核电厂运行事件致因词云图

Fig.2 Cloud chart of cause words of nuclear power plant operation events

表1 核电厂运行事件致因分类  
Table 1 Cause classification of nuclear power plant operation events

符号表示	事件致因	事件报告中的具体描述(致因特征项)
F1	设备设施异常	故障、异常、破裂、内漏、跳闸、泄漏、不动作、意外打开、意外关闭、不足、误发信号、断裂、漏油、滑落、损坏、停机
F2	不满足运行技术规范	违规操作、操作不规范、操作不当、超出技术规格要求、未按照工作要求、违反运行技术规范、超过运行技术规范、违反核电厂技术规格书、违反运行技术规范的调试程序及设备清单、超过技术规范、违反了机组运行技术规范
F3	工作人员	运行人员、主控室人员、操纵员、隔离经理、仪控人员、化学工程师、作业负责人、作业人员、检修人员、维修人员
F4	不可用	不可用
F5	未有效执行设备操作	设置不当、未能自动合闸、未验证、未能紧急停堆、未正确响应、未做到、未有效执行、未按规定、非预期开启、未进行、未及时、设备未预期操作、未预期正常关闭、未确认、超过控制预期、未端接、未闭锁
F6	误操作	误启动、接线错误、操作错误、误拔光纤、错误设置、安装方向错误、退线错误、电源线接反、试验过程错误、装反
F7	不可用时间超过维修期限	未能得到及时维修处理、不可用时间超出规定的维修期限、不可用时间超出运行技术规范中规定的维修期限、不可用时间超过检修期限
F8	设备缺陷	制造缺陷、设计缺陷、超标缺陷、缺陷处理、设计不合理
F9	人为事件	人为因素
F10	误碰	误触碰
F11	海生物	海洋生物、海底杂物
F12	辐射监测	现场辐射环境监测、现场放射性水平、表面放射性水平、表面辐照剂量
F13	放射性气体剂量率	厂房辐射监测系统 $\gamma$ 剂量率、主控室新风口气载 $\beta$ 活度浓度、控制室进风间空气 $\gamma$ 剂量、通风辐射监测仪
F14	定期试验超周期	试验周期期限超过规定、试验执行周期超出规定期限、超出定期试验监督要求中的规定周期
F15	水位	水位
F16	温度	温度
F17	管理要求	管理失误、管理不到位
F18	监督不到位	不满足技术规格书的监督要求、超出定期试验监督要求、不属于定期试验监督要求甄别允许的事件、未按照程序要求的定期试验基准
F19	交流沟通不当	沟通理解错误、沟通失误
F20	试验工作不到位	试验方案不完善、试验用时超出、不具备试验执行条件
F21	个人技能不足	操作存在薄弱
F22	指导程序理解错误	错误理解指导程序
F23	设备标识错误	现场设备标牌张贴错误、标识错误
F24	设备性能下降	松动、水平下降
F25	操作指南不完善	操作指南不完善
F26	气体释放	气体短时释放、气体意外排放
F27	检修期限超期	超过运行技术规范要求的维修期限、检修工期已超
F28	机组间通讯未建立	机组间通讯未建立

续表

符号表示	事件致因	事件报告中的具体描述(致因特征项)
F29	水质恶化	水质恶化
F30	废液流量低	废液流量低
F31	台风	台风
F32	设备异常运行累积时间超时	异常运行累计时间超过规定时间
F33	检验不合格	检验不合格
F34	系统处理工作设置不合理	数字化仪控系统采样周期和处理时间设置不当

2019—2021 年的核电厂运行事件致因词云图分别如图 3 和图 4 所示。词云图中的致因字体越大,表示频率越高。

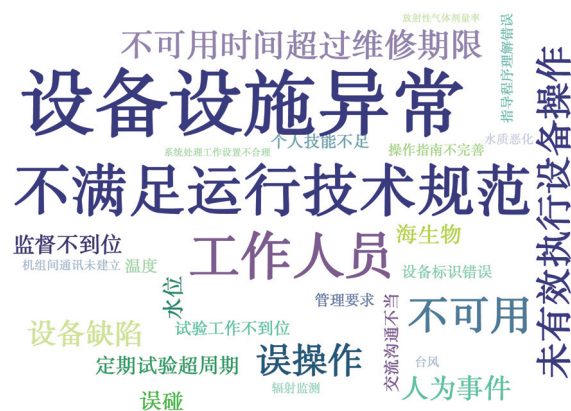


图 3 2015—2016 年运行事件致因词云图

Fig.3 Cloud chart of causes of nuclear power plant operation events in 2015-2016

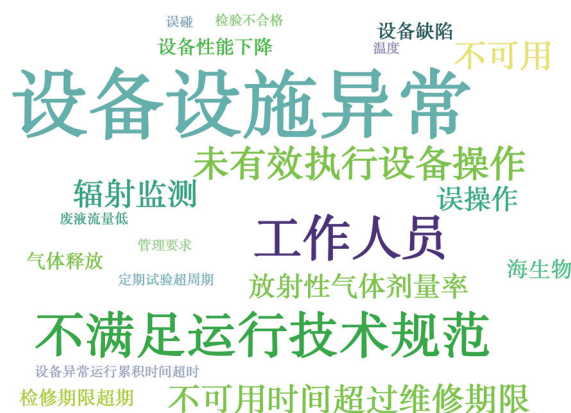


图 4 2019—2021 年运行事件致因词云图

Fig.4 Cloud chart of causes of nuclear power plant operation events in 2019-2021

通过观察词云图可知,设备设施异常、不满足运行技术规范和工作人员是导致运行事件发生的最主要因素,设备不可用、未有效执行设备操作、误操作是导致运行事件相对频繁发生的因素。

通过对比 2015—2016 年和 2019—2021 年的词云图我们可以发现,后三年的运行事件致因少于前两年的致因。对比 2015—2016 年和 2019—2021 年的致因词频,其中“不满足运行技术规范”的词频分别为 44 和 17,“误碰”的词频分别为 6 和 1,“监督不到位”的词频分别为 5 和 0,我们可以发现这些因素出现的频率明显减少。

从图 5 中可以看出,在异常设备设施中,汽轮机、一回路、柴油发电机和主泵所占比例相对较大;蒸汽发生器、励磁系统、仪表所占比例紧随其后。



图 5 异常设备设施词云图

Fig.5 Cloud picture of abnormal equipment and facilities

## 2.4 核电厂运行事件致因共现网络构建

我们根据核电厂运行事件致因在报告中的共现次数,绘制运行事件致因共现网络,如图6所示。

致因共现网络的构建采用的是共词聚类分析法,本质是词对在同一个单元内出现的频率,反映词对之间的关联程度。在语料库中,如果两个关键词共同出现在同一个文档中,则认为这两个词语是相互关联的,共现的频率越高,关系就越紧密。在致因共现网络图中,单个词出现的次数越多,且和其他词之间都有联系,就会越处于中心位置。

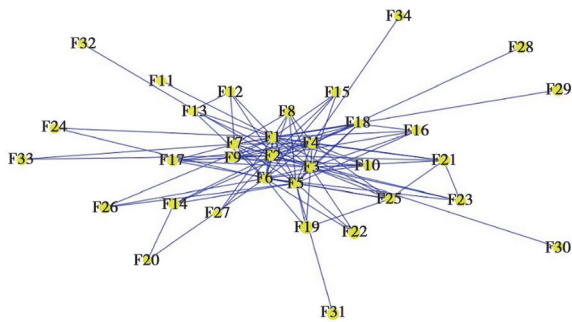


图6 核电厂运行事件致因共现网络

Fig.6 Cooccurrence network of nuclear power plant operation events

我们可以观察到,设备设施异常(F1)、不满足运行技术规范(F2)、工作人员(F3)和不可用(F4)这四个因素处于共现网络的中心位置且和其他节点的连线相对较多,说明这四个致因和其他致因的关联较强。

## 3 核电厂运行事件致因结果分析

### 3.1 事件致因重要性分析

我们计算运行事件致因的TF-IDF值,提取运行事件致因重要性(见表2),TF-IDF值越高说明该致因关键词对文本的重要性越高,更容易导致事件的发生。

### 3.2 事件致因分析

通过对核电厂运行事件致因的挖掘,我们可以将核电厂运行事件分为设备相关事件、人因相关事件、管理相关事件、外部环境相关事件以

表2 核电厂运行事件致因的TF-IDF值

Table 2 TF-IDF value of causes of nuclear power plant operation events

符号表示	事件致因	事件致因 TF-IDF 值
F1	设备设施异常	0.38386519971930183
F2	不满足运行技术规范	0.2042123283228783
F3	工作人员	0.3916239306160118
F4	不可用	0.3825331123510091
F5	未有效执行设备操作	0.3461720058568683
F6	误操作	0.35892499559916035
F7	不可用时间超过维修期限	0.37747634824217396
F8	设备缺陷	0.22653221726641387
F9	人为事件	0.29707368954458613
F10	误碰	0.18123162950989355
F11	海生物	0.2876801662287517
F12	辐射监测	0.14424636053165155
F13	放射性气体剂量率	0.22707432706110903
F14	定期试验超周期	0.26368624188995895
F15	水位	0.2888338088551015
F16	温度	0.1650724230083425
F17	管理要求	0.23814066703657363
F18	监督不到位	0.29489904079426454
F19	交流沟通不当	0.2626525075863433
F20	试验工作不到位	0.2706255652822679
F21	个人技能不足	0.11945178022904075
F22	指导程序理解错误	0.14663536503025415
F23	设备标识错误	0.39833066776860726
F24	设备性能下降	0.19521751088820405
F25	操作指南不完善	0.19049309118400337
F26	气体释放	0.2580722344057379
F27	检修期限超期	0.2154539730268833
F28	机组间通讯未建立	0.2627160496455418
F29	水质恶化	0.631801243456664
F30	废液流量低	0.1092681042104106
F31	台风	0.27151331659067945
F32	设备异常运行累积时间超时	0.21497464697829435
F33	检验不合格	0.2811005077728338
F34	系统处理工作设置不合理	0.2607719411079708

及偶发事件,其中设备设施异常、设备不可用、设备性能下降和设备缺陷属于设备相关事件,通过对文本中出现异常的设备进行统计,从得到的词云图中可以看出,涉及一回路、柴油发电机、汽轮机、仪表和主泵系统的比例相对较大。

人因事件指的是由人的因素而诱发的事件,包括“不满足运行技术规范”“工作人员”“未有效执行设备操作”“误操作”“不可用时间超过维修期限”“人为事件”“误碰”“沟通交流不当”“个人技能不足”和“指导程序理解错误”致因,其中“未有效执行设备操作”“误操作”和“不可用时间超过维修期限”致因更容易引发核事件。人因事件的相关致因暴露了核电厂存在工作人员操作技能有所欠缺、执行工作不到位和沟通不及时等现象,比如“不可用时间超过维修期限”致因表示的是工作人员对核设备的维修工作未按时执行,设备不可用时间超时进而引发核事件。

管理相关事件包括“定期试验超周期”“管理要求”“监督不到位”“试验工作不到位”“操作指南不完善”“检修期限超期”“系统处理工作设置不合理”和“检验不合格”致因,其中“管理要求”和“监督不到位”这两个关键词引发的运行事件数量不多,但是结合上述人因事件的分析,管理相关事件也体现在部分人因事件中,比如“不可用时间超过维修期限”致因引发的运行事件,既属于人因事件,即工作人员未按时执行维修工作,又暴露了核电厂存在监督不到位的管理问题。

外部环境事件和偶发事件属于人为不可控事件,但这两类事件和其他事件也有所关联,核电厂工作人员应该对意外事件进行风险评估,随机应变。

综上所述,我们通过对核电厂已经发生的运行事件致因进行分析后可知,核电厂既应该关注导致核电厂运行事件频发的致因,也不能忽略低频的致因,应尽量减少高频致因事件的发生,同时避免低频致因事件的发生。核电厂应该重视核电设备的质量问题,按时对核设施进行检修和维护;核电厂应加强对工作人员的

教育培训,增强工作人员的操作能力,关注核电厂的工作氛围和工作人员的心理状态;同时应重视核电厂的风险预测评估工作并增强其抗风险能力;积极改善核电厂的管理方式和核安全文化的落实问题。

## 4 结论

(1)本文通过收集 186 份核电厂运行事件报告,利用文本挖掘技术和 python 工具对报告内容进行核电厂运行事件致因提取。

(2)相比于 CountVectorizer 函数只考虑每个单词出现的频率,TfidfVectorizer 还考虑了包含这个词汇的所有文本的数量,这个方法能够削减高频没有意义的词汇所带来的影响,挖掘出更有意义的特征。本文利用基于 TF-IDF 的 SVD 算法对运行事件致因进行降维处理,得到解释度最大的维度。

(3)本文对核电厂运行事件致因进行提取,接着对致因描述进行归纳,得到核电厂运行事件的 34 项致因,通过可视化词云图和共现网络构建分析事件致因的频率和关联性,以及通过特征项的 TF-IDF 特征值得到致因词汇的重要性。

## 参考文献

- [1] U.S.NRC. Recommendations for reactor oversight process: SECY-99-007 [R]. Rockville: Nuclear Regulatory Commission, 1999.
- [2] 修炳林,姜波,郭永阔.基于运行事件分析的核电安全管理探讨[J].核科学与工程,2021,41(3):581-587.
- [3] 臧小为,Yarmolenko M A, Koroleva M Y.俄罗斯核电站运行事件及原因分析[J].核安全,2022,21(3):46-56.
- [4] Barbin N M, Titov S A, Kobelev A M. Analysis of accidents and incidents what happened at nuclear power plants in Russia from 1992 to 2019 [J]. IOP Conference Series: Earth and Environmental Science, 2022, 988(2): 22-26.
- [5] 周红,肖志,陶书生,等.运行核电厂控制棒组件及其驱动机构异常事件的经验反馈[J].核安全,2013(1):19-22+35.
- [6] 齐媛,张浩,孙树海,等.我国核电厂数字化仪控系统相关运行事件分析[J].核电子学与探测技术,2016,36(10):1075-1080.
- [7] 刘时贤,吴彦农,邹象,等.中国运行核电厂误碰运行事件

- 分析与预防对策 [J]. 核科学与工程, 2021, 41 (4): 764-770.
- [8] 焦峰, 孙微, 马国强, 等. M310 系列核电厂一回路压力超出运行技术规范要求事件分析 [J]. 核科学与工程, 2021, 41 (4): 744-750.
- [9] 徐志辉. 核电调试人因事件致因机理与屏障系统研究 [D]. 广州: 华南理工大学, 2019.
- [10] 王玮. Y 核电厂运行人因失误分析与管理 [D]. 衡阳: 南华大学, 2018.
- [11] 张力, 邹衍华, 黄卫刚. 核电站运行事件人因因素交互作用分析 [J]. 核动力工程, 2010, 31 (6): 41-46.
- [12] 许友龙, 周红. 运行核电厂人因类运行事件分析 [C] // 中国核科学技术进展报告 (第四卷)——中国核学会 2015 年学术年会论文集第 10 册 (核安全分卷), 2016 (04), 中国四川绵阳: 中国原子能出版社, 2015: 438-444.
- [13] 陈农田, 李俊辉, 满永政, 等. 基于民航安全信息文本挖掘的进近着陆致险因素分析 [J]. 中国安全生产科学技术, 2022, 18 (3): 5-10.
- [14] 郑双怡. 文本挖掘及其在知识管理中的应用 [J]. 中南民族大学学报 (人文社会科学版), 2005 (4): 127-130.
- [15] 余金. Python 语言在数据分析处理中的应用 [J]. 电脑编程技巧与维护, 2022 (6): 18-20.
- [16] 李志强, 王玉玫. 面向新闻文本的特征提取方法研究与实现 [J]. 信息技术, 2022 (1): 80-83+89.
- [17] 文晓艺, 郝程程. 基于奇异值分解的新闻标题聚类研究 [J]. 计算机技术与发展, 2020, 30 (2): 42-46.
- [18] Chui C K, Kao B, Hung E. Mining frequent itemsets from uncertain data [C] // Proceedings of the 11th Pacific-Asia conference on advances in knowledge discovery and data mining. Nanjing, 2007: 47-58.

## Cause Analysis of Nuclear Power Plant Operation Events Based on Text Mining

Chen Jiahua<sup>1,2</sup>, Wang Pingping<sup>1,\*</sup>

- (1. School of Economics Management and Law, University of South China, Hengyang 421001, China;
2. Hunan Provincial Key Laboratory of Emergency Safety Technology and Equipment for Nuclear Facilities, Hengyang 421001, China)

**Abstract:** In order to analyze the causes of nuclear power plant operation events, based on text mining technology and python tools, corpus construction and text preprocessing are carried out for the operation events notified by the National Nuclear Safety Administration in recent years. The SVD algorithm based on TF-IDF is used to denoise and reduce the dimension of the original feature items, and the dimension of the maximum interpretation is 200 dimensions. Next, the similar descriptions in the text are classified and summarized. Finally, the causes of 34 nuclear power plant operation events are obtained. With the help of visual word cloud graph, the statistical results of word frequency of event causes are presented, and a co-occurrence network is constructed to obtain the correlation between event causes. The TF-IDF eigenvalues of visual event causes are used to analyze the importance of event causes. The results show that equipment related events and human related events account for a large proportion of nuclear power plant operation events. Compared with the nuclear power plant operation events in the previous two years, the frequency of accidental collision and inadequate supervision in the nuclear power plant operation events in the next two years is significantly reduced. Nuclear power plants should continue to strengthen safety management and pay attention to the prevention of operation events.

**Key words:** text mining; nuclear power plant; operational events; cause; TF-IDF; SVD

(责任编辑: 许龙飞)



甘学英,徐春艳,何玮,等. 核电厂废气处理系统双重气体分析仪设置探讨[J]. 核安全,2023,22(2):45-51.

Gan Xueying, Xu Chunyan, He Wei, et al. Discussion on Setting of Dual Gas Analyzers in Nuclear Power Plant Waste Gas Treatment System [J].

Nuclear Safety, 2023, 22(2): 45-51.

## 核电厂废气处理系统双重气体分析仪设置探讨

甘学英<sup>1</sup>, 徐春艳<sup>1</sup>, 何玮<sup>1</sup>, 姚兵<sup>2</sup>, 张晶<sup>1,\*</sup>, 魏方欣<sup>1</sup>

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 中广核工程设计有限公司上海分公司, 上海 200241)

**摘要:** 本文探讨了核电厂废气处理系统双重气体分析仪设置的概念以及设置的必要性, 可以为气体分析监测系统设计和改造提供参考。本文通过对相关系统氢、氧燃爆的事故(件)的分析, 对我国主要堆型气体分析仪的设置和运行情况的分析, 以及向NRC技术官员咨询, 论证了气体分析仪不但能预防上游氧气进入废气处理系统, 而且能及时警报上游系统设备氧气进入。本文证明, 进行气体分析仪双重设计是必要的。

**关键词:** 废气处理系统; 气体分析仪; 双重; 氢气; 氧气; 燃爆

**中图分类号:** X771 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)02-0045-07

压水堆核电厂的放射性废气处理系统以及上游系统运行时包容大量放射性气体,同时也含有大量氢气。系统设计时,一般是控制氧气进入以防止形成含有潜在燃爆风险的氢氧混合气体。系统中氢、氧气体浓度的监测一般通过两种方式获得,一是运行人员取样分析,二是气体分析仪连续监测。后者能够使电厂运行人员及时发现氧气的进入,控制氢氧燃爆的风险。因此,设置可靠和准确的气体分析仪显得尤为重要。

我国核安全导则《核电厂放射性废物管理系统设计》(HAD401/02)<sup>[1]</sup>第3.3.2节描述“如果有爆炸性氢、氧混合气体存在的可能,废气处理系统应设置具有自动控制功能、能检测爆炸性混合气体的形成或积累的双重气体分析仪,并在主控制室报警。也可以将废气处理系统设

计成能承受氢气爆炸的影响”。然而,在我国核电的建设和运行中,设计方、营运单位和监管部门对HAD401/02中提到的双重气体分析仪的监测对象、“双重”如何实现以及设置的必要性等问题,存在分歧和争议。

本文通过分析国外核电机组废气处理系统相关事故(件),解读双重气体分析仪的概念,分析我国核电厂废气处理系统气体分析仪的设置和运行情况,说明气体分析仪设置的发展历程和必要性,辨明双重气体分析仪的概念,最后给出结论和建议。

### 1 从氢气燃爆事故(件)分析气体分析仪设置的必要性

美国和法国核电厂的废气处理系统及其上游系统历史上均发生过氢气燃爆事故(件)或检

收稿日期: 2022-10-15 修回日期: 2023-02-23

作者简介: 甘学英(1970—),男,正高级工程师,现主要从事放射性废物管理审评和监督工作

\* 通讯作者: 张晶, E-mail: 19075715@qq.com

测到可能燃爆的氢氧混合气体,部分事故见表 1。

表 1 国外核电厂氢气燃爆事故(件)和发现燃爆混合气体的情况

Table 1 Cases for hydrogen combustion accidents and combustion mixture gas events in nuclear power plants abroad

序号	国家	机组	时间	事故(件)概况
1	美国	San Onofre2/3	1989 年	与放射性废气衰变箱有关的放射性废物厂房氢气燃烧
2	美国	Byron	1989 年	氢气进入反应堆冷却剂疏水收集箱,安注蓄压箱发生氢气爆炸
3	美国	Zion 1	1987 年	发现废气系统衰变箱含有爆炸性混合气体
4	美国	Alvin W.Vogtle 1	1987 年	容控箱球阀泄漏致使氢气泄漏到辅助厂房
5	美国	Arkansas 1	1982 年	高压注入阀维修期间发生氢爆
6	美国	San Onofre1	1981 年	氢气燃烧造成废气衰变箱失效
7	法国	Fessen-heim 1	2009 年	缓冲箱取样分析发现氧气浓度超过 4%
8	法国	Dampierre 2	2008 年	容控箱吹扫时,氧分析仪报警,提示缓冲箱高氧浓度
9	法国	Cruas	1986 年	发现化容系统贮槽含有氢氧混合可燃气体
10	法国	Blayais	1983 年	泄压阀处氢气着火
11	法国	Bugey 4	1982 年	一个衰变箱由于氢氧混合气体燃烧而变形

注:表中事件来自国际原子能机构(IAEA)的运行经验国际报告系统(IRS)。

## 1.1 法国

### 1.1.1 法国 Bugey 4 号机组衰变箱变形<sup>[2]</sup>

1982 年 3 月 4 日,法国 Bugey 4 号机组压缩机向衰变箱转移气体的时间变长,工作人员经调查发现衰变箱变形。最初发现衰变箱安全阀和入口管上的一个隔离阀泄漏,导致烟囱释放的气态流出物的放射性略有增加。但是这无法解释衰变箱的变形。工作人员通过人孔检查发现衰变箱内壁有黑色沉积物,特别是在较低的区域和安全阀水平的区域,这显然是由氢氧燃烧引起的。后续行动是:(1)立即检查所有衰变箱中的氧气浓度(某些衰变箱的氧气浓度超出了规范规定的限值);(2)列出空气可能会进入系统的所有点位的清单;(3)考虑如何永久监测衰变箱的上游气态流出物中的氧气浓度;(4)法国核安全监管部制定规定,要求每天检查氧气浓度,此规定适用其国内所有机组。

Bugey 核电厂的事故促使法国核安全当局要求法国电力公司(EDF)对可能含有氢氧混合气体系统的监控进行改进。EDF 也决定采取措施连续监测废气处理系统缓冲箱中的氧气水平,但是直到 1986 年也未实施。结果发生了下面一起事故。

### 1.1.2 法国 Cruas 1 号机组容控箱存在可燃气体<sup>[3]</sup>

1986 年,法国 Cruas 1 号机组准备计划停堆前,用氮气吹扫容控箱气空间的含氢废气至废气处理系统。起初废气处理系统缓冲箱(TEG01BA)的氧含量为 1%。第二天,在执行技术规范要求的每日进行 1 次取样分析时发现 TEG01BA 的氧气含量上升至 10%。之后用尽各种努力寻找原因,包括对 TEG01BA 进行数次氮气吹扫,但其氧含量上升到了 14%。工作人员推测氮气分配系统可能进入了空气,对氮气系统分析显示,氮气中氧浓度为 20%,证实了推测。工作人员采取的措施是停止氮气吹扫,通过循环氢气,化容系统冷却剂连续脱气经烟囱排放。

这起事故表明,Cruas 1 号机组废气处理系统如果安装了氧气体分析仪,就能很快发现缓冲箱上游来气中较高的含氧量,并能尽快确定原因。

1986年以后,法国 EDF 对进入废气处理系统的氧气采取了连续监测措施,安装了一套气体分析仪,在下面两起事故中有所体现。

### 1.1.3 法国 Dampierre 2 号机组氧气进入缓冲箱<sup>[4]</sup>

2008年,法国 Dampierre 2 号机组处于正常停堆模式,反应堆冷却剂系统(RCS)正在进行氧化阶段的准备工作,包括将过氧化氢注入容控箱并用空气吹扫该箱的气空间。进行这些操作前,必须进行系统阀门排列操作,把含氢废气的缓冲箱与含氧废气的容控箱隔离,排除空气和氢气混合引起的爆炸或燃烧风险。含氢缓冲箱是共用单元,也接收来自 1 号机组的含氢废气。氧气分析仪在容控箱空气吹扫过程中警报了,这表明废气处理系统缓冲箱中的氧气含量很高。氧气分析仪显示缓冲箱上游的氧气浓度为 15%。工作人员停止容控箱空气吹扫并进行了阀门排列检查,发现有两个阀门未在正确的位置,说明缓冲箱中的氧气来自 2 号机组的吹扫。工作人员纠正阀门排列后,氧浓度逐渐恢复正常,未达到临界氧/氢混合条件。本次事件未演化成事故,原因是:(1)快速检测到氧气的存在;(2)缓冲箱主要包含氮气。

这起事件证明,作为唯一防线的在线氧气分析仪是有效的。同时表明该测量的可靠性和可用性非常重要。从更广泛的角度来看,也表明需要在氢气很容易积聚的区域安装此类探测仪表。

### 1.1.4 法国 Fessenheim 1 号机组缓冲箱氧气浓度超过限值<sup>[5]</sup>

2009年,法国 Fessenheim 1 号机组废气缓冲箱气体取样化学分析时发现氧气含量超过 4% 限值。操作员立即关闭并隔离设备,注入氮气,电路接地并标记该区域。缓冲箱氧浓度升高是由于气动阀阀杆密封老化和阀膜片穿孔导致空气进入造成的。这种阀门是 2000 年安装在设备上的,但阀杆上的密封件没有同时更换,已使用了 23 年。没有任何文件说明气动阀组件上弹性密封件的保质期。这一事件再次暴露了现场备品备件使用寿命的问题。

该事件还表明,与 Dampierre 事件相反,作

为一道防线运行的氧气分析仪,能够连续分析进入废气处理系统缓冲箱的上游来气,但不能检测到进入系统下游的空气。

## 1.2 美国

### 1.2.1 美国 San onofre 1 号机组衰变箱氢气燃烧事故<sup>[6]</sup>

美国 San onofre 1 号机组发生过一起与法国 Cruas 1 号机组极其类似的事故。1981年 7 月 17 日,低温废气处理系统放射性废气衰变箱在排放处理时,系统的流量调节遇到了困难,工作人员经调查确定,控制进入下游废气处理系统的气体减压阀出现了故障。在维修减压阀时有噼啪声响,衰变箱中的氢气着火了。控制室观察到了火灾报警,进入反应堆辅助厂房的操作人员报告存在烟雾,衰变箱上的就地压力指示读数为 0-psig。火灾后,工作人员发现衰变箱人孔盖螺栓松动并且人孔周围有轻微损坏。氢气着火的原因是压缩空气系统中的空气进入并污染了氮气分配系统,导致用氮气吹扫一回路时,造成了 9 个箱体中的氧气超过限值,包括稳压器减压箱、容控箱、废气衰变箱,最终造成一个废气衰变箱燃爆。氮气分配系统和压缩空气系统连接是三哩岛(TMI)事故后的一个改进项,目的是将氮气作为压缩空气的备用气体。本次事故释放了 8.8 居里的放射性气体。

从本次事故中可以看出,20 世纪 60 年代的 San onofre 1 也只设置了一套氧分析仪,由于未知原因,这套仪表一年多无法使用,工作人员也未对其进行很好的维修保养。

### 1.2.2 St. Lucie 1、2 号机组关于爆炸性混合气体监测要求的修改申请<sup>[7]</sup>

美国 St. Lucie 1、2 号机组废气系统安装了双重气体分析仪监测典型含氢环境中的氧浓度,以确保可以检测到不可接受的氢、氧混合气体。

St. Lucie 爆炸性混合气体技术规范给出了每台衰变箱中氧、氢浓度限值和监测要求。其目的是保证每台机组在运行废气处理系统时能够检测到并减少不可接受的氢氧混合气体。

衰变箱需要通过“连续监测”来确定氧气浓度在限值范围内。然而,St. Lucie 1、2号机组的升版最终安全分析报告(UFSAR)中氧气分析仪的可操作性要求为“连续监测”提供了一个附加条件,即当安装的两套氧气分析仪都不可用时,工作人员需要使用实验室气体分配器取样,至少每24小时分析一次衰变箱中的氧气样品,在此前提下,方可允许废气处理系统运行30天。

St. Lucie 核电厂于1998年向NRC提交了修改技术规范申请,与UFSAR保持一致。

从St. Lucie核电厂的修改申请中可以看出:(1)20世纪70年代的美国核电厂,废气处理系统已经开始采用连续监测气体分析仪的双重设计;(2)在富含氢气的系统中,双重气体分析仪监测的是氧气浓度;(3)当时的气体分析仪的可靠性较差。

## 2 双重气体分析仪的概念

我国双重气体分析仪的提法源自美国。美国NRC发布的不同版本的《核电厂安全分析报告标准审查大纲》<sup>[8-10]</sup>中均有相同表述:“‘双重’系指连续运行的两个独立的气体分析仪,提供两种独立测量,以确定氢和(或)氧未达到可能爆炸的浓度”。我国在已废止的国家标准《轻水堆核电厂放射性废气处理系统技术规定》<sup>[11]</sup>中也采用了相同表述。

我国审评人员就此问题曾向NRC的技术官员咨询,NRC的回应除了引用NUREG-0800(2007)<sup>[9]</sup>11.3节的相关表述外,还作了一句解释:“双重气体分析仪是指为采取必要的措施,两个气体分析仪连续测量一个相邻点位获得两个独立的读数以确认气体浓度”,此处的“确认”应理解为对同一种气体浓度的确认。同时,NRC技术官员还以AP1000堆型的设计为例说明双重设计的概念。

## 3 我国核电厂废气处理系统气体分析仪设置现状和问题

我国核电厂的主要堆型有M310及其改进

型机组、AP1000型机组、EPR型机组和VVER型机组。废气处理系统气体分析仪的设置现状和问题描述如下。

### 3.1 M310堆型及其改进型

我国M310堆型及其改进型机组的气体分析仪设置流程如图1所示。M310堆型及其改进型的废气处理系统是双堆共用系统,上游各系统放射性含氢废气经吹扫后汇集到废气处理系统的总管形成主工艺流,工艺设计从主工艺流引出一侧流,气体经过一块氧表测量后返回主工艺流。

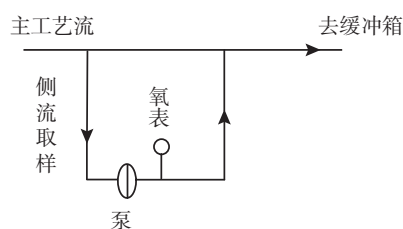


图1 M310堆型及其改进型机组气体分析监测流程示意图

Fig.1 Schematic diagram of gas analysis system of M310 and its improved type

M310堆型机组引进的是法国技术,后续M310改进型机组废气处理系统大部分只设置了一套氧分析仪。

### 3.2 AP1000堆型

由AP1000堆型废气处理系统气体分析监测流程示意图(见图2)可以看出,工艺设计在系统主工艺流路径上引出一侧流连续取样,在测流路径相邻位置设置了两个串联的氧分析仪和两台并联的取样泵。两台取样泵一备一用;两台氧分析仪保证一台发生故障或刻度漂移时,另一台仍可用。两个氧分析仪的氧浓度设置了就地和主控报警,报警阈值(高报1.8%和高高报2.4%)的设定让操作员有足够时间采取应对行动。此外,AP1000堆型机组在测流路径上还设置了一个氢气分析仪,用于直接测量侧流中的氢浓度,氢气分析仪也设置了报警阈值(2%)。机组正常运行期间,报警被抑制;在系统维修前氮气吹扫时,控制提醒系统残留的氢气浓度。设置氢气分析仪的另一个作用是在氧气

进入系统的情况下,操作人员可以利用气体分析仪的读数结合氢气燃烧图来评估系统燃爆的可能性。

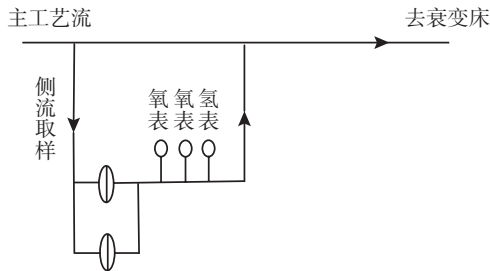


图2 AP1000堆型废气处理系统气体分析监测流程图

Fig.2 Schematic diagram of gas analysis system of AP1000 reactor type

AP1000堆型机组气体分析仪的设置实现了为连续运行的两个独立的气体分析仪提供两种独立测量的目的。需要指出的是,两台氧分析仪采用了不同的供电序列。

AP1000堆型由于是美国设计堆型,因此废气处理系统气体分析仪的设置贯彻了“双重”理念。

### 3.3 EPR堆型

由EPR堆型机组废气处理系统气体分析监测流程图(见图3)可以看出。EPR堆型机组也是通过侧流取样,不同的是,它并联设置3台能力为50%的取样泵,两台运行,一台备用。并联设置两对氢、氧分析仪。氢、氧各设置了两级报警:氢气H1-3.5%,H2-4%;氧气H1-1.75%,H2-2%。

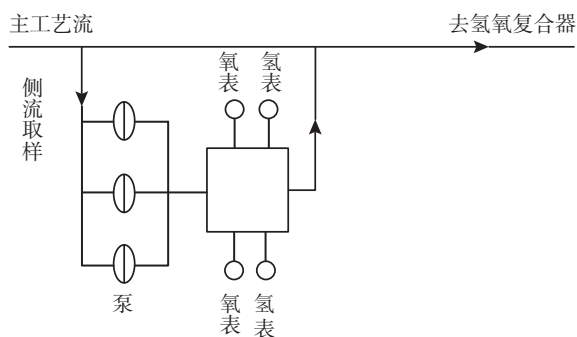


图3 EPR堆型废气处理系统气体分析监测流程图

Fig.3 Schematic diagram of gas analysis system of EPR reactor type

EPR堆型机组废气处理系统需要同时控制氢气和氧气的浓度,因此设置了两对氢气和氧气分析仪,分别对氢气和氧气能够实现两个“独立”,即两个独立读数。取样泵也有备用。我们可以认为该设计遵从“双重”建议。

### 3.4 VVER堆型

VVER堆型机组废气处理系统设置了两列(冗余),每列上设置一对氢、氧分析仪和一台泵。VVER机组废气处理系统在设计上能够承受氢氧混合气体爆炸的影响。

## 4 M310堆型气体分析仪运行状况

我国某M310堆型基地共6台机组运行,设置了3套氧气分析仪(TEG001MG)。2018年1月至2021年4月的TEG001MG故障数据库(I0)显示,共发生27次14天的双机组I02事件,均在规定时间内消除了故障。如果14天内无法消除I02,则机组存在后撤风险。氧气分析仪的主要故障有探头或探头电极膜片异常、取样泵故障或出力不满足要求、电机故障、流量开关故障、取样回路有水或过滤装置堵塞、表头故障等。

实践表明,气体分析仪能够对高氧气浓度进行及时监测。某核电厂1号机组大修并网1个月后,TEG001MG发出高高报警,联锁关闭主工艺流阀门(TEG101VY)。运行人员分析氧气偏高的可能原因为:(1)硼回收系统除气器排气管存在残氧;(2)大修时检修的死管段未吹扫;(3)系统部分死管线未吹扫。纠正措施是:针对可能原因优化了相应的吹扫程序,并在后续大修中采用。此后再未发生此类事件。

由此可见,M310堆型气体分析仪起到了很好的预警作用,但故障率较高。

## 5 结论和建议

(1)气体分析仪能够连续监测进入废气处理系统的氢气或(和)氧气浓度,警报和防范可燃爆氢、氧混合气体的形成。这里重点指出的是,气体分析仪担负着两重功能:一重是及时警报上游系统设备如容控箱、稳压器泄压箱等进入

空气(氧气);另一重是防止上游含氧气体进入下游系统设备如缓冲箱、衰变箱等。前者功能更为重要,因为上游系统、设备可能是安全级或与安全级相连的设备。从这个角度讲,设置双重气体分析仪是必要的。

(2)法国核电厂早期未进行连续监测气体分析仪的设计,1986年后增加了一套连续气体分析仪的设计或改造。美国核电厂早期也只是设计了一套气体分析仪,在20世纪70年代前后开始了气体分析仪的“双重”设计。

(3)双重气体分析仪监测的对象是系统需要控制浓度的气体,如某堆型需要控制氧浓度则需对氧气浓度进行双重监测;对氢、氧浓度都需要控制,则分别需要对氢和氧进行双重监测。两个独立连续运行的气体分析仪还体现在能动设备的冗余,如取样泵、采用不同供电序列。

(4)我国M310堆型及其改进型废气处理系统气体分析仪的设置不遵从双重设计的概念,AP1000堆型和EPR堆型则符合双重设计概念。

(5)建议我国新建核电厂的废气处理系统气体分析仪遵从“双重”设计理念;对于已运行、未进行气体分析仪“双重”设计的核电厂,如果由于仪表可靠性的原因,计划对气体监测系统改造时,建议按照“双重”设计理念改造。

## 参考文献

- [1] 国家核安全局. 核安全导则汇编 [M]. 北京: 中国法制出版社, 2000: 1914-1953.
- [2] IAEA. France Bugey Npp distortion of one of the storage tanks for gaseous hydrogen effluents: IRS-124 [R]. Vienna: IAEA, 1982.
- [3] IAEA. Cruas NPP combustible mixture of hydrogen and oxygen in chemical and control system tanks: IRS-793 [R]. Vienna: IAEA, 1986.
- [4] IAEA. Dampierre NPP routing of aerated effluents to the hydrogenated effluent header due to a lineup fault: IRS-7995 [R]. Vienna: IAEA, 2009.
- [5] IAEA. Fessenheim NPP high oxygen content in two gaseous waste treatment tanks constituting fire risk: IRS-8137 [R]. Vienna: IAEA, 2010.
- [6] IAEA. San onofre NPP ignition in gaseous waste decay tank: IRS-53 [R]. Vienna: IAEA, 1981.
- [7] Florida Power & Light Company. Proposed License Amendments Explosive Gas Mixture Monitoring Requirements: ML17229A758 [R]. Rockville: U.S.NRC, 1998.
- [8] U.S.NRC. Standard review plan: NUREG-75/087 [R]. Rockville: U.S.NRC, 1980.
- [9] U.S.NRC. Standard review plan: NUREG-0800 [R]. Rockville: U.S.NRC, 2007.
- [10] U.S.NRC. Standard review plan: NUREG-0800 [R]. Rockville: U.S.NRC, 2016.
- [11] 国家环境保护局. 轻水堆核电厂放射性废气处理系统技术规范: GB9136-1988 [S/OL]. 北京: 国家环境保护局, 1988. <https://www.mee.gov.cn/image20010518/4606.pdf>.

## Discussion on Setting of Dual Gas Analyzers in Nuclear Power Plant Waste Gas Treatment System

Gan Xueying<sup>1</sup>, Xu Chunyan<sup>1</sup>, He Wei<sup>1</sup>, Yao Bing<sup>2</sup>, Zhang jing<sup>1\*</sup>, Wei Fangxin<sup>1</sup>

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China; 2. CGN Engineering Design Co., Ltd., Shanghai Branch, Shanghai 200241, China)

**Abstract:** This paper was intended to discuss the dual gas analyzer concept and its installing necessity in the waste gas treatment system of nuclear power plants (NPP), and to provide a reference for the design or modification of waste gas analysis monitoring system. By the analysis of the accidents (occurrences) of hydrogen-oxygen combustion or explosion in the relevant systems, the analysis of the gas analyzer setting and operation situation of the domestic main reactor-type NPP, and the consultation with the NRC technical officials, it was believed that the gas analyzer was able to not only prevent the upstream oxygen from entering the waste gas treatment system but also timely alert the oxygen entering upstream system equipment. Therefore, it was necessary to carry out a dual gas analyzer design.

**Key words:** waste gas treatment system; gas analyzer; dual; hydrogen; oxygen; combustion

(责任编辑：许龙飞)

王钦,马占军,王金成,等.反应堆核热耦合松耦合数值仿真研究综述[J].核安全,2023,22(2):52-58.

Wang Qin, Ma Zhanjun, Wang Jincheng, et al. A Review of Numerical Simulation Research of Neutronic-Thermal Loosely Coupling in Reactor[J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2): 52-58.

## 反应堆核热耦合松耦合数值仿真研究综述

王 钦<sup>1,\*</sup>, 马占军<sup>2</sup>, 王金成<sup>3</sup>, 丁 铭<sup>3</sup>

(1. 海装沈阳局驻葫芦岛地区某军事代表室, 葫芦岛 125000; 2. 海军参谋部核安全评估保障室, 北京 100000; 3. 哈尔滨工程大学核安全与仿真技术国防重点学科实验室, 哈尔滨 150001)

**摘要:** 在反应堆运行过程中, 包含多个性质不同却相互联系的物理现象, 涉及反应堆物理、热工水力、材料、系统控制等专业。本文主要探讨堆芯反应堆物理与热工水力间的相互作用, 且主要关注对反应堆安全运行具有重要意义耦合现象, 对核热耦合的松耦合数值仿真研究进展进行广泛综述。本文先简要介绍核热耦合的原理方法和主流数值仿真程序, 随后依据仿真程序自身特点进行科学分类, 最后着重研究四类松耦合数值仿真方法现阶段的实际应用情况, 给出了典型算例, 并分析其计算效果及实用价值。

**关键词:** 物理热工耦合数值仿真; 反应堆安全分析; 核热耦合现象; 松耦合; 外耦合

**中图分类号:** TL32 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 02-0052-07

核工程是材料科学、化学、热工水力学和反应堆物理等多个系统的复杂交叉, 其中, 反应堆物理与热工水力之间的相互作用对反应堆设计有重要影响。反应堆物理对热工水力的影响体现在裂变反应产生的热能会改变燃料和冷却剂的温度, 而热工水力对反应堆物理的影响通常称为反馈效应, 反馈效应包含以下几种: (1) 材料温度的影响。微观截面取决于材料的温度, 温度的升高导致多普勒共振峰扩大, 即共振吸收速率增大。如果这种效应对中子捕获比裂变对中子的捕获更强, 那么功率增加引起的温度升高会导致中子数减少, 从而功率降低, 进而影响核反应堆安全相关参数。 (2) 材料密度的影响。宏观截面受到材料密度的影响, 当固体中的热

膨胀影响相对较弱时, 液体中的相变(沸腾)会导致宏观截面的突然变化。 (3) 热中子能谱的影响。热中子能谱与温度有关, 温度的升高会导致中子能谱变硬, 进而导致反应速率的改变。由此可见, 二者之间关系紧密, 不可分割。因此, 对于反应堆物理学和热工水力学两个子物理场而言, 它们之间的部分参数是共享的, 并主要通过温度相互影响, 各子物理场进行独立求解往往不能准确反映堆芯变化。运用数值方法对这两个物理场联合求解并考虑二者间参数传递的过程就是核热耦合数值模拟研究。随着现代计算机技术的发展, 反应堆物理与热工水力耦合数值模拟已经成为可能, 并逐渐成为反应堆设计计算的研究热点。

收稿日期: 2022-09-07 修回日期: 2022-09-19

作者简介: 王钦 (1994—), 男, 现主要从事核动力装置安全分析研究

\* 通讯作者: 王钦, E-mail: wangqaurora@foxmail.com



# 1 中子输运与热工水力基本方程

## 1.1 中子输运方程

中子学理论,又称中子输运理论,研究包括中子在物质中的运动方式以及进行核反应的条件,热中子产生裂变反应是中子学中关注的重点。裂变产生的热能又会改变燃料以及冷却剂的温度,进而影响热工水力学计算。从数学角度看,影响堆芯功率分布的中子通量是通过求解玻尔兹曼方程得到的,其表达形式如公式(1)所示。

$$\begin{aligned} & \frac{1}{V} \frac{\partial}{\partial t} \phi(r, E, \Omega, t) + \Omega \cdot \nabla \phi(r, E, \Omega, t) \\ & + \sum_t(r, E, t) \phi(r, E, \Omega, t) \\ & = Q_s(r, E, \Omega, t) + Q_f(r, E, \Omega, t) \end{aligned} \quad (1)$$

其中

$$\begin{aligned} Q_s(r, E, \Omega, t) = & \int_{4\pi} \int_0^\infty \sum_s(r, E \leftarrow E', \Omega \leftarrow \Omega', t) \\ & \phi(r, E', \Omega', t) dE' d\Omega' \end{aligned} \quad (2)$$

$$\begin{aligned} Q_f(r, E, \Omega, t) = & \frac{1}{4\pi} \sum_{j=1}^J \chi_j(E) \int_0^\infty \nu \sum_{f,j}(r, E', t) \phi(r, E', t) dE' \end{aligned} \quad (3)$$

式中,  $r=x_i+y_j+z_k$  为空间位置矢量,  $\Omega=\mu_i+\eta_j+\zeta_k$  为空间立体角,  $V$  是中子速度,  $E$  是中子能量,  $t$  是时间;  $\phi(r, E, \Omega, t)$  是中子角通量密度,  $Q_s(r, E, \Omega, t)$  为散射源项,  $Q_f(r, E, \Omega, t)$  为裂变源项;  $\sum_t(r, E, t)$  为中子宏观总截面,  $\sum_f(r, E)$  为宏观裂变截面,  $\sum_s(r, E \leftarrow E', \Omega \leftarrow \Omega', t)$  是能量为  $E'$ 、运动方向为  $\Omega'$  的中子散射到能量为  $E$ 、运动方向为  $\Omega$  的宏观散射截面;  $J$  为燃料中含有的裂变核素种类数,  $\nu$  为平均每次裂变释放出的中子数,  $\chi_j$  为核素  $j$  的裂变谱。

## 1.2 热工水力方程

热工水力作为核热耦合相关研究中的关键一环,在反应堆设计中起主导和桥梁作用,主要描述流体的运动以及系统中不同材料间热量如何传递,这些过程由热传导模型和冷却剂流动模型确定。具体表达形式如公式(4)–(6)所示。

$$\rho_s C_p \frac{\partial T}{\partial t} - \nabla \cdot k \nabla T = q''' \quad (4)$$

$$\frac{\partial \rho_f}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho_f U) = 0 \quad (5)$$

$$\frac{\partial \rho_f U}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho_f U U) = -\nabla p + \nabla \cdot \tau \quad (6)$$

$$\frac{\partial \rho_f e}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho_f e U) = S \quad (7)$$

$\rho_s$  为燃料密度,  $C_p$  为燃料比热容,  $k$  为燃料热导率,  $T$  为燃料温度,  $\rho_f$  为冷却剂密度,  $U$  为冷却剂流速,  $p$  为压力,  $\tau$  为剪切力,  $e$  为内能,  $q'''$  为体积热导率,  $S$  为热源。

## 1.3 反应堆物理热工耦合数值模拟研究分类

数值仿真核热耦合问题时,反应堆物理学与热工水力学各通过一组数学方程来描述物理量演化,目前研究存在多种求解方式,由图1可知耦合方法分为紧耦合和松耦合。紧耦合指计算程序对堆物理方程和热工水力方程联立进行求解;松耦合指堆物理程序与热工水力程序分别独立运算,通过边界交换数据实现耦合,可充分利用现有程序。松耦合又可以分为程序内部耦合和外部耦合方式,内部耦合是将堆物理程序或热工水力程序其中一方作为子程序嵌入另一程序,通过内存访问进行数据交换;外部耦合是在已有堆物理和热工水力程序基础上,独立开发调用参数的外部接口,以输入输出文件形式进行数据交换。现阶段紧耦合程序开发难度较大,对计算能力要求很高,难以适应复杂模型。因此,目前核热耦合研究多采用较为成熟的松耦合方法。

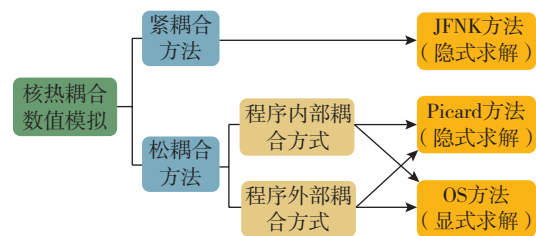


图1 耦合方法分类

Fig.1 Classification of coupling methods

核热耦合数值仿真可分为显式求解和隐式求解,隐式求解方式有 Picard 迭代法和 JFNK (Jacobian-Free Newton-Krylov) 法,显示求解方

式主要为算符分裂(Operator Splitting, OS)法<sup>[1]</sup>。对紧耦合方法,两个物理场方程组联立求解,求解方式符合数值计算中的传统定义:显式解法中,当前时间步的解为上一步解的函数,隐式解法中当前时间步长的解是当前时间步的函数,也是前一个时间步的解的函数。目前,对反应堆物理学与热工水力学组成的大型偏微分方程组的数值方法主要为隐式求解的 JFNK 方法。对松耦合方法,由于两个物理场分别各自解耦求解,其数值求解方式可分为:(1)显式:每个物理场都使用前一个同步点上另一个物理场的解,如 OS 方法。(2)隐式:每个时间步的两个物理场之间额外增加外迭代循环过程,重复进行数据交换,直至两个物理场均收敛,如 Picard 方法。

#### 1.4 松耦合数值求解方法

如图 2 所示,OS 法可对方程中各物理量分别求解,可充分利用已开发验证的单物理场仿真程序,只需进行稍许修补,工作量较少。OS 法在时间上为一阶精确,需要更小的时间步长以得到更精确的解。OS 法中在某个时间(瞬态)步或某个迭代(稳态)步内,物理-热工耦合计算仅需一次数据交换便可将参数传递给下一个时间步或迭代步。同样由于每步仅有一次数据交换/迭代,OS 法存在物理量滞后更新的问题,因此全部物理量无法在一个时间步(迭代步)内确保完成收敛。

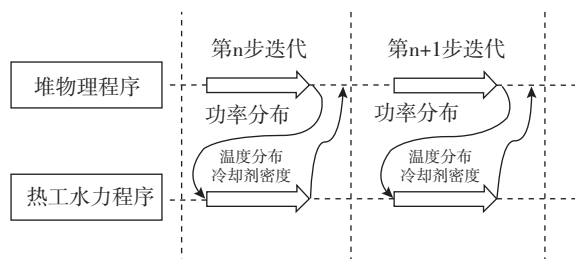


图 2 OS 法流程简图

Fig.2 Flowchart of OS methods

运用 Picard 迭代法实现隐式松耦合数值仿真策略,是现阶段进行核热耦合数值仿真的主流方式。如图 3 所示,Picard 迭代法作为 OS 法的改进,同样将物理热工耦合分为两个子物理

场问题依次求解。不同的是,Picard 迭代法在子物理场间添加了一个外迭代,以确保在一个迭代步(时间步)内所有物理场能够实现收敛。这种全局迭代的方式解决了非线性问题求解,在计算中可考虑取相对较长的时间步长。

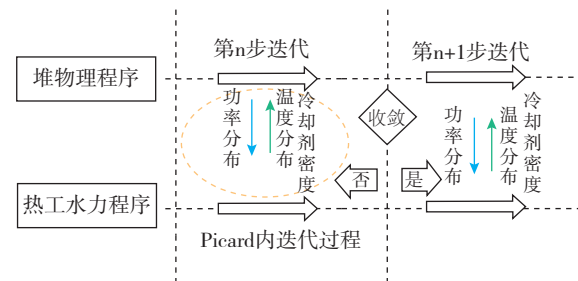


图 3 Picard 迭代法流程简图

Fig.3 Flowchart of Picard iterative methods

## 2 核热耦合松耦合研究现状

前述可知目前核热耦合数值模拟研究主要采用松耦合方法,本节基于松耦合研究框架进行叙述。松耦合方法是基于中子计算和热工水力计算程序的研发而发展起来的,在核工程发展早期,由于计算能力限制需对模型进行简化,如热工水力学的一维模型、中子学的点堆模型等。随着计算技术发展,更加精准复杂的计算模型被开发出来。在此基础上,物理热工耦合问题的研究也更加深入,本文从第 2 节所示的中子学和热工水力学控制方程出发,对现有核热耦合计算程序进行简要介绍,目前耦合常见程序分类如图 4 所示。

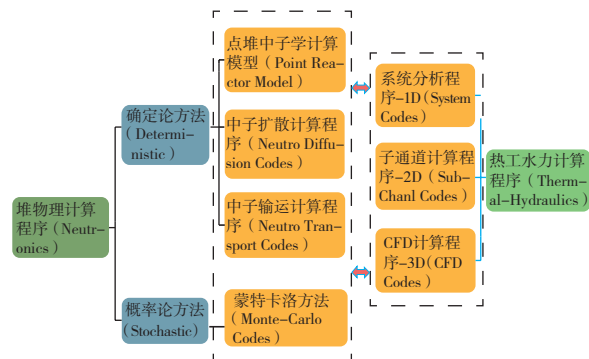


图 4 核热耦合数值模拟松耦合计算程序

Fig.4 Neutronics/thermal-hydraulics loose numerical simulation calculation program

如图 4 所示,核热耦合的堆物理学玻尔兹曼方程求解方式根据原理可分为确定论方法和概率论(蒙特卡洛)方法,其中确定论计算程序又可分为点堆中子学计算模型、中子扩散计算程序和中子输运计算程序。热工水力计算常见程序可分为三种类型,分别是具有一维计算能力的系统分析程序、二维计算能力的子通道计算程序和三维计算能力的 CFD 软件。根据计算能力的不同,本文将系统分析程序和子通道计算程序合并称为传统热工水力计算程序,将 CFD 仿真程序单独归为一类。为便于研究和讨论,本文将用于堆物理仿真的确定论计算程序、概率论计算程序和用于热工水力计算的传统计算程序、CFD 程序两两组合,并归纳为四类计算方式进行综述。

## 2.1 反应堆物理数值仿真

### 2.1.1 确定论堆物理仿真分析程序

确定论方法将中子输运方程在空间、角度和能量上进行离散化,得到标量和通量的偏微分方程。点堆中子计算模型忽略了中子输运在空间和角度上的变化,仅对能量离散进行求解;中子扩散程序忽略了中子输运方程中角度的变化,进行空间和能量离散;中子输运程序对空间、角度和能量全部进行离散化。空间的离散指将计算区域划分为网格,角度的离散包括球谐函数展开法(PN 法)、离散角算法(SN 法和离散纵坐标法)、扩散逼近法,能量的离散通常采用多群近似法,将不同能量范围分成若干个群,对连续的能量截面赋予加权函数。离散化方案在一定程度上会引入截断误差,随着网格细化,误差会减少,但也要考虑计算资源。总体来说,确定论程序的计算性质决定了其在计算积分量和局部量时具有一定优势。

目前,核热耦合研究中常用的确定论计算程序如表 1 所示。其中,DRAGON/DONJON、DYN3D 和 NEPC-X 在近年核热耦合数值模拟研究中被广泛应用。DRAGON/DONJON 是由蒙特利尔大学开发的栅格输运计算程序,常用于压水堆物理分析。反应堆动力学程序 DYN3D 是模拟轻水堆稳态和瞬态的三维最

佳估算工具,已在德累斯顿—罗森多夫亥姆霍兹中心开发 20 余年<sup>[2]</sup>。NEPC-X (high-fidelity deterministic neutronics code) 由西安交通大学自主研发,在压水堆物理分析中取得了较好应用<sup>[3]</sup>。

表 1 反应堆物理确定论计算程序汇总表  
Table 1 Comprehensive list of deterministic neutronic analysis codes

程序	版本 / 年份	开发组织 / 国家
DeCART	2004	韩国原子能研究院 / 韩国
PENTRAN	2008	HSW 技术有限责任公司 / 中国
nTRACER	2009	首尔国立大学 / 韩国
PARCS	V3.0/2013	核管理委员会(NRC)/ 美国
MPACT	2013	密歇根大学 & 橡树岭国家实验室 / 美国
COBAYA	V4/2015	马德里理工大学 / 西班牙
DYN3D	2016	德累斯顿—罗森多夫亥姆霍兹中心(HZDR)/ 德国
DRAGON/ DONJON	V5.0/2013	蒙特利尔理工学院 / 加拿大
NEPC-X	2018	西安交通大学 / 中国

### 2.1.2 蒙特卡洛堆物理仿真分析程序

蒙特卡洛法通过模拟中子从产生到消失过程的随机序列,来构建一个系统的精确几何和物理(即连续的能量、角度和空间)模型。蒙特卡洛法无截断误差,仅使用少量近似假设,擅长计算积分量,也可用于验证确定论计算结果;缺点是具有随机不确定性,在计算精细局部量(如局部通量)时并不准确,且往往需要较大计算量。表 2 为目前常用蒙特卡洛计算程序,其中,MCNP 和 Serpent 程序在全球范围得到广泛应用。MCNP 计算程序由 Los Alamos National Laboratory 开发,是一种三维通用蒙特卡洛计算程序<sup>[4]</sup>。它求解积分输运方程并在程序内部提供精确的几何建模,使用连续的能量截面,可以与 OpenMP 和 / 或 MPI 并行运行,在核热耦合研究中被广泛应用。Serpent 程序在 2004 年由 VTT 技术研究中心开发并用于反应堆物理计算。Serpentv2 于 2010 年开发,主要用于多物理

场的求解<sup>[5]</sup>。2012年,该程序被应用于芬兰科学院的数值多物理(NUMPS)项目,旨在研究和开发核反应堆分析的高保真计算方法。其他蒙特卡洛法程序参见表2。

表2 反应堆物理蒙特卡洛计算程序汇总表  
Table 2 Comprehensive list of monte carlo neutronic analysis codes

程序	版本/年份	开发组织/国家
MCB	2006	AGH 科学技术大学/波兰
OpenMC	2013	麻省理工学院/美国
MC21	V6.0/2013	柏克德船舶推进公司/美国
TRIPOLI-4	V9/2013	核能中心委员会(CEA)/法国
MCNP	V6.1.1/2014	洛斯阿拉莫斯国家实验室/美国
MCS	2014	蔚山国立科学技术研究院/韩国
Serpent	V2/2010	VTT 技术研究中心/芬兰
RMC	2015	清华大学/中国

## 2.2 反应堆热工水力数值仿真

### 2.2.1 系统分析程序和子通道计算程序

传统热工水力计算程序中,常包含两个层面,一是采用RELAP、RETRAN等系统分析程序得到系统在稳态和瞬态工况下的响应,将结果作为堆芯或组件的计算边界条件;二是使用子通道计算程序COBRA、SUBCHANFLOW等对堆芯进行仿真并估算该条件下堆芯热工水力安全裕度,可满足早期反应堆设计需求。表3中前四个程序为系统分析程序,可用一组守恒方程模拟一维体积的单相流或两相流热工水力现象,程序将研究对象分为一维离散组件或控制体积,并计算中心流体物理量平均值。

系统分析程序不能进行堆芯内部功率和流量分配等计算,需采用子通道分析程序计算局部温度场和密度场,现阶段大部分反应堆热工水力分析都是基于子通道分析程序。计算过程中,系统压力、冷却剂入口温度、流量和热功率分布等是影响堆芯安全裕度和极限运行功率的

关键参数,通过质量、动量、能量控制方程在径向、轴向控制体积中求解。程序还考虑横向动量平衡和通道间混合模型来模拟几何组件内的流场分布,并分析相邻子通道间的交叉流。子通道分析程序被广泛用于核热耦合数值模拟研究,如表3所示。

表3 系统分析程序和子通道计算程序汇总表  
Table 3 Comprehensive list of system codes and sub-channel codes

程序	版本/年份	开发组织/国家
RELAP5	2006	爱达荷国家实验室(INEL)/美国
TRACE	V5.0/2008	核管理委员会(NRC)/美国
ATHLET	V2.0/2003	反应堆安全协会(GRS)/德国
COBRA-IV/EN/IE	1977/1999	巴特利太平洋西北实验室/美国
FLICA	2000	核能中心委员会(CEA)/法国
STAFAS	2003	卡尔斯鲁厄研究中心(KIT)/德国
COBRA-TF	2006	宾夕法尼亚州立大学/美国
CINDER90	V07.4/2007	洛斯阿拉莫斯国家实验室/美国
SUBCHANFLOW	2010	卡尔斯鲁厄研究中心(KIT)/德国
ATHAS/OE	2016	西安交通大学/中国
SUBSC	2017	西安交通大学/中国

### 2.2.2 CFD 仿真程序

CFD程序可进行热工水力三维模型的计算,能更加精确地预测燃料温度、冷却剂温度分布等。随着计算流体力学的发展,用其研究流动和传热成为精确计算的重要发展方向。与实验研究相比,CFD程序可在较短时间内以较低成本获得研究结果,相较于传统热工水力计算程序,其三维效果具有更多优势。在核热耦合计算中常用的CFD程序有商用软件ANSYS、STAR-CD和开源程序OpenFOAM等。

## 2.3 核热耦合数值仿真研究

### 2.3.1 确定论程序与传统程序耦合求解

确定论计算程序与系统分析程序/子通道分析程序间的耦合计算始于20世纪70年代,是早期核热耦合数值仿真研究广泛采用的方法。由于计算能力有限,中子模块常采用点堆模型,如RELAP系列程序,1966年的早期版本RELAPSE,1982年发布的RELAP5/MOD1,TRAC系列程序,1977年发布的TRAC-P1,随着中子瞬态三维计算程序的日益完善,相关研究将更加丰富。

西安交通大学的Liu等学者实现了确定论程序NECP-X与子通道程序CTF的耦合,开发出程序间的高效接口,成功仿真出通用试验堆型VERA的功率和温度分布<sup>[6]</sup>。Cattaneo等学者使用FLICA4与APOLLO3耦合,计算了压水堆5×5燃料组件单元在轴向和周向的功率分布,与实验相比,其程序具有较高的保真度<sup>[7]</sup>。

### 2.3.2 确定论程序与CFD程序耦合求解

随着计算流体力学的不断发展,部分核热耦合数值仿真研究开始使用CFD程序代替子通道计算程序,以获得更精确的局部参数。现阶段采用此方式进行的耦合研究相对较少,随着对热工水力精细化要求的提高,使用CFD程序耦合更符合发展趋势,但其难点在于精细的热工水力计算需要付出很大的计算代价,这使得一些研究简化了物理计算,依然采用一维或二维的热工水力计算实现耦合。同时,由于商用CFD程序的封装特性,二次开发较为困难。

### 2.3.3 蒙特卡洛程序与传统程序耦合求解

为了获得更加准确的堆功率分布,一些研究采用不产生截断误差的蒙特卡洛程序进行耦合,这种耦合方式使堆物理结果更准确,由于计算能力限制使研究对象模型较小,且受热工水力程序限制,对象一般为压水堆与沸水堆等传统堆型。

Ferraro等学者将SUBCHANFLOW、Serpent2程序耦合,较好地仿真了压水堆燃料栅格级的热工水力现象<sup>[8]</sup>。Garcia等学者同样使用上述耦合组合方式,用数值仿真重现了McSAFE项

目压水堆燃料组件满功率运行试验中燃料组件的温度分布,仿真结果与试验高度吻合<sup>[9]</sup>。

### 2.3.4 蒙特卡洛程序与CFD程序耦合求解

相较于前三种方式,蒙特卡洛程序与CFD程序的核热耦合研究不受计算对象几何形状特征的约束,可对熔盐堆或高温气冷堆等结构更复杂的堆型进行仿真,在计算能力允许时,将成为今后核热耦合数值仿真研究的重要途径。

## 3 核热耦合松耦合研究总结

(1)各国针对核热耦合现象不断开展深入研究,大部分利用现有程序进行外耦合数值仿真,以获得更加精确的反应堆安全裕度评估参数,进而促进反应堆设计改进。

(2)在核热耦合数值仿真研究初期,常使用确定论程序与系统分析程序或子通道计算程序进行一、二维模型的耦合仿真,虽然计算能力有限,但因研究堆型多集中在轻水堆,所以在模型经过简化后,该方式较好地满足了当时的计算需求。

## 参考文献

- [1] Wang J, Wang Q, Ding M. Review on neutronic/thermal-hydraulic coupling simulation methods for nuclear reactor analysis [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019: 137.
- [2] Baier, Silvio, Gommlich, et al. The reactor dynamics code DYN3D-models, validation and applications [J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2016, 89 (May): 170-190.
- [3] Dangwei M A, Liu Z, Zhao C, et al. Multilevel Parallel Strategy and Efficiency Optimization in NECP-X [J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2019.
- [4] 高彦锋, 王瑞宏, 张孝泽, 等. MCNP程序在核技术中的应用研究 [J]. *计算物理*, 1995, 12 (2): 234-240.
- [5] Leppanen J. Modeling of Nonuniform Density Distributions in the Serpent 2 Monte Carlo Code [J]. *Nuclear Science & Engineering*, 2013, 174 (3): 318-325.
- [6] Liu Z, Wang B, Zhang M, et al. An internal parallel coupling method based on NECP-X and CTF and analysis of the impact of thermal-hydraulic model to the high-fidelity calculations [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 146: 107645.
- [7] Cattaneo P, Lenain R, Merle E, et al. Numerical optimization

- of a multiphysics calculation scheme based on partial convergence [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, 151: 107892.
- [8] Ferraro D, Garcia M, Valtavirta V, et al. Serpent/SUBCHANFLOW pin-by-pin coupled transient calculations for a PWR minicore [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 137: 107090.
- [9] García M, Bilodid Y, Perello J B, et al. Validation of Serpent-SUBCHANFLOW-TRANSURANUS pin-by-pin burnup calculations using experimental data from a Pre-Konvoi PWR reactor [J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2021, 379: 111173.

## A Review of Numerical Simulation Research of Neutronic-Thermal Loosely Coupling in Reactor

Wang Qin<sup>1,\*</sup>, Ma Zhanjun<sup>2</sup>, Wang Jincheng<sup>3</sup>, Ding Ming<sup>3</sup>

(1. Military Representative office in Huludao region, Military Representative Bureau of Naval Armament Department stationed in Shenyang Prov, Huludao 125000, China; 2. Naval Staff Nuclear Security Assessment Support Office, BeiJing 100000, China; 3. College of Nuclear Science and Technology, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China)

**Abstract:** In the process of reactor operation, there are many physical phenomena with different properties but interrelated with each other, involving reactor physics, thermal hydraulics, materials, system control and other disciplines. This paper mainly discusses the interaction between reactor physics and thermal hydraulics, and the coupling phenomenon which has great significance to the safe operation to the reactor. This paper briefly introduces the principles and methods of neutronic-thermal coupling and mainstream numerical simulation programs, then makes scientific classifications according to the characteristics of the simulation programs. Finally, it focuses on the practical application of the four types of loosely coupled numerical simulation methods at the present stage, which gives a typical example, and analyzes its calculation effect and practical value.

**Key words:** neutronic-thermal coupling; reactor safety analysis; Reactor physics and thermal coupling phenomenon; loose coupling; external coupling

(责任编辑: 徐晓娟)

徐玉虎,王玉珍,焦南杰. 科研院所可量化安全管理评价体系的建立及应用[J]. 核安全,2023,22(2):59-65.

Xu Yuhu, Wang Yuzhen, Jiao Nanjie. Establishment and Application of Quantifiable Safety Management Evaluation System in Research Institutes [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2): 59-65.

# 科研院所可量化安全管理评价体系的建立及应用

徐玉虎, 王玉珍, 焦南杰

(核动力运行研究所, 武汉 430000)

**摘要:** 本文结合科研院所的安全工作实际情况, 提出并建立了可量化的科研院所安全管理评价体系。本文通过采用定性分析和定量分析相结合的方法, 全面考虑了各种指标对安全管理的重要性, 识别出影响单位安全绩效的事故、事件、违章、隐患以及外部管理规定等因素, 按照影响程度对安全指标进行分类、赋值, 制定评分标准, 建立了科研院所安全管理评价体系模型, 借助数字化手段, 该体系可及时、直观地反映科研院所的安全现状及发展趋势。

**关键词:** 科研院所; 可量化; 安全管理; 评价体系

**中图分类号:** X **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 02-0059-07

## 1 科研院所安全管理指标体系的现状

科研院所是指从事科学研究、技术(产品)开发、技术服务等工作的重要单位和科研平台。通常其探索性研究项目多, 具有实验设备和材料复杂多样、设备拆建频繁、研究性实验多、自研制工器具复杂等特点, 其工作范围涵盖物理、化学、机械、电气等众多专业领域。

科研院所多数通过安全指标考核法、安全管理评价法进行安全目标指标的评定。安全指标考核法通常是在年初制定单位的整体目标指标, 然后层层分解落实, 在年底统计各类安全目标指标的实现情况, 以此评定单位的全年安全状况, 这种评价法只有到年底, 才能知晓年初制定的年度目标指标是否实现; 安全管理评价法评价的对象是单位的安全管理体系及管理工作的有效性和可靠性, 单位预防事故发生的组织

措施的完善性, 单位管理者和操作者素质的高低及对不安全行为的可控程度, 此方法具有全面性、系统性, 但是评价周期长。

因此建立一套能够清晰、客观、动态反映单位在某个阶段安全管理水平, 动态掌握和分析单位当前安全绩效状态, 便于领导决策分析的完整可量化的安全管理评价体系, 成为科研院所亟须解决的课题。

## 2 科研院所安全管理评价体系模型的建立

按照 GB/T 13861—2009《生产过程危险和有害因素分类与代码》规定, 生产过程的危险和有害因素主要有: 人、物、管理、环境<sup>[1]</sup>。纵观国内发生的生产安全事故, 造成事故的原因主要涉及人的不安全行为、物的不安全状态、管理缺陷、环境不良四个因素。

收稿日期: 2022-12-01 修回日期: 2023-02-27

作者简介: 徐玉虎(1975—), 男, 高级工程师, 硕士, 现主要从事安全质量管理工作

## 2.1 科研院所安全管理评价体系架构

安全管理评价体系的构建应遵循目的性、客观性、独立性、动态性、定性与定量相结合的原则。根据科研院所安全生产管理关注重点和考核要点,将指标划分为若干个相对独立又相互联系的组成要素,主要将指标分为类别层和指标层。类别层反映不同指标对单位整体安全绩效影响的重要程度,单位结合工作实际划分类别层,类别层指标主要包括约束性指标、重要性指标、一般性指标和加分项指标;指标层指标是各类别层细化所得到的具体指标内容,安全管理评价体系构架见图1。

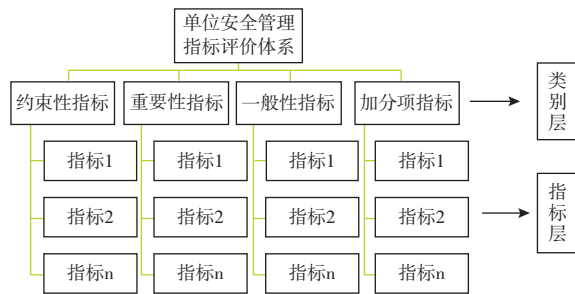


图1 安全管理评价体系构架图

Fig.1 Safety management evaluation system framework

## 2.2 安全管理评价指标重要性的评价方法

安全管理指标重要性的评价方法包括直接判定法和打分法。打分法参照作业活动危险性评价方法(简称LEC评价法)<sup>[2]</sup>,LEC评价法是由美国安全专家提出,专门用于评价操作人员在具有潜在危险性环境中作业时的危险性、危害性。打分法是将识别的指标进行打分赋值,然后按照乘积大小情况判断指标重要程度。

打分法通过确定与安全绩效贡献度及与指标可靠性有关的四种因素分值之积,来评价安全管理评价指标的重要性,即从数据客观性(K)、问题发生概率(G)、出现问题的后果严重性(Y)及数据的可测量性(C)进行综合测算,得出评价数值(Z),测算公式如下:

$$Z=K \times G \times Y \times C$$

对数据客观性(K)、问题发生概率(G)、出现问题的后果严重性(Y)以及数据的可测量性(C)

分别赋予的分值限值为10。根据程度不同,将四个因素依次赋值1、4、7、10四个等级(即n=1、2、3、4),如表1至表4所示。

表1 数据客观性(K)赋值

Table 1 Data objectivity

等级(n)	数据客观性	分值
1	数据来源于政府监管部门,非常客观	10
2	数据来源于单位外与单位有业务合作、上级管理等外部部门,客观	7
3	数据来源于内部监管部门,较客观	4
4	数据来源于内部部门,有一定客观性	1

表2 问题发生概率(G)赋值

Table 2 Probability of problem occurrence

等级(n)	问题发生概率	分值
1	有很大概率发生,每天一次及以上	10
2	有较大概率发生,大概每周一次	7
3	有一定概率发生,大概每月一次	4
4	极小概率发生,大概一年一次	1

表3 出现问题的后果严重性(Y)赋值

Table 3 Seriousness of the problem

等级(n)	出现问题的后果严重性	分值
1	特别严重(非常有可能发生生产安全事故;外部影响非常大,集团或上级部门高度关注)	10
2	严重(有可能发生生产安全事故;造成一定的外部影响,集团或上级部门关注)	7
3	较严重(有可能发生单位内部生产安全事件;单位内部影响大,影响责任部门考核)	4
4	一般(发生单位内部生产安全事件可能性小;单位内部影响小,对责任部门有一定影响)	1

表4 数据可测量性(C)赋值

Table 4 Data measurability

等级(n)	数据可测量性	分值
1	来源于审批发布的书面文件信息	10
2	具有明确特征数值,可以表达	7
3	检查发现或其他证据体现	4
4	定性判断,不便于定量测量	1



为保证测算结果的准确性,课题组组织专家根据多年来科研生产安全管理经验,对科研院所实际运行中涉及的人、物、环、管等方面 57 项安全评价指标进行赋值<sup>[3,4]</sup>,依据打分法公式测算,评价情况见表 5。

表 5 安全管理评价指标重要性评价

Table 5 Importance evaluation of safety management index

影响因素	评价指标	K	G	Y	C	Z
人的因素	作业人员心理情绪不佳	1	10	4	1	40
人的因素	作业人员身体健康不良,出现身体疾病	1	7	4	7	196
人的因素	作业人员的安全生产知识/安全生产技能缺乏	4	1	4	7	112
人的因素	作业人员科研生产知识不足	1	4	4	7	112
人的因素	作业人员发生安全红线违章	7	1	7	10	490
人的因素	作业人员发生安全黄线违章	4	4	4	7	448
人的因素	作业人员发生一般安全违章	4	4	4	7	448
人的因素	作业人员未按规定佩戴劳动防护用品	4	4	1	7	112
物的因素	设备有缺陷	4	7	1	7	196
物的因素	防护设备/设施未配备	4	4	1	7	112
物的因素	防护设备/设施有缺陷	4	4	1	7	112
物的因素	新研制设备/工具无防护装置	4	4	4	7	448
物的因素	新研制设备安全验收不合格	4	4	4	7	448
物的因素	设备防雷接地有缺陷	4	4	1	7	112
物的因素	未张贴标识标牌	4	7	1	7	196
物的因素	标识标牌毁损	7	4	1	7	196
物的因素	计量设备/绝缘设备/特种设备未检定	4	4	1	7	112

续表

影响因素	评价指标	K	G	Y	C	Z
物的因素	危险物品与其他物品混放	4	4	1	7	112
物的因素	物品存放/摆放间距不足	1	7	4	7	196
物的因素	消防设施/设备/器材未配备	4	4	1	7	112
物的因素	消防设施/设备/器材有缺陷	4	4	1	7	112
物的因素	应急物资未配备、配备不足	4	4	1	7	112
物的因素	应急物资功能有缺陷	4	4	1	7	112
环境因素	场所通风不畅	4	7	1	7	196
环境因素	场所照明不足	4	7	1	7	196
环境因素	场所干净整洁度差	4	7	1	7	196
环境因素	场所气温湿度不满足规定要求	7	4	1	7	196
环境因素	室外高温/冰冻/大风/暴雨情况下作业	4	1	7	7	196
管理因素	安全机构/人员配备不足	7	1	4	7	196
管理因素	法律法规识别不全/安全管理制度文件不全	4	4	1	7	112
管理因素	年度安全目标指标未制定/制定不适宜	7	4	1	7	196
管理因素	应急预案编制不全/应急预案未演练	4	4	1	7	112
管理因素	安全操作规程未编制	4	4	1	7	112
管理因素	安全培训未开展/培训无针对性	4	4	1	7	112
管理因素	特种作业人员无证/证书过有效期	4	1	7	7	196
管理因素	安全生产投入不足	4	1	7	7	196
管理因素	管理责任人未明确	1	4	3	7	84
管理因素	各类安全信息/安全材料未报送	4	4	1	7	112

续表

影响因素	评价指标	K	G	Y	C	Z
管理因素	安全风险识别不全/控制措施制定无针对性	1	4	4	7	112
管理因素	新研制设备/工具未开展安全风险识别	4	4	4	7	448
管理因素	安全风险未分级分类	4	4	1	1	16
管理因素	单位部门自查发现安全隐患数量	4	7	1	7	112
管理因素	单位检查发现重大安全隐患数量	4	1	10	7	280
管理因素	单位检查发现一般安全隐患数量	4	10	1	7	280
管理因素	外部安全检查问题通报数量	7	4	1	10	280
管理因素	隐患未按时整改	4	4	4	7	448
管理因素	隐患整改不满足要求	4	4	4	7	448
管理因素	月度隐患整改率不达标数量	4	4	4	7	448
管理因素	单位检查发现安全异常数量	4	7	1	7	196
管理因素	个人剂量值超过目标值数量	4	4	4	7	448
管理因素	安全交底/安全活动开展	1	4	4	7	112
管理因素	班组安全标准化未开展数	4	4	1	7	112
管理因素	班组安全标准化评比不合格数	4	7	1	10	280
管理因素	顾客抱怨/投诉	7	4	4	7	784
管理因素	安全相关台账/记录/档案不全	4	7	1	7	196
管理因素	受到相关监管部门处罚情况	10	1	10	10	1000
管理因素	受到监管部门/上级部门书面通报批评情况	10	1	10	10	1000

通过表5的数据,对评价数值Z进行大数据分析,可以得知评价数值Z最大值为1000,理论最小值为1,根据科研院所安全管理实际要求,每

个因素至少有2级或以上,即 $n \leq 3$ ,则 $Z_{\min} = 256$ ,因此以250为阶段分值,将低于250的指标列为非评价指标,将250以上的指标作为评价指标,评价指标分为一般性指标( $250 < Z \leq 500$ )、重要性指标( $500 < Z \leq 1000$ ),具体见表6。

表6 评价指标重要性(Z)划分  
Table 6 Importance of evaluation index

序号	Z值	指标类别
1	$500 < Z \leq 1000$	重要性指标
2	$250 < Z \leq 500$	一般性指标
3	$\leq 250$	非评价指标

### 2.3 安全管理评价指标重要性的评价结果

从表5、表6可知,经过打分法计算,得出评价指标17项,其中重要性指标3项,一般性指标14项,汇总结果见表7。

表7 安全管理评价指标(打分法)  
Table 7 Safety management evaluation index (Scoring method)

序号	评价指标	类别
1	受到相关监管部门处罚情况	重要性
2	受到监管部门/上级部门书面通报批评情况	重要性
3	顾客抱怨/投诉	重要性
4	作业人员发生安全红线违章	一般性
5	作业人员发生安全黄线违章	一般性
6	单位检查发现一般安全隐患数量	一般性
7	作业人员发生一般安全违章	一般性
8	单位检查发现重大安全隐患数量	一般性
9	外部安全检查问题通报数量	一般性
10	新研制设备/工具无防护装置	一般性
11	新研制设备安全验收不合格	一般性
12	新研制设备/工具未开展安全风险识别	一般性
13	隐患未按时整改	一般性
14	隐患整改不满足要求数	一般性
15	月度隐患整改率不达标	一般性
16	个人剂量值超过目标值	一般性
17	班组安全标准化评比不合格数	一般性

结合安全生产工作的关注重点以及专家经验,本文对“发生安全环保职业卫生事故”“内部安全事件”“火险事件”“单位检查发现重大安全隐患数量”“单位检查发现一般安全隐患数量”“单位检查发现安全异常”“管理巡视/观察指导”以及“加分项指标”进行直接判定,作为上述打分法结果的补充。

经综合采用直接判定法和打分法,本文确定了科研院所安全管理评价指标 24 项,其中重要性指标 5 项,一般性指标 16 项,加分项指标 3 项,结果见表 8。

表 8 安全管理评价指标  
Table 8 Safety management evaluation index

序号	评价指标	类别
1	安全环保职业卫生事故	重要性
2	受到相关监管部门处罚情况	重要性
3	受到监管部门/上级部门书面通报批评情况	重要性
4	内部安全事件	重要性
5	顾客安全相关抱怨/投诉	重要性
6	安全红线违章	一般性
7	安全黄线违章	一般性
8	重大安全隐患	一般性
9	一般安全违章	一般性
10	火险事件	一般性
11	隐患按时整改率	一般性
12	月度隐患整改率	一般性
13	新研制设备/工具无防护装置	一般性
14	新研制设备安全验收不合格	一般性
15	新研制设备/工具未开展安全风险识别	一般性
16	管理巡视/观察指导发现安全问题数	一般性
17	班组星级评定不合格数	一般性
18	个人剂量值超过单位管理目标值	一般性
19	外部安全检查通报问题数量	一般性
20	公司检查发现一般安全隐患数	一般性
21	公司检查发现安全异常数	一般性

续表

序号	评价指标	类别
22	受到监管部门/上级部门安全工作书面表扬	加分项
23	顾客方单位级安全书面表扬	加分项
24	连续 N 个月未发生违章及事件	加分项

## 2.4 科研院所安全管理评价体系的模型

科研院所安全管理评价体系的评分方法遵循可操作性原则,评分实行扣分和加分相结合的方法,具体为:设置总评分基础点 1000 分,减去评价指标的扣分,再加上加分指标的得分,其计算公式为:

$$D=1000-S1-S2+S3$$

式中,D 为当月安全管理评价指标得分,S1 为重要性指标扣分,S2 为一般性指标扣分,S3 为加分项指标得分。

当  $D>900$  时,说明单位当前安全绩效优秀。

当  $800<D\leq 900$  时,说明单位安全绩效良好,主要突破的是一般性指标,单位应加强日常管理。

当  $D\leq 800$  分时,说明单位安全绩效一般或异常,重要性指标可能已被突破或即将被突破,单位应引起重视,应及时查找问题,开展安全专项工作,实施针对性整改。

基于表 8 的安全管理评价指标结果,本文确定了评价指标 21 项和加分项指标 3 项,根据各项指标对安全绩效影响度的大小,分别对各项指标进行评分赋值,建立了安全管理评价体系模型,详见表 9。

表 9 安全管理评价体系模型

Table 9 Model of Safety management evaluation index

类别	安全指标	单项扣分	指标说明
S1	安全环保职业卫生事故	-500	每起
S1	受到监管部门安全相关行政处罚	-300	每起
S1	受到监管部门、上级单位安全相关书面通报批评	-200	每起

续表

类别	安全指标	单项扣分	指标说明
S1	内部安全事件	-200	每起
S1	顾客安全相关的抱怨函	-200	每个
S2	安全红线违章/严重违章	-150	每起
S2	安全黄线违章/较大违章	-100	每起
S2	重大事故隐患	-60	每个
S2	一般安全违章	-50	每起
S2	火险事件	-50	每起
S2	隐患按时整改率	-10	不足 100% 每个百分点扣 10 点
S2	月度隐患整改率	-10	不足 95% 每个百分点扣 10 点
S2	班组星级评定不合格班组个数	-20	每个
S2	个人剂量超过公司管理目标值(计划外)	-30	每起
S2	外部单位检查发现/通报的问题	-5	每个
S2	新研制设备/工具无防护装置	-30	每个
S2	新研制设备安全验收不合格	-50	每个
S2	新研制设备/工具未开展安全风险识别	-30	每个
S2	管理巡视/观察指导发现的安全问题	-5	每少于 1 次
S2	公司检查发现的一般安全隐患	-3	每个
S2	公司检查发现的安全异常	-1	每个
S3	受到监管部门及上级单位安全相关书面表扬	50	每次
S3	顾客方公司级安全相关书面表扬	30	每次
S3	连续 N 个月未发生违章及事件	5N	每月 5 分, 每月加分上限不超过 60 分

### 3 科研院所安全管理评价体系模型的应用及成效

#### 3.1 动态反映状态,助力科学决策

依据科研院所安全管理评价体系模型,以某科研院所为例,对每月安全管理评价指标进行测算,得出月度安全管理评价指标得分数值,将每月得分数值相连,可绘制成单位在一个阶段的评价指标折线图,直观反映单位总体安全形势,如图 2、图 3 所示。

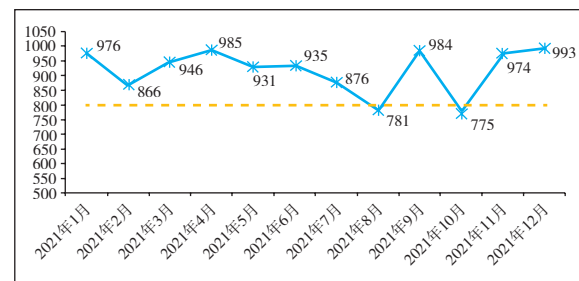


图 2 2021 年度安全管理评价指标折线图

Fig.2 Line chart for 2021 annual safety management evaluation index

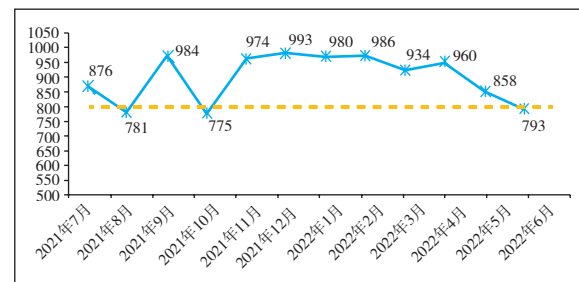


图 3 连续 12 个月安全管理评价指标折线图

Fig.3 Line chart of safety management evaluation index for 12 months

从图 2 和图 3 可以看出,通过单个月的安全指标数值测算,可知晓该月安全工作状况,能够量化、动态反映单位安全管理状态;通过连续几个月的指标数值连接,可知晓一个阶段的整体安全形势,并直观体现某月和某阶段安全工作形势。这为开展工作部署、科学决策提供了客观依据。

#### 3.2 直观显示趋势,识别安全不足

从图 2 可知,2021 年度安全管理评价指标

数值为：1月976分，12月993分，表明单位年度安全管理水平整体平稳。从图3可知，目前连续12个月的安全管理评价指标数值为：2021年7月876分，2022年6月793分，表明单位安全管理水平有下滑趋势，但总体在可控范围之内。

从图2和图3可知，月度安全管理评价指标数值呈现波动情况，有些月份上升，有些月份下降。整体来看，除2021年8月和10月、2022年6月这三个月安全管理评价指标数值略低于800分以外，其他月份安全管理评价指标数值均高于800分，其中2021年有8个月的安全管理评价指标数值均高于900分，2022年1—6月有4个月的安全管理评价指标数值高于900分。

当某月安全管理评价指标折线图变化趋势很大，或指标数值低于800分时，或连续数月呈现下降趋势时，说明当月或现阶段的安全工作中存在不足。

#### 4 总结

本文结合科研院所安全管理工作实际情

况，研究提出并建立了可量化的科研院所安全管理评价体系。本文通过采用定性分析和定量分析相结合的方法，全面考虑了各种指标对安全的重要性，识别出影响单位安全绩效的事故、事件、违章、隐患以及外部管理规定等因素作为安全指标，按照影响程度对安全指标进行分类、赋值，制定评分标准，建立了科研院所安全管理评价体系模型，并在实际工作中进行了应用。

#### 参考文献

- [1] 国家标准化委员会，国家市场监督管理总局. 生产过程危险和有害因素分类与代码：GB/T 13861—2022 [S]. 北京：国家标准化委员会，2022.
- [2] 匡轮，陈丽，郭倩倩. LEC危险性评价法及其应用的再探讨[J]. 安全与环境学报，2018，18(5).
- [3] 中国核工业集团有限公司. 中核集团安全生产标准化考核评级标准：Q/CNNC GB 1.1—2021 第1部分：综合管理[S]. 北京：中国核工业集团有限公司，2021.
- [4] 中国核工业集团有限公司. 中核集团安全生产标准化考核评级标准：Q/CNNC GB 1.1—2021 第6部分：科研[S]. 北京：中国核工业集团有限公司，2021.

## Establishment and Application of Quantifiable Safety Management Evaluation System in Research Institutes

Xu Yuhu, Wang Yuzhen, Jiao Nanjie

(Institute of Nuclear Power Operations, Wuhan 430000, China)

**Abstract:** This article creatively proposes and establishes a quantifiable safety management evaluation system for research institutes based on its actual work in safety field. By combining the qualitative and quantitative analysis method, considering the importance of various indicators on safety, the safety management evaluation system model of research institutes is established. The model mainly uses indicators such as accidents, events, violations, hidden dangers, and external acceptance evaluations that affect the safety level of enterprises. Those safety indicators are classified and assigned with value to reflect its importance to safety. Using the information technology, this system can reflect the safety status and development trend of research institutes in a timely and direct manner.

**Key words:** research institutes; quantifiable; safety management; evaluation system

(责任编辑：徐晓娟)

姚亦珺,于大鹏,王佳明. 模块式小型堆乏燃料水池冷却系统设计[J]. 核安全,2023,22(2):66-73.

Yao Yijun, Yu Dapeng, Wang Jiaming. Design of Spent Fuel Pit Cooling System for Small Modular Reactor [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2):66-73.

## 模块式小型堆乏燃料水池冷却系统设计

姚亦珺<sup>1</sup>, 于大鹏<sup>2,\*</sup>, 王佳明<sup>3</sup>

(1. 中国核电工程有限公司, 北京 100840; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082;  
3. 中核能源科技有限公司, 北京 100193)

**摘要:** 在福岛核电站事故后, 乏燃料贮存安全的重要性得到了广泛重视, 业界根据福岛核电站事故的教训, 加强了相关研究。多用途模块式小型堆示范工程吸收了福岛核电站事故的经验反馈, 在保证乏燃料贮存安全性的同时, 兼顾提高模块式小型堆的经济性, 在其乏燃料水池冷却系统设计时结合了其他堆型乏燃料水池系统的设计优点。本文从系统调研入手, 通过归纳总结三代核电机组乏燃料水池冷却系统的配置特点, 研究模块化小型堆的乏燃料水池冷却系统设计方案, 并通过使用 Flowmaster 软件模拟各个工况下乏燃料水池冷却系统的流体特性, 对现有的布置条件和设备选型进行校核计算, 并基于计算得到的流体参数确定各工况下限流孔板的特征参数和主要工作泵的工况参数等, 为设备的设计和采购提供了依据。

**关键词:** 模块式小型堆; 乏燃料水池冷却系统; Flowmaster; 功能完整性

**中图分类号:** TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 02-0066-08

海南昌江多用途模块式小型堆科技示范工程采用“一体化”的反应堆设计技术和“非能动”的安全系统, 具有完善的严重事故预防和缓解措施<sup>[1-4]</sup>; 吸收福岛核电站事故的经验反馈, 考虑应对福岛核电站事故的相关改进措施, 在提高反应堆固有安全特性、降低放射性废物产生量和最小化场外应急方面具有优势; 同时, 采用模块化的设计建造技术, 易于控制产品质量, 缩短现场建造工期。

2011年3月11日, 日本发生9.0级地震, 引发了福岛核电站一系列严重事故, 在事故发生后的第四天, 福岛核电站四号机组乏燃

料水池所在厂房发生原因不明的爆炸, 导致放射性物质泄漏。基于福岛核电站的事故经验反馈, 业界越发重视乏燃料贮存安全的重要性, 三代核电站堆型的乏燃料贮存系统切实可行的设计方案保证了乏燃料贮存的安全性。

本文对模块式小型堆乏燃料水池冷却系统的功能、运行及系统验证进行了详细的分析, 以保证乏燃料水池冷却系统工程设计的正常展开。

本文首先调研其他堆型乏燃料水池冷却系统的系统功能和设计基准, 之后结合模块式小

收稿日期: 2023-01-18 修回日期: 2023-02-09

作者简介: 姚亦珺 (1992—), 男, 工程师, 硕士, 现主要从事核电厂辅助系统工艺设计工作

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

型堆的设计参数和特点完成模块式小型堆乏燃料水池冷却系统的初步设计工作,计算并确认设计参数之后,根据现有的布置条件对系统进行建模处理,最后通过计算模型完成水力计算,确定主要设备的参数。

## 1 系统调研

从系统功能和设计基准的角度针对不同的三代核电站堆型(AP1000、EPR、VVER)的乏燃料水池冷却系统进行比较,其系统功能比较如表1所示,系统设计基准比较如表2所示。

### 1.1 系统功能比较

表1 不同堆型的乏燃料贮存及冷却系统功能比较<sup>[5-7]</sup>

Table 1 Comparison of spent fuel cooling functions in different types of nuclear power plant

	EPR	AP1000	VVER
基本功能	长期安全可靠地贮存核电厂卸出的乏燃料组件及准备装入反应堆的新燃料组件;保证燃料操作所需的各种条件;控制核电厂长期运行的放射性水平		
a. 维持贮存燃料组件次临界	维持池水硼酸浓度设置中子吸收体		
b. 池水冷却	3个冷却系列	2个冷却系列	2个冷却系列
c. 水质控制	1个过滤除盐系列	2个过滤除盐系列	无过滤除盐系列
d. 撇沫	换料水池撇沫1列;乏池撇沫1列	换料水池撇沫1列;乏池撇沫1列	无撇沫系列
附加功能	满足一定条件时,系统的全部或部分作为其他系统的备用或支持可以提升核电厂的安全性和经济性		
a. 为其他系统提供冷却	可作为正常余热排系统的备用	可作为余热排出系统的备用	无此功能
b. 为其他系统提供水质控制	可为内置换料水池提供净化	无此功能	无此功能

### 1.2 设计基准比较

表2 不同堆型的乏燃料贮存及冷却系统设计基准比较  
Table 2 Comparison of spent fuel cooling design basis in different types of nuclear power plant

	EPR	AP1000	VVER
贮存工况	1列冷却列运行时,乏池温度小于50℃	1列冷却列运行时,乏池温度小于50℃	1列冷却列运行时,乏池温度小于60℃
换料工况	2列冷却列运行时,乏池温度小于50℃	2列冷却列运行时,乏池温度小于50℃	2列冷却列运行时,乏池温度小于60℃
事故工况	3列冷却列运行时,乏池温度小于95℃	2列冷却列运行时,乏池温度小于50℃;1列冷却列运行时,允许沸腾	2列冷却列运行时,乏池温度小于60℃
沸腾工况	无补水手段	具有非能动补水机制	具有非能动补水机制

### 1.3 系统特点分析

(1) 系统功能:三个堆型的乏燃料水池冷却系统的功能基本一致:长期安全可靠地贮存核电厂卸出的乏燃料组件及准备装入反应堆的新燃料组件;保证燃料操作所需的各种条件;控制核电厂长期运行的放射性水平。AP1000的乏燃料水池冷却系统和EPR的乏燃料水池冷却系统都具备水质控制功能,EPR的乏燃料水池冷却系统还可以为换料水箱提供净化。

(2) 系统配置:EPR的乏燃料水池冷却系统在冷却回路上设置了冗余的循环泵,并设置了利用事故热阱系统的独立事故循环冷却回路。而AP1000和VVER的乏燃料水池冷却系统都在系统简化上做了大量工作,两者都减少了泵的使用数量。

(3) 设计基准:EPR和AP1000的乏燃料水池冷却系统允许乏燃料水池在事故工况时处于沸腾状态<sup>[8-11]</sup>,同时AP1000的乏燃料水池冷却系统具有非能动补水手段,可用于乏燃料水池沸腾时的补水。AP1000和EPR的乏燃料水池冷却系统都可以投用一个冷却列作为正常余热

排出系统的备用冷却列。

## 2 系统配置研究

模块式小型堆乏燃料水池冷却系统(RFT)设置目的是:长期安全可靠地贮存核电厂卸出的乏燃料组件及准备装入反应堆的新燃料组件;保证燃料操作所需的各种条件;控制核电厂长期运行的放射性水平;在任何工况下,保证贮存在乏燃料水池里的乏燃料组件处于次临界状态。

模块式小型堆的设计特点:乏燃料水池所能贮存的乏燃料组件个数较少,衰变热较低;布置空间较小;设备冷却水侧为非核级非抗震设计。因此,在研究 RFT 系统配置时考虑使用两个冷却列完成系统预设功能,同时设置一台非能动补水水箱用于乏燃料水池的非能动补水。RFT 系统可通过能动和非能动两种方式对贮存的乏燃料组件进行冷却。系统对乏燃料水池的能动冷却方式为:利用冷却泵从水池吸水,通过换热器冷却,再返回乏燃料水池,排出乏燃料水池中的衰变热。

### 2.1 系统功能

乏燃料水池冷却系统的主要功能包括:

(1)冷却功能:通过其冷却回路来排出贮存中的已辐照燃料元件所释放的多余热量,保持贮存在乏燃料水池里的乏燃料组件在任何工况下都处于次临界状态。

(2)净化功能:采用过滤和除盐的方式来净化乏燃料水池、内置换料水箱、反应堆换料水池中水的腐蚀产物、裂变产物和悬浮在水中的颗粒。

(3)充水和排水功能:能够执行乏燃料转运舱、反应堆换料水池和乏燃料容器装载井的充水和排水操作,保持乏燃料水池中贮存隔室的水位,保护人员不受已辐照燃料的影响。

### 2.2 系统组成

模块式小型堆的乏燃料水池系统(RFT)由两列冷却净化回路组成,共设有两台冷却回路用泵(RFT001PO,RFT002PO)、两台冷却水热交换器(RFT001RF,RFT002RF)、两台

过滤器(RFT001FI,RFT002FI)和两台除盐器(RFT001DE,RFT002DE),安全分级为 NC 级,有抗震要求,如图 1 所示。

除此之外,RFT 系统还设有一台非能动补水水箱(RFT002BA),作为事故工况下乏燃料水池水沸腾的非能动补水措施。

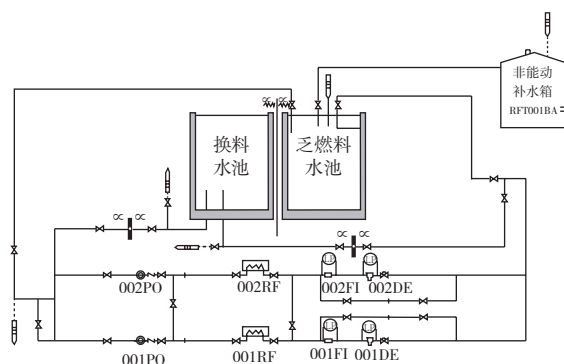


图 1 乏燃料水池冷却系统示意图

Fig.1 Spent fuel cooling system's flow chart

### 2.3 系统运行

乏燃料水池冷却系统的过滤和除盐回路是长期连续运行的。过滤器和除盐器在最脏污时的允许压降分别为 0.25 MPa 和 0.18 MPa,过滤器和除盐器的压降由传感器 012LP、013LP、112LP、113LP 就地测量,但不触发报警。压降是逐渐增大的,由值班人员进行监测。回路的最高工作温度按树脂的温度,上限定为 60℃,因此,当温度超过这一限值时,温度传感器 029ST、129ST 就会向运行人员报警。在这种情况下要隔离过滤—除盐装置或使用两台热交换器进行冷却。

内置换料水箱水质超标时,可通过 RFT 系统冷却系列的运行净化装置去除内置换料水箱中的腐蚀产物、裂变产物及悬浮颗粒,使内置换料水箱水质恢复到规定范围以内。

## 3 系统参数计算

### 3.1 乏燃料水池过滤和除盐回路流量计算

本文在计算乏燃料水池过滤和除盐回路流量时,考虑在 24 小时内更新乏燃料水池的水,并预设 20% 的裕量。净化流量的设计值按如下



公式计算:

乏燃料水池水容量 = 乏燃料水池容积 - 乏燃料组件和隔架占据的容积

$$\text{乏燃料水池水容量} = 337 \text{ m}^3$$

$$\text{净化流量} = (\text{乏燃料水池容量}) / 24 \text{ h} = 337 \text{ m}^3 / 24 \text{ h} = 14.1 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$$

考虑 20% 流量的不确定性, 净化流量设计值为  $17 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ 。

### 3.2 反应堆换料水池过滤回路流量计算

本文在计算反应堆换料水池过滤回路流量时, 考虑在 30 小时内更新反应堆换料水池的水, 并预设 20% 的裕量。净化流量的设计值按如下公式计算:

$$\text{净化流量} = (\text{反应堆换料水池水容量}) / 30 \text{ h} = 992 \text{ m}^3 / 30 \text{ h} = 33 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$$

考虑 20% 流量的不确定性, 净化流量设计值为  $40 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ 。

由于换料水池和乏燃料水池共用相同的净化系列, 为了防止由于流量变化波动而造成的设备损耗, 在实际运行时统一使用  $40 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$  作为净化流量。

### 3.3 失冷情况下乏燃料水池的温升计算

本节计算了当 RFT 系统冷却回路失效时, 乏燃料水池在正常贮存工况、正常换料工况和特殊工况下池水温度随时间的变化情况<sup>[12,13]</sup>。

计算公式如下:

在乏池水温升至沸点之前, 能量守恒方程为:

$$Q \times t = M \times (h(T) - h(T_0)) \quad (1)$$

式中,  $Q$  为衰变热功率(kW);  $t$  为时间(s);  $M$  为水的质量(kg);  $h(T)$  为温度  $T$  下水的比焓 ( $\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1}$ );  $h(T_0)$  为温度  $T_0$  下水的比焓 ( $\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1}$ ); 乏燃料水池水容量:  $337 \text{ m}^3$ 。

水在各个温度下的比焓:

$$h(T_{50}) = 209.41 \text{ kJ} \cdot \text{kg}^{-1};$$

$$h(T_{60}) = 251.22 \text{ kJ} \cdot \text{kg}^{-1};$$

$$h(T_{80}) = 334.99 \text{ kJ} \cdot \text{kg}^{-1};$$

$$h(T_{100}) = 417.43 \text{ kJ} \cdot \text{kg}^{-1}.$$

计算结果如表 3 所示。

表 3 各类工况下的温升时间

Table 3 Temperature rise time under various working conditions

序号	工况	热负荷 / MW	温度变化 / °C	时间 / h
1	贮存工况	0.593	50-80	19.8
2	贮存工况	0.593	50-100	32.8
3	换料工况	1.462	50-80	8.04
4	换料工况	1.462	50-100	13.3
5	特殊工况	1.583	60-80	4.95
6	特殊工况	1.583	60-100	9.82

## 4 Flowmaster 水力计算

### 4.1 Flowmaster 模型建立

对于含有  $n$  个弯头的管路, 其弯头阻力系数为  $\xi_{n_j}$ ,  $\xi_{n_j}$  由 Flowmaster 的数据库给出<sup>[14,15]</sup>, 例如: 2 个弯头的阻力系数  $\xi_{2j}$  如图 2 所示。

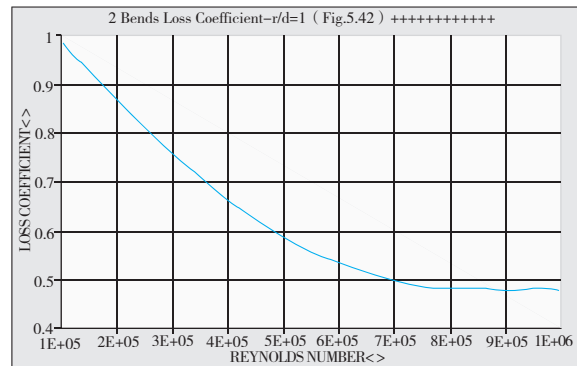


图 2 阻力系数  $\xi_{2j}$  随雷诺数  $Re$  变化

Fig.2 The drag coefficient varies with Reynolds number

RFT 系统中使用了大量的调节阀、隔离阀和止回阀等, 在系统运行的过程中, 除个别阀门外, 大部分阀门一般不作状态改变的动作, 本文将不动作阀门作为一般阻力件处理。RFT 系统使用的调节阀为球阀, 其阻力系数随  $\xi_v$  阀门开度的变化规律如图 3 所示(本计算采用系统自带的性能曲线)。

RFT 系统共涉及 RFT001/002PO 两台离心泵, 将泵压头随流量变化的特性曲线(如图 4 所示)输入软件中, 以确定在运行工况下泵所处的

工作点等特性参数<sup>[16]</sup>。

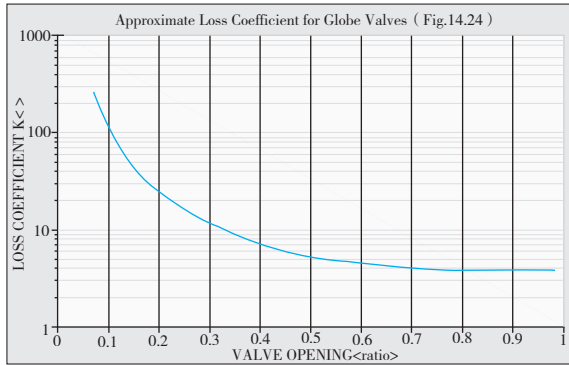


图3  $\zeta_v$  随阀门开度的变化规律

Fig.3  $\zeta_v$  change with the valve opening

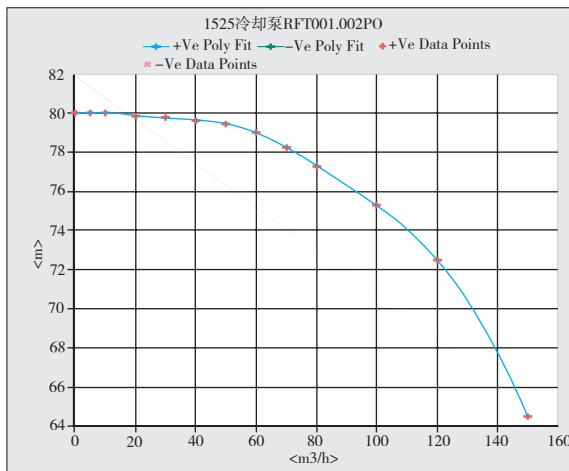


图4 压头随流量的变化规律

Fig.4 The change of head with flow

本文根据管道布置图,在 Flowmaster 计算软件中输入系统管道、阀门及各设备参数,建立了 RFT 系统的水力计算模型,如图 5 所示。

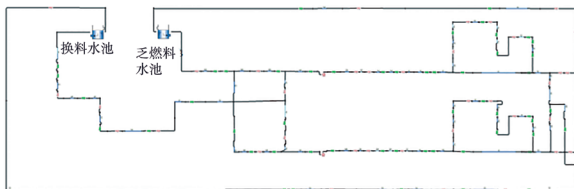


图5 RFT 系统 Flowmaster 模型

Fig.5 The Flowmaster model for RFT system

## 4.2 压降计算

在计算系统的压降过程中,需要对系统的管道、弯头、阀门和设备等进行模块式处理,其

中管道的阻力为:

$$\Delta H = \Delta H_i + \Delta H_j + \Delta H_v = f \frac{L}{D} \frac{v^2}{2g} + \zeta_{nj} \frac{v^2}{2g} + \zeta_v \frac{v^2}{2g} \quad (2)$$

式中,  $L$  为管道长度,  $D$  为水力直径[本系统涉及工况为不可压缩稳定流动,  $D$  等于管路内径  $d$ (m),  $v$  为流速 m/s],  $f$  为摩擦系数,  $\zeta_{nj}$  为局部损失系数。

当  $Re \leq 2000$  时,层流状态下的摩擦系数为:

$$f = f_l = \frac{64}{Re} \quad (3)$$

$Re$  为雷诺数 [ $Re = \frac{\rho V D}{\mu}$ , 其中  $\rho$  为流体密度 ( $\text{kg/m}^3$ ),  $V$  为流速 (m/s),  $D$  为管道直径 (m),  $\mu$  为动力粘度 (Pa.s)]

过渡区 ( $2000 < Re \leq 4000$ ), 摩擦系数为:

$$f = x f_t + (1-x) f_l \left( x = \frac{Re - 2000}{2000} \right)$$

当  $Re > 4000$  时,湍流状态下的摩擦系数为: Flowmaster 可采用 Colebrook-White 公式或 Hazen-Williams 公式。

Colebrook-White 近似公式:

$$f = f_t = \frac{0.25}{\left[ \log \left( \frac{k}{3.7D} + \frac{5.74}{Re^{0.9}} \right) \right]^2}$$

Hazen-Williams 公式:

$$f = f_t = \frac{1014.2 Re^{-0.148}}{C_{HW}^{1.852} D^{0.0184}}$$

式中,  $f_t$  为湍流下的摩擦系数,  $D$  为管道直径,  $C_{HW}$  为 Hazen-Williams 粗糙度系数,一般默认值为 110,  $k$  为绝对粗糙度 (0.0125 mm)。

## 4.3 泵汽蚀余量计算

其中计算汽蚀余量 NPSHa 采用的公式为:

$$NPSHa = \frac{P_A}{\rho g} + \frac{C_A^2}{2g} + Z_{AS} - \sum H_{AS} - \frac{P_V}{\rho g}$$

式中,  $\frac{P_A}{\rho g}$  为吸入液面压强水头, 本文取泵

前吸入压力;  $\frac{C_A^2}{2g}$  为吸入液面速度水头, 对于泵前吸入点,  $C_A$  为管道内流体流速  $v$ ;  $Z_{AS}$  为高度水头, 泵前吸入点处高度水头与泵水平线相平, 取值为 0;  $\sum H_{AS}$  为阻力损失, 泵前吸入点与泵距

离可以忽略,阻力损失可以忽略; $\frac{P_v}{\rho g}$ 为泵入口饱和和蒸汽压力对应的水头。

该公式经简化后泵汽蚀余量 NPSH 的计算公式为:

$$NPSH = \frac{P_A}{\rho g} + \frac{v^2}{2g} - \frac{P_v}{\rho g}$$

若  $NPSH \geq$  必需汽蚀余量  $NPSH_a$ , 泵不会发生汽蚀,则认为满足泵运行条件。

#### 4.4 数据输入

##### 4.4.1 单列乏燃料水池冷却系统运行工况

乏燃料水池容积约为  $493 \text{ m}^3$ ,在正常贮存工况下,最大贮存量为 8 次换料卸出的堆芯组件,乏燃料发热量大约为  $0.593 \text{ MW}$ ,投入 001 冷却系列即可排出这些热量。此时,冷却回路流量为  $120 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ ,由孔板 001DI 为整个回路达到预期流量提供压降。

当 001 冷却系列需要检修或隔离时,投入 002 系列也可满足乏池贮存工况下的余热排出。

##### 4.4.2 两列乏燃料水池冷却系统运行工况

在正常换料工况下,乏池内最大贮存量为 8 次乏燃料贮存量加上换料停堆 5 天新卸出的整个堆芯,此时发热量约为  $1.462 \text{ MW}$ 。

在事故工况下,乏池内的最大贮存量为 9 次换料卸除的堆芯以及整个堆芯组件,发热量约为  $1.583 \text{ MW}$ 。

在正常换料工况以及事故工况下,RFT 系统投入 001、002 两个冷却系列来排出乏池内的余热。此时,总冷却回路流量约为  $240 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ (每台热交换器流量为  $120 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ ),由孔板 001DI、101DI 为整个回路达到预期流量提供压降。

##### 4.4.3 换料水池净化工况

反应堆压力容器开盖以及堆腔充水以后,过滤回路处于连续运行状态。过滤流量为  $40 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ 。反应堆换料水池总容积为  $992 \text{ m}^3$ ,高水位为  $-0.95 \text{ m}$ 。

#### 4.5 计算结果

##### 4.5.1 单列乏燃料水池冷却系统运行工况

在正常贮存工况下,由 001PO 持续运行提供乏池所需的冷却,由孔板 001DI 为整个回路

达到预期流量提供压降,当 001 系列需要检修或隔离时,投入 002 系列也可满足乏池贮存工况下的余热排出,计算结果如表 4 所示。

表 4 单个冷却列工况计算结果

Table 4 Calculation result of single cooling loop condition

	001 系列	002 系列
泵前压力/(MPa·g)	0.205	0.194
泵压头/MPa	0.701	0.701
泵流量/( $\text{m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ )	121.733	121.877
换热器压降/MPa	0.284	0.285
001/002DE 压降/MPa	0.086	0.088
001/002DE 流量/( $\text{m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ )	40.626	40.928
001/101DI 压降/MPa	0.285	0.252
001/101DI 流量/( $\text{m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ )	81.14	80.95

在设定的设备参数条件下,系统流量处于预期流量(100%–105%)之间,可认为流量达到系统的要求。

001 系列投运时,泵的汽蚀余量为:

$$NPSH = \frac{P_A}{\rho g} + \frac{v^2}{2g} - \frac{P_v}{\rho g} = 21 \text{ m} > NPSH_r = 8 \text{ m}$$

该汽蚀余量满足泵设计运行要求。

002 系列投运时,泵的汽蚀余量为:

$$NPSH = \frac{P_A}{\rho g} + \frac{v^2}{2g} - \frac{P_v}{\rho g} = 19.89 \text{ m} > NPSH_r = 8 \text{ m}$$

该汽蚀余量满足泵设计运行要求。

##### 4.5.2 两列乏燃料水池冷却系统运行工况

在正常换料工况以及事故工况下,RFT 系统投入 001、002 两个冷却系列来排出乏池内的余热。此时,总冷却回路流量约为  $240 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ (每台热交换器流量为  $120 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ ),由孔板 001DI、101DI 为整个回路达到预期流量提供压降,计算结果如表 5 所示。

表 5 两个冷却列工况计算结果

Table 5 Calculation result of two cooling loops condition

	001 系列	002 系列
泵前压力/(MPa·g)	0.195	0.187
泵压头/MPa	0.703	0.703

续表

	001 系列	002 系列
泵流量 / (m <sup>3</sup> ·h <sup>-1</sup> )	120.264	120.504
换热器压降 /MPa	0.277	0.278
001/002DE 压降 /MPa	0.084	0.086
001/002DE 流量 / (m <sup>3</sup> ·h <sup>-1</sup> )	40.121	40.417
001/101DI 压降 /MPa	0.279	0.252
001/101DI 流量 / (m <sup>3</sup> ·h <sup>-1</sup> )	80.14	80.08

在设定的设备参数条件下,系统流量处于预期流量(100%–105%)之间,可认为流量达到系统的要求。

当冷却列 001、002 共同投运时,此时泵的汽蚀余量为:

$$NPSH = \frac{P_A}{\rho g} + \frac{v^2}{2g} - \frac{P_V}{\rho g} = 19.98 \text{ m} > NPSH_r = 8 \text{ m}$$

$$NPSH = \frac{P_A}{\rho g} + \frac{v^2}{2g} - \frac{P_V}{\rho g} = 19.15 \text{ m} > NPSH_r = 8 \text{ m}$$

该汽蚀余量满足泵设计运行要求。

#### 4.5.3 换料水池净化工况

在反应堆换料水池净化换料工况下,可通过控制阀门 017VB 或 023VB,投用 001 系列或 002 系列,对反应堆换料水池内的水进行持续净化,净化流量为 40 m<sup>3</sup>·h<sup>-1</sup>,计算结果如表 6 所示。

表 6 换料水池净化工况计算结果

Table 6 Calculation result of refueling tank purification condition

	001 系列	002 系列
泵前压力 / (MPa·g)	0.159	0.141
泵压头 /MPa	0.702	0.702
泵流量 / (m <sup>3</sup> /h <sup>-1</sup> )	121.12	120.87
换热器压降 /MPa	0.0862	0.086
001/002DE 压降 /MPa	40.492	40.541
001/002DE 流量 / (m <sup>3</sup> ·h <sup>-1</sup> )	0.281	0.253
001/101DI 压降 /MPa	80.627	80.327
001/101DI 流量 / (m <sup>3</sup> ·h <sup>-1</sup> )	0.159	0.141

001 系列投运时,泵的汽蚀余量为:

$$NPSH = \frac{P_A}{\rho g} + \frac{v^2}{2g} - \frac{P_V}{\rho g} = 16.28 \text{ m} > NPSH_r = 8 \text{ m}$$

该汽蚀余量满足泵设计运行要求。

002 系列投运时,泵的汽蚀余量为:

$$NPSH = \frac{P_A}{\rho g} + \frac{v^2}{2g} - \frac{P_V}{\rho g} = 14.43 \text{ m} > NPSH_r = 8 \text{ m}$$

该汽蚀余量满足泵设计运行要求。

## 5 结论

(1) 本文通过对比最新三代核电站堆型的乏燃料水池冷却系统的系统功能和设计基准,引入了模块式小型堆乏燃料水池冷却系统的设计理念。

(2) 本文结合最新三代核电站堆型乏燃料水池冷却系统的系统功能和设计基准,确定了适用于模块式小型堆乏燃料水池冷却系统的系统功能及系统组成。

(3) 本文根据模块式小型堆乏燃料水池冷却系统的设计基准,完成了系统主要参数的计算。

(4) 本文根据模块式小型堆乏燃料水池冷却系统现有的布置情况,使用 Flowmaster 程序对系统进行建模,模拟了换料水池的净化工况以及乏燃料水池在正常贮存和换料时的冷却净化工况。基于建模分析结果,模块式小型堆的乏燃料水池冷却系统所选用的设备可以满足系统运行要求。

## 参考文献

- [1] 邓坚, 向清安, 周克峰. MELCOR 乏燃料水池严重事故计算分析 [J]. 原子能科学技术, 2014, 48 (12): 2287–2291.
- [2] 陶书生, 周红, 赵力, 等. 核电厂经验反馈关键技术 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2016.
- [3] Kaliatka A, Ognerubov V, VileinI-Skis V. Analysis of the processes in spent fuel pools of iginalina NPP in case of loss of heat removal [J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, 240 (5): 1073–1082.
- [4] 赵丹妮. 9.11 事件和福岛核事故后美国核电厂乏燃料水池事故缓解对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 44–51.
- [5] 徐红. AP1000 外部灾害情形下乏燃料水池缓解策略研究 [J]. 原子能科学技术, 2012, 46: 473–478.

- [6] 王闯, 熊冬庆, 徐广震, 等. CPR1000 核电厂乏燃料水池冷却问题分析 [J]. 核动力工程, 2014, 35 (4): 90-93.
- [7] 王耀东, 宫爱成, 许洁, 等. CPR1000 机组乏燃料水池相关工艺系统安全改进研究 [J]. 核动力工程, 2013, 34 (S2): 77-80.
- [8] 李灿, 凌星. 核电站乏燃料贮存水池失去最终热阱时的安全分析 [J]. 核动力工程, 2006, 27 (5): 70-73.
- [9] Song, J.H, Kim, T.W. Severe Accident Issues Raised by Fukushima Accident and Improvements Suggested [J]. Nucl. Eng. Technol, 2014, 46 (2): 207-216.
- [10] 陈海英, 刘圆圆, 张春明, 等. 福岛乏燃料水池事故探讨 [J]. 核安全, 2012, 2: 76-78.
- [11] Kaliatka A, Ogenerubov V. Analysis of the processes in spent fuel pools of Ignalina NPP in case of loss of heat removal [J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, 240 (5): 1073-1082.
- [12] 胡跃春, 李海涛, 邓才玉, 等. 乏燃料贮存水池池水温度快速估算方法研究 [J]. 核动力工程, 2014, 35 (3): 102-104.
- [13] 杨世铭, 陶文铨. 传热学 (第三版) [M]. 北京: 高等教育出版社, 2004.
- [14] 张巧玲, 常维宁, 杨振东, 等. 基于非恒定摩阻的管道泄漏数值模拟 [J]. 水动力学研究与进展, 2018, 33 (5): 627-634.
- [15] 常维宁. 基于非恒定摩阻的输水管道泄漏检测数值模拟及试验研究 [D]. 西安: 西安理工大学, 2018.
- [16] 吴绍科, 张跃文, 张鹏. 离心泵瞬时启动过程的仿真 [J]. 排灌机械工程学报, 2018, 36 (6): 461-465.

## Design of Spent Fuel Pit Cooling System for Small Modular Reactor

Yao Yijun<sup>1</sup>, Yu Dapeng<sup>2,\*</sup>, Wang Jiaming<sup>3</sup>

(1. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840; 2. Nuclear and Radiation Safety Center of the Ministry of Ecology and Environment Beijing 100082; 3. China Nuclear Energy Technology Co., Ltd., Beijing 100193)

**Abstract:** After the Fukushima nuclear power plant accident, the safety of spent fuel storage has received more attention. The industry has learned from the accident and strengthened relevant research. Small modular reactor have absorbed the feedback from the Fukushima nuclear power plant accident and the economy is improved while the safety of spent fuel is guaranteed. In this paper, first we investigate the Spent fuel pool cooling system in different reactor types and the Spent fuel pool cooling system in modular reactor has been designed based on the survey, then we do system verifying calculation using Flowmaster which is a software that can help us simulate all operating condition in spent fuel pool cooling system. According to the verifying calculation result, we get the design parameter of the main equipment. Make sure the system functional completeness and provide the basis for equipment selection.

**Key words:** small modular reactor; spent fuel pool cooling system; Flowmaster; functional completeness

(责任编辑: 徐晓娟)

朱雪强,邹晓春,郑斌鑫,等.海底原位观测技术在核电厂取水口安全监测中的应用探[J].核安全,2023,22(2):74-82.

Zhu Xueqiang, Zou Xiaochun, Zheng Binxin, et al. Application of Seabed In-Situ Observation in Monitoring Sediment Transport at the Nuclear Power Plant Water Intake [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2): 74-82.

## 海底原位观测技术在核电厂取水口安全监测中的应用探讨

朱雪强<sup>1</sup>, 邹晓春<sup>2</sup>, 郑斌鑫<sup>2,3</sup>, 李云海<sup>2,3,\*</sup>

(1. 上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233; 2. 自然资源部第三海洋研究所, 厦门 361005; 3. 福建省海洋物理与地质过程重点实验室, 厦门 361005)

**摘要:** 冷源安全是核电机组安全稳定运行的保障。在核电厂运行过程中, 有多种原因会导致取水口的堵塞, 从而带来安全隐患, 其中泥沙淤积, 尤其是极端海况导致的骤淤, 是主要的原因之一。极端海洋天气事件(如风暴潮等)引发的泥沙骤冲、骤淤在短时间内可引起大量的泥沙启动与输运, 导致异地搬运与沉积, 可能威胁到冷源安全。因此, 核电厂取水口海域的泥沙输运原位实时监测十分重要。本文通过两个海底原位观测的应用实例来探讨该方法在核电厂取水口海域泥沙输运监测中的可行性与适用性, 并据此提出相应的监测建议与方案, 为冷源的安全稳定运行提供保障。

**关键词:** 核电厂取水口; 骤淤; 极端海洋天气事件; 海底原位观测

**中图分类号:** P67 **文章标志码:** P **文章编号:** 1672-5360 (2023) 02-0074-09

据统计, 近十年来全球核电运行安全遭受威胁事件超过 100 起<sup>[1]</sup>, 多数事件是因为核电厂取水口堵塞, 导致冷源取水不畅, 进而造成机组冷却系统停止工作<sup>[1,2]</sup>。因此, 冷源安全是关乎核电厂持续安全稳定运行的关键要素之一。泥沙淤积是导致冷源堵塞引起安全事件的重要原因之一。国内已有多个核电厂因取水口泥沙淤积过多、过快导致安全事件的先例<sup>[3]</sup>。相对于正常状态下的泥沙稳定沉降, 极端天气事件(如风暴潮等)能在短时间内引起泥沙骤淤, 对海洋工程安全(包括核电冷源运行)影响尤为严重。极端天气事件导致的骤淤所形成的海洋灾害在我国也不鲜见<sup>[4]</sup>(见表 1)。同样, 极端天

气事件导致的泥沙骤淤也将会严重威胁冷源安全<sup>[5]</sup>。在全球气候变化的背景下, 极端天气事件发生的频率和强度逐渐增大<sup>[6]</sup>, 再加上我国沿海核电厂的数量增多, 因此我们需要重视核电厂取水口区域可能发生的骤淤问题。

表 1 部分区域泥沙骤淤情况<sup>[4]</sup>  
Table 1 Sudden silting in some areas<sup>[4]</sup>

地点	淤积情况
防城港航道	淤积 28 cm
京唐港航道	最高淤积 350 cm
茅家港航道	航道淤平
三门湾	浮泥, 0.5 m 到 3.0 m 不等
黄骅港航道	航道淤平

收稿日期: 2022-10-20 修回日期: 2023-03-09

基金项目: 国家自然科学基金面上基金项目, 项目编号: 41976050

作者简介: 朱雪强(1983—), 男, 高级工程师, 现主要从事核电前期水文气象工作

\* 通讯作者: 李云海, E-mail: liyunhai@tio.org.cn

目前我国核电厂前期论证中的涉海评价与监测对风暴潮的关注大都集中在风暴/地震海啸引发的近岸增水及其引起的海底冲淤演变上,主要是利用模型的手段计算可能出现的近岸增水量和海底冲淤幅度,该方法尚无法对泥沙的启动和运输过程进行准确的模拟和解释。而极端天气事件导致的短时间内大规模的沉积物运输过程对取水口安全更重要。常规调查手段一般很难实现极端天气事件发生时的泥沙运输现场观测。近年来,在海洋基础研究领域应用广泛的海底原位观测系统可实现稳定连续的多参数高精度现场连续观测<sup>[7]</sup>。它的开放式结构设计可以搭载多种高精度观测仪器且对底部没有明显干扰,使被观测的目标处于开放环境中,可以实现多种海洋环境下的海底观测。因此这一手段在极端天气下的泥沙运输现场观测中具有很大的应用前景。本文以两个海底原位观测的应用实例来探讨该方法在核电厂取水口海域泥沙运输监测中的可行性与适用性,并据此提出相应的监测建议与方案。

## 1 海底原位观测系统简介

由于极端天气事件期间的观测对仪器的安全性与数据质量的要求较高,常规观测手段难以获得现场实时数据,导致很难全面解释极端天气事件下泥沙运输(包括骤淤)等过程与机制。近年来,随着高精度高分辨率海洋数据获取技术及相关仪器的开发与应用,多种高精度仪器组合而成的海底原位观测系统即座底观测设备可以获得极端天气情况下的实时近底层水体悬沙浓度、悬浮颗粒物沉降速率、侵蚀通量、海底沉积物冲淤变化、海流等数据,为研究极端天气下的核电厂取水口骤淤过程的动力机制提供了新的技术手段。

座底观测系统主要搭载的设备有声学多普勒海流计(Acoustic Doppler Velocimeter, ADV)、声学多普勒波浪剖面流速仪(Acoustic Wave and Acoustic Doppler Current, AWAC)、声学多普勒剖面流速仪(Acoustic Doppler Current Profile, ADCP)、光学背散射传感器(Optical Backscatter

Sensor, OBS)、温—盐—深仪(Conductivity, Temperature, and Depth instrument, CTD)、浪潮仪等,可根据测量需求自由组合安装在三角架或四角架上(见图1),放置在海底进行长期或短期连续观测,从而获得持续稳定的多参数高精度数据。



图1 海底原位观测设备

Fig.1 Schematic of seafloor in situ observation equipment

## 2 观测案例分析

本节以两个海底原位观测的应用实例来探讨该方法在核电厂取水口泥沙运动监测的可行性与适用性。

### 2.1 案例一:近底层冲淤演变过程监测

为研究静态天气下某海域的淤泥质海床稳定性,工作人员利用海底四脚架观测系统来观测近底层冲淤演变微过程,观测时间为12天。每套四脚架观测系统中安装了1台ADV和1台电磁海流计,该电磁海流计集成了温度、盐度、压力及浊度探头(见图2),其中ADV探头朝下,工作人员利用起吊设备将座底观测设备沉入海底。利用ADV开展海底冲淤观测主要是根据ADV探头垂直向下发射的高频声学波束,该波束在碰到海底沉积物时被反射,并被探头接收,工作人员由此记录到探头距离海底高度的变化即海底冲淤厚度(毫米级)的变化。通常只要没有遭到物理碰撞导致损坏,设备都能持续稳定地运行。本次观测未受到影响,数据连续可靠。

根据现场观测结果(见图2),在仪器投放后1天多的时间内,仪器探测到的距底高度逐渐减

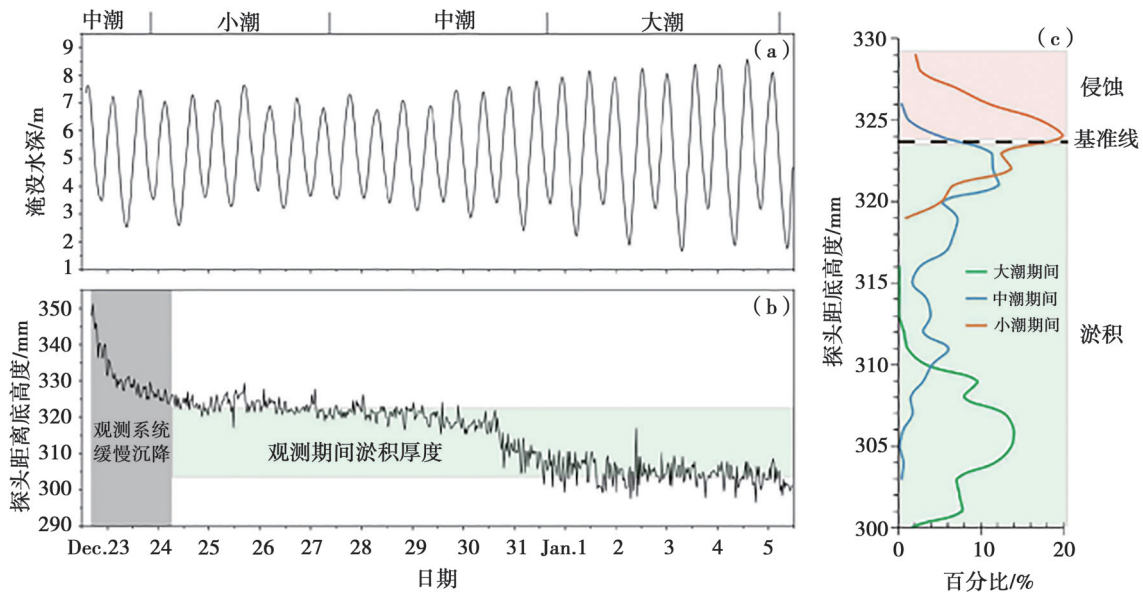


图2 观测期间海底冲淤实时监测图(a)(b)<sup>[8]</sup>,距底深度频率分布图(c)

Fig.2 Seabed scouring and silting monitoring during the observation period (a)(b)<sup>[8]</sup>, frequency distribution from bottom depth (c)

小,该变化是由于座底观测系统的缓慢沉降所致,在投放初期沉降速度快,随着时间的推移,沉降逐渐变缓并逐渐达到平衡,从图2中可以看出,大约在12月24日达到平衡,仪器不再发生沉降。由图2(b)可以看出,观测期间该站位海底总体上表现为淤积趋势,由小潮初期至大潮结束期间的累积淤积厚度约为23.2 mm,且淤积主要发生在中潮和大潮期间,其中在中潮向大潮过渡阶段淤积速率最大。从距底深度频率分布图来看,小潮期间以基准线为对称轴分布,总体保持稳定,深度变化范围为10 mm左右;中潮期间频率最高的深度是322 mm(淤积2 mm),但是分布范围较大,达到23 mm;大潮期间频率最高的深度是306 mm(淤积18 mm),分布范围为13 mm左右,如图2(c)所示。

在观测期间,海底并不一直是表现为淤积,在潮周期内也表现出冲淤动态变化特征。在典型大潮期间(见图3),涨潮初期,随着近底层流速的增大,水体浊度没有明显的变化,如图3(c)所示,但ADV探测得到的探头距离海底的高度出现了同步增大,表明该时刻海底发生了侵蚀,但随即又出现了较大幅度的淤积;此后,随着流

速的增大,距底高度略有增加,这表明在流速增大的时刻海底发生侵蚀,但侵蚀厚度很小,一般在2 mm-4 mm;而在流速减小的时候,距底高度略有减小,这表明在流速减小的时刻海底发生淤积,淤积厚度也相对较小如图3(d)所示,整个潮周期内(25 h)海底冲淤表现为净淤积,净淤积厚度为2.1 mm。

典型小潮期间变化与大潮类似,且变化幅度更小(见图4),整个小潮周期内(25 h)海底冲淤表现为净淤积,净淤积厚度为0.4 mm。因此,在观测站附近海域,观测期间海底高程处于不断变化中,但冲淤变化幅度相对较小,观测周期内表现为净淤积趋势,在小潮和大潮的潮周期内冲淤变化幅度相对较小。

综上所述,这一案例所用设备可以很好地观测到近底层泥沙冲淤的细微动态变化过程,可应用于核电厂取水口海域的海底冲淤过程以及近底层泥沙监测。

## 2.2 案例二:极端天气事件下的水体监测

为研究极端天气影响下大陆边缘沿岸流系统的局地响应,工作人员在浙江沿岸设置了一个座底观测系统,进行了长达一年的观测,使用



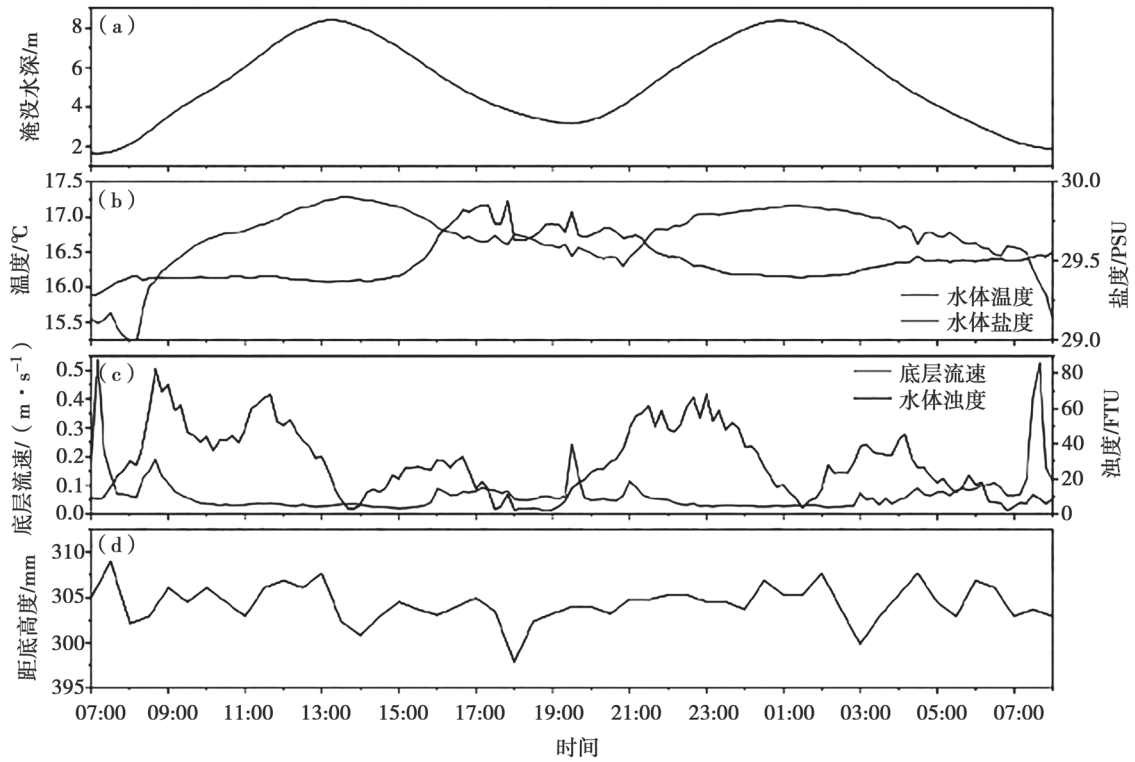


图3 典型大潮期间海底冲淤变化<sup>[8]</sup>

Fig.3 Changes of sea floor erosion and silting during typical spring tides

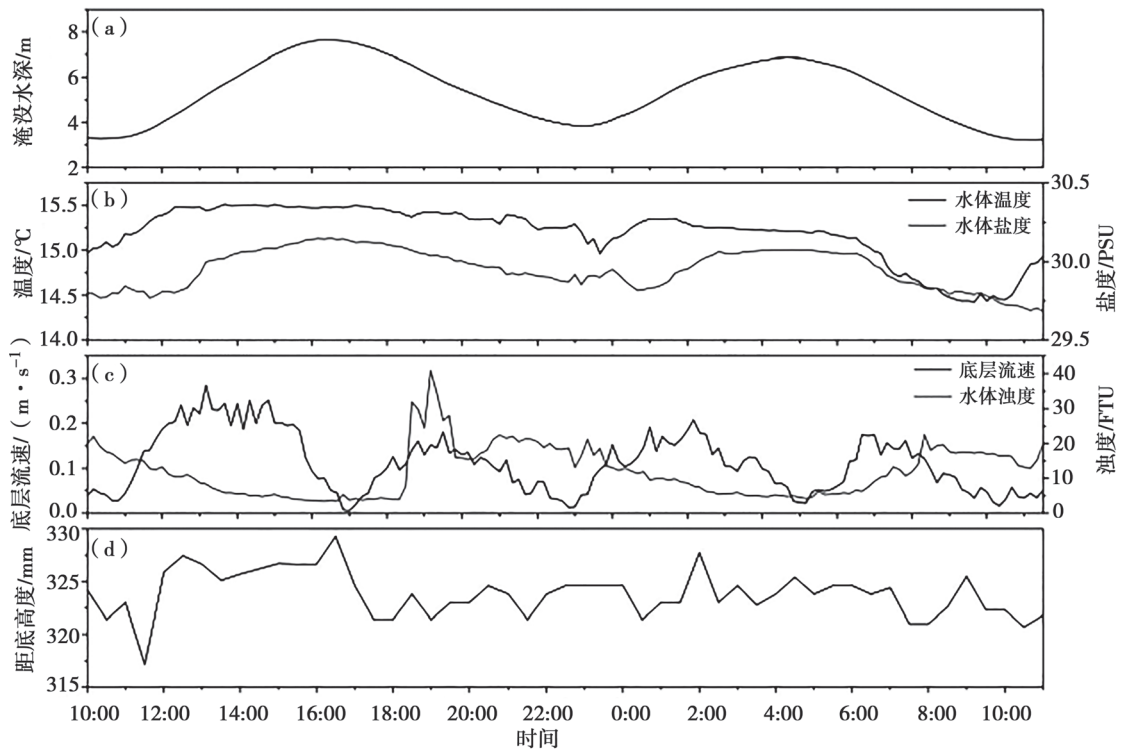


图4 典型小潮期间海底冲淤变化<sup>[8]</sup>

Fig.4 Changes of sea floor erosion and silting during typical neap tides<sup>[8]</sup>

的设备观测仪器为 AWAC,即声学多普勒波浪剖面流速仪等。该设备是从底部向上发射声波,从而实现观测站从海底到海表水体的监测。观测期间成功捕捉到了五次台风的影响过程(见图 5),分别为台风丹娜丝(T1)、台风利奇马(T2)、台风玲玲(T3)、台风塔巴(T4)、台风米娜(T5)。座底设备的横向摆动幅度与纵向摆动幅度均小于  $10^\circ$ ,说明观测期间仪器基本稳定,观测数据较为可靠。

为了进一步分析海流变化,工作人员将观测站的坐标轴沿顺时针方向旋转  $22.5^\circ$ ,并利用旋转后的数据将实测海流分解为平行岸线(u)

方向和垂直岸线(v)方向两个分量。正值为东北向与离岸方向,负值为西南向与向岸方向。台风影响期间,实测海流流速明显增大,沿岸方向的变化幅度远大于跨岸方向且流向在台风影响期间发生转向,在利奇马台风和米娜台风期间的转换过程中尤为明显,如图 6(a)、图 6(b)所示。为了更直观地呈现海流在不同台风影响期间的变化过程,我们使用经典调和模型去除海流数据中的潮信号如图 6(c)、图 6(d)。计算公式如下<sup>[9]</sup>:

$$Z(t) = S_0 + \sum_{j=1}^n [H_j \cos(\sigma_j t - g_j)]$$

式中, $Z(t)$ 是  $t$ 时刻观测到的水位(单位 m),

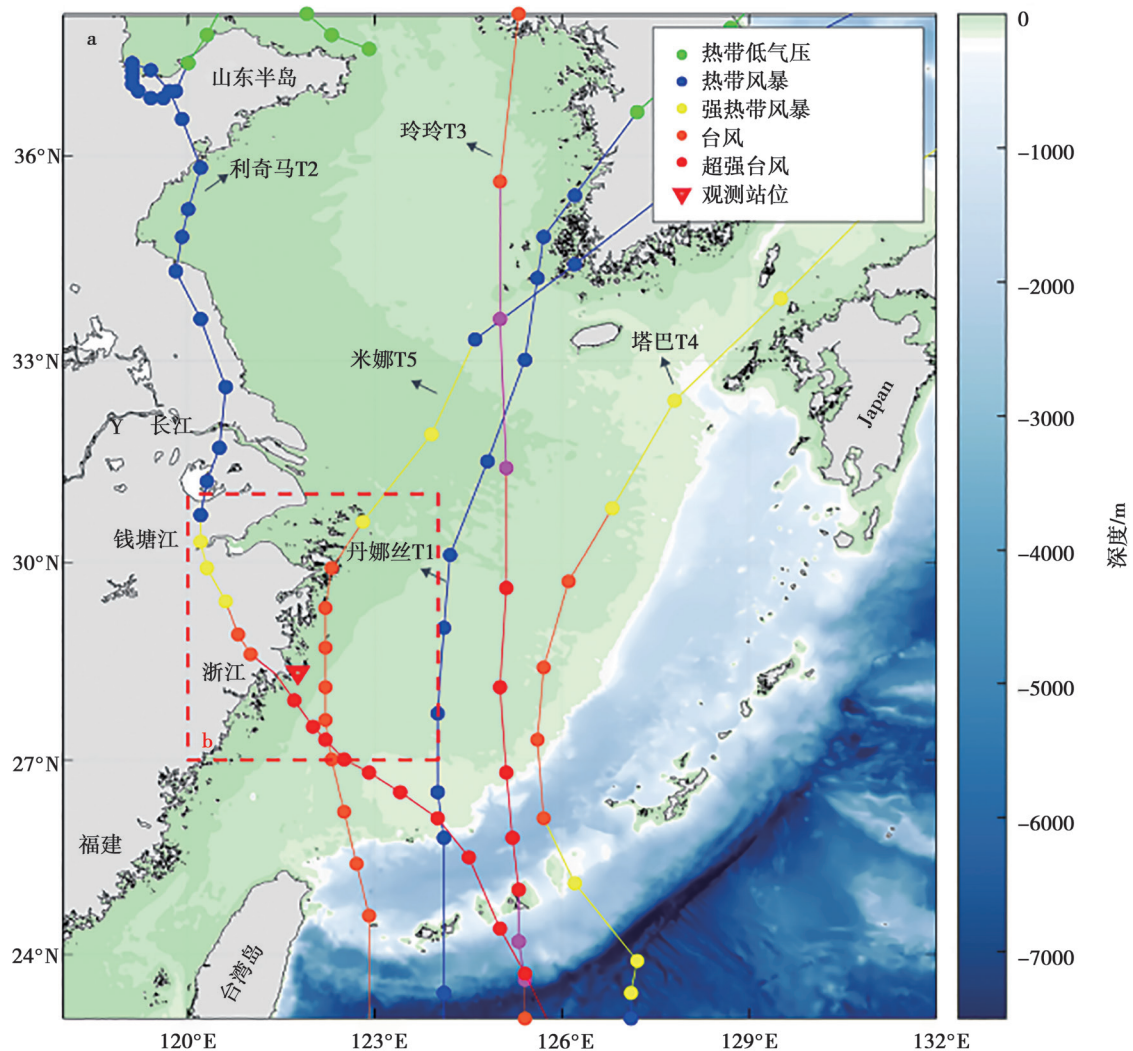
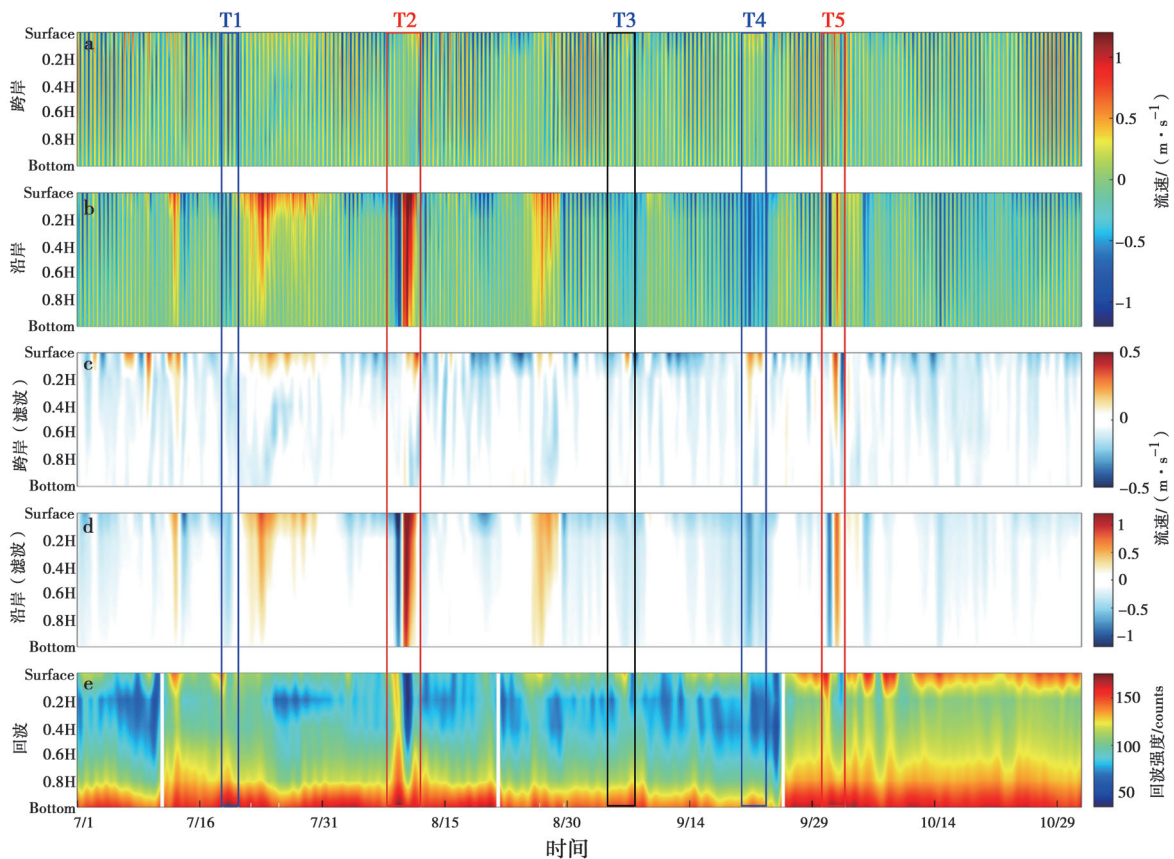


图 5 台风路径<sup>[9]</sup>

Fig.5 The path of typhoon<sup>[9]</sup>

图6 实测海流与回波强度<sup>[9]</sup>Fig.6 Current and echo intensity<sup>[9]</sup>

$\sigma_j$ 、 $H_j$  以及  $g_j$  分别是第  $j$  个分潮对应的角速度 (单位  $\text{rad/s}$ )、振幅 (单位  $\text{m}$ ) 和迟角 (单位  $^\circ$ )。  $j$  是指分潮的个数,  $S_0$  是平均海平面。其中,  $H_j = \sqrt{a_j^2 + b_j^2}$ ,  $g_j = \arctan(b_j/a_j)$ , 利用上述公式计算出回报水位, 通过与实测水位对比得到余水位。

结果显示, 顺岸方向的海流流速远大于跨岸方向, 登陆型台风利奇马和米娜在顺岸方向上出现西南流和东北流向的反转, 且利奇马台风期间的流速大于米娜台风; 而其他三个未登陆型台风主要以西南流为主, 并未出现流向反转现象, 流速也远小于登陆型台风。

靠近大陆的浅水海域, 富含大量的陆源沉积物, 而沉积物输运与水体输运密切相关。当发生台风天气时, 台风搅动海水, 打破了原有的海流结构, 沉积物输运格局也随之改变。沿岸流在台风期间反转使海水在短时间内发生南北向水体交换, 水体交换过程对区域泥沙输运必

将产生显著的影响。回波强度是表征水体颗粒物含量及浑浊度的指标之一见图 6(e)。回波强度越大表示颗粒物含量越多, 水体越浑浊; 回波强度越小则表示颗粒物含量越少, 水体越清澈, 因此可以间接反映水体来源<sup>[9]</sup>。台风期间由于流向的转变, 反映了不同来源的海水引起水体浊度的变化, 以 T2 为例。超强台风利奇马期间, 强劲的东北风引起沿岸西南流, 使大量径流河水向外海扩展, 将悬浮泥沙带到观测站海域。当风向转变为西南风时, 海流转为沿岸北上, 此时水体回波强度比静态天气时还要小, 可能是外海水输入观测站区域。之前由西南向输运而来的悬浮泥沙并未随东北向流输运, 可能是在外海水的侵入下进入观测站下层, 因而未检测到。

综上所述, 案例二所用设备能实现对极端天气下的水体输运监测, 可应用于核电取水口

极端天气下泥沙输运监测。

### 2.3 总结

案例一所用的 ADV 可以实现近底 50 cm 以内的近底层泥沙启动与沉降过程的监测,而案例二所用设备则可以实现底层 50 cm 以上的水体输运监测,我们将上述两个案例所用的设备设置在同一个观测系统上,就能实现极端天气下核电厂取水口海域泥沙从启动到输运再到沉降的全过程,从而为核电厂的建设和运维提供技术支撑。

## 3 讨论与建议

### 3.1 讨论

极端天气事件(风暴潮)伴随着高出正常海况下数倍的水体动能,增大了有效波高和水体流速,使得波一流联合底床切应力增大且显著大于海底临界侵蚀切应力<sup>[10]</sup>。因此,强烈的波一流作用扰动海底,使原本沉积在海底的沉积物随着海流运动,最终沉积在动能相对较弱的区域<sup>[11]</sup>。砂质海岸以推移和跃移输运为主,移动距离相对较小,一般很少发生骤淤事件。而粉砂、淤泥质海岸的泥沙输运则是以悬浮输运为主要形式,移动距离较远,骤淤事件频发。当底部切应力大于底部沉积物的启动临界应力时,打破了平静时期的冲淤平衡,导致大量沉积物在短时间内再悬浮,水体挟沙能力明显增强,泥沙在海流的作用下被输运到其他区域,可能在动力减弱的区域(即底部切应力小于沉降应力时)产生异地强烈淤积。整个过程中,泥沙在水体的裹挟下发生了大规模的空间交换。综上所述,极端天气引起的短时间内的泥沙空间交换很可能引起泥沙的异地强烈淤积,特别是在泥沙含量充足的粉砂、淤泥质海岸地区。因此,如果核电厂地处极端事件发生频次多、强度大的地区且底质沉积物类型以粉砂和淤泥为主,就具有相对较高的骤淤事件发生的潜在风险,需引起重视。

我们在核电厂建设的前期论证以及在核电厂的运维过程中对极端天气的考虑大都是利用经验公式和数值模型方法。尽管当前的计算

精度越来越高,但由于现场观测数据十分缺乏,因此我们尚难以准确模拟极端天气事件现场的真实情况。所以,极端天气下的实测数据就显得尤为重要,可以为新厂址的选择与现有核电厂的日常安全维护提供重要技术资料。现有工作缺乏极端天气事件泥沙输运过程的监测,不利于核电厂的持续稳定运行。在极端天气事件逐步增强的气候背景下,只有明确极端天气事件下核电厂取水口海域泥沙输运机制才能有效预防与及时应对海域骤淤事件的发生。因此我们应该有针对性地对具有潜在风险的核电厂取水口海域开展泥沙输运过程现场实时监测。

### 3.2 建议

上述两个案例的成功观测说明座底观测方法观测数据可靠,具有很好的工程应用前景。因此,为了探明核电厂取水口海域的骤淤过程与机制,我们可针对骤淤发生潜在可能性较大的区域(极端事件频发且沉积物以粉砂和黏土为主的区域)进行海底原位观测研究。我们将传统调查手段与座底观测方法相结合,对核电厂取水口及其周边海域开展沉积物取样与中短期海底冲淤、水文等连续观测。主要包括:

(1)对目标核电厂取水口海域进行前期背景调查。包括开展岸滩现场地质地貌调查与研究,分析工程区所在海域的潜在泥沙来源,收集水文气象资料(包括极端事件发生频次与强度)等;调研核电厂取水口布局和泥沙淤积情况。

(2)在工程区及其附近海域取床底表层沉积物(极端天气事件发生前后各取一次),开展测试分析,研究工程区海底沉积物特征、分布规律和沉积环境。结合(1)的背景调查确定观测站位置以及数量。

(3)为了观测海域泥沙从启动到输运再到沉降的全过程,座底观测系统需同时配备声学多普勒海流计、声学多普勒波浪剖面流速仪、光学后向散射计、电子海流计、浪潮仪等。我们在重点海域的观测站位附近可同步放置沉积物捕

获器,将 ADV 等观测设备安装在沉积物捕获器上。测量参数包括流速、流向、波浪场、温度、盐度、悬沙浓度、距底高度等。我们在选定位置开展多站位同步观测,根据研究区背景调查选择极端事件发生频次高的季节进行三个月的连续观测。同时可在四个季节的常态天气下开展十五天左右的短期座底观测,分析不同天气背景下(正常天气与极端天气)及不同季节背景下的海底泥沙输运特征及其控制机制。若座底观测支架在观测期间的横纵摆动幅度小于  $10^\circ$  且高精度探头未遭受物理破坏导致观测中断,则可视为观测数据稳定可靠。

(4) 利用座底观测设备在极端天气事件下的实测数据辅助模型的构建,提高模型的准确性。观测数据可以为风暴潮事件水动力和泥沙输运模拟提供事件发生时的背景资料和率定数据。

#### 4 结论

(1) 利用海底原位观测方法可以监测极端天气事件发生时的泥沙输运过程。结合近底冲淤观测和水文观测设备可实现泥沙从启动到输运再到沉降的全过程监测。

(2) 为了探明核电厂取水口海域的骤淤机制,我们应在具有骤淤发生潜在可能性的核电厂周边海域开展相关观测。

#### 参考文献

- [1] 唐娅菲. 滨海核电运行安全典型致灾生物研究——以宁德核电为例 [D]. 上海: 上海海洋大学, 2018.
- [2] 杨天. 风暴天气下淤泥质潮滩冲淤过程及其动力机制 [D]. 上海: 华东师范大学, 2017.
- [3] 赖平, 孟铭强, 张乐福, 等. 核电厂板式换热器的泄漏原因 [J]. 腐蚀与防护, 2017, 38 (7): 499-502+525.
- [4] 徐啸, 余小建, 崔峥. 港口、航道泥沙骤淤问题初探 [C] // 中国水力发电工程学会水文泥沙专业委员会第四届学术讨论会论文集, 2003: 302-306.
- [5] 卓飞. 波浪作用下核电厂取水口泥沙实验研究 [D]. 郑州: 华北水利水电大学, 2018.
- [6] Woodruff J D, Irish J L, Camargo S J. Coastal flooding by tropical cyclones and sea-level rise [J]. Nature, 2013, 504 (7478): 44-52.
- [7] 李建如, 徐景平, 刘志飞. 底基三脚架在深海观测中的应用 [J]. 地球科学进展, 2013, 28 (5): 559-565.
- [8] 王爱军. 厦门西水东调工程同安湾跨海段海床稳定性分析 [R]. 厦门: 自然资源部第三海洋研究所, 2018.
- [9] CHI Wenqi, SHU Fangfang, LIN Yuting, et al. Typhoon-induced destruction and reconstruction of the coastal current system on the inner shelf of East China Sea [J]. Continental Shelf Research, 2023: 255.
- [10] 杨天. 风暴天气下淤泥质潮滩冲淤过程及其动力机制 [D]. 上海: 华东师范大学, 2017.
- [11] 王润钿, 黄本胜, 邱静, 等. 波浪共同作用下阳西青海湾下岬角泥沙骤淤研究 [J]. 广东水利水电, 2017 (8): 1-8.

# Application of Seabed In-Situ Observation in Monitoring Sediment Transport at the Nuclear Power Plant Water Intake

Zhu Xueqiang<sup>1</sup>, Zou Xiaochun<sup>2</sup>, Zheng Binxin<sup>2,3</sup>, Li Yunhai<sup>2,3,\*</sup>

(1. Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China; 2. Third Institute of Oceanography, Ministry of Natural Resources, Xiamen 361005, China; 3. Fujian Provincial Key Laboratory of Marine Physical and Geological Processes, Xiamen 361005, China)

**Abstract:** The safety of nuclear power cold source is an important factor that affects the safe and stable operation of nuclear power units. During the operation of nuclear power plant, there are many factors that lead to the blockage of water intake, among which sediment deposition is one of the main reasons. The extreme marine weather events (such as storms) can easily cause a large amount of sediment deposition in a short time (sudden silting), which will seriously threaten the security of cold source. Therefore, it is very important to in-situ monitor the sediment movement in the water intake area of nuclear power plant. This paper mainly discusses the feasibility of seabed in-situ observation in monitoring sediment movement in the water intake area of nuclear power plant through analyzing two related application examples, and puts forward related monitoring suggestions and schemes to ensure the safe and stable operation of the cold source of nuclear power plant.

**Key words:** nuclear power plant water intake; sudden silting; extreme marine weather event; seabed in-situ observation

(责任编辑: 许龙飞)

陶革. 不受环境鉴定要求约束的核电厂低压电缆老化管理[J]. 核安全, 2023, 22(2): 83-89.

Tao Ge. Aging Management of Low-Voltage Cable not Subject to Environmental Qualification [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(2): 83-89.

## 不受环境鉴定要求约束的核电厂低压电缆老化管理

陶 革

(中核核电运行管理有限公司, 浙江海盐 314300)

**摘要:** 本文基于对电缆老化应力、局部恶劣环境识别、电缆状态监测技术以及国际核电厂电缆管理经验的研究和分析, 给出核电厂不受环境鉴定要求约束的低压电缆的老化管理方法, 可为国内运行核电厂非环境鉴定要求的低压电缆的老化管理提供支持和参考。

**关键词:** 老化管理; 低压电缆; 局部恶劣环境; 老化管理大纲; 老化管理范围

**中图分类号:** X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 02-0083-07

随着核电厂使用时间的增加, 系统、构筑物和部件 (Systems, Structures or Components, SSCs) 的物理特性会发生相应的变化, 导致老化的发生。电缆作为核电厂供电、测量、控制和保护系统的重要组成部分之一, 也不可避免地会受到老化降质的影响, 若不采取适当的措施对电缆的老化进行有效地管理和控制, 当老化发展到能影响电缆的预期功能时, 就会对核电厂的安全和可靠运行造成极大的威胁。如何对安全重要电缆的老化进行充分有效地管理也成为核电监管部门以及核电厂重点关注的问题。需要进行老化管理的核电厂安全重要电缆通常可分为两大类: 有环境鉴定要求的电缆和不受环境鉴定要求约束的电缆。

有环境鉴定要求的电缆, 是指位于严酷环境中 (可能受到设计基准事件影响的环境) 且在设计基准事故发生之前、期间及之后仍需完成其预定安全功能的电缆, 这类电缆需要确定鉴定寿命并按照鉴定寿命进行管理, 除非经过评估或再鉴定延长了电缆的原鉴定寿

命, 否则必须在其鉴定寿命到期前及时完成更换<sup>[1]</sup>。

不受环境鉴定要求约束的电缆, 是指工作于和缓环境 (非严酷环境) 中或者虽可能处于严酷环境中但无需在严酷环境出现期间及之后实施其预定的安全功能的电缆。

在老化管理领域, 低压电缆通常指运行在 1000 V 以下的电缆 (包括低压动力、控制、仪表电缆等), 也包括一些运行在 2 KV 左右的特殊仪表电缆 (如对老化导致的泄漏电流增大较为敏感的辐射监测用及堆外核测用仪表电缆)。不受环境鉴定要求约束的低压电缆在核电厂的应用极其广泛, 占核电厂电缆总量的绝大多数, 其性能的好坏直接关系到电厂的安全和经济运行。本文对低压电缆所遭受的老化应力、局部恶劣环境识别及常用的电缆状态监测技术等内容进行了讨论, 并给出了推荐的不受环境鉴定要求约束的低压电缆的老化管理方法。受环境鉴定要求约束的低压电缆的老化管理不在本文的讨论范围之内。

收稿日期: 2022-10-13 修回日期: 2022-12-20

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

## 1. 电缆的基本结构

电缆的基本结构通常包括导体、绝缘层、填充物、屏蔽层和保护层(也称为保护套,简称护套)等,其中容易发生老化且影响电缆电气性能的主要部件包括电缆导体、绝缘层、保护层三部分。

导体多由高导电系数的金属材料铜或铝制成,是电能/电信号的主要载体;绝缘层为电缆提供电气绝缘,是决定电缆电气性能的核心部件;而电缆保护层的主要作用是在敷设和运行过程中对电缆绝缘层提供保护,使绝缘层免遭机械损伤和各种环境因素(如水、日光、生物、火灾等)的破坏,以保持长期稳定的电气性能。

对于低压电缆,绝缘材料和保护层材料的老化主要是由于各种应力(主要包括热、辐照、电压等因素)对有机材料的影响,使得有机材料的化学和物理性能发生变化,最终影响到电缆的电气性能。其中,绝缘层的老化会直接影响到电缆的电气性能,严重时会导致电缆预期功能的丧失;电缆保护层的老化使其对下层绝缘的保护能力减弱甚至丧失,使绝缘层直接暴露在恶劣环境下,加速绝缘层的老化。

老化对导体的影响主要来自潮湿环境对金属造成的腐蚀,该部分内容不在本文讨论的范围内。

## 2 低压电缆老化应力

电缆所遭受的老化应力包括来自服役之前或服役期间的应力。对于核电厂来说,需要重点管理的是来自电缆服役期间的老化应力,通常包括温度、辐照、电压、欧姆热等。其中,导致仪表和控制电缆的绝缘及护套老化的最主要因素是外部温度和辐照,对于动力电缆,除了要考虑外部温度和辐照外,还应考虑导体电流产生的欧姆热影响。

### 2.1 温度

在电缆所遭受的所有应力中,高温带来的老化影响往往是最大的。在温度作用下,设备特性通过渐进的理化过程而间接改变的过程称

为热老化。有机材料的热老化主要是通过交联和断链反应来改变分子的化学结构,会使材料的硬度、脆性、扩张强度、延伸性、抗压强度、弹性模量、绝缘电阻、介电强度等特性发生变化<sup>[2]</sup>。核电厂有高温工艺流体管线或容器的区域、有高温运行设备的区域都属于潜在的局部高温恶劣区域。若这些区域内存在老化管理范围内的电缆,则需验证和确认这些区域是否属于高温局部恶劣环境。

### 2.2 辐照

辐照也是核电厂电缆可能受到的主要应力之一。核电厂电缆可能遭受的辐照类型包括 $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ 和中子,其中 $\gamma$ 是最主要的辐照类型。辐照可通过激发/电离、裂解、交联和断链过程改变材料的原子和分子结构,其中的部分辐照能量还会转化为热,导致材料的热老化。辐照对有机材料的损害主要来自电离/激发过程导致的化学反应<sup>[2]</sup>。在正常服役状况下,辐照引起的老化影响通常较低,所导致的材料性能变化较为缓慢,然而辐照影响的长期累积效应可能会很大。通常,有机材料的性能会随着辐照总剂量的增加而降低。

### 2.3 欧姆热

对于载荷较大的动力电缆,流经导体的电流所产生的欧姆热会显著增加电缆的老化,因此,动力电缆的老化评估过程中必须考虑欧姆热的影响。

### 2.4 电压

过高电压产生的电应力也会对有机材料的老化造成影响。对于低压电缆来说,由于电缆实际使用的电压等级较低,加之有相对于低电压等级来说足够厚的绝缘层和保护层,因此,电压对低压电缆绝缘老化的实际贡献通常并不明显。

## 3 部分常见电缆的材料、环境与老化效应 / 机理

实际服役环境中,电缆所遭受的应力往往不止一种,电缆的老化往往是不同应力协同作用的结果。另外,电缆老化也与所用材料及其



所处的服役环境有关。若针对运行环境所选择的电缆材料得当,则电缆的老化降质往往会发展得很慢,需要管理的老化效应也较少;反之,电缆的老化过程可能会发展得较快。因此,要进行电缆的老化管理和状态评估,就必须对电缆材料、使用环境和敏感应力进行识别。部分常见的电缆材料、使用环境与老化效应/机理的对应关系见表1<sup>[3]</sup>。

表1 部分常见的电缆材料、环境与老化效应/机理

Table 1 The materials, environment and aging effect/mechanism of common used electrical cables

序号	部件	材料	环境	老化效应/机理
1	电缆的绝缘材料	各种有机聚合物(如EPR、SR、EPDM、XLPE)	热、辐照或潮湿导致的局部恶劣环境	有机材料的热或热氧化降质、有机物的辐照分解和光分解(仅对于紫外线敏感的材料)、辐照导致的氧化、湿气侵入等所导致的绝缘电阻降低
2	仪表电路中对绝缘电阻(IR)降低敏感的电绝缘材料	各种有机聚合物(如EPR、SR、EPDM、XLPE)	热、辐照或潮湿导致的局部恶劣环境	有机材料的热或热氧化降质、有机物的辐照分解和光分解(仅对于紫外线敏感的材料)、辐照导致的氧化、湿气侵入等所导致的绝缘电阻降低

入核电厂认为需进行老化管理的其他电缆。典型的电缆老化管理范围通常包括:

- (1) 支持安全相关功能的电缆;
- (2) 非安全相关的电缆(但其故障可能会妨碍安全相关功能的实现);
- (3) 支持缓解事故的电缆;
- (4) 支持应急运行规程的电缆;
- (5) 发生故障时会导致反应堆紧急停堆或安全相关系统启动的电缆;
- (6) 与全厂断电有关的电缆;
- (7) 与消防相关的电缆;
- (8) 影响电厂发电出力的电缆。

## 5 电缆老化管理对象

### 5.1 电缆老化管理对象的确定

确定了电缆老化管理范围后,下一步的重要工作就是要识别和确定电缆老化管理对象。电缆老化管理对象是指那些属于电缆老化管理范围内,且同时处于局部恶劣环境中的电缆(见图1),也是需要进行重点老化管理和状态评估的电缆。

## 4 电缆老化管理范围

确定电缆老化管理范围是为了识别那些在受到显著老化影响时必须及时进行评估并采取相应纠正行动的电缆。核电厂电缆老化管理的范围主要包括与核安全有关的电缆(安全重要电缆)以及与电厂发电有关的电缆(运行重要电缆)。在确定电缆老化管理范围时,也往往会加

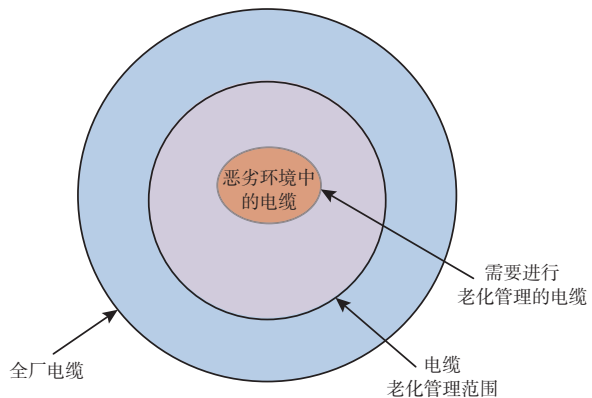


图1 电缆老化管理对象

Fig.1 Cables requiring aging management

### 5.2 局部恶劣环境中的电缆

核电厂绝大多数电缆的实际服役环境往往都比设计的服役环境要和缓得多,电缆的实际载荷也往往远低于电缆的标称容量。这些位于和缓环境中经正确安装和支撑的低压电缆的老化速度通常很慢,无须进行特别的监控和维护,只有当出现了明显降质或发生缺陷时,才需要采取进一步的措施。然而,在电厂的某些区域,设备的实际服役环境可能要比设计规定的

服役环境更加恶劣(这些区域被称为局部恶劣环境)<sup>[4]</sup>。局部恶劣环境中的电缆老化速度可能会比预期的要快得多(除非这些电缆是专门为这种恶劣环境所设计的),这导致电缆的实际使用寿命明显缩短,在事故环境下更容易发生失效,如果不对这些处于恶劣环境中的电缆的老化进行管理,则会对电厂的安全和发电造成严重的威胁。这些属于电缆老化管理范围内且位于恶劣环境中的电缆,才是真正需要进行电缆老化监测、评估和管理的对象。

局部恶劣环境的识别,能将电缆老化管理活动的重点限制在那些可能发生过早老化的电缆上,对最恶劣环境中的电缆是否老化进行监测评估,可以了解低压电缆的整体健康状况提供基础。识别局部恶劣设备环境是电缆老化管理中的一个重要环节,EPRI 报告《局部恶劣设备环境管理导则》(TR-109619)提供了一些具体的识别方法。常用的局部恶劣设备环境的识别方法包括<sup>[5]</sup>:

(1)对电厂最终安全分析报告中关于不同区域辐照水平及温度状况的环境分区信息的审查;

(2)电厂已有测量系统记录的现场环境信息;

(3)电厂巡检信息(包括使用红外测温仪、手持式辐照剂量测量仪表等);

(4)电厂纠正行动数据库;

(5)运行维修人员访谈;

(6)行业运行经验反馈等。

### 5.3 电缆老化管理对象的识别和确定

如上所述,电缆的老化管理对象是那些属于电缆老化管理范围且位于局部恶劣设备环境中的电缆。常用的两种电缆老化管理对象识别和确定方法<sup>[6]</sup>如下:

第一种方法是先识别出电厂的局部恶劣环境区域,然后再确认这些区域内的电缆是否因为恶劣环境的影响而发生了提前老化。如果发现电缆出现了老化现象,则应对这些电缆进行具体的识别和评估,并采取相应的纠正行动;如果没有发现明显的老化降质现象,则无

须对区域内具体的电缆进行识别,但应当对局部恶劣环境进行记录,并定期评估该局部恶劣环境的影响,以证明其对电缆的老化影响并不明显。

第二种方法是先识别出老化管理范围内的电缆及其敷设路径,然后识别这些电缆的敷设路径中是否经过了局部恶劣环境。若电缆的敷设路径确实经过了局部恶劣环境,则应对受影响的电缆进行评估。

在进行电缆老化管理对象的识别时,应重点关注那些在恶劣服役条件下的电缆状况,并确定这些电缆是否出现了提前老化的现象。这不仅有利于了解低压电缆的整体健康状况,还可以及时发现电缆老化的迹象并采取相应的纠正措施,必要时还可扩大电缆老化检查范围。

对于低压电缆,国际上比较推荐的方法是通过巡检、预维活动、人员访谈、环境监测等方法识别出局部恶劣环境,然后确定这些恶劣环境是否会显著影响低压电缆的预期功能。如果是,则需分析并确定这些局部恶劣环境中是否有需要进行老化管理的电缆,对于载荷较大的电缆还应考虑欧姆热造成的影响。对于识别出的所有局部恶劣设备环境都应当予以评估和记录,以确定其对电缆的影响,必要时还需对受影响的电缆采取相应的纠正措施(包括对受影响的电缆进行持续性的监测、定期评估,以及更换性能受损的电缆)。

## 6 电缆的状态监测

### 6.1 电缆的状态监测技术

电缆的老化是可以通过对电缆的状态监测予以早期发现和趋势跟踪的。电缆的状态监测包括对一个或多个能与电缆的物理状态或功能性能相关联的状态指标进行监测和跟踪,以确定电缆当前或未来的性能以及潜在的失效状态,便于电厂提前采取相应的纠正措施,防患于未然。可用于电缆状态监测的技术包括电缆的电气特性测量技术(如绝缘电阻、耐压性能、介电损失等)、机械特性测量技术(如硬度、断裂伸长率、压缩模量等)、化学和物理特性测量技术

(如密度、氧化诱导时间、氧化诱导温度等)、物理状况和外观检查技术等。

以下是美国核管会(NRC)颁布的导则文件《核电厂电缆状态监测技术》(RG 1.218)中所推荐的状态监测技术和检查方法<sup>[7]</sup>,可供电厂选择电缆状态监测技术时参考:

- 直流高压测试
- 阶跃电压测试
- 极低频测试
- 带有照明的管道镜
- 目视检查
- 压缩模量
- 介电损失
- 绝缘电阻
- 局部放电
- 时域反射
- 频域反射
- 红外测温

近些年也不断有新的电缆状态监测技术出现,且已开始核电厂电缆老化管理实践中得到应用,例如极低频介损测试技术<sup>[8]</sup>、线路共振分析(Line Resonance Analysis, LIRA)技术<sup>[9]</sup>等,核电厂也可根据具体需要选择使用。

## 6.2 电缆状态监测技术应用的局限性

虽然目前已有的电缆状态监测技术多达几十种,但每一种状态监测技术都有自己的特点和适用范围,也有应用的局限性。例如,一些技术可直接用于现场已安装电缆的状态监测,而另一些技术则需要从现场服役电缆上获取样品后才能完成分析评估工作;一些技术可用于监测电缆的长期性能,而另一些则主要用于电缆的故障排查,不适用于电缆老化状态的监测。进行电缆状态监测和评估时,必须充分考虑各种监测技术的特点和应用局限性,以便选择出适合具体评估要求的技术。例如,虽然绝缘电阻测试已广泛地应用于电缆故障排查,但由于该技术无法表征热或辐照对电缆造成的损伤和降质,因此在对电缆的老化降质进行评估时,单独采用绝缘电阻测试就无法满足要求。

截至目前,对于电缆的状态监测来说,尚无

一种可单独使用的、无损的状态监测技术能适用于所有电缆类型的状态监测。为避免单一监测技术的局限性影响,在电缆状态监测实践中往往采用多种监测技术组合使用的方法来达到对电缆状态的有效监测。

## 7 电缆老化管理大纲

### 7.1 老化管理大纲的基本要素

国际核行业多年的老化管理探索和实践证明,管理核电厂设备老化最有效的方法之一是开发相应的老化管理大纲,并通过实施有效的老化管理大纲来对设备的老化进行管理。为全面有效地管理设备老化,老化管理大纲应包含一些实施老化管理活动必须考虑的、不可缺少的关键要素,即“老化管理大纲的基本要素”。国际上认可的老化管理大纲体系有两类:国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)的老化管理大纲9要素体系<sup>[10]</sup>和美国核管会(Nuclear Regulatory Commission, NRC)认可的老化管理大纲10要素体系<sup>[3][11]</sup>。IAEA推荐的老化管理大纲是按照9要素编写的,而美国NRC认可并推荐的老化管理大纲都是按照10要素编写的。两类不同体系中的基本要素内容及比较见图2。

通过图2的对比,可以发现IAEA老化管理大纲9要素与美国老化管理大纲10要素的具体要求和内容是基本一致的,只是所用的要素术语以及要素的归类方法略有不同<sup>[12]</sup>。因此,核电厂在编制具体的电缆老化管理大纲时,可以参考《核电厂老化管理通用经验》(Generic Aging Lessons Learned, GALL)中美国NRC认可的按照10要素编写的电缆老化管理大纲范本,也可以参考IAEA颁布并推荐的按照9要素编写的电缆老化管理大纲范本。

### 7.2 低压电缆老化管理大纲的种类

为有效地管理低压电缆的老化,根据低压电缆的结构、应用场合、老化的敏感程度、管理要素的不同,通常将低压电缆的老化管理大纲分为两类:非环境鉴定要求的通用低压电缆老化管理大纲与非环境鉴定要求的仪表电路中的

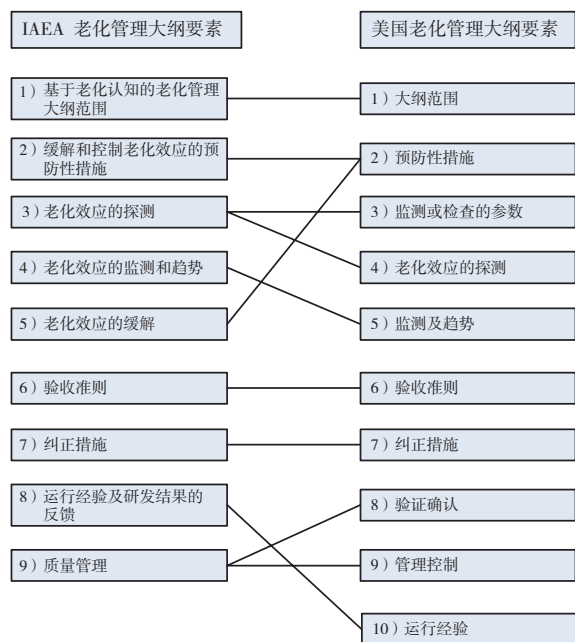


图2 IAEA 老化管理大纲要素与美国老化管理大纲要素的比较

Fig.2 Comparison between IAEA program elements and US program elements

低压电缆老化管理大纲。

(1) 非环境鉴定要求的通用低压电缆老化管理大纲。该大纲属于状态监测大纲,要求对服役于恶劣环境中的可达电缆进行视觉/触觉检查。对这些电缆进行视觉/触觉检查是为了证明这些电缆没有受到温度、辐照、化学污染等老化应力的显著影响。由于电缆护套通常会比电缆绝缘更早地出现老化,因而对电缆护套进行的视觉/触觉检查往往可以推断出对电缆绝缘的影响情况。对电缆护套的绝缘表面检查应包括是否出现以下的异常状况:电缆护套的脆化、变色、开裂、熔化、硬化、肿胀或者表面污染。当检查出电缆护套表面存在不可接受的异常情况时,则需要对其进行工程评估,必要时采取纠正措施。纠正措施包括(但不限于)以下内容:测试、屏蔽、改变服役环境、重新布设或更换受影响的电缆。

(2) 非环境鉴定要求的仪表电路中的低压电缆老化管理大纲。该大纲属于性能监测大纲,要求通过对校准结果或监督测试大纲的结果实施评估来识别仪表回路中电缆的老化降质,或

通过对电缆进行直接测试来识别仪表回路中电缆的老化降质。仪表电路性能相关的校准结果或监督结果的审查,可在电缆预期功能丧失前探测到严重的老化降质。若电厂当前的校准或监督活动的范围中不包括电缆时,也可选择直接对电缆进行测试。当校准、监督或电缆测试结果不满足验收准则时,需采取相应的纠正措施(如重新校准和电路故障的排除),必要时还应进行工程评估,确定是否需要增加对校准和监督结果的审查频率或者增加对电缆测试的频率。

低压电缆老化管理大纲的开发,需充分考虑电厂所用电缆的类型、电缆材料、服役环境、老化效应、现有老化管理手段,并在基于对电厂电缆老化审查和评估结果的基础上进行。需要特别关注的是,为确保电缆老化管理大纲的有效性,大纲开发时必须考虑并包含老化管理大纲的所有基本要素。考虑到我国核安全导则HAD 103/12-2012《核动力厂老化管理》对老化管理大纲要素的要求<sup>[13]</sup>与IAEA的9要素要求<sup>[10]</sup>一致,故在编制低压电缆老化管理大纲时,建议国内核电厂按照老化管理大纲9要素的要求来编制。随着对电缆老化管理重要性认识程度的不断提升,国内核电厂也已开始将电缆的老化管理纳入电厂的设备管理范围内,秦山核电厂1#机组于2017年完成了非环境鉴定要求低压电缆老化管理大纲的开发并正式开始实施,成为国内首个通过老化管理大纲来管理低压电缆老化的机组,其他国内核电厂的非环境鉴定要求低压电缆老化管理大纲也正在开发过程中。

## 8 结论

电缆对核电厂的重要性不言而喻,为避免电缆老化对核电厂安全稳定运行带来的不利影响,必须对电缆的老化进行有效管理,确保电缆的预期功能在其服役期内能够按照设计要求得以实现。本文讨论的低压电缆老化管理技术和方法,可为国内核电厂对非环境鉴定要求低压电缆的老化管理提供技术支持和参考。

## 参考文献

- [ 1 ] U.S. NRC. NRC Regulations 10CFR Part50.49: Environmental Qualification of Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Plants [ S ] . Washington, DC: U.S. NRC. 1983.
- [ 2 ] 王英, 郎爱国, 顾申杰, 等. 核安全设备鉴定 [ M ] . 北京: 机械工业出版社, 2016.
- [ 3 ] U.S. NRC. NUREG-1801, Generic Aging Lessons Learned ( GALL ) Report [ R ] . Washington, DC: U.S. NRC, 2010.
- [ 4 ] EPRI. 3002010641 Low-Voltage and Instrumentation and Control Cable Aging Management Guide [ R ] . California, USA. EPRI, 2017.
- [ 5 ] EPRI. TR-109619 Guideline for the Management of Adverse Localized Equipment Environments [ R ] . California, USA. EPRI, 1999.
- [ 6 ] EPRI. 1020804 Plant Support Engineering: Aging Management Program Development Guidance for AC and DC Low-Voltage Power Cable Systems for Nuclear Power Plants [ R ] . California, USA. EPRI, 2010.
- [ 7 ] U.S. NRC. REGULATORY GUIDE 1.218, CONDITION-MONITORING TECHNIQUES FOR ELECTRIC CABLES USED IN NUCLEAR POWER PLANTS [ R ] . Washington, DC: U.S. NRC, 2012.
- [ 8 ] IEEE. IEEE Std 400.2™-2013, IEEE Guide for Field Testing of Shielded Power Cable Systems Using Very Low Frequency ( VLF ) ( less than 1 Hz ) [ S ] . New York, USA. IEEE, 2013.
- [ 9 ] EPRI. 1015209 Line Impedance Resonance Analysis for the Detection of Cable Damage and Degradation [ R ] . California, USA. EPRI, 2007.
- [ 10 ] IAEA. SSG-48, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants [ R ] . Vienna: IAEA, 2018.
- [ 11 ] Nuclear Energy Institute. NEI 95-10, Industry Guidelines for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54-The License Renewal Rule [ R ] . Washington, DC: U.S. Nuclear Energy Institute, 2005.
- [ 12 ] 陶革, 高轩, 赵传礼, 等. 核电厂老化管理大纲及其要素 [ J ] . 核安全, 2022, 21 ( 6 ): 47-54.
- [ 13 ] 国家核安全局. HAD 103/12-2012, 核动力厂老化管理 [ S ] . 北京: 国家核安全局, 2012.

## Aging Management of Low-Voltage Cable not Subject to Environmental Qualification

Tao Ge

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

**Abstract:** Based on the study and analysis on cable aging stress, adverse localized equipment environments identification, cable condition monitoring techniques, and international aging management experience of cable, a systematic aging management approach of low-voltage cable not subject to environmental qualification requirements is described. This paper can provide support and reference for domestic plant cable engineers when perform aging management of low-voltage cables not subject to environmental qualification requirements.

**Key words:** aging management; low-voltage cable; adverse localized environments; aging management program; aging management scope

(责任编辑: 梁 晔)

## 《核安全》近年可被引文献目录

为更好地服务作者与读者,便于广大科研工作者查阅、引用《核安全》近年文章,减少作者在编写参考文献时的工作量,本刊编辑部对近年发表在《核安全》的论文进行了整理,参考国标 GB/T7714-2015,给出了各篇文章的参考文献标准格式。各位作者在撰写论文、引用文献时,可直接参考此目录。

### 2017 年第一期

- [1] 江光, 崔毅, 徐俊龙. 理性竞争, 坚守核安全设备价格底线 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 1-4.
- [2] 李国光, 李明龙, 韩丽英. 浅谈如何加强核安全监督员发现问题能力 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 5-7+14.
- [3] 刘芳茗. 安全壳及其内部结构安全的可靠性分析方法研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 8-14.
- [4] 凌礼恭, 路燕, 房永刚, 等. 加强紧固件质量管理的要素分析与建议 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 15-20.
- [5] 张芳娣, 顾杰兵. 铀浓缩厂物料容器辐射水平调查研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 21-25.
- [6] 吴彦农, 王娅琦, 候秦脉, 等. 海洋异物堵塞核电厂取水系统事件的经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 26-32.
- [7] 李小花, 杨钧翔, 陈远登, 等. 2004—2009 年俄罗斯西北部放射性同位素热发电器退役的风险和环境影响评价 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 33-47.
- [8] 董晓璐, 丁超, 刘鹏, 等. 核电人员可靠性分析方法综述和发展趋势 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 48-55.
- [9] 孙树海, 赵力, 郑丽馨, 等. 核电厂异常重要性判定 (SDP) 方法及其应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 56-62+69.
- [10] 李海龙, 徐宇, 董晓璐, 等. 基于抗震鉴定试验的开关柜的抗震裕度分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 63-69.
- [11] 李勇, 吕科锋, 陈刘利, 等. 铅基研究堆燃料组件阻力特性模拟实验与分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 70-74+81.
- [12] 孔静, 张奇, 应亮, 等. 压水堆核电厂应对全厂断电的电源设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 75-81.
- [13] 肖增光, 孙雪霆, 陈林林, 等. 安全壳内气溶胶沉积试验的浓度测点设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 82-85+94.
- [14] 尹训强, 袁文志, 王桂莹. 基于 DSEM 的核电厂结构-土-结构相互作用模型 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 86-94.

### 2017 年第二期

- [1] 沈钢, 孟岳, 温玉姣, 等. 国际合作为核安全“十三五”规划实施做好支撑和服务 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 1-4.
- [2] 田欣鹭, 温爽, 郭超, 等. IVR 条件下外部冷却流道变形的影响因素研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 5-10.
- [3] 张盼, 李聪新, 温丽晶, 等. 压力容器外部冷却系统流道结构和流动参数对流场的影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 11-16.
- [4] 江斌, 甄洪栋, 孟阿军, 等. 一种基于概率论的破前漏分析方法介绍 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 17-23+49.
- [5] 石兴伟, 兰兵, 胡健, 等. 事故工况下壁面油污和锈斑对钢制安全壳潜在失效影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 24-28.
- [6] 杨英豪, 肖军, 朱桂学, 等. 田湾核电厂 3、4 号机组风险指引型防水淹设计改进措施研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 29-34.
- [7] 焦峰, 赵丹妮, 褚倩倩, 等. 核电厂薄壁大直径贮水容器承压变形事件经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 35-41.
- [8] 谌登华, 姜宏, 张翔宇, 等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 42-49.
- [9] 杨丽丽, 宋大虎, 张巧娥, 等. 核电厂数字化仪控系统信息安全监管要求探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 50-55.
- [10] 刘宇生, 许超, 谭思超, 等. 矩形通道内脉动湍流流动特性实验研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 56-62.
- [11] 魏超, 李铁萍, 温爽, 等. 堆芯下支承板应力评定等效模型的适用性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 63-68.
- [12] 赵传奇, 胡文超, 刘健, 等. 基于三维运输方法的压水堆主冷却剂~(16)N 源项计算分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 69-73+79.
- [13] 徐小照, 潘保林. 基于 BP 神经网络的核电厂核安全文化评级模型研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 74-79.

- [14] 何孝园, 朱鹏树, 李大伟, 等. 核电厂应急柴油发电机组修改试验启动方式的分析和讨论 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 80-84.
- [15] 刘卓, 金卉馨, 李晓洋, 等. 基于菲克定律和传热传质相似原理的含不凝气体冷凝换热研究 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 85-90.
- [16] 于明锐, 常猛, 逯馨华, 等. 基于表面改性技术的 PCS 强化换热效果分析 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 91-94.

### 2017 年第三期

- [1] 孙冶, 王鑫, 何荣天, 等. 一起口岸放射性物品非法入境处置案例简析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 1-5.
- [2] 张弛, 刘泽军. 瑞典核能立法与监管体制 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 6-11.
- [3] 李世欣, 郑睿鹏, 郎爱国, 等. 核电厂 1E 级电缆一致性判别方法的研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 12-17.
- [4] 张亚平, 施国龙, 钟志民, 等. 堆外中子剂量计在 RPV 辐照监督中的应用 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 18-23.
- [5] 王冠, 蒋忠湧, 翟国庆. 输变电设施电磁环境工频电场强度控制限值安全性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 24-29.
- [6] 彭慧, 李雪琴, 王晓涛, 等. DSA 介入医师受照剂量评价及管理探讨 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 30-34.
- [7] 周萱. 秦山核电自然灾害的预防 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 35-41.
- [8] 兰瑞果, 杨新利. 核安全设备供应商实践核安全文化的途径和方法探索 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 42-47.
- [9] 韩治, 唐晖, 张春明, 等. 核电厂应急水箱 (ASG) 地震响应对比分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 48-54.
- [10] 逯馨华, 张红见, 魏方欣, 等. 核电厂放射性废树脂处理技术对比研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 55-61.
- [11] 杨德锋, 肖小祥, 张晔, 等. 基于 RELWVER 程序的 WWER 型核电厂燃料棒破损分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 62-67.
- [12] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 考虑结构-地基-结构相互作用作用的核电厂结构地震响应分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 68-74.
- [13] 张舒, 吴鹏, 张丹, 等. 先进三代核电 AP1000 丧失正常给水事故研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 75-84.
- [14] 奚坤, 沈曙光, 杨晓强, 等. WWER-1000 反应堆 APP 工作棒组的选取及其氦瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 90-94.
- [1] 孙冶, 王鑫, 何荣天, 等. 一起口岸放射性物品非法入境处置案例简析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 1-5.
- [2] 袁嘉琪, 马刚, 杨志义. 核电厂后福岛时代的核安全独立监督 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 6-10.
- [3] 马凤金, 郭京, 陈荣达. 浅谈运行核电厂核安全监督的核安全文化建设 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 11-15.
- [4] 邓冬, 张发云, 赵立彬, 等. 核电厂稳压器 SEBIM 安全阀自主化检修经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 16-21.
- [5] 冯燕, 路燕, 刘景宾, 等. 中国 AP1000 的人因工程安全审评的几个问题 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 22-28.
- [6] 张瑾珠, 吕钢, 李佩, 等. 乏燃料海运实物保护系统初步设想 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 29-34.
- [7] 周卫国. 核电站控制棒驱动机构驱动杆组件锁紧销安装质量管理案例分析与回顾 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 35-38.
- [8] 孙树海, 马国强, 邹象, 等. 核电厂火灾异常重要性判定方法简介及适用性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 39-45.
- [9] 毕金生, 靖剑平, 乔雪冬, 等. 严重事故下安全壳内氢气行为与风险分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 46-52.
- [10] 卞玉芳, 周林, 李晶, 等. 国家核安全局核与辐射安全法规标准管理信息系统设计及关键技术研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 53-60.
- [11] 房永刚, 王庆, 苏岩, 等. LBB 和 BP 在核电厂高能管道上应用的差异性研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 61-65.
- [12] 胡安中, 赵国斌, 黄炳臣, 等. 浅析我国焊工资格考核的技术区别 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 66-70.
- [13] 胡健, 温丽晶, 石兴伟, 等. 基于 WGOthic 程序的非能动安全壳冷却系统传热特性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 71-77.
- [14] 胡文超, 靖剑平, 赵传奇, 等. 基于 AP1000 型反应堆嬗变  $^{237}\text{Np}$  制备  $^{238}\text{Pu}$  研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 78-83.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 中国散裂中子源辐射安全联锁门禁系统的设计 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 84-89+94.
- [16] 赵勇. 核电厂堆芯水箱抗震分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 90-94.

### 2018 年第一期

- [1] 肖志, 陶书生, 韦力, 等. 关于加强国内核安全经验反馈工
- [1] 甘学英, 蒋婧, 祝兆文, 等. 核电厂放射性有机废液安全管理的建议 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 1-5+94.
- [2] 凌礼恭, 孙海涛, 高晨, 等. M310 改进型机组压力容器辐照监督要求及其在高温气冷堆辐照监督中的实践 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 6-11.
- [3] 孙树海, 陶书生, 郑丽馨, 等. 近年来核电厂执照运行事件趋势分析 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 12-19.
- [4] 张晓杰, 吕云鹤, 路燕. AP1000 核电厂设备鉴定概述 [J].

### 2017 年第四期

- 核安全, 2018, 17(1): 20-25.
- [5] 梅金娜, 蔡振, 韩姚磊, 等. EPRI《蒸汽发生器完整性评估导则》解读[J]. 核安全, 2018, 17(1): 26-33.
- [6] 张发云, 赵立彬, 严得忠, 李海涛, 胡安中. 小尺寸支管接头(BOSS头)焊接质量影响分析及其工艺改进[J]. 核安全, 2018, 17(1): 34-37.
- [7] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 田湾核电站3号机组物理启动专用测量系统特性分析与调试研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 38-43.
- [8] 赵丹妮, 李娟, 李明, 等. 9·11事件和福岛核事故后美国核电站乏燃料水池事故缓解对策[J]. 核安全, 2018, 17(1): 44-51.
- [9] 黄力, 崔浩. 我国核电站应急指挥部构建探讨[J]. 核安全, 2018, 17(1): 52-57.
- [10] 刘宇生, 许超, 安婕伽, 等. 非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 58-65.
- [11] 陈超, 顾健. 核电厂人因事件趋势分析和策略研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 66-70.
- [12] 赵国志, 曲鹏. 铀浓缩系统事件/事故的思考与始发事件选取研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 71-75.
- [13] 陈志林, 池志远, 张晏玮, 等. 确定我国核电站运行许可证延续安全论证基准的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(1): 76-82.
- [14] 贺振宇, 张强升, 张发云, 等. 核级碳钢小径薄壁管冷弯拉伸试验不合格原因分析与质量控制措施[J]. 核安全, 2018, 17(1): 83-86.
- [15] 梁耀升, 张忠伟, 董海涛. 安全相关涂层管理策略研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 87-94.
- [8] 俞杰, 吴振龙, 凌学会, 等. 碘吸附器有效性试验方法及评价[J]. 核安全, 2018, 17(2): 43-47.
- [9] 韦享雨. 快速提升功率速率对芯块一包壳应力的影响规律[J]. 核安全, 2018, 17(2): 48-51.
- [10] 纪忠华, 王璐, 李亮, 等. 中国东南沿海热带气旋强度变化及对核电厂的影响分析[J]. 核安全, 2018, 17(2): 52-57.
- [11] 李春, 杨志义, 丁超, 等. 基于MC3D软件对核电厂压力容器蒸汽爆炸的重要参数计算及研究[J]. 核安全, 2018, 17(2): 58-65.
- [12] 马亮, 苑晨亮, 崔家文, 等. 核实物保护系统薄弱性分析方法现状及发展[J]. 核安全, 2018, 17(2): 66-70.
- [13] 张红见, 曹芳芳, 潘玉婷, 等. 核材料管制范畴的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 71-77.
- [14] 张学礼, 牛洁, 徐乐昌, 等. RAD7测氦仪测量结果差异的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 78-88.
- [15] 李炜炜, 王晓峰, 王桂敏, 等. 2018年2月全国核与辐射安全舆情研判[J]. 核安全, 2018, 17(2): 89-94.

### 2018年第三期

- [1] 姜子英. 浅议核能、环境与公众[J]. 核安全, 2018, 17(2): 1-5.
- [2] 张露, 汪萍, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址无限制开放利用[J]. 核安全, 2018, 17(2): 6-10.
- [3] 王娅琦, 李世欣, 庄少欣, 等. 浅谈美国核管会反应堆监督管理体系[J]. 核安全, 2018, 17(2): 11-17.
- [4] 刘宇, 崔贺铎, 庞宗柱, 等. 非能动核电厂非安全系统实施监管时的若干问题[J]. 核安全, 2018, 17(2): 18-25.
- [5] 孙颀, 刘锐, 杨未东, 等. 某研究堆一回路冷却剂泄漏事件的审评[J]. 核安全, 2018, 17(2): 26-30.
- [6] 焦振营, 张建文, 于枫婉, 等. CPR1000核电厂乏燃料水池重力补水的有效性分析[J]. 核安全, 2018, 17(2): 31-37.
- [7] 贺振宇, 张发云, 邓冬, 等. 高温气冷堆压力容器内壁浅表性缺陷检验规则的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 38-42.
- [1] 张航源, 胡世杰, 杨强. 发展核能助力建设美丽中国[J]. 核安全, 2018, 17(3): 1-5.
- [2] 孙学智, 宋大虎, 刘婷, 等. 推进核能安全发展和美丽中国建设的思考和建议[J]. 核安全, 2018, 17(3): 6-10.
- [3] 沈同强, 张文宇. 认清当前核安全威胁形势, 提升军队核应急处置能力[J]. 核安全, 2018, 17(3): 11-16.
- [4] 穆海洋, 宋雨, 管运全. 田湾核电站反应堆保护系统多样化的研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 17-21.
- [5] 彭志珍. 18个月换料对CPR1000反应堆压力容器辐照监督的影响[J]. 核安全, 2018, 17(3): 22-27.
- [6] 刘宇, 李华升, 刘泽军, 等. 实际消除早期放射性释放或大量放射性释放的安全目标定位研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 28-35+94.
- [7] 张天琦, 于明锐, 宋明强, 等. 核电厂安全壳内气溶胶热泳沉积特性研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 36-39.
- [8] 陈柏迪, 陈志东, 邓飞, 等. 伴生放射性矿固体废物的放射性与重金属特性[J]. 核安全, 2018, 17(3): 40-46.
- [9] 吴耀, 李莉, 毛常磊, 等. 反应堆卸料燃料组件吊运跌落事故辐射安全分析[J]. 核安全, 2018, 17(3): 47-51.
- [10] 郑开云, 陈智. 非能动核电厂1E级阀门电动装置的鉴定与试验[J]. 核安全, 2018, 17(3): 52-57.
- [11] 芮晓明, 郝丽娜, 王昆鹏. 我国核电的效益及核安全保障基础概述[J]. 核安全, 2018, 17(3): 58-64.
- [12] 李小华, 杨钧翔, 李俊杰, 等. 2001年格鲁吉亚~(90)Sr



放射性同位素热源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 65-80.

- [13] 宋培峰, 王晓峰, 赵翰青, 等. 我国核科普面临的问题和建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 81-88.
- [14] 刘瑞桓, 张瀛, 戴文博, 等. 2018 年 4-5 月全国核与辐射安全舆情分析及研判 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 89-94.

### 2018 年第四期

- [1] 郝慧杰, 杜爱玲, 赵旭东, 等. 浅析 HAF603 与 ASME 差异 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 1-4+23.
- [2] 付陟玮, 郑洁莹, 钱鸿涛, 等. F-C (频率后果) 曲线在风险指引型监管中的应用研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 5-9.
- [3] 鲍杰, 崔军, 付浩, 等. CPR1000 核电站 SGTR 事故长期阶段的分析研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 10-16.
- [4] 熊冬庆, 石红, 王娅琦, 等. 核电厂阻尼器试验台的设计分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 17-23.
- [5] 张国辉, 吴金晔. 核电站经验反馈工作的发展和管理改进 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 24-29.
- [6] 邵明刚, 李春阳, 文富平, 等. 放射性废物库退役源项的调查 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 30-36.
- [7] 路燕, 初起宝, 徐宇, 等. 核动力厂蒸汽发生器模态分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 37-43.
- [8] 刘泽军, 李华升, 刘宇, 等. 核电厂应急给水系统的设计配置及多样性问题研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 44-50.
- [9] 陈钊, 崔大伟, 石秀安. 加速器驱动次临界系统束流瞬态分析模型的开发 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 51-58.
- [10] 祝璐颖, 旻佳龙. 反应堆操纵员培训及考核的有关问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 59-63.
- [11] 乔雪冬, 毕金生, 胡健, 等. 基于 Gasflow 程序的非能动安全压水堆氢气行为计算和分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 64-69.
- [12] 唐楨, 徐政强, 伍建华, 等. 杭州 G20 峰会期间宁波市辐射安全保障工作经验及建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 70-74.
- [13] 张显生, 刘彤, 薛佳祥, 等. 事故容错燃料研发相关政策分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 75-81.
- [14] 王宇飞, 马应林, 王庆斌, 等. 通用粉末衍射谱仪安全联锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 82-86+94.
- [15] 张鸥, 曾超, 张弛. 美国核管会年报研究和借鉴 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 87-94.

### 2018 年第五期

- [1] 万斌斌. 在建核电厂中美核安全监管对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 1-6.

[2] 杨晓强, 叶刘锁, 李载鹏, 等. 田湾核电站 3 号机组反应堆首次无源启动 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 7-13.

- [3] 赵宏, 刘大虎. 海阳核电站反应堆功率控制系统的信号分析和试验 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 14-19.
- [4] 徐高德, 陈秀娟, 钱晓明, 等. 三门核电厂维修规则中的性能会标设定研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 20-25.
- [5] 程萍, 李天鹤, 尤晓健, 等. 海洋核动力平台前期执照申请的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 26-31.
- [6] 马波, 倪南, 褚艳春, 等. 核电锚固技术与标准的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 32-39.
- [7] 宋晓涛, 陈宝文, 袁其斌, 等. 核电厂复杂工况下运行团队的高效运作 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 40-46.
- [8] 杜颖. 核电厂核探测技术的应用 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 47-52.
- [9] 王珏, 胡晨, 王琮, 等. 核电厂与核动力船舶执照申请事故分析的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 53-57.
- [10] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 灰色系统理论在核动力领域的应用分析与探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 58-64.
- [11] 殷德建, 芮晓明, 王昆鹏. 关于重要核设施规划限制区的几点思考 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 65-70.
- [12] 上官志洪, 黄彦君, 姜秋, 等. 美国核电厂取用水量及水资源条件的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 71-79.
- [13] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 2000 年泰国北榄府医用  $^{60}\text{Co}$  源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

### 2018 年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚. 《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电厂建造阶段的核安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 25-31.
- [8] 毛欢, 别业旺, 张舟, 等. 我国核电厂运行技术规格书现状分析及对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 32-36.
- [9] 刘宇, 杨鹏, 冯进军, 等. AP1000 非能动堆芯冷却系统热态

- 性能试验的安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 37-43.
- [10] 曹杰, 查卫华, 高斌, 等. 基于关键链技术的核电大修进度管理方法研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 44-55.
- [11] 张仰程. 运行技术规范中的一回路压力定值 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 56-60.
- [12] 刘运陶, 吕丹, 赵善桂, 等. 核燃料循环设施高效空气过滤器使用问题的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 61-65.
- [13] 张博平, 初永越, 黄志超, 等. 《改进核电厂维修有效性的技术政策(试行)》的解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 66-71.
- [14] 刘宇生, 薛艳芳, 马帅, 等. 热工水力验证试验评价的关键问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 72-78.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 一种硼中子俘获治疗装置的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 79-84.
- [16] 刘单, 陈祥磊, 毕明德, 等. 民用核安全辐射监测设备十年发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 85-90.
- [17] 王宏印, 毕涛, 宋东风, 等. 设备产业链质量管理评估标准的研究与建立 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 91-94.

### 2019 年第一期

- [1] 陈瑾, 程亮, 马欢欢, 等. 核安全监管能力建设基本框架构建研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 1-7.
- [2] 张志强, 林继德, 马培锋, 等. 核电设备监理实践中的合作共赢模式 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 8-12.
- [3] 盛朝阳, 路燕, 高晨, 等. ASME 规范的设计安全系数及调整因素 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 13-16.
- [4] 肖军, 曾广建, 汪宏峰, 等. 废旧放射源贮车防范系统的设计及建议 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 17-23.
- [5] 刘燕芳, 赵兵, 李楠, 等. RCA 方法在某核电站设备故障分析中的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 24-30.
- [6] 蔡振, 梅金娜, 韩姚磊, 等. 蒸汽发生器完整性评估的现状与展望 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 31-39.
- [7] 马谷剑, 陈平. 福清核电厂安全壳的老化管理 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 40-46.
- [8] 尹剑航, 苏小雨, 胡宇航. 核电厂运行值绩效观察的评估标准 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 47-52.
- [9] 孙琳, 浦晨晨, 闫雄伟.  $\times\times$  核燃料研制项目核材料核算与评价的难点分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 53-57.
- [10] 许利民. “华龙一号”压力容器的设计改进和优化 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 58-65.
- [11] 何川, 邹全, 李松发, 等. 核动力装置的事故诊断系统 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 66-71.
- [12] 赵祥鸿, 周鑫, 孔晓中, 等. AP1000 蒸汽排放组件卡涩问题及解决 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 72-76.
- [13] 段锋, 张珍. 中国核能协会的同行评估与国际原子能机构的运行安全评审的比较分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 77-82.
- [14] 荆旭, 肖军. 浮动堆抗地震设计问题 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 83-87.
- [15] 王康, 高桂清, 张晶晶, 等. 军队加强核安全能力建设的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 88-94.

### 2019 年第二期

- [1] 董晓璐, 刘景宾, 孔静. 小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 1-8.
- [2] 郑黄婷, 许明发, 向辉云, 等. 铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 9-13.
- [3] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 14-35.
- [4] 彭一鹏, 奚坤, 潘登, 等. 双区氯盐快堆的增殖及嬗变性能分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 36-42.
- [5] 阳小华, 曾铁军, 万亚平, 等. 放射性物质个体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 43-48.
- [6] 杨舒琦, 李兰, 谭怡, 等. 华龙一号 SGTR 事故源项分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 49-53.
- [7] 潘红洋, 沈力强, 张少君. 法律法规在核级阀门设计制造中的指导和运用 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 54-62.
- [8] 张婷婷, 夏冬琴, 李桃生, 等. 公众认知对核电接受度的影响 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 63-70.
- [9] 张廉, 蔡汉坤. 中美核电厂领执照者关于运行事件报告的比较研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 71-76.
- [10] 岑腾跃. 三代核电堆芯补水箱制造中不符合项及处理意见 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 77-82.
- [11] 肖军, 曾广建, 梁梅燕, 等. 浙江省辐射应急演练中现场监测与处置应对的总结 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 83-89.
- [12] 牛世鹏, 王聪, 王高鹏, 等. 核电厂严重事故下关于操作人员的可达性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 90-94.

### 2019 年第三期

- [1] 李小华, 何列, 李世祯, 等. 浅谈核能和核技术的和平利用 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 1-10.
- [2] 张航源, 杨强, 刘秋实, 等. 利用好核技术, 助力污染防治攻坚战 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 11-14.
- [3] 姜羲元, 李文静. 核电科普宣传工作应重视环保及安全方面的宣传 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 15-18.
- [4] 袁曼, 罗晓元. HAF003 与 ASME 质量保证体系的对比研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 19-24.

- [5] 赵登山, 谢小明, 李福春, 等. 乏燃料水池贮存格架水下安装工艺研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 25-30.
- [6] 石洋, 苑皓伟, 张鹏, 等. 非能动压水堆波动管内汽液逆流试验的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 31-36.
- [7] 何雅杰. 核安全设备零件制造的质保分级方法探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 37-42.
- [8] 陈荣达. 核安全技术体系框架的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 43-50.
- [9] 项建英, 王进, 杨凯. EPR 机组再生式热交换器的调试及现场监督 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 51-55.
- [10] 刘宇生, 阿不都赛米·亚库甫, 庄少欣, 等. 自然循环装置试验初始条件实现方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 56-61.
- [11] 蔡志云, 赵禹, 王保平. 模块式小型堆化学和容积控制系统的仿真分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 62-66.
- [12] 苑晨亮, 马亮, 崔家文, 等. 核电厂工控系统信息安全评估方法的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 67-73.
- [13] 赵立彬, 石红, 李海涛, 等. 浅析 ISO9606 对我国 HAF603 修订的借鉴 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 74-79.
- [14] 段军, 邹象, 于大鹏, 等. 压水堆一回路抽真空排气造成压力温度超值的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 80-83.
- [15] 赵国志. 铀浓缩厂人因失效分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 84-88.
- [16] 张敏, 曹芳芳, 张亮, 等. 核燃料组件运输容器的临界安全分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 89-94.

### 2019 年第四期

- [1] 齐媛, 杨岩飞, 郑洁莹, 等. 美国核安全文化监督管理及启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 1-6.
- [2] 孙亚敏, 丁逊, 方剑青, 等. 高压电离室校准周期的分析和调整 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 7-11.
- [3] 甄丽颖, 林颖慧. 阳江核电站的排放物及环境样品中氚的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 12-17.
- [4] 王杰, 周兆宇, 陈运利, 等. 飞凤山处置场各阶段活动许可取证的经验反馈 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 18-23.
- [5] 于世昆, 肖春梅. 核电厂放射性废气处理工艺设备的抗震设计要求 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 24-27.
- [6] 王聪, 朱文韬, 王高鹏, 等. 严重事故下核电厂设备可用性论证 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 28-32.
- [7] 贾梅兰, 刘敏, 李澎, 等. 日本乏燃料的安全管理及对我国的启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 33-40.
- [8] 王梦溪, 龙亮, 薛娜, 等. 华龙一号事故后食品污染水平评价? [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 41-47.
- [9] 崔军, 鲍杰, 时维立. 核电厂传热管破裂后防止蒸汽发生器

满溢的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 48-55.

- [10] 马应林, 李俊刚, 张会杰, 等. 大型粒子加速器安全联锁钥匙系统的设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 56-62.
- [11] 庄少欣, 王娅琦, 孙微, 等. 基于 TRACE 的大功率非能动核电厂 SBLOCA 事故计算及敏感性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 63-69.
- [12] 王飞, 宋辉. 核动力装置混合式状态监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 70-78.
- [13] 杨旭, 邱金荣, 杨永强, 等. 反应堆准确实时仿真程序的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 79-86.
- [14] 米宇豪, 曾志, 马豪, 等. 非人类物种剂量评价低水平放射性测量的应用进展 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 87-94.

### 2019 年第五期

- [1] 陈胜. 民用核安全设备成套供货质量保证大纲的建立及运行特点 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 1-5.
- [2] 刘成运, 张延云, 王玢, 等. 核电厂运行安全性能指标的监督检查 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 6-12.
- [3] 霍嘉杰, 郑岳山, 姚琳, 等. 乏燃料干法贮存标准和监管要求浅析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 13-18.
- [4] 赵潇, 闫平, 张国光. 移动式车辆检查系统调试场地的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 19-25.
- [5] 孙娜, 王占元, 张杰. 核电厂仪控系统纵深防御体系 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 26-32.
- [6] 梁贵渊, 邓飞, 陈万良, 等. 大亚湾核电基地周围海洋沉积物的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 33-37.
- [7] 黄甦. 基于 TXS/T2000 核电厂 DCS 信号失效下质量位设置 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 38-42.
- [8] 张适, 张博平, 初永越, 等. M310 机组维修风险评价和管理的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 43-48.
- [9] 杨智, 吴彩霞. 维修规则功能失效判断准则研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 49-53.
- [10] 王飞, 宋辉, 毛伟. 基于神经网络的核电厂环境监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 54-61.
- [11] 张祥, 薛艳芳, 刘宇生, 等. 压力容器外部冷却沸腾临界过程数值模拟研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 62-67.
- [12] 陈文涛, 陈万良, 李灵娟. 应急情景下便携式高纯锗  $\gamma$  能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余

- 热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

### 2019年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.
- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等.  $\gamma$  射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. AP1000 核电站严重事故下熔融物与混凝土相互作用的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 37-43.
- [8] 付浩, 王列辉, 甄飞强, 等. 超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 44-48+55.
- [9] 耿璞, 凌礼恭. 核电厂核级管道与支管管座焊缝质量问题的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 49-55.
- [10] 王照, 冯丙辰. 浮动核电厂的海浪灾害设计基准探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 56-61.
- [11] 周涛, 秦雪猛, 朱亮宇, 等. 超临界水喷放泄压因素的权重计算 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 62-66.
- [12] 刘大虎, 张强升, 江国梁. 基于反应谱法的 1E 级配电盘抗震性能试验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 67-73.
- [13] 杨智博, 周国良, 杨宇, 等. 核电站地震后的处置及恢复策略 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 74-79.
- [14] 李华, 孟祥盖, 霍嘉杰, 等. 核电站关键设备事故工况下抗震性能研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 80-84.
- [15] 张盼, 潘昕悻, 赵传奇, 等. 核电厂反应堆小幅功率提升技术的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 85-90.

### 2020年第一期

- [1] 张子杰, 赵坤, 刘勇, 等. 以案例来探讨人员素质与辐射安全的关系 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 1-7.
- [2] 李中华, 王超, 任廷伟, 等. 一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 8-31.

- [3] 黄高峰, 宫宇, 方立凯, 等. CANDU6 核电厂无过滤安全壳通风模式的研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 32-35.
- [4] 米宇豪, 以恒冠, 廖运璇, 等. 油气工业中放射性废物的处理和处置 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 36-42.
- [5] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 摇摆条件下两环路自然循环回路特性分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 43-49.
- [6] 夏凡, 廉超, 王明煌, 等. 空气污染排放视角下中国核电的健康效益 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 50-57.
- [7] 陈永祁, 崔禹成, 马良喆. 核电厂阻尼器的应用及创新 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 58-67.
- [8] 王璟增. 一回路核级设备磨损的监测模型 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 68-74.
- [9] 徐园, 孔海宇, 王希涛, 等. 水体环境中的放射性污染及测量 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 75-79.
- [10] 马谷剑, 魏松林, 陈平. 核电厂埋地管的综合监测及评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 80-84.

### 2020年第二期

- [1] 王海峰, 于家欢, 赵锋, 等. 新冠肺炎疫情响应与核应急的异同及经验互鉴 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 1-6.
- [2] 邹屹峰. 新冠肺炎给核应急工作带来的三点启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 7-12.
- [3] 肖鹏, 张文芊, 喻正伟, 等. 雄安新区  $\gamma$  辐射剂量率水平初步调查 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 13-17.
- [4] 熊铁军, 钟丁生, 蔡小杰, 等. 核辐射探测实验中核辐射场模拟与安全研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 18-22.
- [5] 黄伊林, 陈宝才, 冯亮亮, 等. 海域自动连续监测辐射剂量率影响机制初步研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 23-28.
- [6] 林天龙, 苏志勇, 王用超, 等. 减少反应堆内活化腐蚀产物进入保存水池的方案研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 29-32.
- [7] 李华, 赵英昆, 孟祥盖, 等. 核电站关键设备存储装置的抗震性能研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 33-38.
- [8] 傅小城, 黄晓冬, 杜风雷. 城镇化对我国核电厂厂址选择的影响研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 39-44.
- [9] 刘燕芳, 李楠, 田瑞. 提高核电站 DCS 机柜中保险丝检测效率的一种方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 45-50.
- [10] 王登辉, 赵宗方, 何振林, 等. 锂玻璃探测器辐射特性的试验研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 51-55.
- [11] 赵培祥, 江俊, 曾毅, 等. 实物保护系统的定量评估模型之研究现状及发展 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 56-63.
- [12] 徐智, 高泉源. 熔盐堆非安全级电源向安全级仪控系统供电的设计评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 64-71.
- [13] 邓纯锐, 张明, 张航. 概率安全评价在核电厂安全设计中的应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 72-77.

- [14] 吴鹏, 王冠一, 张阳. CPR1000 核电厂全厂断电事故情况下严重事故缓解措施有效性研究 [J]. 核安全, 2020, 19(2): 78-85.

### 2020 年第三期

- [1] 邹屹峰. 普及核安全知识助力全面建成小康社会 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 1-5.
- [2] 陈小兰, 伍则文, 蓝浩洋, 等. 公众对于核能利用的认知研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 6-13.
- [3] 杨丰兆, 周鑫, 李学法, 等. PSA 风险重要度分析在高温堆调试监督中的应用探索 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 14-18.
- [4] 韩凯. 国和一号与 CPR1000 的 SGTR 事故响应比较 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 19-25.
- [5] 张瑞光, 刘瑞翔, 李中林. 热带气旋对田湾核电站的影响 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 26-33.
- [6] 李小花, 王翔年, 王家豪, 等. 2014 年秘鲁 192Ir 工业探伤辐射事故概况与分析 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 34-52.
- [7] 闫怀超, 陈政熙. 核电行业工控网络安全整体解决方案研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 53-58.
- [8] 高业栋, 韩良文, 夏星汉, 等. HFETR80MW 运行时二次侧水流量衰减瞬态分析 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 59-64.
- [9] 毕树茂, 张丹, 邱志方, 等. 模块化小堆稳压器安全阀容量设计方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 65-69.
- [10] 李志华, 刘敏, 曹俊杰. 对我国运行核电厂退役准备的思考与建议 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 70-75.
- [11] 韩良文, 高业栋, 夏星汉, 等. 基于 MCNP 的 HPGe 探测器无源效率刻度 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 76-80.
- [12] 李华, 霍嘉杰, 赵英昆, 等. 核电厂关键设备事故工况下密封性能研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 81-85.

### 2020 年第四期

- [1] 周兆宇, 王杰. 飞凤山低、中放固体废物处置场运行与处置管理实践 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 1-7.
- [2] 丁超, 徐朋, 杨志义. 严重事故氢气监测仪定期试验现场监督 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 8-12.
- [3] 郝丽娜, 柴蕊, 王茂杰, 等. 我国核电厂运行许可证内容演化概论 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 13-19.
- [4] 刘国柱. 1250 MW 核电机组汽轮发电机组非核蒸汽冲转实践 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 20-25.
- [5] 郭鑫, 安洪振, 朱剑伟, 等. 技术状态管理方法在核电厂设计过程中的应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 26-30.
- [6] 温玉姣, 封祯, 梁海燕, 等. 英国核安全监管实践 (2018—2019) 研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 31-38.
- [7] 马若群, 吕云鹤, 盛朝阳, 等. 浅析美国核电厂执照更新的物

项筛选原则 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 39-44.

- [8] 王不二, 汪振, 陈超, 等. 核电厂定量安全目标溯源及其存在问题剖析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 45-52.
- [9] 杨晓. 乏燃料后处理屏蔽小室地震下安全性能分析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 53-62.
- [10] 卢俊晶, 朱柏霖, 张天琦, 等. 熔融物与混凝土相互作用时熔池内的化学反应研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 63-70.
- [11] 胡玉杰, 王杰, 程芳权, 等. 一种基于 AES 和 RSA 的核应急安全数据通信系统 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 71-75.
- [12] 周家驹, KIKURA Hiroshige. LFCM 炉内流动特性的数值分析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 76-82.
- [13] 谢树青, 安宁, 吴磊, 等. 中子周围剂量当量率测量技术的发展与现状 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 83-87.

### 2020 年第五期

- [1] 汤日辉. 核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 1-4.
- [2] 程芳, 窦义芳, 王玉超. 辐射环境政府信息服务体系的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 5-10.
- [3] 滕磊, 王帅, 彭婧. 浅谈我国核电厂退役安全监管现状 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 11-15.
- [4] 蔡军, 徐杰, 黄文博, 等. 电子辐照实验装置辐射安全连锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 16-21.
- [5] 陈德育, 汤泽平, 龚杰. 我国城市放射性废物库潜在污染因素分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 22-26.
- [6] 黄彦君, 沙向东, 祝兆文, 等. 压水堆核电厂流出物监测的关键核素研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 27-34.
- [7] 丁超, 徐朋, 仇苏辰, 等. 核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 35-40.
- [8] 宫宇, 王宝祥, 詹文辉, 等. 风险指引型安全分级及应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 41-48.
- [9] 赵世成, 王凯佩, 杨静远. 经验反馈在核电厂建设过程中的作用 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 49-52.
- [10] 马帅, 魏超, 贾斌, 等. 核电厂主泵转子临界转速研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 53-57.
- [11] 刘宇生, 吴鹏, 刘希瑞, 等. 浮动小型堆堆芯热工水力验证能力分析 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 58-63.
- [12] 陈一伟, 张正春, 张强升, 等. 核级过滤器的抗震计算方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 64-68.
- [13] 刘春容, 陈薪正, 贺东钰, 等. CPR1000 核电厂严重事故环境条件计算分析 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 69-74.
- [14] 乔宁, 刘景宾. 故障树方法计算核电厂数字化保护系统可靠性 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 75-79.

## 2020年第六期

- [1] 项媛媛. 浅谈核电工程EPC和独立监理模式下的业主质量管理[J]. 核安全, 2020, 19(06): 1-5.
- [2] 栾海燕, 封祎, 韩福春, 余少青, 逯馨华. 全球新冠肺炎疫情时期的核安全监管[J]. 核安全, 2020, 19(06): 6-11.
- [3] 负彦祺, 任坤贤, 王强, 李晨晖. 某高速公路绿色通道X射线车辆检查系统环境辐射剂量率计算与实测对比研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 12-16.
- [4] 徐永良. 浅谈核电厂工作场所放射性空气污染应对措施[J]. 核安全, 2020, 19(06): 17-22.
- [5] 滕磊, 刘志辉, 袁和川. 我国核电厂退役过程监管要求及建议[J]. 核安全, 2020, 19(06): 23-28.
- [6] 吴敏, 郑佳强. 某核电站高压空压机高温报警停机故障处理[J]. 核安全, 2020, 19(06): 29-35.
- [7] 盛美玲, 丘锦萌, 唐辉, 杨志义. 华龙一号余热排出系统破口事故分析[J]. 核安全, 2020, 19(06): 36-43.
- [8] 董晓璐, 孔静, 刘景宾. 核电站控制室布置与盘台设计中的人因工程准则[J]. 核安全, 2020, 19(06): 44-49.
- [9] 姜韶堃, 赵罗生, 杨志义, 詹惠安, 陶志勇, 赵宁, 丁超. 严重事故下氢气爆燃环境模拟试验[J]. 核安全, 2020, 19(06): 50-53.
- [10] 吴廉巍, 闫超星, 杜为安, 张翼, 刘成洋. 摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 54-59.
- [11] 韩瑞, 段亚飞, 赵懿珺, 纪平, 康占山, 王韶伟. 气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用[J]. 核安全, 2020, 19(06): 60-66.
- [12] 陈玉修, 王煜宏, 罗海英. 英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 67-72.
- [13] 胡帮达, 贾晗. 日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示[J]. 核安全, 2020, 19(06): 73-79.
- [14] 王桂敏, 张瀛, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏, 李杨. 核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议[J]. 核安全, 2020, 19(06): 80-85.
- [15] 张瀛, 王桂敏, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏. 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 86-92.
- [16] 高晨, 盛朝阳, 初起宝, 马若群, 贾盼盼. 核电机设备国产化材料力学性能验收值确定方法研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 93-98.
- [17] 朱光昱, 全峰阳, 曾骁, 元一单. 压水堆核电厂安注管线内不凝结性气体聚集现象仿真研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 99-103.
- [18] 申红, 吉辉, 张志保, 杨晓伟, 张宇, 刘运陶, 阙骥, 赵

善桂, 刘天舒. 液化均质系统两种工艺改进方案的安全性及适用性分析比较与建议[J]. 核安全, 2020, 19(06): 104-107.

- [19] 陈一伟, 黄炳臣, 沈伟, 石红, 张强升. 核级设备抗震分析中螺栓应力的评定方法[J]. 核安全, 2020, 19(06): 108-110.
- [20] 孙海涛, 吴彩霞, 吕云鹤, 张晏玮, 初起宝, 车树伟, 侯春林, 马若群. 全国核电厂关键物项材料老化数据平台建设分析[J]. 核安全, 2020, 19(06): 111-115.
- [21] 王杨, 王海理, 蒗瑾.  $^{60}\text{Co}$  辐照装置退役存在的问题及解决对策[J]. 核安全, 2020, 19(06): 116-120.
- [22] 刘景宾, 乔宁, 董晓璐, 陈子溪. 核电厂仪控系统的网络安全等级防护研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 121-126.
- [23] 刘健, 李帷, 张琨, 王一川, 李扬, 兰兵. 压水堆核电厂氙产生量的影响因素计算与分析[J]. 核安全, 2020, 19(06): 127-132.
- [24] 张强升, 王德军, 史强, 陈一伟, 沈伟, 李亮. 核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计与抗震分析研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 133-141.
- [25] 程芳, 姜启英, 阙丽萍, 窦义芳. 微塑料污染防治的建构研究[J]. 核安全, 2020, 19(06): 142-146.

## 2021年第一期

- [1] 孙海涛, 吴彩霞, 马若群, 等. 核电厂通用老化经验报告分析与编制建议[J]. 核安全, 2021, 20(1): 1-5.
- [2] 张发云, 张强升, 贺振宇, 等. 民用核安全设备许可审评中的常见问题及建议[J]. 核安全, 2021, 20(1): 6-10.
- [3] 苏超丽, 梁明浩, 邓飞, 等. 浅析锆钛矿选矿工艺的辐射防护和辐射环境安全[J]. 核安全, 2021, 20(1): 11-16.
- [4] 高鹏, 刘陆, 甘睿琳, 等. 北京市地铁站台及车厢内氡浓度水平调查[J]. 核安全, 2021, 20(1): 17-21.
- [5] 张义科, 彭军, 李福春, 等. 反应堆管道系统水锤现象不利影响及防治措施研究进展[J]. 核安全, 2021, 20(1): 22-26.
- [6] 郑成成, 陈永祁, 郑久建, 等. 核电厂主蒸汽管道阻尼减振与抗震分析[J]. 核安全, 2021, 20(1): 27-35.
- [7] 白日亮, 原瑜. 核电仪表罐焊接工艺研究[J]. 核安全, 2021, 20(1): 36-40.
- [8] 史国宝, 郭东海, 陈松, 等. API1000 依托项目中压移动电源应用研究[J]. 核安全, 2021, 20(1): 41-47.
- [9] 王逊, 田宇, 黄力. 美国核安全管理体系与法律体系探究及启示[J]. 核安全, 2021, 20(1): 48-53.
- [10] 刘姚锋, 耿波, 高星, 等. 核电厂高风险作业项目跟踪管理系统的设计与实现[J]. 核安全, 2021, 20(1): 54-58.

- [11] 孙明, 郁杰. 铅铋快堆一回路充排系统可靠性分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 59-64.
- [12] 李冲, 高业栋, 韩良文, 等. HFETR 热功率测量系统误差分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 65-69.
- [13] 王铁骊, 高山, 刘永, 等. 核安全文化与核安保文化的共生性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 70-75.
- [14] 赵鹏, 李松发, 韩良文, 等. 状态报告管理在 HFETR 上的应用分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 76-81.
- [15] 赵国志, 郝悦, 曲鹏, 等. 浅谈除核电外核燃料循环中物料泄漏事故的隐患排查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 82-86.
- [16] 戴立操, 高山, 刘永. 核安全科学的未来发展方向——组织弹性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 87-92.
- [17] 中核建中核燃料元件有限公司. 初心与使命铸就最强“核能芯” [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 93-95.
- [18] 广西壮族自治区辐射环境监督管理站. 落实监测监管技术帮扶帮助企业发展成效显著 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 96-97.

### 2021 年第二期

- [1] 刘成运, 张国旭, 李学法, 等. 安全性能指标在核安全监管中的应用实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 1-6.
- [2] 李宁, 徐俊龙, 崔毅, 等. 优化核级阀门变更审查流程, 提高核安全治理精细化水平 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 7-11.
- [3] 王鑫, 林权益, 王叶, 等. 推进海洋核应急能力建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 12-17.
- [4] 刘新利. 海阳核电站设备监造管理实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 18-24.
- [5] 凌礼恭, 李小龙, 贾盼盼. 滨海核电机组海水系统部件腐蚀与防护现状 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 25-31.
- [6] 谢梅, 张远奎, 刘亚军, 等. 核安全设备竣工文件质量改进建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 32-37.
- [7] 赵玄, 周小龙. 蒸汽发生器传热管氨检漏定量定位分析及验证 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 38-43.
- [8] 李小华, 王翊年, 李俊杰, 等. 1998 年伊斯坦布尔 60Co 源辐射事故概况与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 44-58.
- [9] 胡攀, 蔡汉坤, 张浩. 核电厂事件编码体系对比研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 59-66.
- [10] 程坤, 邱志方, 陈宝文, 等. 海洋条件下浮动反应堆运行特性的数值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 67-72.
- [11] 王振宇, 黄伟奇, 孙健, 等. 核电厂事故机器人应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 73-78.
- [12] 郭丹丹, 刘洁, 刘冰. 核电厂安全壳内碎片迁移关键问题探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 79-84.
- [13] 袁伟, 李貌, 李霄, 等. 某型装备典型核事故仿真动态演示

系统的开发及实现 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 85-91.

- [14] 顾培文, 方立凯, 王佳赞. 基于 CFD 的氢气扩散火焰燃烧分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 92-97.
- [15] 冯梅, 韦应靖, 唐智辉, 等. 通道式辐射监测仪的能窗法应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 98-105.

### 2021 年第三期

- [1] 项建英, 王进, 杨凯, 等. EPR 首堆机组调试监督及经验浅谈 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 1-6.
- [2] 高思旂, 刘婷, 龚宇, 等. 我国放射性同位素和射线装置监督管理系列法规标准体系现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 7-11.
- [3] 王茂杰, 郝丽娜, 徐晋, 等. 核电厂流出物监督性监测实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 12-16.
- [4] 王天运, 王世琦, 高纓. 环境污染事故放射性气溶胶扩散的应急控制及消除方法 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 17-24.
- [5] 赖立斯, 夏星汉, 韩良文, 等. 基于 MCNPX 的 HFETR 典型裂变产物逃脱率系数分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 25-29.
- [6] 沈大伟. 放射性流出物异常类应急行动水平制定与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 30-35.
- [7] 刘亚伟, 包志彬, 张炎. 滨海压水堆核电厂冷源安全研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 36-40.
- [8] 杜南麟, 王平春, 梁汉天. 某核电站安全壳内临时通风数值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 41-45.
- [9] 王臣, 张锴, 刘畅, 等. 我国核电厂役前检查异常情况汇总与典型案例分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 46-52.
- [10] 杨永灯. 核电厂系统设备不可用管理问题分析与改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 53-58.
- [11] 郑军伟, 赵东阳, 刘东亮. 某核电机组汽轮机超速保护控制反复动作原因分析与处理 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 59-64.
- [12] 王进, 马成辉, 邹青. 华南地区核电厂冷源安全保障能力现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 65-71.
- [13] 包博宇, 郝建生, 姚琳. 乏燃料容器垂直吊具衬套变形事件分析和设计优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 72-77.
- [14] 李志刚, 韦应靖, 张庆利, 等. 基于蒙特卡罗方法的 HPGe 探测器模型参数优化方法研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 78-85.
- [15] 刘帅, 唐兴龄, 姚琳. 浅析乏燃料转运容器制造过程中的设计改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 86-90.
- [16] 李炳营, 刘焯, 黄国庆, 等. 2MWT 液态燃料钍基熔盐实验堆仪控系统纵深防御设计与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 91-97.

- [17] 张鹏, 郑兴国, 赵幽竹, 等. 环境地表  $\gamma$  辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 98-103.
- [18] 徐学敏. 核电厂安全级电气设备热老化试验方法概述解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 104-107.
- [19] 不忘初心逐梦前行复兴核能创新奉献——华中科技大学核工程与核技术系 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 108-109.

### 2021 年第四期

- [1] 熊骁, 张根, 任丽丽, 等. 核电厂放射性废物管理路径研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 1-6.
- [2] 车树伟, 曾珍, 吕云鹤, 等. 核电厂安全重要修改的分类统计及分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 7-11.
- [3] 黄彦君, 黄东辉, 上官志洪, 等. 我国核电厂辐射本底调查的标准要求分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 12-20.
- [4] 杨丽丽, 郑洁莹, 杨岩飞, 等. 核电建设中常见弄虚作假行为的法律责任分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 21-26.
- [5] 伞振雷. 某核电站辐射监测系统仪表性能优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 27-31.
- [6] 何建东, 杜东晓, 熊文彬, 等. 非能动核电厂风险指引管理中的风险接受准则研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 32-39.
- [7] 孙锋, 潘蓉, 孙造占, 等. 核电厂海域取水工程抗震分类及分析方法探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 40-44.
- [8] 王臣, 刘畅, 王玮洁, 等. 核电厂设备超声检测显示性质判定准则的对比与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 45-50.
- [9] 梅华平, 魏世平, 何梅生. 聚变堆氟材料衡算测量系统研究初探 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 51-55.
- [10] 李红波, 胡攀. 核电厂人因事件定义及原因因素分类研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 56-60.
- [11] 宋慧斌. 人因工程人员绩效监督大纲在核电厂的应用概述 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 61-65.
- [12] 赵木, 范仲, 石伯轩, 等. 核设施退役专业化成套装备研制总体考虑 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 66-71.
- [13] 杨震, 连茜雯, 沈钢, 等. 气态流出物取样不具代表性的案例浅析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 72-76.
- [14] 邓云李, 韩良文, 李子彦, 等. HFETR 的老化管理研究与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 77-83.
- [15] 王韶轩, 郭丁情, 李学礼, 等. 动态故障树技术及其在复杂核能系统概率安全评估中的应用展望 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 84-91.
- [16] 李文蛟. 冬季 SEC 泵备用状态下积气形成机理的理论及模拟实验研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 92-99.
- [17] 中国核动力创新发展之路——从第一度核电到“华龙一号”

[J]. 核安全, 2021, 20 (4): 100-103.

### 2021 年第五期

- [1] 侯癸合, 刘桐, 刘建, 等. 某核电基地设备应急抢修人力资源管理现状和风险分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 1-8.
- [2] 刘畅, 王娟, 刘建华, 等. 湖北省伴生放射性矿开发利用的放射性水平调查与评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 9-15.
- [3] 童一周, 徐俊龙, 崔毅. 基于模糊层次分析法的核安全设备持证单位量化评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 16-20.
- [4] 杨安义, 邹宇飞. 浅谈设计基准威胁 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 21-26.
- [5] 郑丽馨, 陶书生, 王倩, 等. 核电厂运行事件报告准则研究及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 27-33.
- [6] 毛位新, 王磊, 林明媚, 等. 防城港核电厂外围环境气溶胶中  $\gamma$  核素放射性状况及趋势 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 34-38.
- [7] 高鹏, 黄微, 胡翔, 等. 浅议塑料制品中的辐射安全问题 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 39-42.
- [8] 阳小华, 刘征海, 曾铁军, 等. 基于自主安全智能的放射性物质信息物理融合安防系统 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 43-48.
- [9] 何先华, 王爱玲, 张羽. 以“绩效改进”为特征的核电厂一体化安全管理体系的建立 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 49-55.
- [10] 孙海涛, 吕云鹤, 王逊, 等. 中美核电厂运行许可证延续监管分析与建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 56-60.
- [11] 郭丹丹, 向文娟, 王高阳. 核电厂安全壳喷射碎片问题研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 61-65.
- [12] 吴利杰, 吴其尧, 马若群, 等. 核电厂国产化核级仪表卡套接头低温渗碳装置研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 66-72.
- [13] 杨文, 陈艳芳, 巢飞, 等. 海洋核动力平台装卸料过程辐射后果评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 73-80.
- [14] 姚伟达, 矫明, 林绍萱, 等. 关于流弹性失稳激励机理中容易混淆问题的解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 81-87.
- [15] 周建明, 彭祥阳, 路广遥, 等. 反应堆压力容器主螺栓孔定位和寻迹技术研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 88-92.
- [16] 马若群, 王臣, 盛朝阳, 等. 核电厂蒸汽发生器老化管理分析研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 93-99.
- [17] 于家欢, 王海峰, 张晓峰. 核电厂场外应急洗消站选址方法与建设规范研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 100-106.
- [18] 韩勃, 雍诺, 夏冬琴, 等. 心理距离对核电风险认知的影响研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 107-113.



## 2021 年第六期

- [1] 吕云鹤, 初起宝, 王臣, 等. 核电厂老化管理审查方法分析与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 1-7.
- [2] 徐同喜, 王威. 中国实验快堆首炉燃料和控制棒组件继续运行审评实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 8-11.
- [3] 孟令飞, 刘沧, 杨飞莹, 等. 基于梯度上升算法的丢失放射源搜寻方法 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 12-16.
- [4] 徐宇, 张敏, 盛朝阳, 等. 压水堆核电站高能管道破裂动态效应消除方法及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 17-23.
- [5] 许友龙, 刘莞, 郑丽馨. 关于我国 M310 及其改进型核电机组的应急柴油发电机抗震性能不足问题的分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 24-29.
- [6] 余毅, 张敬, 孙兴见. 核电厂控制系统软件共因故障应对及评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 30-35.
- [7] 俞雅静, 郭景远, 余慧平. 某三代核电厂首堆安全管理实践探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 36-42.
- [8] 赵雷. 核燃料循环设施构筑物相关核安全标准的研究与建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 43-47.
- [9] 车皓, 韩建伟, 乔睿. 智能配电系统在核燃料后处理厂中的应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 48-55.
- [10] 高超, 杨广宇, 蒋林中, 等. 核电厂开式循环冷却水系统机械老化管理应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 56-61.
- [11] 梅华平, 陈超, 张思伟, 等. 商业核电站产氚概念设计及安全影响评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 62-67.
- [12] 孙超杰, 刘长亮, 朱京梅, 等. 非能动安全壳空气冷却系统换热影响因素研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 68-72.
- [13] 杨江, 罗汉炎, 刘仲昊, 等. 基于不确定分析的 CPR1000 核电厂大破口事故研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 73-79.
- [14] 张萌, 张志刚. 后福岛时代我国公众对核电发展支持度的研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 80-87.
- [15] 李彪, 郭明, 吴飞. 基于 PLOAS 方法的安全性评估及其发展历程 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 88-93.
- [16] 李淑庆, 苟渊, 王丽娜, 等. 核电维修与技术服务企业核安全文化建设的探索与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 94-97.
- [17] 杨永灯. 严重事故缓解系统薄弱环节分析与对策 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 98-102.
- [18] 邢晓峰, 张正楼, 汤建明, 等. 核电厂冷源取水海洋生物堵塞问题探析 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 103-109.
- [19] 王逊, 黄力, 李小丁, 等. 突发公共事件视角下对核事故应急管理问题的探讨和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 110-113.

## 2022 年第一期

- [1] 于嵘, 黄美琴, 姚宗林, 等. 省级核安全“十四五”规划编制思路与重点工作研究——以广西为例 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 1-6.
- [2] 陈爽, 何庆驹, 周强. 基于 MC 方法的高放废液玻璃固化厂屏蔽窗辐射屏蔽性能设计研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 7-12.
- [3] 李焯, 赵厚钦. 核电厂主泵专用变压器 1 级能效限值推算 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 13-18.
- [4] 张蔚华, 张一民, 郭海峰, 等. 运行核电厂放射性固体废物管理实践与探讨 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 19-25.
- [5] 郑海龙, 宋光耀, 田士蒙. 某核电厂主泵变频器故障分析与可靠性提升 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 26-30.
- [6] 李敏, 于成波, 廖路, 等. 反应堆中心孔道辐照材料的中子与  $\gamma$  释热研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 31-35.
- [7] 杨文, 姚世卫, 邵云, 等. 基于 MCNP 程序的海洋核动力平台堆芯核设计校核计算研究 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 36-41.
- [8] 杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 关于贫化铀容器露天存放的安全分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 42-50.
- [9] 甘学英, 徐春艳, 张宇, 等. 废树脂热态压实废物包自辐照产气的初步计算分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 51-58.
- [10] 何燕玲, 夏冬琴, 雍诺. 信源可信度对核电公众接受影响的研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 59-68.
- [11] 李薇, 施建锋, 秦玉龙, 等. CAP1400 控制棒提升极限分析方法研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 69-74.
- [12] 刘建昌, 陈忆晨, 余剑, 等. 华龙一号失水事故后安全壳内气溶胶自然沉降现象研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 75-81.
- [13] 许友龙, 刘莞, 郑丽馨. 浅谈我国核电厂重要厂用水系统换热器隔离阀门与放射性监测仪表配置优化 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 82-88.
- [14] 卢洋, 许俊俊, 刘治刚. 群厂核安全监管数据治理研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 89-92.
- [15] 姚彦贵, 熊珍琴, 唐力晨, 等. 抗震分析中关于反应谱与功率谱密度函数之间关系的解析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 93-103.
- [16] 张根, 熊晓, 任丽丽, 等. 核电厂放射性废物管理策略研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 104-111.

## 2022 年第二期

- [1] 杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 铀浓缩厂事故安全监管分析

- [J].核安全, 2022, 21(2): 1-7.
- [2] 黄力, 刘婷, 常猛, 等. 浅析核安全责任主体的几个问题[J].核安全, 2022, 21(2): 8-13.
- [3] 吴利杰, 李文宏, 曾珍, 等. 核电厂核级金属石墨密封垫片国产化替代核安全审查要点[J].核安全, 2022, 21(2): 14-19.
- [4] 朱毅. 上海市高风险移动放射源在线监控系统设计及应用[J].核安全, 2022, 21(2): 20-25.
- [5] 梁任, 李润鹏, 魏来, 等. 台山核电厂一号机组部分冷却首堆试验与理论预测分析比较[J].核安全, 2022, 21(2): 26-31.
- [6] 林燕, 罗汉炎, 李强, 等. ACPR1000 热态满功率 MSLB 事故分析[J].核安全, 2022, 21(2): 32-37.
- [7] 刘建昌, 陈韵茵, 陈忆晨, 等. 华龙一号蒸汽发生器传热管 6 mm 破口事故放射性后果分析[J].核安全, 2022, 21(2): 38-42.
- [8] 王常明. 重水堆核电厂压力管泄漏的识别与处理[J].核安全, 2022, 21(2): 43-50.
- [9] 王海霞, 曾正魁, 张思纬, 等. 固态陶瓷氚增殖剂释氦实验研究综述[J].核安全, 2022, 21(2): 51-61.
- [10] 徐苗苗, 乐志东, 林支康, 等. 蒸汽发生器传热管破裂事故缓解措施研究[J].核安全, 2022, 21(2): 62-67.
- [11] 刘姚锋. 核电厂观察指导数据趋势分析方法研究[J].核安全, 2022, 21(2): 68-75.
- [12] 于洋, 李源, 吴静, 等. 高温气冷堆核电厂事故规程体系分析[J].核安全, 2022, 21(2): 76-83.
- [13] 常腾宇, 张玮. 核安全文化建设示范基地浅析和思考[J].核安全, 2022, 21(2): 84-89.
- [8] 臧小为, YARMOLENKO M.A., KOROLEVA M.YU.. 俄罗斯核电站运行事件及原因分析[J].核安全, 2022, 21(3): 46-56.
- [9] 高炳焱. “培养理论”和“文化折扣”视角下的核安全文化落地与传播体系构建[J].核安全, 2022, 21(3): 57-61.
- [10] 化新超, 李星星, 潘良明. 基于分离式热管构成的非能动安全壳冷却系统传热性能影响因素研究[J].核安全, 2022, 21(3): 62-69.
- [11] 彭思桐, 吕云鹤, 曾珍, 等. 基于卧式蒸汽发生器传热管涡流检查数据的堵管准则研究[J].核安全, 2022, 21(3): 70-76.
- [12] 徐维, 阮晨杰, 杨少锋, 等. 基于阳江核电厂冷源拦截网兜材料替换可行性研究[J].核安全, 2022, 21(3): 77-83.
- [13] 郭强, 孙婧, 刘卓, 等. 新型堆芯捕集器竖直冷却管内间歇沸腾现象研究[J].核安全, 2022, 21(3): 84-92.
- [14] 洪宁宁, 刘旌平, 张洪宇. 基于多重参数综合监测方法的核电厂电缆非金属材料一致性研究[J].核安全, 2022, 21(3): 93-98.
- [15] 张亚平, 李国健, 李锴, 等. VVER 机组反应堆压力容器中心子输运计算程序系统的验证[J].核安全, 2022, 21(3): 99-106.

## 2022 年第四期

- [1] 刘玮, 韩善彪, 张伟, 等. 关于加强我国碘化钠伽玛谱仪技术发展的思考[J].核安全, 2022, 21(4): 1-5.
- [2] 邢继, 吴楠, 薛娜, 等. “华龙一号”场外应急优化研究[J].核安全, 2022, 21(4): 6-11.
- [3] 于大鹏, 梁晔, 徐晓娟, 等. 我国核与辐射安全现状研究与探讨[J].核安全, 2022, 21(4): 12-18.
- [4] 曾铁军, 阳小华, 万亚平, 等. 新型放射性物品运输安保系统及其非法移动感知方法[J].核安全, 2022, 21(4): 19-25.
- [5] 张萌, 张志刚. COP 26 减碳目标下核电发展的必要性与可行性研究[J].核安全, 2022, 21(4): 26-31.
- [6] 万芹方, 李响, 李飞, 等. 研究堆老化管理监管现状和相关建议[J].核安全, 2022, 21(4): 32-35.
- [7] 黄平, 段兴彪, 周鹏, 等. CPR1000 核电机组 RPV 辐照监督管提取方案及实践[J].核安全, 2022, 21(4): 36-41.
- [8] 王小信. HPR1000 主控室空调系统防止流感病毒传播能力提升研究[J].核安全, 2022, 21(4): 42-47.
- [9] 王雁启, 杨雪, 李巨峰, 等. 对核电厂质量保证监查的改进建议[J].核安全, 2022, 21(4): 48-54.
- [10] 冯丙辰, 王晗丁, 张晓明. 超强台风情况下 SER 水罐安全影响分析[J].核安全, 2022, 21(4): 55-58.
- [11] 徐东林, 姚守忠, 王生吉. 乏燃料后处理工程关键技术元素
- 2022 年第三期**
- [1] 程丰民, 于现臣, 刘卫东, 等. 一起铯-137 放射源失控事故应急监测探讨[J].核安全, 2022, 21(3): 1-7.
- [2] 朱伟杰, 王常明, 沈国章, 等. 新建核电站项目前期的证照申请与核安全监管浅析[J].核安全, 2022, 21(3): 8-14.
- [3] 董良, 卢桂才, 周天荣, 等. 宁夏铯-192 放射源辐射事故调查及分析[J].核安全, 2022, 21(3): 15-19.
- [4] 梁锦, 邓飞, 余慧婷, 等. 广东放射治疗辐射安全现状[J].核安全, 2022, 21(3): 20-24.
- [5] 杨震. 铀浓缩厂级联系统核安全分析[J].核安全, 2022, 21(3): 25-32.
- [6] 杨少锋, 阮晨杰, 徐维, 等. 基于阳江核电厂水母暴发期间增设水母网效果的研究[J].核安全, 2022, 21(3): 33-37.
- [7] 于洋, 郑丽馨, 于海洋, 等. 高温气冷堆核电厂运行事件准则分析[J].核安全, 2022, 21(3): 38-45.

- 识别方法研究[J].核安全, 2022, 21(4): 59-65.
- [12] 刘宇生, 王庶光, 李东阳, 等. 堆芯补水箱内热工水力现象识别与研究[J].核安全, 2022, 21(4): 66-73.
- [13] 杜南麟, 张松. 系统化培训方法(SAT)在核电厂岗位培训大纲开发中的应用研究[J].核安全, 2022, 21(4): 74-79.
- [14] 张毅. 当追求卓越成为内生动力[J].核安全, 2022, 21(4): 80-83.
- [15] 周涛, 张彪, 张雨飞. 前进中的东南大学核科学与技术系[J].核安全, 2022, 21(4): 84-87.

### 2022 年第五期

- [1] 刘玮, 李飞, 张伟, 等. 关于我国无人系统辐射环境监测技术发展的思考[J].核安全, 2022, 21(5): 1-6.
- [2] 张伟珠, 林淑倩, 孔杜娟, 等. 热释光累积剂量环境监测结果影响因素分析[J].核安全, 2022, 21(5): 7-13.
- [3] 曾宇峰, 滕柯延, 杨洪生, 等. 蒙特卡洛方法在紧凑型水泥固化装置屏蔽设计中的应用[J].核安全, 2022, 21(5): 14-20.
- [4] 毛位新, 蒙美福, 傅煌辉, 等. 核应急指挥系统在核事故应急演练中的应用与思考[J].核安全, 2022, 21(5): 21-27.
- [5] 张红涛, 汤冠军, 孔亮, 等. 我国关停铀矿冶设施辐射环境监测状况及对策探讨[J].核安全, 2022, 21(5): 28-32.
- [6] 刘建昌, 陈韵茵, 欧阳勇, 等. 压水堆 LOCA 源项分析方法保守性评价[J].核安全, 2022, 21(5): 33-40.
- [7] 朱伟, 侯秦脉, 蔡宁. 华龙一号调试试验项目完整性的研究[J].核安全, 2022, 21(5): 41-45.
- [8] 冉文王, 方亮, 吕炜枫, 等. 英国通用设计审查辐射防护监管体系研究与实践[J].核安全, 2022, 21(5): 46-53.
- [9] 刘明海, 徐志燕, 安桂秀. 气溶胶中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 放射性测量方法探索[J].核安全, 2022, 21(5): 54-58.
- [10] 刘时贤, 侯秦脉, 褚倩倩, 等. 基于故障树分析法的乏燃料水池失去冷却事件分析[J].核安全, 2022, 21(5): 59-65.
- [11] 曾珍, 房永刚. 关于建立我国反应堆压力容器辐照监督数据库的建议[J].核安全, 2022, 21(5): 66-71.
- [12] 韩锦程, 王海霞, 李桃生, 等. 基于 COMSOL 的 CFETR TEP 手套箱内氙运输模拟研究[J].核安全, 2022, 21(5): 72-80.
- [13] 苏康, 黎知行, 史骥, 等. 基于启发式算法的乏燃料装料分期计划研究[J].核安全, 2022, 21(5): 81-87.
- [14] 张华, 陈志东, 徐润龙, 等. 环境 $\gamma$ 辐射剂量率比对及宇宙射线响应测量结果与分析[J].核安全, 2022, 21(5): 88-94.
- [15] 张子睿. 核电设备采购管理初探[J].核安全, 2022, 21(5): 95-101.
- [16] 陆宏, 陈芳雷, 王烁, 等. 基于核设施实物保护的风险分析及评估方法研究[J].核安全, 2022, 21(5): 102-110.
- [17] 陈芳雷, 陆宏, 陈晨, 等. 基于核安保事件的模型分析及评估方法研究[J].核安全, 2022, 21(5): 111-120.

### 2022 年第六期

- [1] 张蔚华, 赵坤, 郭海峰, 等. 浅谈运行核电厂放射性物品运输活动监管[J].核安全, 2022, 21(6): 1-5.
- [2] 苏超丽, 陈跃光, 张金帆, 等. 广东省 5G 通信基站电磁辐射环境影响监测与管理[J].核安全, 2022, 21(6): 6-12.
- [3] 滕柯延, 曾宇峰, 谢树军, 等. 我国伴生放射性矿废物处置现状研究[J].核安全, 2022, 21(6): 13-18.
- [4] 张贞. 大亚湾核电基地周围海水氡活度浓度的监测概况[J].核安全, 2022, 21(6): 19-24.
- [5] 王宝, 蔡金平. 福清核电厂放射性流出物排放管理实践[J].核安全, 2022, 21(6): 25-29.
- [6] 殷德健, 雷蕾, 邹象. 国内外小型模块化反应堆的异同和国际合作前景分析[J].核安全, 2022, 21(6): 30-35.
- [7] 邹象, 马国强, 雷蕾, 等. 美国核管会 ITAAC 项目抽样检查方法的研究[J].核安全, 2022, 21(6): 36-41.
- [8] 蔡显岗, 张泽宇, 张路怀, 等. 对核电厂环境影响评价相关问题的探讨[J].核安全, 2022, 21(6): 42-46.
- [9] 陶革, 高轩, 赵传礼, 等. 核电厂老化管理大纲及其要素[J].核安全, 2022, 21(6): 47-54.
- [10] 王逊, 田宇, 荆放, 等. 核动力厂设计扩展工况的思考与建议[J].核安全, 2022, 21(6): 55-60.
- [11] 钟华, 李晓娟, 万亚平, 等. 高放废物地质处置社会公众可接受性及其风险决策伦理探析[J].核安全, 2022, 21(6): 61-66.
- [12] 韩良文, 赵鹏, 邓云李, 等. HFETR 设备可靠性数据库的研究与设计[J].核安全, 2022, 21(6): 67-74.
- [13] 赵雷. 借鉴区块链技术搭建核电厂厂址安全审评信息平台的建议[J].核安全, 2022, 21(6): 75-79.
- [14] 赵旭东, 杨成, 王美英, 等. 商品级物项转化管理要求研究与建议[J].核安全, 2022, 21(6): 80-87.
- [15] 赵永登. 基于区块链技术的核安全管理体系信息化研究[J].核安全, 2022, 21(6): 88-96.
- [16] 樊亦江, 余大利, 刘书勇, 等. 铅铋冷却燃料棒束堵流事故 CFD 模拟与分析[J].核安全, 2022, 21(6): 97-105.
- [17] 刘时贤, 褚倩倩, 刘锐, 等. 应用屏障分析与 ECF 图对 LNA 和 LNC 变压器供电回路不可用事件分析[J].核安全, 2022, 21(6): 106-113.



# 总体国家安全观

以人民安全为宗旨、以政治安全为根本、以经济安全为基础  
以军事科技文化社会安全为保障、以促进国际安全为依托



中华人民共和国生态环境部





# 夯实国家 **安全** 和社会稳定 基层基础



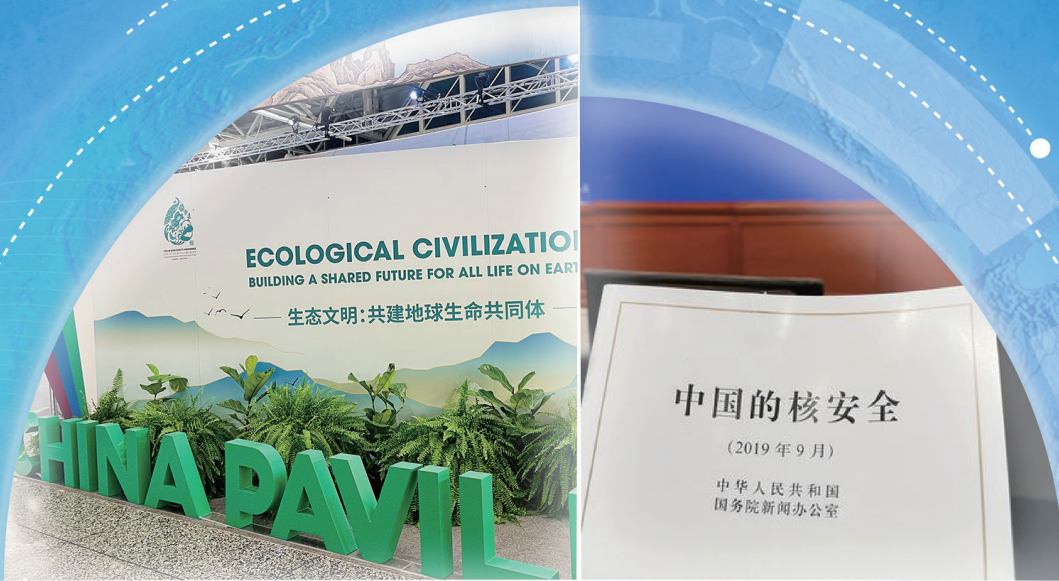
中华人民共和国生态环境部





# 完善

## 参与全球安全治理机制



### 全球安全倡议：破解安全困境的中国方案 The Global Security Initiative: China's Proposal for Solving Security Challenges

主办：中国公共外交协会  
承办：中国人民大学重阳金融研究院  
北京大学中外人文交流研究基地  
支持：中华人民共和国外交部

2023年2月21日  
中国·北京

February 21, 2023  
Beijing, China



中华人民共和国生态环境部





# 建设更高水平的 平安中国



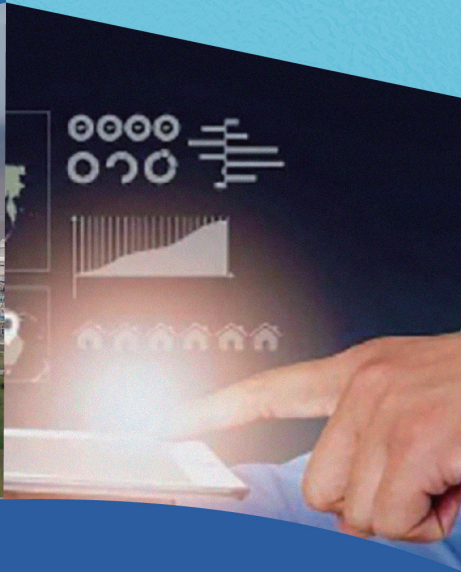
中华人民共和国生态环境部

415  
全民国家安全教育





# 以新安全格局保障 新发展格局



中华人民共和国生态环境部

415  
全民国家安全教育







# 坚持

## 理性、协调、并进的核安全观



中华人民共和国生态环境部





# 构建核安全命运共同体





# 固本强基 推进核安全现代化



中华人民共和国生态环境部





# 严格落实核安全 责任



中华人民共和国生态环境部





# 守正创新

## 依法从严核安全监管



中华人民共和国生态环境部





# 人与自然和谐共生 的现代化



中华人民共和国生态环境部

415  
全民国家安全教育





# 建设 美丽中国

中华人民共和国生态环境部





# 坚持山水林田湖草沙 一体化保护和系统治理



中华人民共和国生态环境部







# 推动重要江河湖库 生态保护治理



中华人民共和国生态环境部





# 推动绿色发展



中华人民共和国生态环境部



# 中国核安全观



NATIONAL SECURITY

生态环境部核与辐射安全中心制



严  
慎  
细  
实



NATIONAL SECURITY

生态环境部核与辐射安全中心制



# 守正创新



NATIONAL SECURITY

生态环境部核与辐射安全中心制



固  
本  
强  
基



NATIONAL SECURITY

生态环境部核与辐射安全中心制

# 保驾护航



NATIONAL SECURITY

生态环境部核与辐射安全中心制

# 忠诚与担当

我们是新时代

核安全：守护人



NATIONAL SECURITY

生态环境部核与辐射安全中心制