

核安全

NUCLEAR SAFETY

2020年第5期 总第76期

双月刊 公开发行

2020年10月30日出版

阅读·检索

主管单位 中华人民共和国生态环境部
主办单位 生态环境部核与辐射安全中心
出版单位 《核安全》编辑部
主 编 周启甫
编辑部主任 王晓峰
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
010-82203547
广 告 部 010-82205645
发 行 部 010-82205713
18910796298 汪瑞
传 真 010-82203590
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)
邮 箱 heanquanzazhi@263.net.cn
广告发布登记 京海工商广登字20180003号
国际标准刊号 ISSN 1672-5360
国内统一刊号 CN11-5145/TL
印 刷 北京一二零一印刷有限公司
国 内 定 价 50.00元

版权所有 未经许可 不得转载

如发现印刷、装帧等刊物质量问题请与发行部联系。

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



中国知识基础设施工程



关注·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

叶奇蓁

秦山核电集团筹备组·工程院院士

于俊崇

中国核动力研究设计院·工程院院士

编委会副主任

陈佳洱

北京大学·科学院院士

张金麟

中国船舶重工集团公司
第七一九研究所·工程院院士

陈念念

中国核工业集团公司·工程院院士

编委会委员

李冠兴

中国核学会·工程院院士

黄小桁

中国广核集团有限公司·安全副总监

林忠钦

上海交通大学·工程院院士

周涛

东南大学·核专业负责人

孙玉发

中国核动力研究设计院·工程院院士

陈义学

国家电投科学研究院·总监

郑建超

中国广核集团有限公司·工程院院士

顾汉洋

上海交通大学·核科学与工程学院院长

魏炳波

西北工业大学·科学院院士

谭思超

哈尔滨工程大学·核科学与技术学院党委书记

吴祖泽

军事医学科学院·科学院院士

于涛

南华大学·核科学技术学院学科带头人

徐 铎

中国原子能科学研究院·工程院院士

◆ 监督管理

- 1 核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨 汤日辉
- 5 辐射环境政府信息服务体系的建构研究 程芳, 窦义芳, 王玉超
- 11 浅谈我国核电厂退役安全监管现状 滕磊, 王帅, 彭婧

◆ 辐射安全

- 16 电子辐照实验装置辐射安全联锁系统的设计与实现 蔡军, 徐杰, 黄文博, 等
- 22 我国城市放射性废物库潜在污染因素分析及对策建议 陈德育, 汤泽平, 龚杰

◆ 核电厂实践

- 27 压水堆核电厂流出物监测的关键核素研究 黄彦君, 沙向东, 祝兆文, 等
- 35 核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨 丁超, 徐朋, 仇苏辰, 等
- 41 风险指引型安全分级及应用研究 宫宇, 王宝祥, 詹文辉, 等
- 49 经验反馈在核电厂建设过程中的作用 赵世成, 王凯佩, 杨静远
- 53 核电厂主泵转子临界转速研究 马帅, 魏超, 贾斌, 等

◆ 研究与探讨

- 58 浮动小型堆堆芯热工水力验证能力分析 刘宇生, 吴鹏, 刘希瑞, 等
- 64 核级过滤器的抗震计算方法研究 陈一伟, 张正春, 张强升, 等
- 69 CPR1000核电厂严重事故环境条件计算分析 刘春容, 陈薪正, 贺东钰, 等
- 75 故障树方法计算核电厂数字化保护系统可靠性 乔宁, 刘景宾

◆ 一线风采

- 80 科技创新驱动 谱写高质量发展新篇章 中国核工业华兴建设有限公司
- 85 打造世界核电运营的中国方案 大亚湾核电运营管理有限责任公司

◆ 参考文献

- 88 《核安全》近年可被引文献目录

- 1 Discussion on the Total Management of Quality Anomalies During the Construction of Nuclear Power Plants
(Tang Rihui)
- 5 Research on the Construction of Government Information Service System of Radiation Environment
(Cheng Fang, Dou Yifang, Wang Yuchao)
- 11 Current Situation of Safety Supervision on Decommissioning of Nuclear Power Plants in China
(Teng Lei, Wang Shuai, Peng Jing)
- 16 Design and Implementation of Radiation Safety Interlock System of Electron Irradiation Experimental Facility
(Cai Jun, Xu Jie, Huang Wenbo, Wang Jiahua, Li Changyuan)
- 22 Analysis of Potential Pollution Factors in Urban Radioactive Waste Storage in China and the Countermeasures
(Chen Deyu, Tang Zeping, Gong Jie)
- 27 Study on Key Nuclides of Effluent Monitoring in Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant
(Huang Yanjun, Sha Xiangdong, Zhu Zhaowen, ShangGuan Zhihong, Jiang Jing, Zhang Bing, Zeng Fan, Cao Zhonggang, Zuo Weiwei)
- 35 Issues on Placement Principle and Site Survey of Hydrogen Control System in Nuclear Power Plant
(Ding Chao, Xu Peng, Qiu Suchen, Li Yang, Song Mingqiang)
- 41 Study on Risk-Guided Safety Classification and Its Application
(Gong Yu, Wang Baoxiang, Zhan Wenhui, Deng Wei, Zhao Jun, Xiao Jun, Zhang Jiajia, Ni Man, Qian Hongtao)
- 49 The Role of Experience Feedback in the Construction of Nuclear Power Plants
(Zhao Shicheng, Wang Kaipei, Yang Jingyuan)
- 53 Study on Critical Speed of Main Pump Rotor in Nuclear Power Plant
(Ma Shuai, Wei Chao, Jia Bin, Shi Qiang, Huang Zichang)
- 58 Analysis of Reactor Core Thermal Hydraulic Verification Capabilities for Floating Small Modular Reactor
(Liu Yusheng, Wu Peng, Liu Xirui, Ma Shuai, Wang Kunpeng, Xu Chao, Li Yang)
- 64 Research on Seismic Calculation Method of Nuclear Filters
(Chen Yiwei, Zhang Zhengchun, Zhang Qiangsheng, Shi Hong, Shen Wei, Wang Yan)
- 69 Calculation and Analysis of Severe Accident Environmental Conditions in CPR1000 Nuclear Power Plant
(Liu Chunrong, Chen Xinzheng, He Dongyu, Jiang Pinting, Chen Peng, Ding Chao)
- 75 Reliability Calculation of Digital Protection System in Nuclear Power Plant by Fault Tree Method
(Qiao Ning, Liu Jingbin)

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.

Tang Rihui. Discussion on the Total Management of Quality Anomalies During the Construction of Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5): 1-4.

核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨

汤日辉

(广西防城港核电有限公司, 防城港 538001)

摘要: 核电厂工程建设期间难免发生不符合要求的物项、服务或过程, 也存在可能造成这些不符合的质量隐患, 本文将它们统称为质量异常。质量异常管理的有效性对核电厂最终的质量至关重要。本文对核电厂工程建设期间质量异常管理存在的问题进行了分析, 对质量异常的全面、系统管理提出了建议, 可供核安全监管机构、营运单位及参建单位探讨和实施。

关键词: 质量异常; 全面管理; 核电厂

中图分类号: TL372+.3 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0001-04

简单来说, 核电厂工程建设质量管理的目的是确保不发生质量问题, 如果发生了质量问题, 能及时发现并有效纠正这些问题, 并通过采取纠正措施防止严重质量问题再次发生。

为了确保不发生质量问题, 我们做了大量的工作: 对要完成的任务作透彻的分析; 确定技能要求; 选择和培训合适的人员; 使用适当的设备和程序; 创造良好的工作环境; 明确承担任务者的个人责任等^[1]。但是“智者千虑必有一失”, 核电厂工程建设中不可避免地会发生一些质量问题。

大部分质量问题在核电厂建设期间得到了应有的重视, 但不是所有的质量问题都得到了全面、系统和有效管理, 而且一些质量隐患很容易被忽视。

本文将质量问题(不符合)和质量隐患(可能造成不符合)统称为质量异常。不符合是指不符合规定要求的物项和活动(服务和过程), 包括不符合项。

下面将着重讨论我国核电厂工程建设期间质量异常管理中存在的不足, 以及对质量异常

管理的改进建议。

1 质量异常管理存在的不足

1.1 不符合要求的物项未开启不符合项报告处理

《核电厂质量保证安全规定》(HAF 003—1991)^[1]对不符合项进行了定义: 性能、文件或程序方面的缺陷, 因而使某一物项的质量变得不可接受或不能确定。在《核动力厂质量保证安全规定》(征求意见稿)(环核设函〔2014〕68号)^[2]中, 不符合项被定义为: 不符合规定要求的物项。目前, 国家核安全法规及导则中没有更具体的不符合项鉴别方法和指南。在核电厂工程建设期间, 存在以下几种未开启不符合项报告(Non-Conformance Report, 简称NCR)处理的情况:

(1) 施工结果无法满足设计要求时, 未开启NCR, 直接发出设计变更, 降低设计要求; 供货质量无法满足采购要求时, 未开启NCR, 直接变更采购要求。

(2) 采购物项在收货检查环节发现不符合

收稿日期: 2020-02-29 修回日期: 2020-04-02

作者简介: 汤日辉(1982—), 男, 湖南岳阳人, 工程师, 学士, 给水排水专业, 现主要从事核电厂质量保证工作

要求，采用拒收（退货）处理时；批量制造设备部件和批量加工物项（钢筋加工），发现个别物项不符合要求，采用拒收（报废）处理时；这些拒收的物项往往被认为已不是核电厂物项，而未开启 NCR。

(3) 当物项质量不能确定，未能找出性能、文件或程序方面的缺陷，例如，小范围超焊接工艺电流施焊，文件和程序没有缺陷，焊缝无损检验也合格时，未开启 NCR。实际上，焊缝的质量取决于焊接过程控制，无损检验合格不能全面证明焊缝性能没有缺陷（例如，无损检验无法验证焊缝的力学性能是否满足要求）。

(4) 物项形成过程中质量不符合要求，未开启 NCR。例如，核岛厂房钢筋绑扎结束后，质量验证人员发现钢筋间距和预埋件的位置不满足图纸要求，施工人员当场调整满足要求后，未开启 NCR。在后续混凝土浇筑过程中，发现钢筋受混凝土挤压，钢筋间距和预埋件位置产生偏移不符合图纸要求时，现场直接干预调整，不开启 NCR。拆模后，如果预埋件位置不满足要求才开启 NCR。

1.2 造成不符合项的原因没有得到处理

国家核安全法规及导则中未明确规定要查明所有不符合项的原因（除了严重有损于质量的情况外），对“严重有损于质量的情况”没有明确的判断准则。虽然有些核电厂质保大纲和相关管理程序规定了对所有不符合项的原因要进行分析 and 审查，但实际执行时，只在开启 NCR 时阐述了不符合项的初步原因，审查时未严格查清原因，NCR 处理流程中也未明确要求对不符合项的原因（例如，文件、服务或过程方面的不符合）进行处理。甚至有些属于严重有损于质量的情况，由于判断失误或其他因素，没有按严重有损于质量的情况管理（查明根本原因和采取纠正措施），例如，由于运输服务、贮存过程或施工方案存在不符合造成了不符合项，不符合要求的物项得到了处理，但往往忽视了对运输、贮存或施工方案存在的不符合进行纠正，直到不符合项重复发生且被发现，被界定为严重有损于质量的情况时，不符合项的原因才得到处理。

1.3 不符合要求的服务和过程未充分识别或有效处理

员工主动发现和报告不符合要求的服务和过程的积极性不高，主要原因如下：

(1) 质保大纲和管理程序中列举的鉴别和发现有损于质量情况的活动，大多是独立验证活动，例如，管理部门审查、监查、监督和检查、上级检查或同行评估、文件审查等。未明确规定所有员工在所有工作中均有责任发现和报告任何不符合。

(2) 组织未建立报告此类不符合的便利渠道、流程和激励机制。

(3) 员工认为发现和报告此类不符合是质量保证职能人员的职责。

(4) 员工对此类不符合不敏感，难以识别，即使发现也不知道如何报告，或报告后传递中断，害怕追究责任而不报告。

对于不符合要求的服务或过程，质量保证职能人员发现并报告的只是“冰山一角”，一些不符合要求的服务或过程可能直接被处理而未报告，或可能没有被发现或发现后不了了之。

1.4 质量隐患未得到重视

质量方面不符合常规或隐含要求，或存在质量风险的情形（例如，资源配备不足、文件不具可操作性、考核不合理等），或证据不足的怀疑，本文认为这些都属于质量隐患。事故源于隐患，质量隐患有可能演变成不符合，甚至造成严重质量事件，已成为广泛共识。但是，如果没有足够的依据（成文的要求）提出不符合，责任方一般难以接受，或认为处理质量隐患得不偿失，或努力证明质量隐患不会造成不符合。从而，质量隐患没有得到足够的重视，没有形成有效的闭环管理。

1.5 各类质量异常管理流程未统筹管理

核电厂工程建设期间的质量异常管理流程包括不符合项管理流程、质保监查监督流程、隐患排查流程、质量事件管理流程、质量举报管理流程、任务督办流程和管理巡视流程等。这些流程没有统筹管理，各流程管理之间界线不清，未建立严密的逻辑关联，存在多头管理的情况，这种情况会造成“看似都在管理，实际都没管好”的结果。

一些管理巡视或隐患排查发现的不符合应该开启NCR而没开;一些属于严重有损于质量情况的NCR,但并没有纳入质量事件管理流程或纠正措施管理流程,没有进行根本原因分析和采取纠正措施;一些管理流程(管理巡视流程和任务督办流程等)没有质量保证职能人员或组织介入,独立性不够,不符合的分类、原因分析及纠正措施的制订和验证都存在不足;各管理流程的统计分析各自为战,没有全面、系统地管理。

2 对质量异常全面、系统管理的建议

2.1 完善、细化核安全法规、导则

本文建议将《核电厂质量保证安全规定》(HAF 003—1991)第10章“对不符合项的控制”改为“对不符合的控制”,将第11章中“质量保证大纲必须规定采取适当的措施,以保证鉴别和纠正有损于质量的情况,例如,故障、失灵、缺陷、偏差、有缺陷或不正确的材料和设备以及其他方面的不符合项”纳入第10章,或者将第10章和11章合并。这样有利于各组织(尤其是仅提供服务的组织,例如,设计单位和无损检验单位)对不符合的充分理解和有效执行。

本文建议将《核动力厂质量保证安全规定》(征求意见稿)(环核设函〔2014〕68号)中不符合性定义“性能、文件或程序方面的缺陷,因而使某一物项的质量或活动变得不可接受或不能确定”简化为“不符合要求的物项、服务或过程”^[3]。这样在确定不符合时,工作人员就不需要寻找到性能、文件或程序方面的缺陷,也不用纠结物项或服务或过程的质量是否可接受或可确定,只要不符合某一规定要求,就确定为不符合。

本文建议在核安全法规或导则中明确:所有人在所有工作中均有责任发现和报告任何不符合。

本文建议将《核电厂质量保证组织》(HAD 003/02)^[4] 2.2.1节质量保证部门的职能中“(3)对不符合项进行管理,查明和消除严重有损于质量的情况”改为“对不符合进行管理,评定严重有损于质量的情况,并查明原因和对纠正措施进行验证”。

2.2 制订质量异常管理大纲,统筹控制不符合的各类管理流程

各单位可以在尽量不改变现有各管理流程的基础上,统筹控制不符合的各类管理流程,对质量异常的识别、报告、审查、处理和统计分析等进行科学系统的管理,并将质量异常与纠正措施和经验反馈管理串联起来,制订质量异常管理大纲(PDCA大循环),并建立信息化系统(最好由营运单位或工程总包单位统一建立),采用分类、分层和分级的方法系统地管理各种质量异常管理流程(PDCA小循环),大环套小环,小环推动大循环,如图1所示。

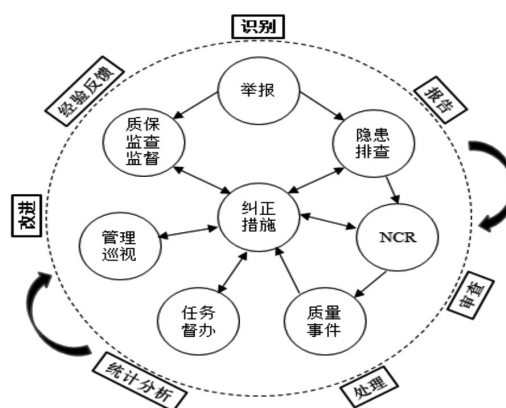


图1 质量异常管理大纲

Fig. 1 Management program for quality anomalies

界定质量异常的门槛应尽量低,报告的渠道和流程应尽量简单和方便,且所有人都应知道报告的责任和如何报告,确保所有质量异常能被无遗漏并迅速地报告。质量异常报告应形成记录。记录不得删除,须授权才能修改,特殊情况下(例如举报)报告人的信息只有授权人可见,其他质量异常的处理信息应在组织内公开并得到监控。

2.3 培育健康的核安全文化

国家核安全监管机构、营运单位和各参建单位应注重核电厂工程建设期间核安全文化的建立、培育、评估和提升,尤其应注重个人当责、表达担忧的氛围、质疑的态度、问题识别和解决等方面的培育和建设,详见WANO的《健康核安全文化的特征》^[5]。营造“不指责他人”的文化,鼓励报告异常,自报小偏差。

3 结论

核电厂工程建设期间,相关单位应营造良好的核安全文化和全员参与的质量意识,正确看待质量异常,做到早发现、早报告、早处理,科学、系统、全面地管理质量异常,使所有有损于质量的情况得到无遗漏、有效的纠正,使严重有损于质量的情况得到严密甄别,使纠正措施更加适用、经济、高效,确保核电厂的最终质量。

参考文献

- [1] 国家核安全局. HAF 003—1991 核电厂质量保证安全规定 [S]. 北京: 国家核安全局, 1991.
- [2] 中华人民共和国环境保护部核设施安全监管司. 关于征求《核动力厂质量保证安全规定》(征求意见稿)意见的函(环核设函[2014] 68号) [Z]. 北京: 环境保护部核设施安全监管司, 2014.
- [3] 国际原子能机构. 50-C-Q 核电厂和其它核设施安全的质量保证 [S]. Vienna: IAEA, 1996.
- [4] 国家核安全局. HAD 003/02 核电厂质量保证组织 [S]. 北京: 国家核安全局, 1989.
- [5] 世界核电运营者协会. PL 2013-1 健康核安全文化的特征 [S]. 巴黎: WANO, 2013.

Discussion on the Total Management of Quality Anomalies During the Construction of Nuclear Power Plants

Tang Rihui

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

Abstract: There are non-conforming items, service, process or potential non-conformance during the construction of nuclear power plants. In this paper, they are collectively referred to as quality exceptions. The effectiveness of quality anomaly management is critical to the ultimate quality of nuclear power plants. This paper analyzes the problems existing in the management of quality anomalies during the construction of nuclear power plants, and puts forward suggestions for the comprehensive and systematic management of quality anomalies, which can be discussed and implemented by the national nuclear safety regulatory authorities, operators and participants.

Key words: quality anomalies; total management; nuclear power plant

(责任编辑:徐晓娟)

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.

Cheng Fang, Dou Yifang, Wang Yuchao. Research on the Construction of Government Information Service System of Radiation Environment[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5): 5-10.

辐射环境政府信息服务体系的建构研究

程芳^{1*}, 窦义芳², 王玉超¹

(1. 淄博市环境污染防治中心, 淄博 255032; 2. 山东省核与辐射安全监测中心, 济南 250101)

摘要: 随着政府“一站式”服务理念的不断深入以及我国辐射法规体系和监管体系的不断完善, 建立以服务公众为核心, 以公众需求为导向的新型辐射环境政府信息服务体系是对政府自身管理者、示范者、引导者和服务者多重身份的积极响应。本文论述了政府信息服务体系的发展趋势和辐射环境政府信息服务体系的发展现状及存在的问题, 提出了新型辐射环境政府信息服务体系的设计和实现方案。新型辐射环境政府信息服务体系的建设一方面将有力地促进政府与公众的信息沟通以及企业对信息的高效利用; 另一方面将为政府辐射安全管理提供良好的社会生态, 助力辐射安全监管工作的持续有效开展。

关键词: 辐射环境; 政府信息服务; 核技术利用; 电磁环境

中图分类号: X34; G203 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0005-06

法治是辐射安全保障的必由之路, 30多年来, 我国基本建立了一套立足国情、接轨国际的核与辐射安全法律体系^[1]。在辐射安全法律体系的基础上, 辐射安全监管正向着理性、协调、并进的方向不断迈进, 辐射监管能力也在不断提升^[2]。但同时, 因辐射安全管理的专业性强、体系庞大、枝叶繁多, 公众和企业迫切需要一个及时、准确、全面、系统的信息化服务途径; 一个能够将辐射管理要求信息以强大的逻辑分类和生命周期排序对接到企业管理各个过程的途径; 一个能够连接企业辐射环境管理和政府辐射环境监管的信息服务联动齿轮。

政府应全面考虑各领域、各对象的实际情况, 整体谋划, 综合施策, 将辐射安全监管体系与辐射信息服务体系协调并进, 有助于筑固辐射安全大厦的基石。本文将对辐射信息服务体系的构建进行探讨。

1 辐射环境管理政府信息服务体系建设的必要性

1.1 政府信息服务体系的发展趋势

在互联网普及前, 各国专家和学者已陆续提出了“一站式”服务理念, 希望通过“一站式”服务提升政府的政务信息化水平和政务服务供给效率。互联网普及后, 各国政府纷纷将理念转化为行动, 美国、英国、新加坡、韩国等国家的政府网站坚持以用户和服务对象为中心进行设计和建构^[3]。联合国经济与社会事务部对世界各国电子政务的发展评估显示, 电子政务正趋于更高层次的发展^[4], 推行以公众为中心的理念, 为公众提供个性化、定制化、便捷化的服务是其中的重要趋势之一^[5]。

我国政府为了打造“一站式”服务, 将“互联网+”与传统的电子政务服务相互融合,

收稿日期: 2020-03-12 **修回日期:** 2020-03-26

作者简介: 程芳 (1984—), 女, 山东青岛人, 博士, 高级工程师, 现主要从事辐射环境污染防治工作

***通讯作者:** 程芳, E-mail: fangcheng0809@126.com

延伸出“互联网+政务服务”的全新概念^[6],强调公共服务普惠化、创新治理模式、唤醒数据服务、重构服务流程、优化用户体验和完善反馈机制的服务理念。继李克强总理在2015年政府工作报告中第一次提出以“互联网+”为核心的行动计划后,我国各省、市政府的工作报告中都将其列入重点工作,我国的“互联网+政务”已进入全面推进阶段。“互联网+政务服务”能够为服务型政府的建设提供强大的支撑,扩大公众参与渠道和参与度,促进多元主体共治^[7],助力国家治理能力的提升和国家治理体系的完善。

1.2 辐射环境政府信息服务体系的发展现状

多年来,我国的辐射环境信息供给不断完善。目前,能够提供辐射环境相关信息的途径主要有4个:核技术利用辐射安全申报系统、国家核技术利用辐射安全与防护培训平台、政府生态环境保护部门各级门户网站和政务服网。企业通过核技术利用辐射安全申报系统进行政府管理事项的申报;国家核技术利用辐射安全与防护培训平台提供相应的防护知识培训;政府生态环境部门网站发布辐射环境相关管理要求以及监管动态;政务服务网发布审批流程以及审批材料准备指南。

上述信息渠道在一定程度上满足了用户不同层面的信息需求,但仍然存在以下几个问题:(1)数据缺乏整合,原因是部分主题设计按照部门职能而非按照事件的生命周期进行设计。(2)主题分类未充分采用用户视角,例如,省级以下的网站信息基本以各种审批信息的公示公告、部门业务动态等形式划分或者按时间线进行划分。(3)缺乏便于公众查询的法律法规标准管理体系模块。辐射环境管理涉及的法律法规标准众多,又时有修订,公众和企业希望能从政府的权威网站中查询到最新版本的体系化的辐射相关信息。目前,网站中相应的法律法规标准管理条目基本是按照时间或者职能分块发布。(4)企业在辐射环境管理过程中需要购买辐射环境影响评价、辐射环境监测等第三方服务,尤其是涉及实验室分析的辐射检测项目,相关服务单位的查找并不便利。互联网信息仅能提供一些碎片化的查询结果,难

以满足企业的需求。(5)信息服务主要针对辐射相关企业,满足普通公众需求的信息并不健全。

2 新型辐射环境信息服务体系的设计和实现

本文通过对国内生态环境部门能够提供辐射相关信息的网站进行综合研究分析,对公众和企业的需求进行深入了解,对美国政府信息服务网站的可用经验进行总结借鉴,设计了适合国内现状和发展的新型辐射环境信息服务体系。该服务体系首先根据信息服务需求的侧重点明确了两类用户,然后根据不同的用户类型分别构建信息服务模块。最后,本文从技术层面探讨了信息系统的实现架构和构建考量点。

2.1 信息服务用户的分类及重要考量点

新型辐射环境信息服务体系的用户分为公众和企业两种类型,他们需要的信息服务的侧重点是不同的。公众考虑的侧重点是其所处的辐射环境是否安全以及政府如何进行监管;而企业考虑的侧重点是如何高效地实现辐射环境的管理。这就需要根据不同用户的需求将信息服务分成两个入口:公众信息服务入口和企业信息服务入口。公众信息服务和企业信息服务构成了信息服务智慧系统大脑的两个半球。

框架内容的建设要注意以下几个方面的权衡考量:(1)要阐述辐射环境管理的法律法规和政策历史,有利于公众更好地理解现有的法律法规和政策的沿袭性与创新性。(2)政府辐射环境管理年度报告公开,有利于公众更好地理解、支持和参与政府的辐射环境管理。(3)要兼顾使用最便利化需求和逻辑体系完整化需求。单纯按照逻辑体系把相关法律法规和文件列表分类,会造成用户在实际使用时查找困难,难以上手。如果按照逻辑体系分类的同时,将相关法律法规和文件列表穿插进事件的生命周期,将极大地提高查找过程的便利性。(4)以问答的形式分类解决用户的常见问题。用户存疑的问题具有一定的共性,问答形式可以非常直观地解决这类常见问题。(5)以流

程图表的形式将整个流程可视化。可视化的流程图表会带给用户更加直观和综合的认识。(6) 加入案例分析, 为用户提供详实生动的指导。(7) 提供豁免管理项目的相关信息, 指导公众辨别和操作。(8) 建立用户反馈模块, 有利于双向优化信息服务。

2.2 信息服务模块的构建

2.2.1 企业信息服务模块的构建

企业信息服务模块可以分为生命周期类模块和信息辅助类模块, 具体设置如图1所示。生命周期类模块完全按照事件发生发展的生命周期进行设计。法律法规标准、规范性文件、企业的主体责任以及相关罚则、案例分析都会穿插到相关模块的生命链条中。该模块以事件发展的顺序为企业提供全过程的信息服务。而信息辅助类模块则集中体现了信息逻辑体系的完整性, 与生命周期类模块通过超级链接相互联系, 建立流动的信息服务。

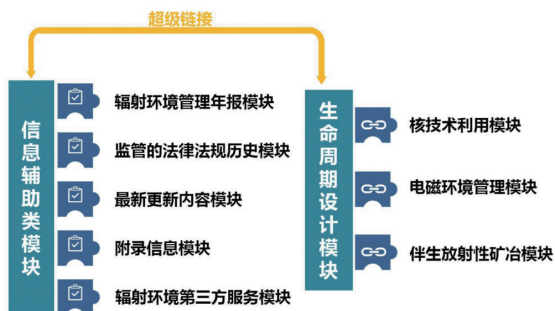


图1 辐射环境企业信息服务模块

Fig. 1 Information service modules for radiation environment related enterprises

信息辅助类模块分为5个亚模块, 具体解析如图2所示。信息辅助类模块中的附录信息模块涉及的辐射环境管理法律、法规、标准及规范性文件的全文部分, 可以进行逻辑细分, 逻辑分层如图3所示。

生命周期类模块下设3个次级模块: 核技术利用模块(可继续细分为工业类、医学类和其他类)、电磁环境影响类模块和伴生放射性矿冶类模块。模块构成框架及包含内容如图4~图6所示。



图2 信息辅助类模块构成

Fig. 2 Composition of information assistant module

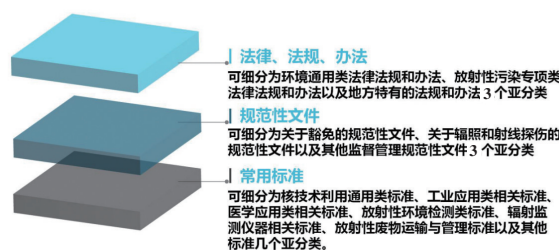


图3 附录信息模块逻辑分层

Fig. 3 Logic hierarchy of appendix information module



图4 核技术利用类生命周期信息模块设置

Fig. 4 Information module settings according to the life cycle of nuclear technology utilization

2.2.2 公众信息服务模块的构建

公众需求的信息服务的侧重点与企业不同。公众考虑的侧重点是其所处的辐射环境是否安全以及政府如何进行监管。在信息考量方面, 公众信息服务应加强基本知识宣传和科普服务, 促进公众对辐射相关行业、辐射安全水平、辐射安全监管体系和方式方法的了解^[8]。信息服务需要有畅通的信息流通渠道, 形成有

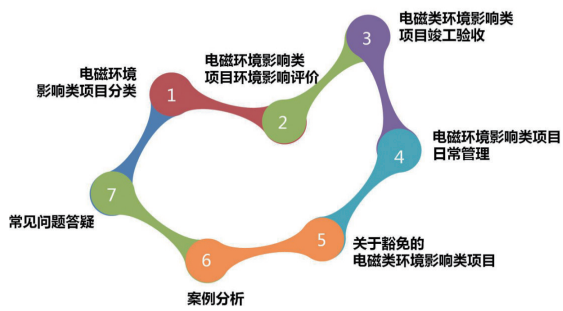


图5 电磁环境影响类生命周期信息模块设置

Fig. 5 Information module settings according to the life cycle of electromagnetic environment impact

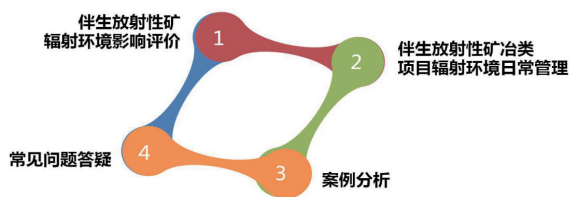


图6 伴生放射性矿类生命周期模块设置

Fig. 6 Information module settings according to the life cycle of associated radioactive minerals

效的经验反馈体系与强大的公众沟通的能力^[9]。基于此，公众信息服务可以分为5个模块，模块解析如图7所示。在每个内部模块之内可以设置公众留言，形成信息的双向流通。



图7 辐射环境信息公众服务模块设置

Fig. 7 Module settings for public service on radiation environment information

2.3 信息服务的实现架

辐射环境管理中，政府的各职能部门和服

务机构虽然职责分工各不相同，但在信息化建设的过程中应作为一个有效的整体去开展信息服务。新型辐射环境管理信息服务体系可按照国家、省、市、区县四级构架设计四级联动、统一标准、安全可靠的新型辐射环境管理信息服务体系平台，进行四级云后台存储，四级互联网界面发布。

具体做法是：通过数据的录入、分类和关联，国家级共有云提供统一的公共资源信息，在国家级信息服务平台的发布页面发布。国家级云将信息推送到各省级云，省级云在国家级推送信息的基础上添加本省特有的信息服务，在省级信息服务平台的页面上发布，由此类推到市级云和区县级云及其发布界面。下级云对上级云所推送的信息服务数据不能修改，只能增加和细化。上级云可以根据需求，提取下级云的信息，完善本级信息服务体系。具体实现流程如图8所示。

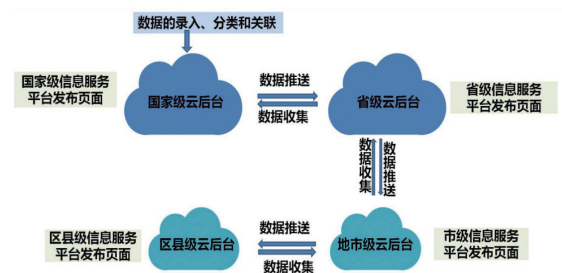


图8 信息服务体系运行及实现流程

Fig. 8 Implementation process of information service system

2.4 信息构建系统的考量

为确保信息服务系统的实用性、便利性和可靠性，信息组织系统、信息标识系统、信息导航系统和信息搜索系统在构建时应遵循相关标准^[10]。

首先，信息组织系统构建应遵循3个标准：网站整体架构遵循简单性原则，分为基本模块；信息逻辑分类符合公众和企业日常寻找所需信息的习惯，“以用户为中心”而非“以职能为中心”；对企业用户和普通公众用户分别组织信息。

其次，信息导航系统的构建也应遵循3个标准：要设置全局导航，全站导航系统在网站上

的每一页都会展示,可直接连向重要区域和功能;设置主题式导航,占据主页面的模块主题导航,采用平铺式图片加文字解释说明的样板;设置情境式导航,在检索框中输入检索关键词之后,情境式导航可以将相关内容及链接提供给用户。

再次,信息标识系统的构建也应遵循3个标准:导航标识可以用简单明了的图形和2~4个关键词概括该栏目下的所有内容,方便视觉和认知上的快速定位;利用文章标识为导航用词和图片补充一些相关说明,可以帮助用户更好地理解,也可以方便用户快速便捷地找到所需的内容;链接标识利用网页超文本的链接显示信息的具体位置和内容,通过链接标识使整个网站呈现动态的形态。

最后,信息检索系统的构建也应遵循两个标准:检索框应位于页面顶端,用户第一眼就能注意到的位置;检索系统的检索范围不局限于本级站内检索,还包括其他站群检索,通过信息推荐与其他站点建立相互联系。例如,用户在山东省的信息平台发布页面进行检索,会显示山东省的相关信息服务的具体内容,同时也会有其他省份信息平台的相关信息的链接。

3 新型辐射环境管理政府信息服务体系的建设前景展望

整套信息服务体系包含多个领域和层级,是一个系统化的工程。系统化的工程要顺利建成和实施需要构建主体精准发力,群策群力;体系建设有章有序,标准规范;体系运营顺势主动,唯变所适。

首先是构建主体的问题。新型辐射环境政府信息服务体系是专业性的公共服务体系,整套信息体系的建成需要不同层级、不同领域分工的政府辐射环境管理部门进行整体联动和精细合作。系统的建设需要国家层面的辐射环境管理部门进行整体规划、指导和协调,层级依次下推,促成纵向分工和横向合作。

其次是体系建设的问题。建设要分阶段、分层次进行。第一阶段集中力量将国家级信息云服务建成。国家级云服务成熟之后可在定点的省市开展下级云服务试点。待试点成熟后可

在剩余省市推广。另外,在体系的建设过程中要建立信息组织的标准规范体系。统一的标注和规范有利于保证不同层级云之间信息的对接。

最后是体系运营的问题。信息服务体系不仅是一个简单的信息化项目,而且是一个实时动态的全方位服务体系。要实现服务体系的良好运转,需要一套切实可行的信息采集、整合、更新和分析机制。

信息服务系统化的建设和运营非朝夕之功,但求长远之利。从服务对象的需求满足的角度来看,该服务体系将有力地促进政府与公众的信息沟通以及企业对信息的高效利用,为政府辐射安全管理提供良好的社会生态,助力于辐射安全监管工作的持续有效开展。以电磁环境信息服务模块为例,该模块包含了电磁环境影响类项目的全过程管理流程、与电磁环境控制相关的法律法规和标准、常见电磁类项目的实际检测数据以及民众关注的常见问题解答,将极大地提高电磁知识的普及水平,从根源上减少由于信息不对等引发的公众信访投诉和群体性公众事件。以核技术利用信息模块为例,该模块将法律法规和标准拆散到每个核技术利用的环节,实现核技术利用全程法律、法规、标准的纵向全覆盖。标准的案例分析进一步为企业提供了生动、详实、直观的指导。这些系统化的信息为企业形成高效全面的核技术利用法律法规和标准管理体系提供了重要的辅助。另外,从服务主体统一系统地提供信息服务的角度来看,体系的建设也有助于打破条块和知识壁垒,科学整合共享资源,对内提高辐射队伍的综合性素养,对外促进部门联动。辐射环境管理以生态环境保护部门为主,涉及公安部门和卫计部门等多个部门。生态环境保护部门内部又有多个分部门负责不同领域的辐射环境管理。统一的信息服务体系有助于更新升级政务流程,提高智能化行政管理水平,从而进一步提高综合行政管理能力。

“求木之长者,必固其根本;欲流之远者,必浚其泉源”。企业和公众都是辐射安全的基础践行者。服务好基础践行者能够有效驱动辐射安全事业的科学发展,为保障公众健康和辐射环境安全筑好根基。

参考文献

- [1] 李干杰. 承前启后 锐意进取 努力实现核与辐射安全监管体系和监管能力现代化——在2015年度核与辐射安全监管年终工作总结会议上的讲话 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 1-10.
- [2] 周林, 王晓峰, 卞玉芳, 等. 核与辐射安全监管大数据平台建设策略研究 [J]. 中国环境管理, 2017, 9 (2): 25-30.
- [3] 周长霞. “互联网+政务服务”的体系架构及实现路径研究 [D]. 成都: 电子科技大学, 2018.
- [4] 王益民. 全球电子政务发展现状、特点趋势及对中国的启示——《2016年联合国电子政务调查报告》解读 [J]. 电子政务, 2016 (9): 62-69.
- [5] 刘密霞, 王益民, 丁艺. 处于转型期的我国电子政务研究 [J]. 科技管理研究, 2016, 36 (2): 234-239.
- [6] 吕欣烨. 基于内容分析法的“互联网+政务服务”政策研究 [D]. 成都: 电子科技大学, 2018.
- [7] 杨旭. 多元共治背景下“互联网+政务服务”建设研究 [D]. 长春: 中共吉林省委党校, 2018.
- [8] 郭承站. 我国核与辐射安全监管现状及对策 [J]. 核安全, 2013, 12 (S1): 1-14.
- [9] 李干杰. 科学谋划 协调推进 全面实现核与辐射安全监管现代化 [J]. 环境保护, 2015, 43 (7): 10-15.
- [10] 张宇杰. 信息构建再认识 [J]. 科技信息, 2012 (15): 258-259.

Research on the Construction of Government Information Service System of Radiation Environment

Cheng Fang^{1,*}, Dou Yifang², Wang Yuchao¹

(1. Zibo Environmental Pollution Prevention and Control Center, Zibo 255030, China;

2. Shandong Nuclear and Radiation Safety Monitoring Center, Ji'nan 250117, China)

Abstract: With the deepening of the government's "one-stop" service concept and the continuous improvement of radiation law system and regulatory system, the establishment of a new type of government information service system concentrating on the public demand is a positive response to the multiple identities of government as a manager, a demonstrator, a guider and a service provider. This paper discusses the development trend of the government information service system and the status quo and existing problems of the radiation environment government information service system, and puts forward the design and implementation scheme of the new radiation environment government information service system. The construction of the new radiation environment government information service system will effectively promote the information communication between the government and the public and the utilization of information by enterprises. At the same time, it will provide a good social ecology for the radiation safety management and contribute to the continuous and effective development of radiation safety supervision.

Key words: radiation environment; government information service; nuclear technology utilization; electromagnetic environment

(责任编辑:许龙飞)

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.

Teng Lei, Wang Shuai, Peng Jing. Current Situation of Safety Supervision on Decommissioning of Nuclear Power Plants in China[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5):11-15.

浅谈我国核电厂退役安全监管现状

滕磊^{1,2}, 王帅^{1,2}, 彭婧¹

(1. 中国核动力研究设计院, 成都 610213;

2. 四川省核设施退役及放射性废物治理工程实验室, 成都 610213)

摘要: 我国已成功实施了221厂退役、微堆退役、小型压水堆及其辅助设施退役等多项退役治理工作, 部分早期建设的研究堆等也已处于退役状态。随着核能技术的快速发展, 在当前和今后的相当长时期, 我国可能面临日益增多的核设施退役活动, 如秦山核电厂和大亚湾核电厂等。我国当前的核安全监管法规标准体系中, 多数文件是在参考国际原子能机构和美国核管理委员会相关文件后, 结合国内实际制定的。本文主要调研了我国核安全监管的法律法规、核安全监管的主要职责以及监管的主要方式。在此基础上, 本文筛选了上述文件中关于我国核动力厂退役阶段安全监督管理相关的法律法规, 分析了我国核电厂退役安全监管机构, 该机构主要包括国家核安全局、核电厂主管部门以及核电厂营运单位, 并给出了各部门的主要职责, 提出了适用于我国核电厂退役安全监管的主要方式。本文所得结论属于核电厂退役预先研究内容, 可为我国核电厂退役安全监管体系的建立提供参考和依据。

关键词: 核电厂; 退役; 核安全; 监管

中图分类号: TL943 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0011-05

核电厂退役核安全监督管理是关系核设施全寿期管理的最重要的环节之一。经过几十年的发展, 我国建立了一套接轨国际、符合国情的国家监管组织体系, 培育了一支具备审评、监督、执法、应急、监测等综合能力的监管队伍, 形成了一套符合核安全规律、行之有效的监管理念和制度。

退役是指在核设施使用期满或因其他原因停止服役后, 国家为了充分保障工作人员和公众的健康、安全和环境安全而采取的行动^[1-3], 它的作业周期长, 可以是几年到几十年不等。因此, 核安全监管必不可少。

对于核电厂退役安全监管, 法律体系主要

是国家核安全监管机构为了减少放射性危害, 确保放射性物项始终处于安全、可控的状态, 对核电厂退役实施检查、调控等监管活动(包括核电厂退役前的资金筹措等)所依据的法律规范^[4-9]。核电厂退役安全监管从时间上可以划分为3个阶段, 分别是实施前退役准备阶段的安全监管、退役具体实施阶段的安全监管和退役终止验收阶段的安全监管。

1 核安全监督管理法律现状

我国核安全法律法规体系主要分为由全国人民代表大会批准并通过主席令发布的国家法律、由国务院常务委员会批准并通过国务院令

收稿日期: 2019-12-23 **修回日期:** 2020-08-10

作者简介: 滕磊(1987—), 男, 蒙古族, 四川成都人, 助理研究员, 学士, 反应堆工程专业, 现主要从事核设施退役及反应堆检修科研设计工作

发布的国务院条例、由国务院各部门批准发布的国务院各部委部门规章3个层级^[9-14]，如图1所示。

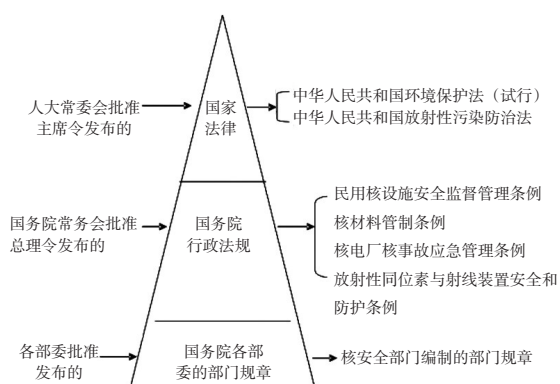


图1 我国核电厂退役法律法规体系结构图

Fig.1 Laws and regulations structure of China's nuclear power plant decommissioning

第一层为国家法律。国家法律是法律法规的最高层次，起决定性作用。目前，在我国的核工业范围内，属于顶层的国家法律有《中华人民共和国核安全法》（以下简称《核安全法》）和《中华人民共和国放射性污染防治法》（以下简称《放射性污染防治法》）两部，另一部核能领域的基本法《中华人民共和国原子能法》也已列入立法规划。《放射性污染防治法》第八条明确规定了对有关的放射性污染防治工作应依法实施监督管理；第二章对放射性污染防治的监督管理进行了细化和说明。自2018年1月1日起施行的《核安全法》中，“监管”一词贯穿始终，第七十一条规定：“国务院核安全监督管理部门和其他有关部门应当加强核安全监管能力建设，提高核安全监管水平”。

第二层为国务院条例，即通常所说的行政法规。国务院条例是对国家法律在具体方面的进一步说明，规定了该方面的法规要求。在核工业领域，行政法规目前主要包括《中华人民共和国核材料管制条例》等7部国务院条例，具体内容见表1。从表1中的法规适用范围可以看出，与核电厂退役过程监管相关的行政法规主要有《核电厂核事故应急管理条例》等4部行政法规。

表1 我国核电厂退役相关行政法规

Table 1 Administrative regulations related to decommissioning of China's nuclear power plant

序号	法规名称	适用范围
1	《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》	适用于民用核设施的安全监督管理
2	《中华人民共和国核材料管制条例》	管制的核材料包括铀-235、铀-233、钚-239、钚-238以及其他需要管制的核材料
3	《核电厂核事故应急管理条例》	适用于核电厂核事故应急管理工作
4	《民用核安全设备监督管理条例》	适用于核安全设备的设计、制造、安装和无损检验活动
5	《放射性废物安全管理条例》	适用于放射性废物的处理、贮存和处置及其监督管理活动
6	《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》	适用于生产、销售、使用放射性同位素和射线装置以及转让、进出口放射性同位素的活动
7	《放射性物品运输安全管理条例》	适用于放射性物品的运输和放射性物品运输容器的设计、制造等活动

第三层为国务院各部门发布的部门规章。部门规章主要包括国务院条例实施细则及其附件、核安全技术要求的行政管理规定两部分。核安全部门规章按照设施及专业领域分为10个系列。这10个系列囊括了核安全监管的主要内容，具体见表2。

表2 我国核安全部门规章

Table 2 Regulations of China's nuclear safety authorities

序号	专业领域名称	系列号
1	通用系列	HAF 0XX/YY/ZZ
2	核动力厂系列	HAF 1XX/YY/ZZ
3	研究堆系列	HAF 2XX/YY/ZZ
4	非堆核燃料循环设施系列	HAF 3XX/YY/ZZ
5	放射性废物管理系列	HAF 4XX/YY/ZZ
6	核材料管制系列	HAF 5XX/YY/ZZ
7	民用核安全设备监督管理系列	HAF 6XX/YY/ZZ
8	放射性物质运输管理系列	HAF 7XX/YY/ZZ
9	同位素和射线装置监督管理系列	HAF 8XX/YY/ZZ
10	环境辐射监测系列	HAF 9XX/YY/ZZ

上述部门规章中与核安全相关的共计28条，这28条中与核电厂退役过程监管相关的主要有

“HAF 001/01 核电厂安全许可证件的申请和颁发”等 10 条,均是共性的、通用性的管理规定。另外,在我国核安全相关法律体系中,核电厂退役过程监管法律规范占比如图 2 所示。

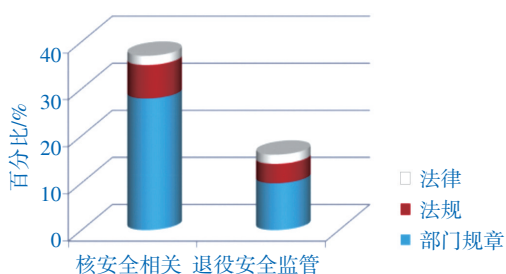


图2 核电厂退役过程监管法律规范占比示意图

Fig. 2 Proportion diagram of regulatory laws and regulations of the decommissioning process of nuclear power plants

核电厂退役过程监管法律法规体系和我国的法律法规体系是相对应的,自上而下的。在法律层面,《核安全法》和《放射性污染防治法》均明确规定了核电厂退役过程必须进行核安全监管,但是在行政法规和部门规章层面,没有关于核电厂退役过程监管的具体规定或要求^[8]。

法律法规的编写和修订手续繁杂,周期一般较长。但在实际工作中,大量的技术问题不可能用法律法规解决。因此,我国需要尽快建立一批规范性文件,对核电厂退役过程监管提出要求。

2 监督管理职责现状

《核安全法》规定,核安全工作必须坚持独立监管的原则。

核电厂退役过程监管职责从上至下分为3个层次,包括国家核安全局、核电厂主管部门以及核电厂营运单位^[7,11],如图3所示。

2.1 国家核安全局

国家核安全局对我国所有核电厂的退役安全实施统一的监督管理,独立行使核安全监管职责,其主要职责如图4所示。

2.2 核电厂主管

核电厂退役过程的直接安全管理由核电厂

主管部门负责,该部门接受国家核安全局的监督检查,其主要职责如图5所示。

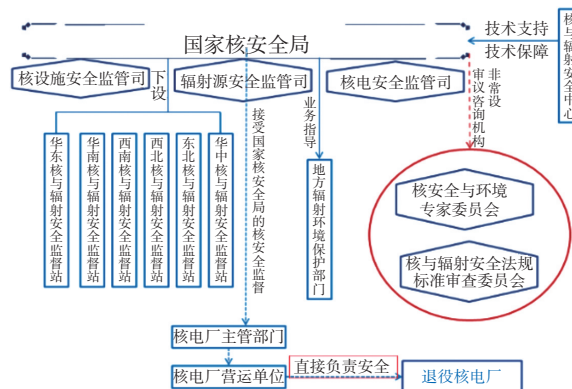


图3 核电厂退役过程监管组织机构示意图

Fig. 3 Schematic diagram of regulatory organization for nuclear power plant decommissioning process

序号	主要职责
1	组织起草、制订有关核电厂退役安全的规定和章程,审查有关退役安全的技术标准
2	组织审查、评定核电厂退役过程的安全性能,以及确定核电厂退役实施单位保障安全的能力,负责颁发或者吊销核电厂退役安全许可证件
3	负责对核电厂退役过程的核安全实施监督
4	负责核电厂退役过程涉及核安全事件的调查和处理
5	协同其他相关部门指导和监督业主单位制订和实施核电厂退役应急计划
6	组织开展对核电厂退役相关的安全与科学管理的研究
7	与其他部门共同调解和裁决涉及核安全的纠纷

图4 国家核安全局核电厂退役相关的主要职责

Fig. 4 Major responsibilities related to decommissioning of nuclear power plants of the National Nuclear Safety Administration

序号	主要职责
1	核电厂退役安全相关的管理,保证给予必要的支持,并需开展督促检查
2	参与有关法规的起草和制订,组织制订有关技术标准,并备案
3	组织场内应急计划的制订和实施,参与场外应急计划的制订和实施
4	负责对退役中各类人员的技术培训和考核
5	组织开展退役安全科学研究工作

图5 核电厂退役主管部门主要职责

Fig. 5 Main duties of nuclear power plant decommissioning authorities

2.3 核电厂营运单位

核电厂营运单位直接负责核电厂退役过程的安全管理，其主要职责如图6所示。

序号	主要职责
1	遵守国家法律、行政法规和技术标准，采取措施保证退役安全
2	接受国家核安全局的监督检查，如实汇报，并提供相关资料
3	全面保障核电厂退役过程的安全以及涉及的工作人员、公众以及周边环境的安全

图6 核电厂营运单位的退役主要职责

Fig. 6 Major responsibilities of retired operating units of nuclear power plant

必要时，国家核安全局会设立派出机构实施监督管理。一般情况下，国家核安全局在制订相关法规标准时，会组织成立专家委员会，专家委员会人员参与相关审评工作。

3 监管的主要制度

核电厂退役过程监管的主要制度包括：(1) 核安全许可证制度；(2) 退役安全辐射防护制度；(3) 必要的定期安全评价制度；(4) 退役核应急准备与响应制度等。

3.1 核安全许可制度

核电厂退役申请人需要获得国务院核安全监督管理部门的批准，获批法律文件即核电厂退役核安全许可证。

《核电厂退役批准书》的申请者必须在向国家核安全局提交《核电厂开始退役批准书》满两年后，才可以开始退役活动。最终退役前，申请者在向国家核安全局提交《核电厂最终退役批准书》《核电厂退役报告》等文件获得批准后，才标志着核电厂正式结束退役。

3.2 退役安全辐射防护制度

我国并没有核电厂退役过程监管相关的辐射防护专用制度，我国的《核安全法》等现行法律法规均对辐射防护的具体要求进行了规定。

3.3 必要的定期安全评价制度

《核动力厂设计安全规定》(HAF 102—

2016) 要求运营单位必须进行全面的 safety 评价，包括核动力厂退役阶段的分析、验证和审查、技术支持以及核安全监管。

3.4 退役核应急准备与响应制度

我国相关法律法规明确提出了在核电厂退役过程中，相关单位要开展核应急准备与响应制度，确保退役过程的核安全监督管理。

4 结论及建议

我国从20世纪五六十年代起，陆续建成了较为完整的核工业体系^[14,15]。核安全与辐射安全监管是国际环境保护的要求之一，中国作为日益壮大的发展中国家，加强中国核与辐射安全监管是中国作为发展中大国应尽的责任和应该履行的义务。核电厂退役是核设施全寿期管理的最后一环，也是最重要的阶段之一。做好核电厂退役过程的监管至关重要。

体系建设，标准先行。本文建议我国以核电厂退役需求为导向，充分借鉴国外先进、成熟的法规标准体系，在我国第一座核电厂开始退役的15~20年前，建立了适用于我国核电厂退役过程监管的行政法规和部门规章；在10~15年前，建立了适用于我国核电厂退役过程监管的核安全导则；在5~10年前，建立了适用于我国核电厂退役过程监管的标准体系。同时，我国应在配套废物处置设施的建立、基层监管机构的设立、加强国际合作和公众宣传等方面做好同步推进和建设。

参考文献

- [1] IAEA. Decommissioning of Facilities [R]. Vienna: IAEA, 2014.
- [2] 罗上庚, 张振涛, 张华. 核设施与辐射设施的退役 [M]. 北京: 中国环境出版社, 2010.
- [3] 刘立坡, 李国青, 靳立强, 等. 我国核设施退役治理标准化现状及建议 [J]. 辐射防护, 2016, 36 (5): 326-334.
- [4] 孙中海. 中国核安全监管体制研究 [D]. 济南: 山东大学, 2013.
- [5] 陆燕. 世界核电站退役法规及资金管理 [J]. 中国核工业, 2019: 21-25.
- [6] 程建秀, 封祚, 付杰, 等. 监管机构综合管理体系实施中的潜在困难与应对策略 [J]. 核安全, 2016, 15 (5): 17-23, 45.
- [7] 王海良. 核电厂退役资金管理 [J]. 中国核电, 2013 (6): 169-172.
- [8] 董毅漫, 曲云欢, 王婧. 乏燃料处置与核设施退役资金管理 [J]. 环境污染与防治, 2013 (35): 10.

- [9] 杜思陆. 我国民用核设施的法律规制 [D]. 苏州: 苏州大学, 2014.
- [10] 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): 1-6.
- [11] 郭承站. 我国核与辐射安全监管形势分析及对策探讨 [J]. 环境保护, 2015, 43 (7): 17-20.
- [12] 郑婷, 卞兆娥. 我国核辐射安全监管现状及对策 [J]. 污染防治技术, 2019, 32 (1): 72-74.
- [13] 张露, 汪洋, 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.
- [14] IAEA. Safety Assessment for Decommissioning [R]. Vienna: IAEA, 2013.
- [15] ONR. Criterion for De-Licensing Nuclear Sites [S/OL]. <http://www.onr.org.uk/delicensing.pdf>. 2017.

Current Situation of Safety Supervision on Decommissioning of Nuclear Power Plants in China

Teng Lei^{1,2}, Wang Shuai^{1,2}, Peng Jing¹

(1. Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China; 2. Sichuan Engineering Laboratory for Nuclear Facilities Decommissioning and Radwaste Management, Chengdu 610213, China)

Abstract: China has successfully implemented the decommissioning of 221 plants, micro reactor, small PWR and its auxiliary facilities, and some of the research reactors built in the early stage have also been decommissioned. With the rapid development of nuclear technology, China may face more and more decommissioning activities of nuclear facilities, such as Qinshan Nuclear Power Plant and Daya Bay Nuclear Power Plant. In our current regulatory system of nuclear safety, most of the documents are formulated by referring to the relevant documents of the International Atomic Energy Agency and the U.S. Nuclear Regulatory Commission in combination with domestic practice. This paper mainly investigates the laws and regulations of China's nuclear safety supervision, the main responsibilities of nuclear safety supervision and the main ways of supervision. On this basis, the relevant laws and regulations on the decommissioning safety supervision of nuclear power plants in China are sorted out. It is clear that the institutions of decommissioning safety supervision of nuclear power plants in China mainly include the national nuclear safety administration, the competent departments of nuclear power plants and the operating units of nuclear power plants. The main responsibilities of each department are given, and the main methods applicable to the decommissioning safety supervision of nuclear power plants in China are proposed. The conclusion of this paper belongs to the pre research content of nuclear power plant decommissioning, which can provide reference and basis for the establishment of safety supervision system of nuclear power plant decommissioning in China.

Key words: nuclear power plant; decommissioning; nuclear safety; supervision

(责任编辑:徐晓娟)

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.

Cai Jun,Xu Jie,Wang Jiahua,et al.Design and Implementation of Radiation Safety Interlock System of Electron Irradiation Experimental Facility[J]. Nuclear Safety,2020,19(5):16-21.

电子辐照实验装置辐射安全连锁系统的设计与实现

蔡军*,徐杰,黄文博,王建华,李长园
(中国科学院上海应用物理研究所,上海 201800)

摘要: 电子辐照实验装置主要用于反应堆设备及电缆材料的 β 辐照实验研究,为了避免实验装置运行时人员误入高辐射区受到辐射危害,需要建立稳定可靠的辐射安全连锁系统,以保护人员的辐射安全。本文介绍了电子辐照实验装置辐射安全连锁系统的设计依据、系统组成及连锁控制,该系统以冗余可编程逻辑控制器(PLC)技术为核心,通过控制流程、逻辑程序及监控软件的设计实现了对连锁设备的控制,确保了人员的辐射安全。

关键词: PLC控制器;辐射安全连锁系统;冗余技术;实验装置

中图分类号: TL503 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2020)05-0016-06

电子辐照实验装置是中国科学院上海应用物理研究所钍基熔盐堆核能系统(Thorium-based Molten Salt Reactor Nuclear Energy System,简称TMSR)战略性先导科技专项建设的一台用于反应堆设备及电缆材料 β 辐照实验研究的电子辐照加速器,由地那米电子加速器及束下系统组成,最大电子能量1.5 MeV,流强10 mA^[1]。当实验装置进行 β 辐照实验时,辐照大厅内电子与物质相互作用产生电离辐射,如果此时人员误入该高辐射区域,将对人员造成辐照伤害。因此,有必要根据国家核与辐射安全相关标准规范建立辐射安全连锁系统,以保护人员的辐射安全。

随着工业自动化的发展,辐射安全连锁系统从继电器和计算机控制发展为更稳定、可靠的可编程逻辑控制器(Programmable Logic Controller,简称PLC)技术^[2-7]。近年来,上海光源、中子物理实验装置及高能同步辐射光源等

辐射安全连锁系统采用了冗余的PLC控制器,提高了系统的安全性和可靠性^[8-10]。本文结合已有设计与实践经验,采用高可靠的冗余PLC控制器技术完成电子辐照实验装置辐射安全连锁系统设计,避免在实验装置运行时发生人员辐照事故,确保人身辐射安全。

1 设计依据

辐射安全连锁系统不仅需要遵守弱电系统的设计规范,还需满足国家辐射安全相关标准规范的要求。进行系统设计时,必须考虑最优切断、失效安全、硬件可靠、纵深防御、自我巡检及以人为本等设计原则^[11,12]。

(1) 最优切断:辐射安全连锁系统在加速器的控制系统中具有最高权力,能优先切断加速器束流。

(2) 失效安全:当系统的关键设备、连接线路发生故障或失效时,辐射安全连锁系统能

收稿日期: 2020-04-23 **修回日期:** 2020-06-06

基金项目: 中国科学院战略性先导科技专项资助,项目编号: XDA02050502

作者简介: 蔡军(1982—),男,湖南郴州人,高级工程师,博士,核技术及应用专业,现主要从事辐射防护研究工作

***通讯作者:** 蔡军, E-mail: caijun@sinap.ac.cn

避免出现失控性后果,可以采取保障预定的安全状态。

(3) 纵深防御:充分考虑并合理设置联锁措施,实现多重冗余保护,具有相互独立性。

(4) 硬件可靠:关键联锁信号尽可能采用硬件设备提供,尽量减少规章制度等管理措施。

(5) 自我巡检:关键设备具有可自检性和可测试性,对故障问题进行自动记录。

(6) 以人为本:联锁控制逻辑简洁合理,人机交互性好,便于运行操作及检修维护。

2 系统组成

辐射安全联锁系统由PLC控制器、搜索清场按钮、紧急停机按钮、警灯警铃和钥匙装置等现场设备及监控主机组成,以冗余PLC控制器为核心,通过逻辑控制程序的设计实现对搜索清场按钮、紧急停机按钮、警灯警铃、钥匙装置、门限位开关及加速器机器联锁控制器、高频高压和电子枪高压触发控制器等的联锁控制,如图1所示。当辐射安全联锁系统建立完成后,将向机器联锁控制器发送允许开机信号,此时实验装置可以开机运行,同时机器联锁控制器将实验装置的运行状态反馈给辐射安全联锁系统。辐射安全联锁系统建立后,如果发生紧急停机按钮被按下、门限位开关被打开等联锁事件,辐射安全联锁系统会切断高频高压和电子枪高压触发控制器,并向机器联锁控制器发送切断运行的信号,从而优先切断辐射源。

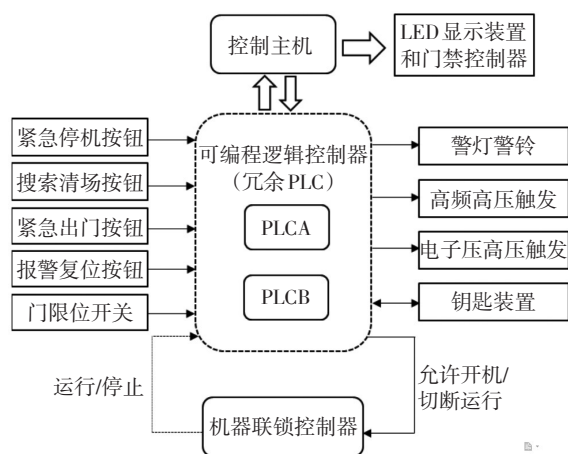


图1 系统组成示意图

Fig.1 System composition diagram

根据电子辐照实验装置的布局情况,按照国家辐射安全相关标准规范,将辐照大厅内划分为控制区,在实验装置运行时禁止人员进入。电子辐照实验装置辐射安全联锁设备的分布情况如图2所示。PLC控制器位于控制室的控制机柜内,负责对所有辐射安全联锁设备的信号进行控制。钥匙装置位于控制室的控制台上,采用电磁控制方式,当加速器停机时才可以释放联锁钥匙,是联锁建立及加速器开机的必要设备。搜索清场按钮和紧急停机按钮位于辐照大厅内,分别用于联锁建立前对滞留大厅内人员的搜索清场及紧急情况下切断加速器束流,这些按钮带有指示灯,便于滞留在辐照大厅内的人员快速找到。门限位开关是防护门关闭状态的信号确认设备,警灯警铃以声光报警的方式提醒人员注意辐射安全联锁状态。

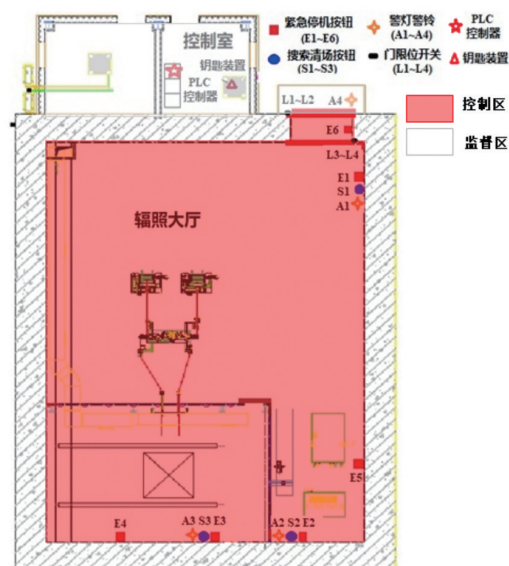


图2 辐射安全联锁设备分布图

Fig.2 Distribution of radiation safety interlocking device

PLC控制器所采用的SIEMENS公司CPU模块、IO模块和通信接口模块等,均是双重设计的S7-412-5H热备硬冗余系统,并采用冗余的通讯专用电缆与现场联锁设备、加速器机器联锁系统、高频高压和电子枪高压触发控制器进行联锁连接,如图3所示。CPU模块配置成主、备CPU,可以确保设备在发生故障时可以无扰动自动切换。PLC控制器的工作模式为冗余模

式,主、备CPU同时处于RUN状态,二者间采用专用电缆通信,保持事件同步程序执行并互相检查。主CPU发生故障或进入STOP状态时,主、备CPU之间进行切换,切换时不会出现数据信息丢失的问题,保证了系统的可靠性。此外,PLC控制器对所有连锁设备进行信号监控,当任何连锁设备信号状态出现异常时,都不能建立连锁或连锁建立时触发连锁信号切断实验装置的运行,这样既确保了辐射安全连锁系统的有效性,又提高了系统的安全性。

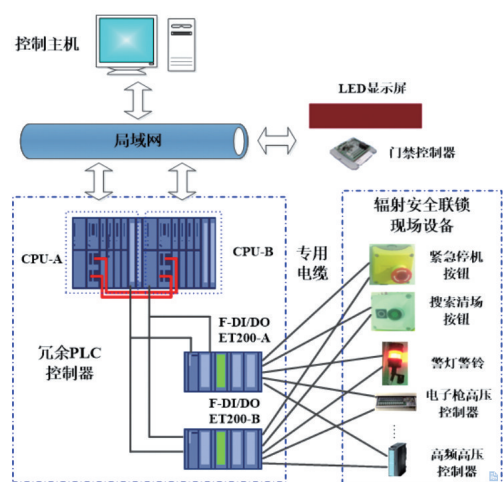


图3 冗余PLC控制器的线路连接示意图

Fig. 3 Line connection of redundant PLC

3 连锁控制

3.1 控制流程

辐射安全连锁系统的建立是电子辐照实验

装置开机的必备条件。在实验装置运行时,任何违反辐射安全的行为都会产生连锁信号,以切断实验装置的运行,其控制流程图如图4所示。实验装置开机准备就绪时,值班运行人员进入实验装置辐照大厅内,在规定时间内按照设定的路线对滞留人员进行搜索清场。搜索清场过程中,紧急停机按钮和紧急出门按钮如被按下,都会引起搜索清场中断,需要重新进行搜索清场。搜索清场完成后,关闭防护门,将连锁钥匙在钥匙盒上就位,并转动连锁钥匙,建立辐射安全连锁系统。辐射安全连锁系统将向机器连锁控制器输出允许开机信号,禁止人员进入实验装置辐照大厅。在辐射安全连锁建立的过程中,警灯警铃会持续报警,提醒滞留人员通过紧急停机按钮或紧急出门按钮阻止实验装置开机。在实验装置的运行期间,任何紧急停机按钮及紧急出门按钮被按下或防护门被打开等连锁事件的发生,都会切断实验装置的运行,引起实验装置停机。

3.2 连锁程序

根据连锁控制信号的类型及其执行功能,辐射安全连锁程序采用SIEMENS公司自带的STEP 7 V5.5标准程序进行编写。电子辐照实验装置连锁控制信号主要为输入及输出信号,见表1。在冗余PLC控制器中所有的输入及输出信号都是一致的,为了确保防护门的关闭状态,对于防护门的两个限位开关分别取常开和常闭信号。

表1 辐射安全连锁主要输入及输出信号

Table 1 Radiation safety interlocking input and out signal

序号	输入地址	信号名称	序号	输出地址	信号名称
1	I0.0	门限位开关L1常开信号	1	Q0.0~0.5	紧急停机按钮灯信号
2	I0.1	门限位开关L2常闭信号	2	Q0.6~0.9	搜索清场按钮灯信号
3	I0.3	门限位开关L3常开信号	3	Q1.0~1.3	警灯信号
4	I0.4	门限位开关L4常闭信号	4	Q1.4~1.7	警铃信号
5	I0.5~0.9	紧急停机按钮E1~E5信号	5	Q2.1	机器连锁信号
6	I1.0~1.3	搜索清场按钮S1~S3信号	6	Q2.2	高频高压信号
7	I1.4	钥匙装置输入信号	7	Q2.3	电子枪触发信号
8	I1.5	报警复位按钮信号	8	Q2.4	钥匙装置锁定信号
9	I1.6	加速器状态信号	9	Q2.5~2.7	连锁状态显示信号

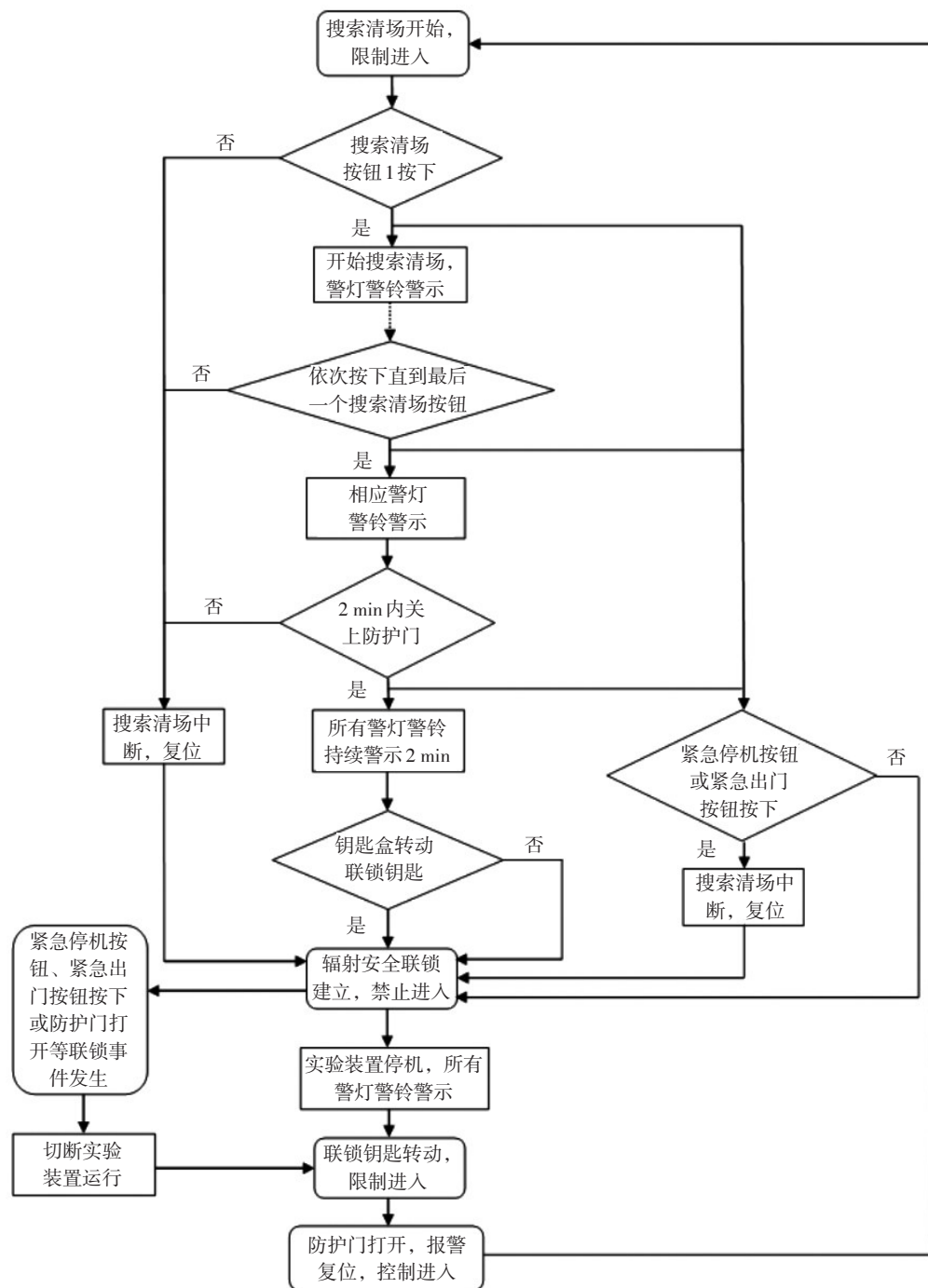


图4 辐射安全联锁系统控制流程图

Fig. 4 Radiation safety interlocking system control flow chart

联锁程序主要包括了OB1主程序循环模块以及带有错误诊断的OB组织模块。OB1主程序循环模块通过调用设备状态监控、搜索清场、联锁建立、紧急停机及报警复位等5个FC功能模块实现辐射安全联锁的控制流程。其中,搜索清场模块主要依照搜索清场流程执行搜索清

场程序,在防护门关闭后采用保持型接通延时定时器S_ODTS实现对警灯警铃的持续报警,在紧急停机按钮、紧急出门按钮被按下等中断搜索清场过程的情形下,都会形成搜索复位信号,只有搜索复位完成后才能重新进行,其程序段如图5所示。OB组织模块主要是对PLC控

制器中的CPU冗余故障、I/O冗余故障、定时错误、通讯错误、诊断中断和编程错误等故障进行诊断,及时反馈故障诊断信息。

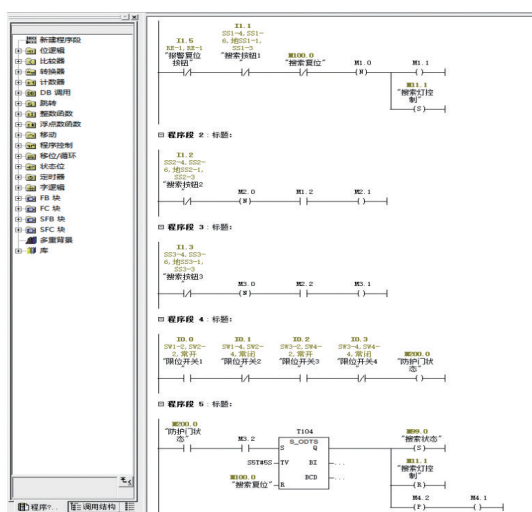


图5 搜索清场程序段图

Fig. 5 Logic diagram of searching procedure

3.3 监控软件

监控软件根据电子辐照实验装置辐射安全联锁系统设备现场布局及联锁信号情况,采用WinCC V7.0进行设计与开发,运行在控制室的工业级计算机上。在监控软件上可以实时监控辐射安全联锁系统的设备状态、联锁状态、搜索清场状态及加速器运行状态等状态信息,并且可以记录与储存联锁信息、急停事件和搜索清场等状态信息,如图6所示。在联锁设备发生故障时,监控软件还可以通过弹窗形式提醒工作人员,便于及时发现设备异常状态。此外,还采用C语言以脚本形式编写联锁状态转换的动态链接,可以根据辐射安全联锁系统的状态实现LED显示屏状态显示信息的转化。

4 结论

为了避免在电子辐照实验装置运行时发生人员辐照事故,根据国家核与辐射安全相关标准规范,需要建立一套可靠、稳定的辐射安全联锁系统。本文采用了冗余的PLC控制器技术,增加了系统的可靠性,减少了故障的发生,并通过逻辑控制程序的设计实现了辐射安

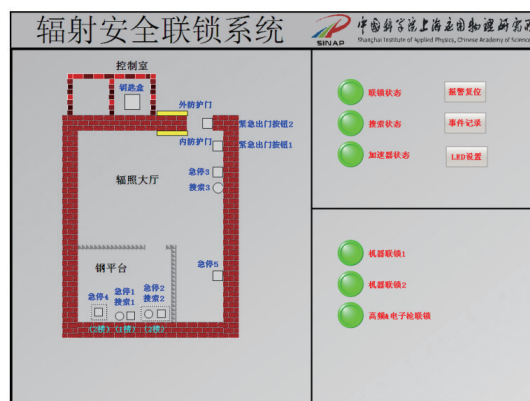


图6 上位机监控软件图

Fig. 6 Upper computer monitoring software diagram

全联锁现场设备及机器联锁控制器、高频高压和电子枪高压触发控制器等设备的联锁控制,具备设备状态监控、搜索清场、联锁建立、紧急停机及报警复位等功能,满足辐射安全的设计要求,确保了人身辐射安全。

参考文献

- [1] 李长园, 蔡军, 张国庆, 等. 1.5 MeV电子辐照平台屏蔽改造[J]. 原子能科学技术, 2015, 49 (9): 1715-1721.
- [2] 汤树明, 那相印, 陈健松, 等. BEPC新安全联锁系统[J]. 核电子学与探测技术, 1998, 18 (5): 391-395.
- [3] 李俊刚, 李铁辉, 陈志兴. BEPC II数字化辐射防护平台研究及应用[J]. 核电子学与探测技术, 2010, 30 (9): 1144-1149.
- [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] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 基于PLC的散裂中子源加速器隧道辐射安全联锁系统设计[J]. 自动化应用, 2017 (4): 64-66+80.
- [6] 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.
- [7] HUANG Ziyu, XU ANke, LI chuan, et al. Novel Design of a Personnel Safety System for Hefei Light Source-II [J]. Nuclear Science and Techniques, 2019, 30 (6): 3-10.
- [8] 郭春龙, 许浔江, 沈卫祖, 等. 上海光源剂量联锁PLC系统和故障记录[J]. 原子能科学技术, 2014, 48 (1): 175-178.
- [9] 张会杰, 马应林, 王庆斌, 等. 基于PLC的高能同步辐射光源人身安全联锁系统设计[J]. 工业控制计算机, 2019, 32 (10): 16-18.
- [10] 蔡军, 徐杰, 王建华, 等. 中子物理实验装置辐射安全联锁系统[J]. 核电子学与探测技术, 2014, 34 (11): 1325-1329.
- [11] 李裕熊, 宁欣全, 李珏忻, 等. 合肥国家同步辐射实验室人身安全联锁系统[J]. 辐射防护, 1992 (1): 25-31.
- [12] 罗芳, 阮群生, 李志亮, 等. 辐射安全联锁系统的数字化控制[J]. 河南教育学院学报(自然科学版), 2015, 24 (3): 36-38.

Design and Implementation of Radiation Safety Interlock System of Electron Irradiation Experimental Facility

Cai Jun*, Xu Jie, Huang Wenbo, Wang Jiahua, Li Changyuan

(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Shanghai 201800, China)

Abstract: The electronic irradiation experimental facility is mainly used for β irradiation experimental research of reactor equipment and cable materials. In order to avoid radiation hazards caused by people straking into the highly radioactive area during the operation of the experimental apparatus, it is necessary to establish the stable and reliable radiation safety interlock system for personnel radiation safety. This paper introduces the design principles, system construction and interlock control of radiation safety interlock system in electron irradiation experimental facility. The system takes the redundant programmable logic controller (PLC) technology as the core, and realizes the control of interlock equipment through the design of control flow, logic program and monitoring software, ensuring the radiation safety of personnel.

Key words: PLC controller; radiation safety interlock system; redundancy; experiment facility

(责任编辑:许龙飞)

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.

Chen Deyu, Tang Zeping, Gong Jie. Analysis of Potential Pollution Factors in Urban Radioactive Waste Storage in China and the Countermeasures[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5): 22-26.

我国城市放射性废物库潜在污染因素分析及对策建议

陈德育^{1*}, 汤泽平¹, 龚 杰²

(1. 广东省辐射环境监测中心, 广州 510300;

2. 中核清原环境技术工程有限责任公司, 北京 100037)

摘要: 城市放射性废物库属放射性工作场所, 其中贮存的废旧放射源和放射性废物具有数量大、核素种类多、包装陈旧等特点, 容易产生放射性污染。本文对可能导致城市放射性废物库放射性污染的关键环节进行分析, 并查找原因, 有针对性地提出相应对策, 为城市放射性废物库的安全管理和污染防治提供技术指导。

关键词: 城市放射性废物库; 放射性污染; 废旧放射源; 放射性废物

中图分类号: TL94 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0022-05

我国大部分省、自治区、直辖市已建立城市放射性废物库(简称“废物库”)。废物库用于暂存本行政区域内民用核技术利用单位所产生的废旧放射源(简称“废源”)和低中水平放射性废物(简称“废物”), 属社会公益性环境保护设施。对城市放射性废物的管理是一项长期、琐碎和任务艰巨的工作^[1]。在废物库运行中, 由于种种原因可能会产生放射性污染问题, 会给废物库的运行管理、环境及人员带来风险。本文对可能导致城市放射性废物库放射性污染的关键环节进行分析, 并结合现行法规和标准提出针对性的对策和建议。

1 城市放射性废物库运行管理的特点

1.1 城市放射性废物库运行管理相关法律法规及技术标准

针对放射性废物库的运行管理, 我国有完整的法律、法规和技术标准。城市放射性废物库管理单位应依法依规(还要满足对放射性工作场所的一般规定)收贮本辖区范围内的放射

性废物。相关法律法规及技术标准见表 1。

表 1 城市放射性废物库运行相关法律法规及技术标准
Table 1 Laws, regulations and technical standards related to the operation of urban radioactive waste repository

序号	文号	名称
1	主席令第 6 号	中华人民共和国放射性污染防治法
2	国务院令第 612 号	放射性废物安全管理条例
3	国务院令第 449 号令	放射性同位素与射线装置安全和防护条例
4	环保部令第 18 号	放射性同位素与射线装置安全和防护管理办法
5	生态环境部令第 7 号	放射性同位素与射线装置安全许可管理办法
6	[1987]环放字第 239 号	城市放射性废物管理办法
7	HAD 802/01—2017	城市放射性废物库安全运行管理要求
8	GB 18871—2002	电离辐射防护与辐射源安全基本标准
9	环保总局公告第 62 号	放射源分类办法
10	环发[2004]118 号	放射源编码规则

收稿日期: 2020-06-11 修回日期: 2020-09-22

作者简介: 陈德育(1970—), 男, 广东广州人, 工程师, 工业工程专业, 现主要从事辐射环境管理工作

*通讯作者: 陈德育, E-mail: 584249534@qq.com

续表1

序号	文号	名称
11	环保部/工信部/科工局公告2017年第65号	放射性废物分类
12	EJ 381—1989	电离辐射工作场所监测的一般规定
13	GB/T 14056.1—2008	表面污染测定 第1部分 β 发射体和 α 发射体
14	GBT 14056.2—2011	表面污染测定 第2部分: 氡表面污染
15	EJ 1186—2005	放射性废物体和废物包的特性鉴定
16	EJ 1153—2004	X、 γ 外照射个人监测规定
17	GB 11928—1989	低、中水平放射性固体废物暂时贮存规定
18	GB 15849—1995	密封放射源的泄漏检验方法
19	GB 11806—2019	放射性物品安全运输规程
20	GB 14569.1—2011	低、中水平放射性废物固化体性能要求 水泥固化体
21	GB 12711—2018	低、中水平放射性固体废物包安全标准
22	HAD 401-11—2020	核技术利用放射性废物最小化
23	EJ 1042—2014	低、中水平放射性固体废物容器钢桶
24	EJ 1076—2014	低、中水平放射性固体废物容器-钢箱
25	HAD 802/01—2017	城市放射性废物库安全防范系统要求
26	环发〔2006〕145号	放射性同位素与射线装置辐射事故分级处理和报告制度

1.2 废旧放射源种类多、数量大、活度范围广、包装陈旧

我国核技术利用领域非常广泛,包括工业、农业、医疗、资源、环境、科研等;利用的放射源种类多, α 源有 ^{244}Cm 、 ^{238}Pu 等; β 源有 ^{90}Sr 、 ^{85}Kr 等; γ 源有 ^{192}Ir 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs ;中子源有 ^{241}Am - ^9Be 、 ^{252}Cf 等;还有少量非密封放射源,如 ^{14}C 、 ^{125}I 等;类型多,如核子秤、料位计、探伤机、水分计、煤灰分仪、测厚仪、测井仪、辐照装置、放疗设备、敷贴器等;活度范围广:从微居到居里都有。这些放射源达到寿期或者不再用于原始目的后,便成为废旧放射源,属于一种特殊类型的放射性废物^[2]。废旧放射源有两种安全收贮方式:一种是返回生产厂家;另一种就是送往废物库。截至2019年年底,全国共有在用放射源146 291枚^[3]。2011年,全国城市库共治理收贮废源达76 000余枚。废源的类别范围非常广,从I类源至豁免源^[4]都有。

废源通常包装陈旧,有不同程度的损坏,还有一些废源来源、源项信息缺失。

1.3 放射性废物收贮因整备不规范产生泄漏隐患

城市放射性废物库收贮的放射性废物核素种类多、形态各异,有金属片状的 ^{241}Am 、含 ^{14}C 的胶囊、粉状含铀化学试剂、金属环状 ^{238}Pu 、 ^{63}Ni 和 ^{90}Sr 等。目前,我国制订了严格的放射性废物管理标准和规范,但由于技术、人员以及管理的不足,在整备和监测环节可能会产生泄漏隐患。例如,曾发生过以放射性废液形态送贮的情况。

1.4 废旧放射源转移时存在整备能力不足的情况

根据城市放射性废物库收贮管理规定,废物库是暂存库。从当前收贮情况看,废物库收贮周期一般为5~10年,甚至更长时间。在库容不足时,相关人员需要在库内将废源整备后移交国家废放射源贮存库集中贮存,将废物整备后送低中放废物处置场处置。

按照《核技术利用放射性废物库选址、设计与建造技术要求》(试行),城市放射性废物库属二类库,仅设贮存设施,不设废物处理、整备设施和装置,但是,在废物库治理阶段仍需要对废源废物进行就地整备,以满足放射性物质运输和后期处置或长期贮存的需要。目前,城市放射性废物库内缺乏整备操作间、固定式监测设备,以及相应整备设备,如减容设备、水泥固定/固化设备等。

2 放射性污染潜在因素分析

在正常情况下,对废源、废物的所有操作都应当保证放射性核素处于良好的包容状态。由于废物库内废源包装陈旧、信息不全,所以在废物库运行的多个环节均有发生放射性核素扩散、造成放射性污染的风险。

造成废物库污染的两个直接原因是废旧放射源的泄露和放射性废物包装的破损,而引起泄露和破损的原因又有如下几种情况。

2.1 核技术利用单位的操作不当

首先,核技术利用单位在使用放射源时,如果不按放射源辐射安全要求或违反国家法律

法规、标准进行操作，可能造成放射源的破损、泄露与污染；其次，核技术利用单位若送贮液体废物、未经可靠包容或整备的废物，送贮后就可能给废物库带来放射性污染。因此，核技术利用单位送贮废物之前，应将所有废物转化为固态，并且进行整备；对于含有易扩散放射性核素的废物，应将其进行可靠包容，防止放射性核素的扩散；所使用的容器应满足废物库的接收要求。

2.2 废源废物的收贮过程不规范

废源废物收贮过程涉及废源废物的回取、表面监测核查、交通运输、吊装搬运入库等工作内容，难免要对废源废物包装体进行多次操作。该过程如果未及时发现不合规废源废物包装体，且在运输搬运、吊装入库过程中包装体意外损坏，造成废物库放射性核素污染的可能性就大大增加。

2.3 废物库贮存废源废物的时间过长

废源废物收贮后一般要贮存5~10年，甚至更长时间，贮存期间往往会发生以下情况：

(1) 废源废物包装进一步老化，包容性能逐渐降低，或者某些具有腐蚀性的放射性废物可能腐蚀包装容器，彻底毁坏其包容性。

(2) 某些废源久置会发生自然泄露，如 ^{226}Ra 源，1个 ^{226}Ra 原子完全衰变会生成5个 ^4He 原子，久置引起包封容器压力增大，膨胀过压可能造成容器破损，导致扩大污染^[5]。

(3) 已经发生泄漏的放射性核素会随时间逐渐扩散，尤其是衰变时母核会发生反冲的 α 放射性核素，如 ^{244}Cm 、 ^{241}Am 。

(4) 废物库均为地坑式贮存，贮存期间有可能对某些包装体进行回取等操作，这些操作均有损坏包装体或加剧污染扩散的风险。

2.4 废源废物的治理设施不完善

为满足废物量的最小化、废源长期贮存动态管理、废物最终处置，以及远距离运输的要求，一般需要对废源废物进行治理。废源废物治理主要包括对废源废物进行信息的收集、回取、核查与整备、运输、送贮或处置全过程。废源废物的回取、核查与整备环节一般都在废物库内进行，包括废源拆除、合并、重新包装、废物分拣整备、加入处置容器内进行固化

或固定。

废物废源治理的基础设施包括：带屏蔽的手套箱，用于废物废源的分拣、核查；废物压缩设备，用于废物压缩减容；废物水泥固定/固化设备，用于放射性废物的水泥固定/固化；废源远距离操作设备及焊接设备，用于放射源的整备。

目前，我国城市放射性废物库配备的处理整备设施参差不齐，人员的专业水平差别也较大。废源废物的治理现场多为临时现场，治理过程难免要产生一些不当操作，这也是造成放射性核素泄露和扩散的潜在因素之一。

3 对策和建议

相比于一般的放射性工作场所，废物库是省级行政区域内绝大多数民用废旧放射源和放射性废物的暂存场所，具有收贮废源废物数量大、核素种类多、包装陈旧等特点，比较容易发生放射性污染。加强对废物库的污染控制，有利于保持废物库的安全运行，保障废源废物的安全，保护环境和保障人员健康。

废物库防止污染重点在于对各关键环节的控制。通过对废物库污染原因的分析和对策的制定，可以有针对性地为可能发生放射性污染的各环节提供具体操作指导。

3.1 加强对核技术利用单位的管理

目前，有很多核技术利用单位对于国家规定的废源废物的管理要求并不十分明晰。我们必须加强国家法规、标准与相关辐射安全防护知识的专项培训或宣传，定期或不定期地检查辐射源使用或贮存状态，将放射性污染隐患消灭在源头。

因为私自拆解放射源源体极有可能造成放射源的破损、泄露，所以，我国严禁核技术利用单位私自操作放射源，尤其对于某些密封壳很薄、易破的放射源。对于含源装置，放射源只能由相关技术人员拆卸后送贮。对于体积较大的射线装置，可将放射源拆除后连同相关部件共同送贮。液体、粉末放射性废物还必须在满足国家防护要求条件下转化为包容性可靠的固体放射性废物，并经现场监督监测确认后才能送贮。

核技术利用单位还应使用满足国家相关标准的放射性废物容器分类存放废物,以减小后期废物整备的操作量和容器换装的风险。

3.2 规范废源废物收贮环节

废物库管理单位对废源废物需进行严密监测,核实废源废物使用单位的贮存场所及废源废物包装体的污染状况,及时发现污染情况,检查废源废物包装体的包容情况,并评估其包容性能,确保贮存期间其包容完整性。不满足要求的核技术利用单位应采取改进措施直至满足国家规定要求。废源废物收贮过程要按国家辐射防护与安全的相关要求进行,在各环节都要进行表面污染监测和外照射剂量率监测,及时发现污染情况并采取相应措施及记录建档。

3.3 做好废源废物贮存环节的管理工作

在废源废物贮存期间,废物库管理单位要对入库建档情况与废源废物贮存状态进行定期检查并编写年度评估报告,确保各容器的包容完整性;要制订日常监测计划,定期对库坑内部、盖板、通风系统的辐射水平与放射性污染进行监测,及时发现污染情况并采取相应措施;除进行必要的检查、监测外,应减少对废源废物的非必要操作;应减少库内无关物品的放置数量,以减小污染发生时去污的工作量和二次废物产生量。

省级废物库并不适合于长期贮存废源废物,管理单位应按国家规定要求适时将废源废物转移至国家废物库进行贮存或处理。参照相关国家标准及生态环境部对核电厂废物管理政策,省级废物库宜5年开展一次治理;应依据国家相关规定与库容情况及时制订定期清库计

划,以便统筹考虑省废物库与国家废物库集中收贮能力;对于废源废物贮存及可能的风险信息应记录建档,为废源废物的永久治理提供科学依据。

3.4 废源废物的治理准备充分

在实施废源废物治理前,废物库应了解库内的废源废物贮存状态、各年度环境辐射水平监测状况,评估放射性污染发生的风险。

废源废物治理单位要与城市放射性废物库的管理单位进行详细的沟通交流,根据具体情况共同制订出可行的废源废物治理方案,优化废源废物的治理临时场所设置,以减少在治理期间发生放射性污染的风险。

3.5 增设配套废物废源整备设施

我国省级废物库都不具备废物废源处理、整备设施设备。为了更好更有效地在废物库内对废源废物进行适当处理,建议在城市放射性废物库内设置配套废物处理、整备的设施设备,或由国家统筹考虑,建立区域废物废源整备中心,集中解决区域内零散废物、废源的整备问题。

参考文献

- [1] 蒋云. 城市放射性废物安全管理的探讨 [J]. 中国辐射卫生, 2007, 26 (1): 80-82.
- [2] 刘新华, 徐春艳, 汪萍, 等. 对放射性废物分类管理的几点思考 [J]. 辐射防护, 2013, 33 (5): 322-326.
- [3] 国家核安全局. 核安全年报 [EB/OL]. (2020-07-09) [2020-08-10] <http://nnsa.mee.gov.cn/ztlz/haqnb/202007/P020200709590272996234.pdf>.
- [4] 龚杰, 董志强, 张洁萍, 等. 城市库废放射源治理工作中的剂量控制 [J]. 同位素, 2017 (3): 219-224.
- [5] 罗上庚. 放射性废源的安全管理与处置 [J]. 核安全, 2006 (1): 41-47.

Analysis of Potential Pollution Factors in Urban Radioactive Waste Storage in China and the Countermeasures

Chen Deyu^{1*}, Tang Zeping¹, Gong Jie²

(1. Guangdong Environmental Radiation Monitoring Center, Guangzhou 510300, China;

2. CNNC Everclean Co.,Ltd., Beijing 100037, China)

Abstract: Urban radioactive waste storehouse is a radioactive workplace, in which the storage of waste radioactive sources and radioactive waste has the characteristics of large quantity, many types of nuclides, old packaging and so on, easy to produce radioactive pollution. In this paper, we analyzed the key links that may lead to radioactive pollution in the urban radioactive waste repository, found out the causes, put forward corresponding countermeasures, and provided guidance for the pollution prevention and control of the urban radioactive waste repository. The risk of radioactive pollution in China's urban radioactive waste inventory should be prevented and controlled accordingly.

Key words: urban radioactive waste repository; radioactive pollution; waste radioactive source; radioactive waste

(责任编辑:徐晓娟)

黄彦君,沙向东,祝兆文,等.压水堆核电站流出物监测的关键核素研究[J].核安全,2020,19(5):27-34.

Huang Yanjun, Sha Xiangdong, Zhu Zhaowen, et al. Study on Key Nuclides of Effluent Monitoring in Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5): 27-34.

压水堆核电站流出物监测的关键核素研究

黄彦君¹, 沙向东¹, 祝兆文^{2,*}, 上官志洪¹, 蒋婧²,
张兵¹, 曾帆¹, 曹钟港³, 左伟伟¹

(1. 苏州热工研究院有限公司, 苏州 215004; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082;
3. 生态环境部辐射环境监测技术中心, 杭州 310012)

摘要: 流出物监测是核电站环境管理的主要内容之一。核电站营运单位通过对流出物的监测统计核电站向环境排放放射性物质的量, 并将监测结果作为评估核电站辐射环境影响是否满足国家有关法规标准和限值的主要依据。本文收集了美国41座压水堆核电站2005—2017年以及欧洲主要国家压水堆核电站1995—2017年共约2400堆年的流出物监测数据, 通过对数据进行统计研究, 总结了压水堆核电站流出物监测的关键核素, 提出了有关流出物排放数据统计方法的建议, 为推进我国核电站流出物监测规范化提供了参考和借鉴。

关键词: 流出物监测; 压水堆核电站; 美欧; 排放量

中图分类号: TL84 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0027-08

流出物监测是核电站环境管理的主要内容之一, 是监督核电站运行环境影响的主要手段。流出物监测数据是评估核电站排放放射性物质对环境和公众造成辐射影响的主要数据, 也是判断核电站排放是否满足国家规定标准限值的主要依据^[1]。《核动力厂环境辐射防护规定》(GB 6249—2011)提出了对我国核电站流出物监测及排放的控制要求^[2];《核设施流出物监测的一般规定》(GB 11217—1989)提出了包括对核电站在内的相关单位流出物监测的一般要求^[3]。然而, 现有核电站流出物监测相关标准对需要关注的核素要求尚不明确, 需要进一步研究确定。

核电站流出物监测标准规范的逐步完善, 需要考虑现有法规标准以及多年来各核电站的实践经验。其中的核心问题是关注的核素以及

对低于探测限数据的处理^[4-6]。多年来, 我国各核电站根据环境影响评价及运行参考经验确定需要监测的核素清单, 并按法规标准要求, 对低于探测限的数据取其一半参与统计。在实际开展监测和统计时, 可能存在能监测到的核素未统计、远低于探测限的核素却进行统计的现象, 严重影响了流出物监测数据统计的准确性, 也无法准确地评估核电站排放的辐射影响^[4,5]。本文参考国外有关流出物监测的经验, 对公开的流出物监测数据进行分析, 统计出流出物监测中的关键核素及分布特征, 这将有助于规范我国核电站流出物监测管理, 为确定流出物监测关注核素清单提供参考借鉴。

以美国和法国为首的国外核能先进国家, 多年来在核电站流出物监测方面积累了丰富的经验, 其流出物监测数据已在一定程度上实现

收稿日期: 2020-02-20 修回日期: 2020-03-26

作者简介: 黄彦君 (1979—), 男, 正高级工程师, 博士, 粒子物理与原子核物理专业, 现主要从事辐射监测与评价研究工作

*通讯作者: 祝兆文, Email: zhuzhw@126.com

了信息公开^[7]。目前,在美国核管会(NRC)网站中可以查阅2005年至今的各核电厂的流出物的监测报告^[8]。报告详细给出了各核电厂流出物的监测方法、监测数据以及根据场外剂量评估手册(ODCM)评估的公众剂量水平^[9]。欧洲国家根据欧洲原子能共同体(Euratom)建议书2004/2/Euratom的要求^[10],建立了统一的数据库(RADD),收集各核电厂的流出物监测数据^[11]。

本文收集了美国所有41座压水堆核电厂2005—2017年以及欧洲各国48座压水堆核电厂1995—2017年共约2400堆年的流出排放监测数据,进行统计、归纳和分析,研究流出物监测的内容及需要重点关注的核素并提出技术见解。该研究可为我国流出物监测标准规范的建立提供参考。

1 美欧核电厂流出物监测

1.1 美国

美国核电厂流出物监测遵循NRC发布的技术导则RG 1.21^[12],对于压水堆核电厂,流出物监测还应满足导则NUREG 1301的要求^[13]。

对于气态流出物排放,美国压水堆核电厂一般按裂变产物和活化产物(主要是惰性气体)、放射性碘、颗粒物、³H进行监测和统计。自2010年起,NRC要求各核电厂增加¹⁴C的统计^[8]。NUREG 1301提出了惰性气体监测需要关注的核素包括⁸⁷Kr、⁸⁸Kr、¹³³Xe、^{133m}Xe、¹³⁵Xe、¹³⁸Xe;碘和颗粒物中需要关注的核素包括⁵⁴Mn、⁵⁹Fe、⁵⁸Co、⁶⁰Co、⁶⁵Zn、⁹⁹Mo、¹³¹I、¹³⁴Cs、¹³⁷Cs、¹⁴⁴Ce,同时还特别提出应开展对⁸⁹Sr和⁹⁰Sr的监测。针对液态流出物排放,美国压水堆核电厂一般按裂变产物和活化产物(不含惰性气体)、³H、溶解和夹带的惰性气体、总 α 以及排放的体积进行报告^[8,12,13]。NUREG 1301推荐的液态流出物排放的裂变产物和活化产物包括⁵⁴Mn、⁵⁹Fe、⁵⁸Co、⁶⁰Co、⁶⁵Zn、⁹⁹Mo、¹³⁴Cs、¹³⁷Cs、¹⁴¹Ce、¹⁴⁴Ce等 γ 核素以及特别指出需要监测的⁸⁹Sr、⁹⁰Sr和⁵⁵Fe。美国压水堆核电厂统计的液态流出物排放量均需要考虑各释放点的连续排放和批量排放。所有流出物监测数据统计均应按季度给出,即每季度汇总各监测项目及对应

的放射性核素的排放量。

NUREG 1301提出,对气态流出物和液态流出物排放的 γ 核素,列出的核素清单并不意味着仅需要监测统计这些核素,其他可通过 γ 谱分析得到的核素(即在能谱上可以识别)也应进行统计。例如,NUREG 1301虽然没有明确对气态流出物中⁸⁵Kr进行监测,但是实际情况是,在美国41座压水堆核电厂中,仅两座核电厂在2005—2017年未统计该核素。

美国核电厂流出物排放统计不考虑低于探测限的数据,对于实际监测到的核素,在各流出物监测报告中均按照实际监测数据给出排放量。对于低于探测限的数据,一般以“ND”“<LLD”“0”等表示,未进行特殊处理^[5]。尽管NUREG 1301规定了各监测项目需要达到的探测限,但考虑技术发展的实际情况,各核电厂采用的流出物监测实际探测限可能比NUREG 1301导则要求的探测限低得多^[8]。

1.2 法国

法国核电厂流出物监测遵循法国核安全局(ASN)的相关规定。ASN对每座核电厂发布流出物排放统计和控制要求的决议,决议要求监测和统计的项目一般包括气态流出物中的³H、¹⁴C、惰性气体、放射性碘、其他裂变产物和活化的 β 、 γ 核素,以及液态流出物中的³H、¹⁴C、碘,其他裂变产物或活化的 β 、 γ 核素。根据ASN发布的2013-DC-0360决议第3.2.8条,核电厂营运单位需要建立每一类流出物监测的参考谱并进行系统统计,该谱中应包括必须测量的放射性核素(不需要考虑这些放射性核素的量是否大于判断阈^[14])。参考谱的确定考虑了各个核素的放射毒性、排放检出率以及测量方法的限制。核电厂营运单位对参考谱中的放射性核素进行排放统计时,如果放射性核素体积活度小于或等于判断阈,则按判断阈进行保守计算;如果大于判断阈,则按实际活度浓度进行计算。法国核电厂流出物年排放量是基于每月的排放数据进行加和统计的。

法国核电厂液态排放参考谱的核素包括³H、¹⁴C、¹³¹I、其他裂变产物和活化产物(⁵⁴Mn、⁵⁸Co、⁶⁰Co、⁶³Ni、^{110m}Ag、^{123m}Te、¹²⁴Sb、¹²⁵Sb、¹³⁴Cs、¹³⁷Cs);气态排放参考谱的核素包括

^3H 、 ^{14}C 、放射性碘 (^{131}I 、 ^{133}I)、其他裂变产物和活化产物 (^{58}Co 、 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs)、惰性气体 (包括烟囱排放的 ^{133}Xe 、 ^{135}Xe , 衰变罐排放的 ^{85}Kr 、 $^{131\text{m}}\text{Xe}$ 、 ^{133}Xe 以及反应堆厂房扫气排放的 ^{41}Ar 、 ^{133}Xe 、 ^{135}Xe) [15]。除参考谱中的核素外,常监测到的其他核素也需要统计,包括液态流出物中的 ^{51}Cr 、 ^{59}Fe 等以及气态流出物中的 ^{54}Mn 、 ^{59}Fe 、 ^{95}Nb 等,这些核素在判断阈以上时才进行排放统计。法国核电站参考谱中的核素范围,需要根据前期监测的经验反馈不断调整。

1.3 欧洲原子能共同体

欧洲所有核电站流出物监测需要满足《欧洲原子能共同体条约》(Euratom Treaty) 第37章的相关要求 [16]。气态流出物监测项目一般包括 ^3H 、 ^{14}C 、碘、总 $\beta+\gamma$ 核素、惰性气体。其中,总 $\beta+\gamma$ 核素相当于气溶胶放射性,部分核电站还开展了总 α 及 α 核素的监测和统计。各核电站还需要单独监测统计 ^{131}I 。对液态流出物,其监测项目一般包括 ^3H 、 ^{14}C 和总 $\beta+\gamma$ 核素,少部分核电站还对总 α 及具体的 α 核素进行了监测和统计。欧洲原子能共同体建议《欧盟委员会关于常规操作动力反应器和核燃料再处理厂时的放射性气态和液态排放标准信息的意见》(2004/2/Euratom—2003) 给出了流出物监测和统计标准化的建议 [10],各成员国根据各自情况确定是否接受相应的建议。

2 监测数据统计

2.1 国外核电站排放量数据统计原则

对美国核电站流出物监测数据进行统计的原则如下:如有汇总数据(如各核素的年度排放量),直接取汇总数据;如无汇总数据,采用各季度、各机组、各释放点的排放数据加和处

理;对流出物年报中不可识别的数据、明显异常的数据予以剔除;对美国核电站流出物监测年报中低于探测限的数据不统计;对于欧洲各国核电站流出物排放,直接取 RADD 数据库中的年排放量。

2.2 发电量归一化

由于各核电站机组功率水平、各年度的能力因子不同,本文对各核电站流出物年排放量按发电量进行了归一化,其中发电量的数据取自 IAEA 核电数据库 [17]。对统计期间关停后仍有流出物排放的,本文不考虑统计其排放量。

2.3 统计对比方法

数据分析表明,核电站各监测项目或核素的归一化排放水平处于非常大的涨落范围内,归一化排放水平对数化后的数据满足正态分布。本文采用几何平均值的方法进行比较分析。

3 结果与讨论

3.1 排放量

3.1.1 气态流出物

(1) ^3H 、 ^{14}C 。表1给出了美欧压水堆核电站流出物排放水平。从表1我们可以看出, ^3H 和 ^{14}C 的归一化排放量几何平均值约为 $0.081\ 4\ \text{GBq}\cdot\text{GWh}^{-1}$ 和 $0.026\ 1\ \text{GBq}\cdot\text{GWh}^{-1}$ 。美国压水堆核电站从2010年开始全部统计气态排放的 ^{14}C ,其年排放量主要根据美国电力研究院(EPRI)给出的方法和程序得到 [18],一般不进行实测。从表1我们还可看出,美国压水堆核电站气态流出物排放的 ^{14}C 归一化排放量几何平均值约为 $0.036\ 6\ \text{GBq}\cdot\text{GWh}^{-1}$,法国的压水堆电厂气态流出物中 ^{14}C 主要通过监测得到,相应的统计值为 $0.023\ 5\ \text{GBq}\cdot\text{GWh}^{-1}$,美国和法国整体上处于相近的水平。

表1 美欧压水堆核电站流出物排放量水平^①

Table 1 Emission levels from pressurized water reactor nuclear power plants in the United States and Europe

单位: $\text{GBq}\cdot\text{GWh}^{-1}$

核电/参考范围	气态流出物					液态流出物		
	^3H	^{14}C	气溶胶	碘(卤素)	惰性气体	^3H	^{14}C	其他核素
美国 ^②	1.42×10^{-1}	3.66×10^{-2}	1.01×10^{-7}	1.81×10^{-7}	1.13×10^{-2}	2.70	6.46×10^{-5}	8.83×10^{-5}
法国	6.05×10^{-2}	2.35×10^{-2}	2.80×10^{-7}	2.23×10^{-6}	5.56×10^{-2}	2.20	1.73×10^{-3}	8.75×10^{-4}
美欧 ^②	8.14×10^{-2}	2.61×10^{-2}	1.61×10^{-7}	4.58×10^{-7}	3.37×10^{-2}	2.19	1.42×10^{-3}	1.32×10^{-4}

注:①采用年发电量归一化处理;②对液态流出物中的裂变产物和活化产物,未含其中溶解和夹带的惰性气体。

(2) 裂变产物和活化产物(惰性气体)。气态流出物中的裂变产物和活化产物主要指放射性惰性气体,其中包括Ar、Kr和Xe的主要放射性同位素。惰性气体中各核素的占比情况如图1所示。图1表明,美欧压水堆核电站各核素的排放量水平最大的为 ^{133}Xe ,其次为 ^{41}Ar 和 ^{85}Kr (采用归一化后的排放量)。

(3) 颗粒物。统计显示,美欧国家核电站排放量最大的5个核素分别为 ^{51}Cr 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs (如图1所示)。美国和法国核电站的统计样本数较多,具有一定的代表性。

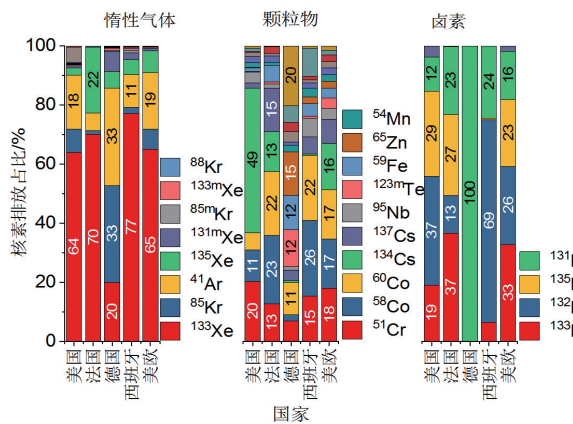


图1 气态流出物排放放射性核素占比
Fig. 1 The proportion of radionuclides emitted by gaseous effluents

注:图中条图上的数字表示百分比,未示出占比小于10%的数据,下同。

(4) 放射性碘。气态流出物中关注的放射性碘主要涉及几个碘的放射性同位素,包括 ^{131}I 、 ^{132}I 、 ^{133}I 、 ^{134}I 以及 ^{135}I 等。美国和欧洲核电站也将放射性碘类别称为卤素,其中还统计了F、Cl、Br的有关放射性同位素(如 ^{82}Br 、 ^{18}F 等)。

3.1.2 液态流出物

美欧各国压水堆核电站液态流出物中 ^3H 和 ^{14}C 的归一化排放量几何平均值分别约为 $2.19\text{ GBq}\cdot\text{GWh}^{-1}$ 、 $0.00142\text{ GBq}\cdot\text{GWh}^{-1}$ 。美国仅有两座核电站统计了液态流出物排放的 ^{14}C ,统计代表性较差。

3.1.3 裂变产物和活化产物

美国核电站液态流出物中的裂变产物和活化产物未计入溶解和夹带的惰性气体。欧洲国

家核电站的统计则作为总 $\beta+\gamma$ 进行计算,包括放射性碘。从美欧主要国家压水堆核电站液态流出物排放的核素比例(如图2所示),可以看出,由于监测关注的核素不同,各国家压水堆核电站液态流出物排放核素占比有一定差别。本文对多年来监测结果的进行统计分析,得出结论:需要关注的核素仍集中在 ^{58}Co 、 ^{60}Co 、 ^{55}Fe 、 ^{63}Ni 等,一般情况下这些核素占比超过70%。

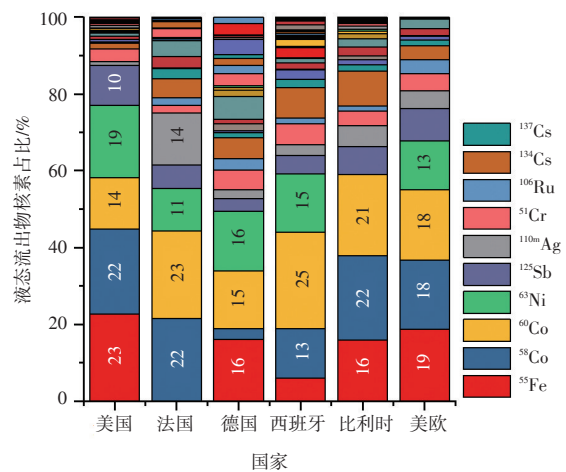


图2 液态流出物排放除 ^3H 、 ^{14}C 外核素占比

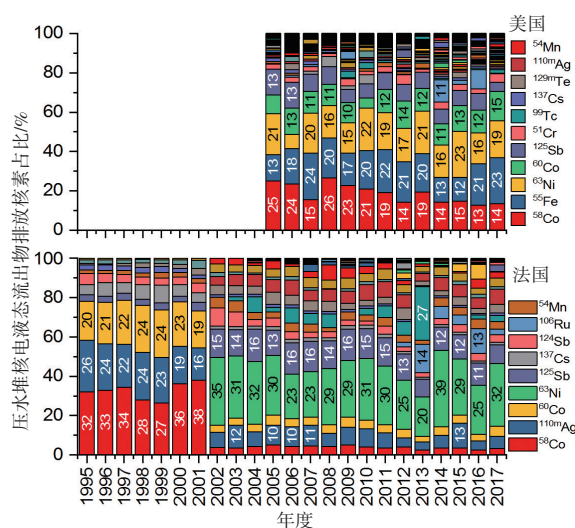
Fig. 2 The proportion of radionuclides in liquid effluents except ^3H and ^{14}C

注:比利时核电站未监测 ^{63}Ni ;法国核电站未统计 ^{55}Fe 。

实际情况下,每年统计排放的各核素占比也有着一定的差别。图3给出了法国和美国历年来的统计的液态流出物中放射性核素的占比。对于法国核电站,由于从2002年开始监测和统计 ^{63}Ni 的排放,所以,之后每年的监测结果基本上是 ^{63}Ni 占比第一,其他主要核素主要包括 ^{58}Co 、 ^{60}Co 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{125}Sb 等。 ^{131}I 在法国的液态流出物排放量中一般占比极小,最大不超过5.5%(2011年)。对于美国核电站,统计的主要核素为 ^{58}Co 、 ^{55}Fe 、 ^{63}Ni 、 ^{60}Co 、 ^{125}Sb 、 ^{51}Cr 等。这几个核素的占比之和一般达到了80%。

3.1.4 溶解与夹带的惰性气体

美欧国家一般都重视对液态流出物中惰性气体的监测。这是由于惰性气体可能溶解或夹带于液态流出物中。美欧国家气、液态流出物排放的惰性气体含量水平如下:通过气态排放的值为

图3 液态流出物排放除 ^3H 、 ^{14}C 外核素占比历年变化Fig. 3 The ratio of nuclides in liquid effluents changed over the years except for ^3H and ^{14}C

$0.337 \text{ GBq} \cdot \text{GWh}^{-1}$, 通过液态流出物排放的几何平均值为 $1.4 \times 10^{-5} \text{ GBq} \cdot \text{GWh}^{-1}$ 。可以看出, 液态排放量仅占气态排放量的 $1/24\ 000$ 。美欧国家压水堆核电站通过液态流出物排放的裂变产物和活化产物的几何平均值为 $1.32 \times 10^{-4} \text{ GBq} \cdot \text{GWh}^{-1}$, 可以看出, 惰性气体排放量约为其他裂变产物和活化产物的 11%。惰性气体排放量与裂变产物和活化产物中重要核素 (如 ^{58}Co 、 ^{60}Co 等) 基本上处于同一水平 (甚至略高)。

惰性气体不易溶解于水, 溶解和夹带的惰性气体经释放后将很快进入环境大气, 其排放量与气态排放量相比极小, 因此, 不需要特别关注液态流出物排放的放射性惰性气体。

3.1.5 总 α

对液态流出物, 美国核电站一般需要同时监测总 α , 并单独统计。欧洲除法国外的其他国家一般都监测了总 α , 并单独统计。总 α 监测是一种筛选分析方法, 主要用于初步识别其他可能存在的 α 放射性。数据表明, 液态流出物中总 α 归一化排放量几何平均值为 $2.94 \times 10^{-8} \text{ GBq} \cdot \text{GWh}^{-1}$, 比液态流出物排放的裂变产物和活化产物低 4 个数量级。同时, 还要注意到, 美国核电站的监测数据中, 绝大部分总 α 监测结果都低于探测限, 进入本文统计数据的极少。因此, 从统计结果来看, 对总 α 进行测量并纳入到统计排

放量的必要性是不足的。

3.2 报告率或检出率

3.2.1 气态流出物中除 ^3H 、 ^{14}C 的外其他核素

图4给出了美欧压水堆核电站气态流出物中颗粒物、放射性碘、惰性气体监测到的核素的报告率 (美国核电站流出物监测数据实际为检出率) 分布情况。可以看出, 颗粒物中报告的主要核素为 ^{60}Co 、 ^{58}Co 、 ^{137}Cs ; 报告的放射性碘的主要核素为 ^{131}I 和 ^{133}I ; 放射性惰性气体中报告的主要核素为 ^{133}Xe 、 ^{41}Ar 和 ^{135}Xe 。图4中同时给出了相应的归一化排放量。可以看出, 报告率较高的几个核素的排放量水平也处于相对较高的水平。

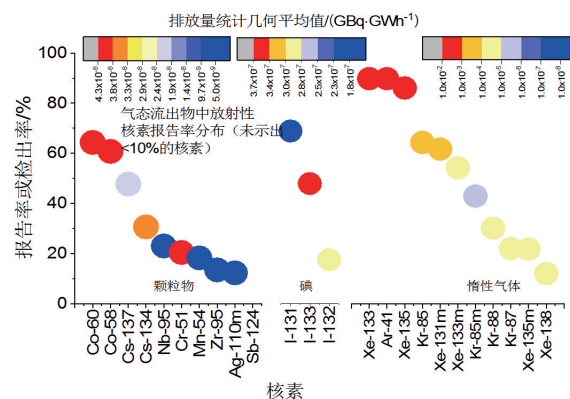


图4 压水堆核电站气态流出物核素比例分布

Fig. 4 The reporting ratio of main radionuclides from gaseous effluent

3.2.2 液态流出物中除 ^3H 、 ^{14}C 外的其他核素

图5给出了美欧国家压水堆核电站液态流出物中除 ^3H 、 ^{14}C 的其他核素 (未含溶解与夹带的惰性气体核素) 报告率的结果。可以看出, 美欧压水堆核电站液态流出物中最常报告的核素包括 ^{60}Co 、 ^{58}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{54}Mn 等, 其中超过 50% 的共 11 个核素。本文注意到 ^{63}Ni 是近年来逐步关注的核素。法国压水堆核电站从 2002 年开始监测 ^{63}Ni 。近年来, 美国开展 ^{63}Ni 监测的核电站也越来越多, 截至 2017 年, 美国 41 座压水堆核电站中至少有 38 座核电站开展了 ^{63}Ni 监测。因此, ^{63}Ni 也是重点关注的核素之一。图5中同时给出了各核素归一化排放统计几何平均值, 可以看出, ^{60}Co 、 ^{58}Co 、 ^{55}Fe 、 ^{63}Ni 、 ^{125}Sb 等处于排放量相对较高的水平。

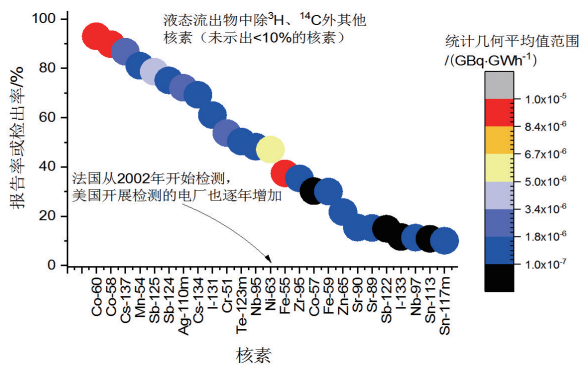


图5 液态流出物核素比例分布

Fig. 5 The reporting ratio of main radionuclides from liquid effluent

3.3 关键核素的给出

本文对美欧压水堆核电厂的排放量水平以及报告率进行对比分析，将报告率为10%以上，以及占比在10%以上的核素作为关键核素，见表2。对比我国各压水堆核电厂流出物监测关注核素的情况，对气态流出物监测应考虑增加 ^{51}Cr ；对于碘，只需要考虑 ^{131}I 和 ^{133}I ；对于惰性气体，主要需要考虑的核素为 ^{133}Xe 。需要说明的是，我国主要核电厂以及法国核电厂则主要考虑对反应堆厂房扫气进行监测和统计，

未对 ^{41}Ar 进行监测，但 ^{41}Ar 是美欧压水堆核电厂气态流出物中普遍监测的核素，并纳入年排放量统计中，虽然 ^{41}Ar 其半衰期相对较短(109.6 min)，但鉴于美欧的经验，建议在烟囱排放时增加该核素的监测；对于 ^{85}Kr ，由于其物理化学性质的特殊性，常规的 γ 能谱分析方法的探测限一般在 $10^4 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ 以上，如果考虑对其开展监测，则应改进烟囱排放流出物采样方法，降低探测限至可能的实际水平^[19]，或者参考法国流出物监测活度谱的方法，确定仅针对衰变罐的 ^{85}Kr 开展监测^[14,15]，至于在烟囱中连续排放(衰变罐未排放)的 ^{85}Kr 可能占比，需要进一步开展试验研究后确定。

对液态流出物中除 ^3H 、 ^{14}C 外的其他核素，本文建议增加 ^{55}Fe 、 ^{63}Ni 等核素。

表2同时给出了根据美欧国家压水堆核电厂各核素排放量统计的四分位差(第三、第四分位数与第一、第四分位数之差，代表了统计数据中间50%的结果范围)。针对国内核电厂，建议统计有关核素排放水平，如在美欧国家排放量统计的第一、第四分位数以上，可考虑加入关键核素清单。

表2 关键核素建议表

Table 2 Suggestion list of the critical radionuclides

流出物类别	项目	核素	参考排放量范围(四分位差)/(GBq·GWh ⁻¹)
气态流出物	^3H	^3H	$3.6\times 10^{-2}\sim 1.8\times 10^{-10}$
	^{14}C	^{14}C	$2.4\times 10^{-2}\sim 4.1\times 10^{-21}$
	气溶胶($T_{1/2}>8\text{d}$)	^{58}Co 、 ^{60}Co 、 ^{51}Cr 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs	$8.7\times 10^{-9}\sim 4.2\times 10^{-83}$
	碘(卤素)	^{131}I 、 ^{133}I	$1.8\times 10^{-7}\sim 3.6\times 10^{-73}$
	惰性气体 ^②	^{133}Xe 、 ^{41}Ar 、 ^{135}Xe 、 ^{85}Kr	$9.8\times 10^{-4}\sim 9.2\times 10^{-33}$
液态流出物	^3H	^3H	$1.7\sim 3.1$ ^①
	^{14}C	^{14}C	1.7×10^{-3} (法国)
	除 ^3H 、 ^{14}C 外其他核素	$^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 、 ^{51}Cr 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{55}Fe 、 ^{54}Mn 、 ^{95}Nb 、 ^{63}Ni 、 ^{124}Sb 、 ^{125}Sb 、 $^{123\text{m}}\text{Te}$ 、 ^{131}I	$4.7\times 10^{-8}\sim 8.8\times 10^{-53}$

注：①考虑采用第一四分位数作为参考范围；② ^{135}Xe 和 ^{85}Kr 排放占比略低于10%，在此考虑统计计入；③以各核素几何平均值作为参考。

需要注意的是，实际情况下，各个核电厂堆型、运行年限以及运营单位的管理水平存在差别，相应的流出物排放关键核素也可能存在差异。分析表明，即使是一个国家，在每年的流出物检测结果中，各核素的排放比例也可能

存在一定变化(如图3所示)，因此，对核电厂流出物监测来说，也需要考虑其实际情况。本文建议我国运行核电厂定期开展研究，结合排放量占比和检出率确定统计的关键核素。关键核素经审查认可后，按照对低于探测限数据的

统计方法统计其排放量。对于日常检出的非关键核素,可按实际监测到的水平加以统计,对于未监测到的(或低于探测限)则不进行统计。该方法类似于法国核电站流出物排放数据的统计方法,即将关键核素作为必须监测的活度谱核素,非关键核素也应进行监测。

4 结论与建议

本文分析了美欧国家压水堆核电站约2 400堆年的流出物监测数据,给出了各核素在各类流出物排放统计项目中的比例以及报告率水平,提出了流出物监测关键核素的建议。研究结果可为我国压水堆核电站流出物监测关键核素的确定提供参考借鉴。

由于具体核电站堆型、运行年限以及运营单位的管理水平等方面的差异,各个核电站流出物排放量也可能存在差异。本文建议核电站定期开展研究,确定关键核素。对研究确定的关键核素,核电站可在目前的法规标准框架下,取探测限的1/2估算排放量;对非关键核素,如在探测限以上,则直接统计,否则不进行统计。对于监管机构,本文建议对各核电站流出物排放数据进行定期审查,结合相应的经验反馈定期研究确定关键核素清单。

参考文献

- [1] 黄彦君,上官志洪,黄东辉,等.我国核电站流出物监测和辐射环境监测标准体系研究[J].辐射防护,2018,38(5):377-388.
- [2] 环境保护部,国家质量监督检验检疫总局.GB 6249—2011核动力厂环境辐射防护规定[S].环境保护部,2011.
- [3] 国家环境保护局.GB 11217—1989核设施流出物监测的一般规定[S].北京:国家环境保护局,1990.
- [4] 袁之伦,赵善桂.关于核设施流出物监测和环境监测中存在问题探讨[J].核安全,2010(3):42-45+58.
- [5] 袁之伦,潘自强,张艳霞,等.核电站流出物低水平放射性核素监测问题的探讨[J].辐射防护,2015,35(1):1-8.
- [6] 张艳霞,李锦,李宏宇,等.核电站流出物低水平放射性核素排放量统计方法实验研究[J].辐射防护,2015,35(3):170-175.
- [7] 黄彦君,上官志洪,周如明.美国核电站辐射环境监测与信息公开及其借鉴[J].环境监测管理与技术,2013,25(4):1-6.
- [8] NRC, Radioactive Effluent and Environmental Reports [EB/OL]. NRC, Web: <https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/tritium/plant-info.html>, 2018.
- [9] 黄彦君,上官志洪,曾帆,等.中美核电站流出物监测与排放管理要求对比分析[J].辐射防护,2017,37(5):418-424.
- [10] EURATOM. Commission recommendation of 18 December 2003 on standardised information on radioactive airborne and liquid discharges into the environment from nuclear power reactors and reprocessing plants in normal operation (2004/2/EURATOM) [S]. 2004.
- [11] European Commission. European Commission Radioactive Discharges Database [EB/OL]. <https://europa.eu/radd/>, 2018.
- [12] NRC. RG 1. 21 Measuring, Evaluating, and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste [S]. Rockville: NRC, 2009.
- [13] NRC, NUREG 1301 Offsite Dose Calculation Manual Guidance: Standard Radiological Effluent Controls for Pressurized Water Reactors—Generic Letter 89-01, Supplement No. 1 [R]. Rockville: NRC, 1991.
- [14] ASN, Décision n 2013-DC-0360 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 juillet 2013 relative à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des installations nucléaires de base, Version consolidée au 22 décembre 2016, Décision n 2013-DC-0360 France [S]. 2016.
- [15] ASN, ASN Report on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2018 [R]. ASN, Montrouge, France, 2019.
- [16] European Union. The Euratom treaty consolidated version, European Union [S]. Belgium, 2010.
- [17] IAEA. Power Reactor Information System [EB/OL]. www.pris.iaea.org/, 2018.
- [18] EPRI. Estimation of Carbon-14 in Nuclear Power Plant Gaseous Effluents (Report ID 1021106) [R]. 2010.
- [19] 黄彦君,郭贵银,张兵,等.核电站排放的⁸⁵Kr的分析方法及剂量评估[J].辐射防护,2017,37(1):73-79.

Study on Key Nuclides of Effluent Monitoring in Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant

Huang Yanjun¹, Sha Xiangdong¹, Zhu Zhaowen^{2,*}, ShangGuan Zhihong¹,
Jiang Jing², Zhang Bing¹, Zeng Fan¹, Cao Zhonggang³, Zuo Weiwei¹

(1. Suzhou Nuclear Power Research Institute, Suzhou 215004, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China; 3. Radiation Monitoring Technical Center of Ministry of Ecology and Environment, Hangzhou, 310012, China)

Abstract: Effluent monitoring is one of the most important working contents for the environmental management of the nuclear power plant. Through the effluent monitoring, one can obtain the release amounts of the radioactivity from the nuclear power plant, assess the potential radiation effect on the environment and the public health and identify if the operator abides the administrative regulation. This paper is focused on the collection of the statistical analysis of effluent data from both USA and European PWR nuclear plant with about 2 400 reactor-year, from 2005 to 2017 and 1995 to 2017 respectively. This paper summarizes the key nuclides of effluent monitoring of PWR nuclear power plant through statistical study of the data, and puts forward some suggestions on the statistical method of effluent discharge data, which provides reference for promoting the standardization of effluent monitoring of nuclear power plant in China.

Key words: effluent monitoring; PWR nuclear power plant; America and Europe; released amounts

(责任编辑:徐晓娟)

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.

Ding Chao, Xu Peng, Qiu Suchen, et al. Issues on Placement Principle and Site Survey of Hydrogen Control System in Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5): 35-40.

核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨

丁超¹, 徐朋², 仇苏辰³, 李扬¹, 宋明强^{1*}

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 生态环境部华东核与辐射安全监督站, 上海 200233; 3. 福建福清核电有限公司, 福清 350318)

摘要:为更好地落实我国核安全法规提出的“实际消除”安全目标,通过设计“消除导致早期或大量放射性释放的核动力厂工况发生的可能性”,我国先进核电厂需要制订一套详细的氢气控制系统布置原则。本文首先从法规导则的要求与安全分析计算的定位方面分析了氢气控制系统布置原则提出的背景及意义,随后调研了国际先进核电厂设计中的氢气控制系统布置原则,并根据反应堆厂房现场踏勘发现的问题,对我国先进核电厂非能动氢气复合器布置原则的形式、内容与设计要求进行探讨。本文结合核安全监管工作实际和现场踏勘,总结归纳了我国先进核电厂氢气控制系统布置原则设计过程中需要解决的问题与难点,为优化相关设备布置及安全壳隔间结构设计提供技术参考。

关键词: 氢气控制; 布置原则; 现场踏勘; 实际消除; 严重事故

中图分类号: TM623.1 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0035-06

2016年新发布的《核动力厂设计安全规定》(HAF 102—2016)^[1]要求:“设计必须做到实际消除可能导致早期放射性释放或大量放射性释放的核动力厂工况发生的可能性”“安全设计的基本目标是在技术上实现减轻放射性后果的场外防护行动是有限的甚至是可以取消的”。为实现HAF 102—2016提出的安全目标,国家核安全局发布了《“华龙一号”融合方案核电项目审评原则》(简称《审评原则》)^[2],其中,对严重事故下安全壳内可燃气体控制提出设计要求:“采取氢气复合器、氢气点火器等措施控制安全壳内可燃气体浓度时,应明确这些装置的布置原则,并辅以评价,表明布置原则的合理性”。《审评原则》在严重事故可燃气体安全分析中,着重强调可燃气体控制装置的布置原则。因此,全面地认识并提出适用于我国

先进压水堆核电厂技术的氢气控制装置布置原则,对提高我国核电厂氢气安全水平具有重要意义。

1 氢气安全分析的构架

氢气安全分析是严重事故安全分析中的重要内容,其目的是验证氢气控制系统的有效性。氢气安全分析的主要内容包括:(1)质能释放分析,使用MAAP等一体化程序分析严重事故瞬态,计算质能释放源项;(2)整体消氢效果分析,使用集总参数法程序分析安全壳内平均氢气浓度,确定非能动复合器的总个数和总体布置原则,并验证消氢系统的有效性;(3)总体方案评估,对确定的氢气控制系统进行详细的计算和评估,包括氢气燃烧风险评估、安全壳内温度与压力的评估等。

收稿日期: 2020-07-03 **修回日期:** 2020-07-22

作者简介: 丁超(1988—),男,河南辉县人,工程师,博士研究生,核科学与技术专业,现主要从事核安全审评与研究工作

***通讯作者:** 宋明强, E-mail: songmingqiang@chinansc.cn

典型结合集总参数法程序与三维 CFD 程序的氢气安全分析计算路线图^[3]如图1所示。氢气安全分析中的定量化验收准则为：按照反应堆堆芯活性区全部的锆与水发生反应产生的氢气量评价安全壳内氢气控制措施，安全壳内平均氢气浓度小于10%^[4]。在安全分析中仅以10%的验收准则分析消氢控制的有效性是不够的，但是国内缺少足够翔实的布置原则以及相应的设计与开发实践。

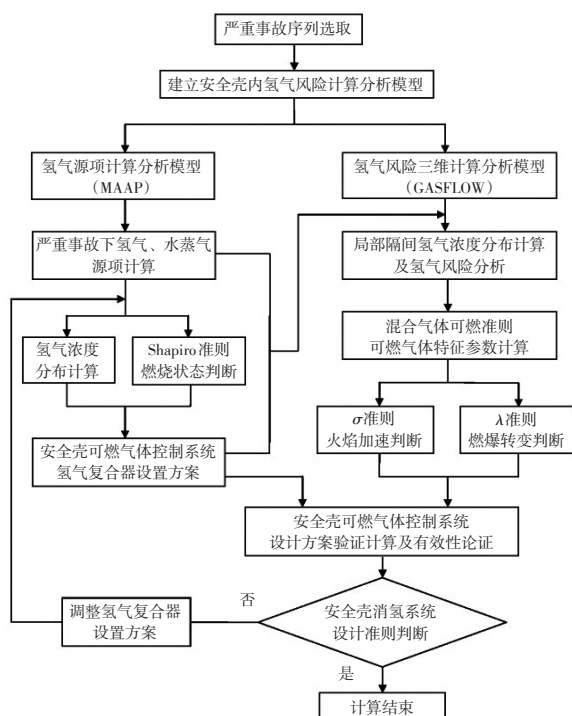


图1 核电厂氢气风险计算分析技术路线示意图

Fig. 1 Technical roadmap of hydrogen risk analysis calculation for NPP

2 国际上布置原则的调研

2.1 美国先进核电厂对布置原则的考虑

SYSTEM80+是美国ABB/CE公司设计的一座1350 MW的先进核电厂，该核电厂遵照先进轻水堆用户要求文件(URD)和美国核管会关于先进核电厂严重事故的政策要求进行设计，并且按照核管会新的执照程序获得了FDA(Final Design Approval, 最终设计批准)^[5]。

2.1.1 氢气控制系统设计目标

(1) 氢气点火器系统将安全壳整体氢气浓

度控制在8%以下，局部氢气浓度控制在10%以下，确保安全壳内不会发生爆炸。安全壳的完整性通过等容绝热燃烧(AICC)峰值压力小于ASME Level C限值的分析来验证说明。

(2) 对于局部空间或小房间内氢气浓度高于10%的情况，需要保证氢气混合物不会爆炸(通过蒸汽惰化或氧气耗尽等办法实现)，即使爆炸也不会威胁安全壳的完整性。

2.1.2 氢气控制系统布置原则制订的主要依据

SYSTEM80+氢气控制系统相关布置原则是基于比例台架的试验观测结果制订的，在其制订中，首先设置考虑因素的优先次序，并按照功能对布置准则进行了分类概述：

- (1) 可靠性及电源冗余性；
- (2) 布置位置的可维修性；
- (3) 技术性布置准则：

a. 点火器布置的流道技术要求，首先应考虑主导流通通道，同时考虑二级流通通道，且应布置在氢气容易点着的位置。技术布置准则主要基于从试验观测结果中归纳的专家判断制订。

b. 封闭空间是氢气容易聚集区域，同时也可能成为氢气释放的源项。为控制封闭区域在通风条件下的氢气风险，SYSTEM80+的所有封闭空间至少布置一台点火器。

c. 点火器布置的间隔距离同样基于比例试验结果设置：点火器之间间隔50~75 in (1 in=0.3048 m)；为了促进火焰向上燃烧，点火器距离房顶至少10 in。

2.2 欧洲先进核电厂对布置原则的考虑

欧洲压水堆核电厂(EPR)机组由Framatome-ANP联合EDF以及德国用户开发，以法国N4和德国KONVOI机组为基础，采用先进核电技术演变而来。机组的设计考虑了法、德安全专家提出的“下一代压水堆设计和建造的技术要求”^[6]。

2.2.1 氢气控制系统的设计安全要求

法国对于压水堆氢气控制系统有以下3方面的设计安全要求：

- (1) AICC压力应小于安全壳的设计压力；
- (2) 为避免安全壳内的整体燃烧，要求安全壳内平均氢气浓度小于8%；
- (3) 为降低发生火焰加速的可能性，降低动态压力载荷，要求安全壳局部氢气浓度小于10%。

2.2.2 氢气控制系统布置原则制订的主要依据

非能动氢气复合器布置原则是:保持复合器周围良好的通风条件,实现复合器有较大的进气和出气流量,以增强复合器的工作效果。

非能动氢气复合器与安全相关设备之间应留有合适的距离。例如,复合器的布置应与安全相关电缆托架之间留出合适的距离,以避免复合器的出口高温对电缆造成损坏而失效。相应的量化设计准则与布置原则^[7]如下:

(1) 在距离非能动复合器入口、出口半径0.5 m的范围内,不应有障碍物。本条原则同样适用于复合器入口与地面的最小距离,以及出口与房顶的最小距离;

(2) 在距离复合器0.2 m的范围内,不应有易燃设备和物品;

(3) 在距离复合器5 m的范围内,不应有用于严重事故管理的安全相关设备(布置在复合器表面的热电偶氢表测量系统除外)。

3 核电厂现场踏勘中发现的问题

氢气控制系统布置原则的制订离不开对现场情况的考虑。笔者以现场踏勘的方式,实际走访了正在建设安装阶段的反应堆厂房(安全壳内),发现了一些重要问题,举例如下:

(1) 安全壳主要隔间的结构复杂,而三维氢气安全分析计算均以简化的方式进行处理,存在不确定性。

以蒸汽发生器隔间与稳压器隔间为例,如图2~图5所示。隔间内的布置非常复杂、紧密,而在氢气三维计算的建模中采用的系统设备与隔间的尺寸都来自二维的设计图纸,对于流道上的障碍物,如格栅楼板、楼梯等均予以模型简化的方式处理,存在不确定性。同时,笔者在现场踏勘中发现蒸汽发生器、稳压器等主设备在加装保温层后,体积增加了很多,隔间中相应的流通截面随之减小。

(2) 以挂墙的方式安装非能动氢气复合器受较大的空间限制。

氢气本身的密度较空气要小很多,从一回路中释放的氢气在事故中将主要向上流动和扩散。相应地,非能动氢气复合器也需要在隔间的上部区域布置。但是从稳压器与蒸汽发生器

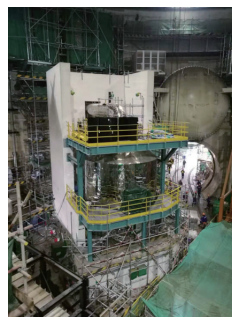


图2 蒸汽发生器隔间现场图(一)

Fig. 2 Scene of steam generator compartment (1)



图3 蒸汽发生器隔间现场图(二)

Fig. 3 Scene of steam generator compartment (2)

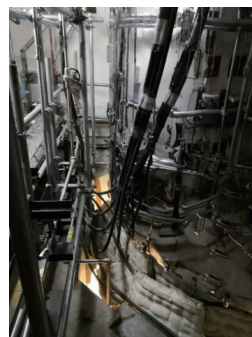


图4 稳压器隔间现场图(一)

Fig. 4 Scene of pressurizer compartment (1)



图5 稳压器隔间现场图(二)

Fig. 5 Scene of pressurizer compartment (2)

隔间的现场踏勘情况来看,如图2~图5所示,隔间内部垂直方向上的空间较狭窄,而氢气复合器的体积又比较大,在隔间内部墙面上布置存在空间限制。

(3) 主泵隔间顶部的盖板在事故期间是否能够保持敞开需要重点关注

现场踏勘发现,主泵隔间上方的盖板在建造安装阶段关闭,如图6、图7所示。主泵隔间上方的开口是主泵隔间重要的气体流通通道,决定可燃气体是否会在主泵隔间发生聚集。因此,必须确定主泵隔间的盖板在核电厂运行及事故情况下的打开情况。



图6 主泵隔间现场图(一)

Fig. 6 Scene of primary pump compartment (1)



图7 主泵隔间现场图(二)

Fig. 7 Scene of primary pump compartment (2)

(4) 卸压箱隔间上部的流通通道的管线布置情况

卸压箱隔间中,尽管在卸压箱的斜上方有较大的开口,增加了隔间的流通性,但隔间流通通道上布置了很多管线,例如,稳压器排放

管线、仪控线缆桥架、金属套管线缆等,如图8、图9所示。一方面,由于卸压箱隔间上方的流通通道是氢气流通扩散的重要流道,所以,该流道上发生氢气燃烧的可能性较大;另一方面,流通通道上的障碍物也会增大发生湍流的可能性,进而增大火焰加速与燃爆转变的风险。因此,氢气主要流道上的管线布置需要通过布置原则的制订和执行来进一步优化和改进。



图8 卸压箱隔间现场图(一)

Fig. 8 Scene of relief tank compartment (1)



图9 卸压箱隔间现场图(二)

Fig. 9 Scene of relief tank compartment (2)

4 我国布置原则的初步探讨

根据对美国 and 欧洲氢气控制系统布置原则的调研可知:系统全面的布置原则首先应包括安全目标;其次至少应包括:技术类布置原则、可维修性以及对其他设备的影响等方面;再次,布置原则需要有量化的技术要求,不可过于宽泛,不利于现场执行;最后,根据现场踏勘问题总结:氢气控制系统的布置应结合氢气流通扩散的主要流道进行,并需要安全分析软件的模拟计算验证。

4.1 布置原则中优先级考虑

以非能动氢气复合器为例,安全壳内布置原则主要考虑以下3个方面的优先级次序:

(1) 保证非能动氢复合器的消氢效果,具体细则应包括:

- a. 在氢气积聚的隔间安装;
- b. 应考虑氢气产生的可能位置(管道、设备高度等因素)、须考虑破口蒸汽冲击及飞射物冲击对氢复合器结构完整性的影响;
- c. 应考虑主要非能动氢气复合器引起的氢气流动,布置位置能够促进安全壳整体大空间和局部氢气流动和分布;
- d. 避免布置在喷淋系统可直接喷淋到的区域;
- e. 避免喷淋可直接喷射进入氢复合器壳体的开口部分;
- f. 防止热冲击;
- g. 尽量就高布置,地装氢复合器的吸入口与地面保持一定距离,以保证氢复合器良好的流通条件。

(2) 保证维修和定期试验,具体细则应包括:

- a. 保证维修和定期试验的可达性;
- b. 与高放射性设备保持足够距离。

(3) 避免影响其他安全设备和活动,具体包括:

- a. 与安全相关设备保持足够距离,尽量避免氢复合器布置在存有严重事故相关设备、仪表的隔间内;
- b. 保证不阻碍人员通道;
- c. 保证不影响附近其他设备(阀门、管道等)的维修。

4.2 布置原则中的关键难点问题

4.2.1 氢气主要流路与自然循环流动的相互影响

在严重事故中,氢气释放后一般首先进入蒸汽发生器隔间、主泵隔间或卸压箱隔间(包含波动管隔间与卸压箱隔间)。为了防止氢气在释放隔间内积聚,应尽快让氢气从安全壳下部位置向上部大空间扩散。

对于安全壳内的大气自然循环,首先应在安全壳设计与结构布置上考虑足够的流道,例如,EPR在安全壳下部位置设计的混合风门(Mixing Damper, HMD),可以促进安全壳内大

气的自然循环^[6],如图10所示。一方面氢气复合器的运行对安全壳内大气自然循环有促进作用;另一方面,氢气复合器应合理布置在自然循环流道上,可以提高复合器进气量和消氢效率。

4.2.2 严重事故设备可用性的影响

非能动氢气复合器的布置应考虑对严重事故设备可用性的影响,尽量避免与这些设备布置在同一隔间内或与其距离尽可能远。

4.2.3 氢气复合器之间的相互影响

隔间内如设有两台及以上氢气复合器,布置时氢气复合器之间距离应尽量远,或安装于不同区域。这样有利于不同区域的消氢,同时减少氢气复合器之间的相互影响。

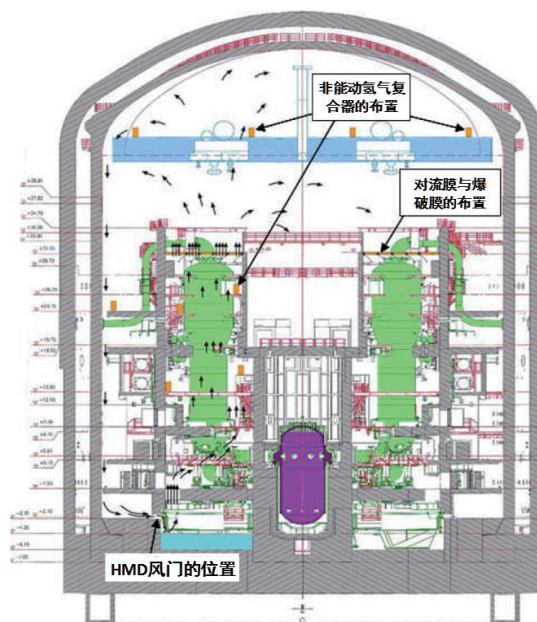


图10 EPR核电站安全壳内主要流道及氢气复合器布置

Fig. 10 Main flow channel and placement of PARs in containment of EPR NPP

4.2.4 布置原则中量化准则的试验验证问题

美国先进核电厂在制订点火器量化布置原则时,进行了大量的试验验证,如SNL FITS (Fully Instrumented Test Facility) 试验、VGES (Variable Geometry Experimental System) 试验、NTS (Nevada Test Site) 试验、LLNL试验(NRC主导)等。非能动氢气复合器的量化布置原则,也应有充分的试验数据支撑。

5 结论

福岛核事故后,我国的核安全法规要求在设计上实际消除早期或大量放射性释放的可能性。这对氢气安全分析的论证手段提出了新的挑战。

优化与完善氢气控制系统布置原则,是满足“实际消除”设计要求的具体探索与良好实践。

布置原则中应明确安全目标、设置原则的优先级,并尽量提出定量的布置原则要求,布置原则的设置应基于试验数据分析。

氢气控制系统的布置应充分利用和促进安全壳内的自然循环,安全壳内的大气流通与消氢效果需要经过计算分析验证。

我国自主设计的先进反应堆,在安全壳内隔间设置与系统布置上都进行了改进与优化。本文通过对国内外的氢气控制系统布置原则的比较研究,为优化相关设备布置及安全壳隔间

结构设计提供技术参考。

参考文献

- [1] 国家核安全局. HAF 102—2016 核动力厂设计安全规定 [S]. 北京: 国家核安全局, 2016.
- [2] 国家核安全局. 国核安发〔2019〕83号. “华龙一号”融合方案核电项目核安全审评原则 [S]. 北京: 国家核安全局, 2019.
- [3] OECD/NEA. Status Report on Hydrogen Management and Related Computer Codes [R]. Paris: OECD/NEA, 2015.
- [4] 国家核安全局. 国核安发〔2012〕98号. 福岛核事故后核电站改进行动通用技术要求(试行) [S]. 北京: 国家核安全局, 2012.
- [5] System 80+ TM Standard Plant Design for Advanced LWRs [J]. Fuel and Energy Abstracts, 1995, 36 (3): 195.
- [6] Harald Dimmelmeier, Jürgen Eyink, Mohammad-Ali Movahed. Computational Validation of the EPR TM Combustible Gas Control System [J]. Nuclear Engineering and Design 2012 (249): 118-124.
- [7] OECD/NEA MDEP EPRWG. Hydrogen Recombiners Reliability and Effectiveness During the Plant Life: EPR Design [R]. Paris: OECD/NEA, 2018.

Issues on Placement Principle and Site Survey of Hydrogen Control System in Nuclear Power Plant

Ding Chao¹, Xu Peng², Qiu Suchen³, Li Yang¹, Song Mingqiang^{1,*}

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China;

2. Eastern Office of the National Nuclear Safety Administration, MEE, Shanghai 200233, China;

3. Fujian Fuqing Nuclear Power Corporation, Fuqing 350318, China)

Abstract: In order to meet safety goal of "practical elimination", "eliminating the possibility of working conditions at nuclear power plants that cause early or large releases of radioactivity" by designing, which was put forward in China's nuclear safety regulation, a set of detailed placement principle of hydrogen control system is needed for China's advanced nuclear power plant (NPP). Firstly, the background and significance of placement principle was analyzed from the aspects of regulation requirement and orientation of safety analysis calculation; then the layout principles of hydrogen control system in international advanced nuclear power plant design are investigated; moreover, on the basis of issues raised from site survey in containment building, the paper discussed the form, content and design requirement of placement principle of passive auto-catalytic recombiner (PAR) for China's advanced NPP. Combined with nuclear safety inspection and site survey, issues and difficulties was summarized, which needs to be solved in design process of placement principle for hydrogen control system of China's advanced NPP, and it provides technical reference for design optimization on relevant equipment placement and compartment structure in containment.

Key words: hydrogen control; placement principle; site survey; practical elimination; severe accident

(责任编辑:徐晓娟)

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.

Gong Yu, Wang Baoxiang, Zhan Wenhui, et al. Study on Risk-Guided Safety Classification and Its Application[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5): 41-48.

风险指引型安全分级及应用研究

宫宇¹, 王宝祥¹, 詹文辉², 邓伟³, 赵军⁴,
肖军¹, 张佳佳¹, 倪曼¹, 钱鸿涛^{1,*}

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233; 3. 中国核电工程有限公司, 北京 100840; 4. 清华大学, 北京 100084)

摘要: 对核电厂实施风险指引型安全分级并开展差异化处理是确保核电厂安全性以及提高核电厂经济性的重要手段。本文对风险指引型安全分级的发展、流程分析和应用实例进行了总结, 并提出了基于风险指引型安全分级的应用建议。

关键词: 核电厂; 风险指引; 分级; 概率安全分析

中图分类号: TM623.8 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0041-08

由于执行的功能不同, 各物项被分为安全相关和非安全相关两大类。安全相关物项需要额外满足“特殊处理要求”, 即一些针对重要物项规定的、超出普通工业标准的要求。这些特殊处理要求包括质量保证(QA)、环境和抗震鉴定、检查、试验以及性能监测等多个方面。

核电厂传统的安全分级是基于保守的确定论分级原则确定的。随着全世界机组累积超过数万堆年的运行数据积累以及核电厂概率安全评价(PSA)的不断进步, 基于确定论的安全分级假设及结论存较为保守, 给核电厂带来了额外的负担; 某些对确定论监管很重要的物项对核电厂安全性而言不是很重要, 一些不包括在确定论监管范围中的核电厂设备对电厂安全却很重要。因此, 将风险指引的理念应用于安全分级中有重要的现实意义。

1 风险指引型安全分级的诞生及发展

美国南得克萨斯核电项目(STP, South Texas Project)采用西屋技术, 是由两个机组组

成的四环路PWR, 额定输出为1 270 MW。厂址位于得克萨斯州休斯顿西南约85 mile (1 mile=1.609 km)处, 靠近得克萨斯州墨西哥湾沿岸。1号机组1988年投入商业运营, 2号机组1989年投入商业运营。

1980年以来, STP一直积极参与风险指引型应用^[1], 建立了完整的1级和2级PSA模型, 并作为STP决策过程的基础。1997年11月, STP获得了质量保证分级(GQA)安全评价报告, 该报告允许将安全重要性较低的设备降低质保要求。1999年7月, STP在行业内首次向NRC提交了一项广泛的豁免申请, 以期将10 CFR第21、第50和第100部分的某些要求从确定为“低安全性重要”或“非风险性重要”的设备中排除。2001年8月, 经过与NRC的广泛讨论和互动, NRC豁免了10 CFR第21、第50和第100部分的某些特殊处理要求, 也被称为《南得克萨斯豁免》, 包括以下方面:

- (1) 10 CFR第21.3部分: 报告要求;
- (2) 10 CFR 50.49 (b): 环境条件;

收稿日期: 2020-06-29 **修回日期:** 2020-07-30

作者简介: 宫宇 (1984—), 男, 黑龙江佳木斯人, 高级工程师, 工学硕士, 核电厂概率安全分析专业, 现主要从事核电厂安全审评及研究工作

***通讯作者:** 钱鸿涛, E-mail: qianhongtao@chinansc.cn

- (3) 10 CFR 50.59: 变更控制;
- (4) 10 CFR 50.55a (f)、50.55a (g)、50.55a (h) (2): ISI / IST, ASME;
- (5) 10 CFR 50.65: 维修规则;
- (6) 附录B: 质量控制;
- (7) 附录J: 密封泄漏密闭性;
- (8) 10 CFR 第100部分: 抗震要求。

由于STP的努力探索先于行业内其他核电项目,因此,STP也被视为该行业如何发展的原型试点。STP开展风险指引型分级工作获得的见解如下:

(1) 已参与分级的所有物项中约有90%被确定为安全重要度很低(根据10 CFR 50.69分类方法,是RISC-3或RISC-4);

(2) 对于安全相关的物项,这些物项中约有25%被确定为安全重要(RISC-1),而其余75%被确定为低安全重要(RISC-3);

(3) 已确定少于1%的物项与安全无关,但具有重要的安全性(RISC-2),STP会定期进行评估,每18个月评估一次物项分类的持续可接受性。

STP实施免除条款中规定的RISC-3物项的豁免开始于2002年1月,STP选择兼顾电厂安全和经济利益的豁免应用主要包括以下内容:

(1) 安全壳局部泄漏率试验(LLRT)。

基于安全性低且满足以下一项或多项标准,RISC-3组件可从LLRT试验的范围中删除:

a. 在发生事故的情况下,阀门处于打开状态,且流量很大;

b. 阀门在密闭的水系统中关闭,不需要根据事故而改变状态;

c. 阀门处于密闭的管道系统中,其设计压力大于安全壳压力;

d. 阀门尺寸为1 in (1 in=2.54 cm) 或更小。

STP已将用于安全壳C型局部泄漏率试验的阀门减少了57%。应该注意的是,STP豁免仅要求对C型局部泄漏率试验进行减免,而10 CFR 50.69方法同时涵盖对B型和C型局部泄漏率试验进行减免。

(2) 设备采购。STP采购组织和备件工程组织逐案评估RISC-3设备的购买情况(见表1),以评估潜在的工业级设备的可用性。为了在

RISC-3应用中使用工业级设备,必须进行工程评估,以保证工业级设备在设计基准条件下满足与安全相关的功能要求。如果评估令人满意,并且购买工业级设备在经济上是有利的,则可以购买工业级设备。

表1 设备采购成本对比分析^[2]

Table 1 Comparative analysis of equipment purchase cost

单位: 美元

采购项目	确定论分级: 安全相关		风险指引分级: 3级
	作为基本 部件采购	作为商用级专 用设备采购	作为商用级设备采 购并经EPRI评价
闸阀 (76 mm)	11 000	4 400	3 600
蝶阀 (914 mm)	36 000	13 000	9 500
止回阀	3 200	1 000	320

已为RISC-3应用采购了工业级设备的范围包括: 辐射监测器样品泵; 乏燃料水池热交换器排气阀流量管; 1cn排气阀; HVAC模数流量控制器。

(3) 维修规则。如果通过分类过程确定整个系统为RISC-3,则可以将该系统从维修规则跟踪和操作范围中删除,STP已从维修规则的范围中删除了16个系统(之前维修规则考虑最多的系统是辐射监视系统和紧急直流照明系统,这两个系统都被确定为安全性较低,并已通过此过程从维修规则的范围中移除),并将依靠状态报告来跟踪和纠正已识别的问题。

(4) 在役试验。泵和阀门的在役试验包括监督性试验,监督性试验可以定期保证设备的功能得到验证。对于RISC-3设备,不需要同样严格的保证。考虑到设备的低安全性和性能历史记录,STP致力于延长RISC-3设备的监督性试验周期。由于从在役试验计划中删除RISC-3组件会影响大量程序,因此,其中许多设备仍保留在在役试验计划范围内,但要适当延长试验周期。

(5) 预防性维修。预防性维修活动的范围和频率可通过考虑相关设备的安全性而调整。如果确定该设备具有重要的安全性(RISC-1或RISC-2),则应考虑增加预防性维修活动的范围或缩短预防性维修的周期。在确定设备的安全性重要性较低(RISC-3)的情况下,预防性维修范围可以减小,并优化预防性维修频率。

1998年12月, NRC发布了SECY—98-0300, 确定了风险指引型方法可以推进的3个选项:

选项1: 不修改现有法规, 继续允许申请者在现有的法规体系内对风险指引型豁免以“具体问题具体分析”的形式开展。在此选项下, 不会在全行业范围内推动修改现有法规。

选项2: 更改现有法规的适用范围。对于确定为安全性不高的组件, 通常可以将这些组件从特殊处理要求的范围中删除, 并采取常规的商业级控制。被确定为具有重大安全意义的物项, 将继续接受现有的特殊处理要求。

选项3: 修改现有法规并纳入风险理念。该选项被认为风险指引型最终目标, 但是也被认为是短期内最难实现的。

考虑到这3个选项, NRC确定采用将选项2和选项3结合在一起的方法。建议在短期内采用备选方案2的方法, 与此同时, 应在某些特定法规上采用备选方案3。南得克萨斯方法被认为是方案2方法的原型试验, 其提供了一种可以被任何国内许可证持有人使用的更通用的行业方法, 并在此基础上产生了法规草案10 CFR 50.69^[3]“核动力反应堆的构筑物、系统和部件的风险指引型分类和处理”。该法规草案于2003年5月被提交公众审查, 并计划于2004年7月发布, 其范围反映了南得克萨斯项目的豁免范围。10 CFR 50.69草案是一项自愿性法规, 可提供有关分类和处理方法的高层次见解。为了提供有关分类和处理实施的更多详细信息, 核能研究所(NEI)已起草了NEI—00-04^[4]《10 CFR 50.69 SSC分类指南》。

2 风险指引型安全分级

以确定论原则为基础的传统核电厂安全分级, 从确保核电厂安全功能的角度将各物项划分为“安全相关”和“非安全相关”两个等级, 如图1所示。风险指引型物项分级是在传统确定论分级基础上, 根据物项对电厂的安全重要度, 在传统的确定论分级的基础上进一步细化, 即将传统的安全相关和非安全相关分别再细分为高安全重要(HSS)和低安全重要(LSS)两类, 并定义如下: RISC-1: 安全相关、高风险重要物项; RISC-2: 非安全相关、

高风险重要物项; RISC-3: 安全相关、低风险重要物项(可依据10 CFR 50.69的相关规定减免或降低不必要的处理要求); RISC-4: 非安全相关、低风险重要物项。RISC-1和RISC-2物项对电厂运行的安全性有着重要的贡献, 因此, 需加强对这类物项的相关要求。

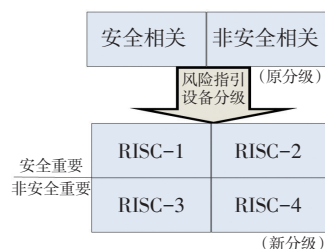


图1 基于风险的安全分级

Fig. 1 Schematic diagram of risk-informed safety classification

风险指引型物项分级工作开展时, 可按如下6个步骤进行:

- (1) 系统信息和其他分析输入收集;
- (2) 系统工程评价;
- (3) 基于风险评价进行物项分级;
- (4) 基于纵深防御进行进一步评价和分级;
- (5) 基于敏感性分析进行进一步评级和分级;
- (6) 通过综合决策小组进行综合决策。

2.1 系统信息和其他分析输入收集

本阶段主要是收集开展风险指引型物项分级工作需的设计输入和其他文件资料信息。具体资料信息包括系统的设计文件信息(如系统说明书、流程图等)、物项的相关文件资料、内部事件、外部事件PSA模型和相关分析报告, 以及其他的数据、信息和相关法规标准等。

2.2 系统工程评价

系统工程评价的主要工作是鉴别和确定开展风险指引型安全分级必需的基本信息, 通常包括下述3个方面:

- (1) 系统选择和系统边界确定;
- (2) 系统功能确定;
- (3) 物项确定。

其中, PSA模型中考虑的所有设计基准功能和超设计基准功能(应对设计扩展工况系统设备的功能)都应包括在内。

2.3 基于风险评价进行物项分级

一般运用特定电厂的PSA模型开展风险评价,并进行风险指引型物项分级。涉及的PSA模型一般应包括内部事件PSA模型和外部事件PSA模型(包括火灾PSA、水淹PSA、地震PSA模型等)。

采用PSA分析工具开展风险评价时,采用如下两个PSA重要度因子进行筛选:

- (1) FV重要度(Fussell-Vesely);
- (2) RAW重要度(Risk Achievement Worth)。

若物项的重要度满足下面准则中的任意一条,则该物项应定为高安全重要等级:

(1) 单个物项的FV重要度 >0.005 时,取其所有基本事件(包括共因失效)FV重要度的总和;

(2) 单个物项的RAW重要度 >2.0 时,取除共因失效(CCF)外基本事件(CCF基本事件单独考虑)最大的RAW;

(3) 物项的共因组RAW重要度 >20.0 时,取所有CCF基本事件中最大的RAW。

进行安全重要度评估及后续的敏感性分析时,应分别按堆芯损伤频率和早期大量放射性释放频率两种模型分别计算物项的FV和RAW重要度。如果计算得到的3个重要度均不满足高安全重要的判定准则,则初步定为低安全重要类别,待进行纵深防御和敏感性分析时进一步评估。

2.4 基于纵深防御进行进一步评价和分级

纵深防御分析主要针对PSA模型中未包括的以及在风险评价阶段被认为是LSS的物项。该过程通过堆芯损伤缓解、早期安全壳失效/旁通和长期安全壳完整性3个方面评估SSC(构筑物、系统和设备)的功能,如果任意一方面被判定为对纵深防御为高安全重要,则该SSC即被认定为HSS。

2.4.1 评价堆芯缓解的纵深防御

该项工作主要考虑以下方面:

- (1) 始发事件的发生频率;
- (2) 所具有的缓解始发事件的纵深防御能力。

2.4.2 安全壳纵深防御评价

除了堆芯损伤纵深防御评价,还需要评价SSC在防止大量放射性早期释放中的纵深防御程度。对于每一个被确定为LSS的SSC,其纵深防

御评价采用下述准则:

(1) 安全壳旁通:该SSC是否会引发ISLO-CA(界面失水)事故;该SSC是否能够为ISLO-CA事故提供重要缓解能力;该SSC能否在蒸汽发生器传热管破裂事故后隔离该蒸汽发生器。

(2) 安全壳隔离:该SSC是否用于支撑下述安全壳贯穿件的隔离;该SSC是否用于支撑安全壳贯穿件的隔离。

(3) 早期氢气燃烧:该SSC是否支持安全壳内氢气点火器的运行。

(4) 长期安全壳完整性:该SSC是否用于支持未在CDF(堆芯损坏频率)和LERF(早期大量放射性释放频率)计算中考虑的系统功能,但却是在堆芯损伤后保持长期安全壳完整性的唯一方式(如安全壳热移出)。

对于上述问题,任何一处的答案为“是”,则该SSC应被分类为高安全重要。只有所有问题的答案都是“否”的情况下,该SSC才能被确定为低安全重要,并留待下一步确认。

2.5 基于敏感性分析进行进一步评级和分级

对于经过风险评价和纵深防御评价后仍被划分为LSS的物项,我们还需再开展敏感性分析,可采用下述方法进行敏感性分析:

(1) 将全部人员失误的基本事件数值增加到95%分位数值;

(2) 将全部人员失误的基本事件数值降低到其5%分位数值;

(3) 将全部物项共因失效的基本事件数值增加到其95%分位数值;

(4) 将全部物项共因失效的基本事件数值降低其到5%分位数值;

(5) 将所有维修不可用度设为0。

对以上5项内容,分别执行风险评价中的重要度评估过程,并采用相同的评判依据和评价标准,如果物项在(1)~(5)中任意一步被认为是HSS,则将物项划分为HSS;如物项仍然被认为是LSS,则将物项划分为LSS;如果被认定为安全相关物项,则该物项划分为RISC-3。

2.6 通过综合决策小组进行综合决策

综合决策小组(IDP)通常由来自PSA、安全分析、设计、运行、维修等领域的专家组成。IDP审评上述步骤的分类结果并充分考虑电

厂设计、运行实践和经验以确定最终的分类方案。IDP基于下述方面进行综合决策:

- (1) PSA 评估和敏感性分析;
- (2) 纵深防御评估;
- (3) 安全裕量评估;
- (4) 其他风险指引项目 (如维修规则、风险指引在役检查等) 的见解;
- (5) 运行和维修经验。

IDP有将之前分析认为LSS的物项重新划分为HSS级别的权利, 但应列出具体依据。通过上述所有步骤后, 可确定最终的风险指引型物项分级结果, 如图2所示。

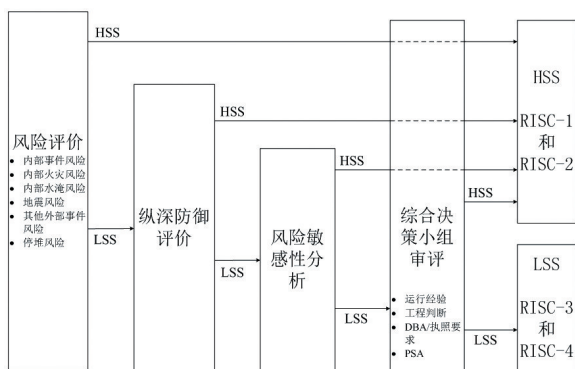


图2 风险指引型物项分级流程

Fig. 2 Risk-informed item classification process

3 风险指引型安全分级应用

3.1 国外应用情况

3.1.1 STP 核电站应用实例分析

STP核电站开始风险指引分级研究较早, 是此分级思想发展强有力的推动者之一。STP核电站针对多个系统和多个物项进行了风险指引型的物项分级, 部分已经获得了NRC批准, 结果见表2和图3。

表2 STP核电站应用分析结果

Table 2 STP instance analysis results

传统分级	风险指引型分级	数量/个	百分比/%
安全相关	RISC-1	4 150	24.3
	RISC-3	12 939	75.7
非安全相关	RISC-2	381	1.4
	RISC-4	27 571	98.6

由表2可以看出, 有超过3/4的“安全相关”物项被划分为低安全重要级别, 可降低其特殊处理要求以提高经济性; 同时, 有大约1.4%的物项由“非安全相关”被评估为高安全重要, 应对这些物项提高要求, 保证核电站的安全运行。

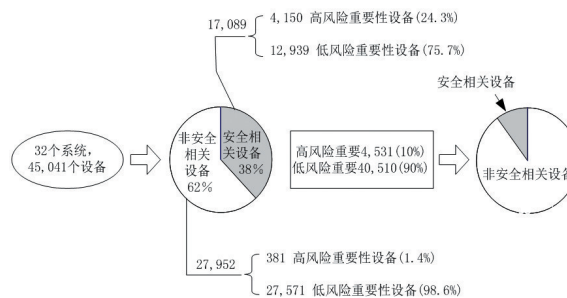


图3 STP实例分析结果

Fig. 3 STP analysis results

3.1.2 WOG (西屋用户集团) 核电站实例分析

WOG在Wolf Creek核电站和Surry核电站也进行了类似的试点研究^[5]。在此研究中, Wolf Creek核电站中的安全壳喷淋系统(CS)和常规服务水系统(NSW)及Surry核电站中的化学和容积控制容系统(CVC)和主给水系统(FW)被选定为试点对象。分级的结果如表3~表8所示。

表3 Wolf Creek 安全壳喷淋系统能动设备

Table 3 Wolf Creek active equipment of containment spray system

传统分级	风险指引分级	数量/个	百分比/%
安全相关	RISC-1	10	5.8
	RISC-3	163	94.2
非安全相关	RISC-2	0	—
	RISC-4	48	100

表4 Wolf Creek 常规服务水系统能动设备

Table 4 Wolf Creek active equipment for conventional service water systems

传统分级	风险指引分级	数量/个	百分比/%
安全相关	RISC-1	0	—
	RISC-3	0	—
非安全相关	RISC-2	182	42
	RISC-4	251	58

表5 Surry 化容系统能动设备

Table 5 Surry active equipment for chemical and volumetric systems

传统分级	风险指引分级	数量/个	百分比/%
安全相关	RISC-1	356	52
	RISC-3	329	48
非安全相关	RISC-2	33	17.4
	RISC-4	157	82.6

表6 Surry 化容系统非能动设备

Table 6 Surry passive equipment for chemical and volumetric systems

传统分级	风险指引分级	数量/个	百分比/%
安全相关	RISC-1	74	28.8
	RISC-3	183	71.2
非安全相关	RISC-2	0	—
	RISC-4	24	100

表7 Surry 主给水系统能动设备

Table 7 Surry main water supply system active equipment

传统分级	风险指引分级	数量/个	百分比/%
安全相关	RISC-1	61	19.7
	RISC-3	249	80.3
非安全相关	RISC-2	0	—
	RISC-4	218	100

表8 Surry 主给水系统非能动设备

Table 8 Surry main water supply system passive equipment

传统分级	风险指引分级	数量/个	百分比/%
安全相关	RISC-1	6	100
	RISC-3	0	—
非安全相关	RISC-2	26	100
	RISC-4	0	—

由表3~表8可以看出, 结果的趋势与STP分级实例趋势相一致, 说明风险指引型安全分级对核电厂的管理和运行可能带来益处。

除美国核电厂, 国际上其他国家的核电厂也开展了类似的实例研究, 相比而言, 它们大多是针对风险指引评价的特定应用进行研究。

综上所述, 核工业界对风险指引物项分级思想的发展持肯定态度, 并从监管和试点研究两个方面同时努力以推动此分级思想的发展和应用。实例分析表明: 风险指引分级思想对核

电厂经济性和安全性有重大意义。实例分析也为推动此分级思想的发展提供了坚实的依据, 并为此分级方法的应用奠定了基础。

3.2 大亚湾核电厂的风险指引分级实例分析^[6]

3.2.1 辅助给水系统设备分级

辅助给水(ASG)系统是核电厂重要的专设安全设施之一, 其主要功能是要在下列情况下为蒸汽发生器二次侧提供充足的水量, 以保证从堆芯带出衰变余热。主要评估过程如下:

(1) 风险信息评估: 在PSA模型中共包含ASG系统的75个设备, 按照高安全重要SSC判断准则, 确定其中43个为HSS设备;

(2) 确定性评估: 最终确定有36个为HSS设备。

综合以上评估结果, 63个设备被认定为HSS级别。根据大亚湾核电厂系统手册, 每个机组的ASG系统包含645个设备(其中有121个安全级设备, 524个非安全级设备)。

最终分级结果中的63个HSS设备, 有16个是在PSA评估和确定性评估中均被定为HSS级别, 其他的47个是两个评估过程相互补充得到的。可见, 两个评估过程有互补作用, 证明了此分级方法的合理性及有效性。

3.2.2 安全壳喷淋系统设备分级

安全壳喷淋(EAS)系统是专设安全设施, 在事故工况下、安全壳内压力和温度升高时, 可将含有氢氧化钠的硼水均匀地喷入安全壳, 通过排出热量使安全壳内压力和温度降低至可接受的水平, 同时降低安全壳内气载放射性水平。主要评估过程如下:

风险信息评估: 在EAS故障树模型中共包含了47个设备, 按照高安全重要SSC判断准则, 确定其中30个为HSS设备, 均匀分布在两个冗余列中。根据确定性评估, 确定47个设备为HSS。

综合风险信息评估和确定性评估结果, 共有47个HSS设备。

3.2.3 设备冷却水系统设备分级

设备冷却水(RRI)系统的主要功能是: 在各种工况下冷却各种热交换器, 以确保核岛设备的正常运行, 并将核岛内各种热负荷传递到最终热阱及海水。主要评估过程如下:

(1) 风险信息评估: RRI系统中有126个设备被模块化在模型中,按照高安全重要SSC判断准则,确定有70个设备为HSS。

(2) 确定性评估: 确定有280个为HSS设备。

对照分级结果,在PSA评估中的70个HSS设备有6个是在确定性评估中认为是LSS级别。根据风险指引分级的思想,设备的安全重要性等级应取PSA评估和确定性评估结果中较高的。因此,这6个设备应定为HSS设备。对RRI系统的风险指引分级结果中属于HSS设备的有286个。

上述3个系统分级的结果汇总见表9。

表9 大亚湾核电厂风险指引设备分级实例结果
Table 9 Daya Bay Nuclear Power Plant risk guidance equipment classification example results

传统分级	风险指引分级	ASG系统	
		数量/个	份额/%
安全级	RISC-1	46	38
	RISC-3	75	62
非安全级	RISC-2	17	3
	RISC-4	507	97

4 结论及国内应用建议

4.1 结论

实践和经验表明,风险指引型安全分级对提高核电厂的安全性和经济性都有重要意义。

4.1.1 提高核电厂的安全性

根据风险指引型安全分级,将管理和关注的重点集中到RISC-1和RISC-2级别设备中,一方面可加强对部分非安全相关设备的关注,提高其可靠性;另一方面可优化运行管理资源,更好地确保核安全。

4.1.2 提高核电厂的经济性

通过风险指引型安全分级,可免除RISC-3设备的一些特殊处理要求,从而降低业主的负担。

由于美国的核电厂基本上是老电厂,因此,风险指引型安全分级技术主要应用在运行电厂中。但这并不代表风险指引型分级技术不适合在设计阶段开展,相反,如果能够在设计阶段就充分、有效地利用该技术,则可以充分

利用先进技术在提高核电厂安全性的同时提高核电厂的经济性。

综上,本文建议在国内积极推进风险指引型安全分级方法,并以试点形式开展针对设计阶段和运行阶段核电厂的相关应用研究。美国核能研究院发布的风险指引型安全分级导则NEI00-04可作为国内实践的参考,必要时做适应性调整。

4.2 国内应用建议

4.2.1 指导及优化设计

对于划分为RISC-2的设备,新设计核电机组应增加特殊处理要求。对于已在建或在运核电机组,应对这些设备进行评估,如当前的性能未达到预期,则应考虑适当增加特殊处理要求,以增强其可靠性水平。对于划分为RISC-3的设备,由于其当前受到与RISC-1设备相同的特殊处理要求,根据分级结果可申请豁免或降低某些特殊处理要求。

4.2.2 设备采购

根据风险指引型分级结果,对于划分为RISC-3的设备可以选择工业级设备代替核级设备。

4.2.3 环境鉴定

对于划分为RISC-2的设备,应保证其可用性,取消RISC-3电气设备的环境鉴定试验要求,而采用设备供应商文件、等价评估、运行经验报告、技术评价、技术分析以及试验等方法,确保这些设备能够在设计基准环境条件下完成安全相关功能。分级为RISC-3的1E级电气设备,可用非鉴定设备替换,不再要求苛刻的鉴定条件和详细的鉴定文件要求,在减免环境鉴定试验要求的同时,保留或附加评价要求。

4.2.4 抗震鉴定

对于划分为RISC-2的设备,应有一定的抗震要求,取消RISC-3设备的抗震鉴定试验和专门分析的要求,而采用设备供应商文件、等价评估、技术评价、技术分析以及试验等方法,确定这些设备能够在设计基准环境条件下完成安全相关功能,在减免抗震鉴定试验要求的同时,保留或附加评价要求。

4.2.5 质量保证

《核动力厂和核燃料后处理厂的质量保证准则》对安全相关设备提出了设计、建造、运行

方面的质保要求,以防止和缓解假想事故的后果。在适当条件下,RISC-3设备可不遵守上述质保要求。

4.2.6 在役试验

泵和阀门的在役试验包括监督性试验。监督性试验可以使设备的功能得到定期验证。对于RISC-3设备,不需要同样严格的保证。考虑到低安全性和性能历史记录,可延长RISC-3设备的监督性试验周期。由于从在役试验计划中删除RISC-3物项会影响大量程序,因此,可将相关设备保留在在役试验计划范围内,延长试验周期。针对风险指引分级为低安全重要的设备可减免某些定期试验要求,例如,延长试验周期和减少试验次数,需根据具体的分级结果具体分析。

4.2.7 预防性维修

预防性维修活动的范围和频率可通过考虑相关设备的安全性而调整优化。如果确定该设备具有重要的安全性(RISC-1或RISC-2),可

适当增加预防性维修范围或缩短预防性维修周期。在确定设备的安全重要性较低(RISC-3)的情况下,预防性维修范围可考虑缩小,并优化预防性维修频率。

参考文献

- [1] Glen E. Experiences Gained in Implementing a Broad-based Risk-Informed Application [C] // Schinzel 12th International Conference on Nuclear Engineering. Arlington: 2004.
- [2] M. Tulay, Option 2. 10CFR50. 69 Special Treatment Guidelines, EPRI 1015099 [K]. California: Electric Power Research Institute, 2007.
- [3] Risk-Informed Categorization and Treatment of Structures, Systems and Components for Nuclear Power Reactors 10CFR50. 69 [S]. US: NRC, 2002.
- [4] NEI. 10 CFR 50. 69 SSC Categorization Guideline, NEI-00-04 [S]. Washington DC: NEI, 2005.
- [5] Brown J A, Osterrieder R A, Lutz R J, etc. Westinghouse Owners Group Risk-Informed Regulation Efforts—Option 2 and 3. Proceedings of ICON10 [C] //ICON10. Arlington: 2002.
- [6] 钱永柏,赵军,童节娟,等.核电站风险指引设备分级的试点研究[J].核科学与工程,2009,29(1):81-85.

Study on Risk-Guided Safety Classification and Its Application

Gong Yu¹, Wang Baoxiang¹, Zhan Wenhui², Deng Wei³, Zhao Jun⁴,
Xiao Jun¹, Zhang Jiajia¹, Ni Man¹, Qian Hongtao^{1,*}

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China; 2. Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co.,Ltd., Shanghai 200233, China; 3. China Nuclear Power Engineering Co.,Ltd., Beijing 100840, China; 4. Tsinghua University, Beijing 100084, China)

Abstract: The implementation of risk-guided safety classification and differentiated treatment for nuclear power plants are important means to ensure the safety and economy of nuclear power plants. This article summarizes the development, process analysis and application examples of risk-guided safety classification, and puts forward application recommendations based on risk-guided safety classification.

Key words: nuclear power plant; risk-guided; classification; probabilistic safety analysis

(责任编辑:徐晓娟)

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.

Zhao Shicheng, Wang Kaipei, Yang Jingyuan. The Role of Experience Feedback in the Construction of Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2020, 19 (5):49-52.

经验反馈在核电厂建设过程中的作用

赵世成¹, 王凯佩¹, 杨静远^{2,*}

(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)

摘要: 本文介绍了现阶段核电厂建设施工阶段经验反馈的分类, 并就存在的主要问题和难点进行总结分析, 提出解决办法和处理建议。目前在某些单位, 经验反馈只是一份文件, 没有对实际工作发挥指导作用, 导致错误重复发生, 造成了不必要的损失。本文讲述了几种将经验反馈与实际工作进行有效结合的方法, 这些方法可以在很大程度上与工程建设形成关联性, 并促成经验反馈与实际工作的有机结合, 促使经验反馈规范化、常态化、长效化。

关键词: 经验反馈; 关联性; 核电厂; 建设过程

中图分类号: TL372+.3 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0049-04

根据国家核安全局官网的数据, 截至2020年4月27日, 我国共有核电机组62台, 其中在建15台, 商运47台^[1]。

核电机组的建设周期约为60个月, 由于各种原因, 多数核电机组会出现延期情况。对于一台百万千瓦级核电机组, 工程进度耽误一天造成的经济损失接近1 000万元。

经验反馈可以实现对核电厂工程建设质量的主观把控, 可以提高施工阶段处理各种问题的闭环管理能力, 避免同类问题的重复发生, 同时可以总结并推广核电厂建设中产生的良好实践。同时, “建立对安全问题的质疑、报告和反馈机制”也属于核安全文化八大特征之一^[2]。

1 经验反馈简介

1.1 常见经验反馈的种类

参照中国核电工程有限公司发布的《经验反馈管理》程序文件, 经验反馈分类的主要依据是信息的来源, 并以此为基础将其分为3类,

分别为偏差类、良好实践类和外部信息类^[3]。

偏差类经验反馈主要涉及的是实际产品、服务不符合技术规格书或者违反国家核安全监管部门的要求、出现不符合项、设计变更、质量安全事件等情况的总集, 例如, 某工程公司在验收时发现, 采购的进口1E级传感器生产制造时间不在国家核安全局颁发的制造厂注册登记证书有效期内, 不符合监管要求[《进口民用核安全设备监督管理规定》(HAF 604)第十六条], 采购的设备无法用于核设施上^[4]。

良好实践类经验反馈主要指经过充分验证后认为可行性高, 且适合全面实施推广的各类问题的处理方法或者良好经验总结等的合集, 例如, 福岛核事故后, 对应急柴油发电机进行改造; 配电室电缆更换为发生火灾可保证人员安全的低烟、无卤、阻燃电缆等。

外部信息类经验反馈指国内、国外同行业进行核电厂建设、运行时发生的偏差, 或者国家核安全监管部公告公示案例等的合集, 例

收稿日期: 2020-05-22 修回日期: 2020-08-12

作者简介: 赵世成 (1989—), 男, 河北张家口人, 工程师, 学士, 电气工程专业, 现主要从事核电厂电气设备采购合同执行工作

*通讯作者: 杨静远, E-mail: yangjingyuan@chinansec.cn

如,某制造厂焊接违规问题;国内某高强紧固件厂质量事件问题等^[5]。

1.2 经验反馈的基本原则

由于经验反馈的主要目的是避免同类问题重复发生,促进管理体系持续改进,从而进一步提高工程质量,减少不必要的损失,所以,在处理经验反馈问题上,及时性、问题的闭环处理、重在应用的属性显得尤为重要。

2 现阶段经验反馈存在的问题

2.1 应用效果不理想

案例一:查询国家核安全局官方网站,关于核安全行政处罚的案例有26份,其中违规类数量最多,如违规分包、违规焊接等。在相关情况通报并经处罚后,同样或相似的违规案例依然屡见不鲜^[6]。

案例二:国内甲核电厂在建造施工过程中,A段的UPS设备出现故障宕机。经现场查看,A段设备是由于进水造成的设备停运。后经详细调查发现:设备间顶棚进行过水钻打孔,并且打孔时没有对UPS采取任何保护措施,导致水泥泥浆直接流淌到设备的顶部,并顺着设备间隙流淌到内部线路上。对此,相关人员进行内部经验反馈时,只通告了该项目的施工单位、现场项目部等注意此类问题的再次发生。时隔不久,同期建设的同型号国内乙核电厂一台机组出现B段的UPS设备故障停机,经检查,问题同样是设备间水钻打孔,设备未进行防护造成进水,经现场多次视频会议后确定将此设备报废,重新采购。工程师吸取经验,开启外部全项目类型经验反馈,通告所有在建核电项目部和业主以及施工单位。最终,后续项目在相同施工进度情况下避免了上述情况的发生。

2.2 经验反馈与实际工作“脱钩”,未能发挥有效的指导性作用

经验反馈文件形成后,未能在相似工作阶段或者其他新工程项目参考、借鉴,经验反馈未能发挥指导作用。例如,某工程技术规格书要求低压开关柜内控制电缆为低烟、无卤、阻燃电缆,横截面为1.5 mm²,而负责供货的设备制造商由于首次中标该集团核电工程项目,验收时发现使用的生产设备是同功能属性横截面

1 mm²电缆,造成设备不符合技术要求,出厂验收无法通过。采购经理及时修正原有单一项目经验反馈为全工程项目经验反馈,并通知其他项目供应商注意此类问题,最终得到部分供应商的反馈并收到出现同样问题及时修正的感谢信。

2.3 经验反馈的质量有待提高

本文在向三大工程公司相关采购人员做调查时,多数人员都提到了经验反馈文件的质量问题,例如,有人反映,某些经验反馈只是简单的一句话,或者反馈的内容已经是约定俗成的工作,或者是新厂家单独个例,简单处理就可以解决的情况;另外,有人反映,单位的经验反馈与奖励挂钩,且奖励只与收录的数量有关,并没有考虑是否适用于实际工作;还有人员指出,经验反馈工程师的责任心不高,不能鉴别经验反馈的价值,无法发挥经验反馈的作用;最后,部分单位反映,经验反馈在部门内属于硬性指标,需要强制完成,一些部门由于工作职责和活动范围的原因,很少或者几乎没有可以形成经验反馈的情况,但依然要编写。

2.4 员工编制经验反馈的主动性不高

调查中,一些单位反映:对于经验反馈工作的奖励,最多的是表彰,或者只是阶段性的表扬和奖励,与个人收入、职位晋升、专业技术能力评聘等无任何关联。这就使员工对此项工作产生轻视和懈怠的态度,没有编写经验反馈的积极性。从而导致一些好的经验和方法不能得到及时的总结和分享,造成工程项目建设不能有效避免相同或者相似偏差的出现,最终同样的错误反复发生,浪费人力、物力,耽误工程进度。

3 经验反馈工作的建议

3.1 经验反馈要与员工个人发展相关联

相关单位应制订经验反馈编写标准和程序文件,并设置多名经验反馈工程师,对一篇经验反馈是否收录对公司的后续发展影响大小进行打分和分级(如优秀、良好、合格、不合格等),从而从初审阶段筛选出高质量的经验反馈;另外,对于收录的经验反馈,应建立数据库,在员工岗位晋升、专业技术能力评聘时计算分数,并适当考虑按一定比例上调被奖励员工的年终奖金、月度绩效。

3.2 经验反馈要与成本控制专项奖励关联

为激励和宣传单位员工在保障安全生产和重点项目资源的前提下,提高成本控制的主动性和积极性,实现降本增效,相关单位可以设立经验反馈控制专项奖或者其他奖,每个月或者季度进行公司级展示,并将奖金按照规定比例进行分发。这种做法不仅可以直接激励获奖人员的积极性,还能间接地激发其他人员的动力,为实现项目成本控制、促进单位长效发展、提高管理水平提供不竭的动力。

3.3 经验反馈要与培训、例会等关联

经验反馈在编制收录后,最重要的是运用到工程项目的实际施工或者运行中。首先,可以在每天的早例会中适当进行几个案例的学习和讨论,或者通过单位邮箱每日分发提醒,或者在部门、科室的内部工作软件群等发布学习,定期收集学习总结;其次,可以按月份或者季度进行专项培训,撰写学习心得,并纳入绩效考核;最后,可以建立经验反馈专项例会制度,进行头脑风暴,以点带面、举一反三地进行扩展学习。

3.4 经验反馈要与大数据平台关联

在大数据时代的今天,网络的运用非常广泛。

(1) 可以建立专业的经验反馈平台和App,实现数据互通,将经验反馈属性设置为可对外与不可对外两种状态,联合同行业单位在行业内实现资源共享,扩大信息来源,更好地借鉴其他单位施工过程或者运行阶段的经验,在一定程度上减少损失。

(2) 实现经验反馈与电子工作流程的互联互通,例如,可以在工作电子流的关键节点设

立经验反馈触发提示或者主动选择参考机制,例如,在核级设备招投标阶段,将证书允许范围、证书有效期的经验反馈案例作为提示内容,在制造开工阶段将设备违规分包案例作为提示内容等,以减少违法、违规情况的发生。

4 结论

经验反馈作为一种非常有效的工具,在核电厂设计、建设、施工和运行等阶段都可以发挥无比强大甚至无法想象的作用。本文主要讲述了经验反馈工作在现阶段存在的主要问题,并提出部分建议和管理思路,为后续经验反馈的制度建设、功能建设提供支持,使经验反馈工作更加规范细化,强调具体落实,让经验反馈真正从墙上“走”下来,从纸上“动”起来,从嘴上“吐”出来,促使单位经验反馈工作整体建设和发展的科学化、常态化、长效化。

参考文献

- [1] 国家核安全局. 中国大陆核电厂分布图 [EB/OL]. (2017-04-27) [2020-05-20] <http://nnsa.mee.gov.cn/hdcfbt/>.
- [2] 国家核安全局. 核安全文化特征 [EB/OL]. (2017-03-31) [2020-05-20] <http://nnsa.mee.gov.cn/ywtd/gzdt/201704/w020170401514070208703.pdf>.
- [3] 中国核电工程有限公司. 经验反馈分级分类指南 [Z]. 北京: 中国核电工程有限公司, 2018.
- [4] 国家环境保护总局. HAF 604—2007 进口民用和安全设备监督管理规定 [S]. 北京: 国家环境保护总局, 2007.
- [5] 中国核电工程有限公司. CNPE-MSP-25 经验反馈管理 [Z]. 北京: 中国核电工程有限公司, 2018.
- [6] 中华人民共和国生态环境部. 要闻动态 [EB/OL]. (2013-01-05) [2020-05-20] <http://www.mee.gov.cn/ywtd/bgt/szcf>.

The Role of Experience Feedback in the Construction of Nuclear Power Plants

Zhao Shicheng¹, Wang Kaipei¹, Yang Jingyuan^{2*}

(1. China Nuclear Power Engineering Co.,Ltd., Beijing 100840, China;

2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: This article introduces the classification of the experience feedback work in the current stage of nuclear power plant construction, analyzes the main existing problems and difficulties, and puts forward the solutions and treatment suggestions. At present, in some units, the experience feedback is only a document, which does not play a guiding role in the actual work, leading to repeated mistakes and unnecessary losses. This article describes several ways to effectively combine experience feedback with actual work, which can form a large degree of relevance, and promote the organic integration of experience feedback with actual work, forming a standardized, normalized, and long-term effect.

Key words: experience feedback; correlation; nuclear power plant; the construction process

(责任编辑:徐晓娟)

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.

Ma Shuai, Wei Chao, Jia Bin, et al. Study on Critical Speed of Main Pump Rotor in Nuclear Power Plant[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5):53-57.

核电厂主泵转子临界转速研究

马 帅, 魏 超*, 贾 斌, 史 强, 黄梓昌
(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 作为驱动一回路冷却剂循环流动的关键设备,核电厂主泵在临界转速下运行时,主泵转子会因共振现象而出现剧烈振动,进而对反应堆的安全运行产生不利影响。针对主泵转子临界转速的安全问题,本文简述了主泵安全运行的重要性和转子临界转速的相关研究,结合某核电厂主泵转子的参数,考虑流固耦合作用,利用ABAQUS软件构建主泵转子有限元模型。通过开展模态计算,本文对比分析了主泵转子的干、湿临界转速。结果表明,在冷却剂浸没条件下,主泵转子的临界转速较干态有所降低,但仍可满足安全运行要求,主泵转子的设计具有较高的可靠性和安全裕量。

关键词: 主泵转子; 模态分析; 流固耦合; 临界转速

中图分类号: TL353; TH311 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0053-05

核电厂冷却剂回路主循环泵(Reactor Coolant Pump, 简称RCP)简称主泵,是反应堆核岛系统主回路中的重要部件,其长期安全稳定运行对维持反应堆运行状态、确保堆芯正常冷却、防止核事故发生具有重要意义。主泵电动机中的转子用于为主泵叶轮提供驱动力,是保证主泵正常运行的关键组件。运行实践表明,在临界转速下运行时,转子会发生共振现象,致使主轴弯曲度明显增大,甚至可能折断装在轴上的叶轮及其他零部件,进而引发严重的断轴事故,对反应堆的安全运行造成巨大威胁。为此,有必要对主泵转子的临界转速进行对比分析,全面评估其临界转速附近的安全特性,从而确保主泵及核电厂的运行安全。

1 核电厂主泵简介

主泵的功能为持续在一回路建立冷却剂循环,提供足够的流量以带出堆芯热量,并传递

给蒸汽发生器,从而确保堆芯得到冷却。同时,主泵要有充足的惰转能力,保证断电时也能及时带走堆芯产生的热量,因此,必须确保主泵在放射性环境下长期连续运行的可靠性和安全性。

根据结构形式的不同,主泵通常可分为轴封泵和屏蔽泵两大类。轴封泵结构主要包括水力机械部分、轴封组件(三级轴封)以及电动机部分,如图1所示。目前在国内电站中应用较多,但轴封问题已成为致使冷却剂泄漏的潜在原因之一,特别是出现全厂断电时,所有支持系统可能丧失作用,轴密封处易成为冷却剂泄漏的薄弱环节^[1]。

屏蔽泵是指采用屏蔽电机的无轴封离心泵,该结构设计中将电机和所有转动部件包含在一个压力容器内,由泵壳、定子盖、定子主法兰、定子外壳、定子下部法兰和定子端盖组成,如图2所示。定子和转子被封在抗腐蚀的屏蔽套中,以防止转子铜条和定子绕组与反应堆

收稿日期: 2020-07-15 **修回日期:** 2020-08-06

作者简介: 马帅(1988—),男,吉林省吉林市人,工程师,学士,机械设计制造及其自动化专业,现主要从事反应堆结构力学领域的研究工作

***通讯作者:** 魏超, E-mail: weichao@chinansc.cn

冷却剂接触。由于叶轮和转子的主轴包括在压力边界中，故不需要轴密封来限制泵中的冷却剂泄漏进入安全壳。屏蔽泵在非核电领域，有着长期安全、可靠的历史使用记录。核电领域中，AP1000堆型的主泵为屏蔽泵^[1]。

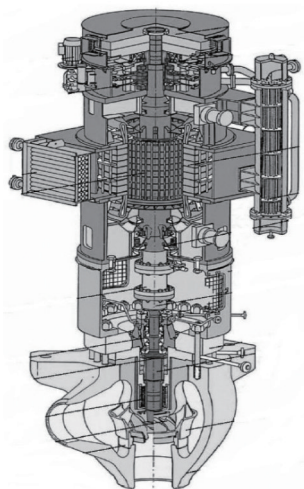


图1 轴封式主泵结构示意图

Fig. 1 Structural diagram of shaft seal main pump

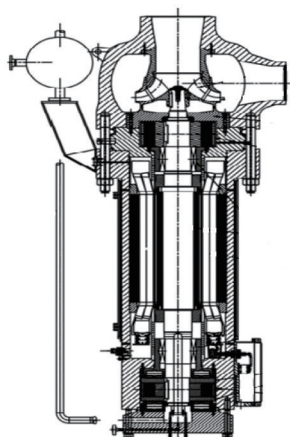


图2 屏蔽式主泵结构示意图

Fig. 2 Structural diagram of canned main pump

2 转子临界转速现象概述

受制造工艺误差的影响，主泵转子虽经过严格的动平衡测试，但各微段质心仍会与回转轴线间存在微小偏离。同时，转子自重也会让其与轴承之间产生一定的挠度。基于偏心和挠度两方面原因，转子重心很难与旋转轴线完全

重合，故主泵旋转时会产生一个周期变化的离心力，促使转子产生横向振动，在某些转速上振动的幅度会异常强烈，这些转速即为临界转速^[2,3]。

周期性离心力的变化频率基本与转子的转数保持一致，当变化频率等于转子固有频率时，主泵转子即发生“共振”，故转子的临界转速也可以说是主泵在运行中发生转子共振时所对应的转速，数值上等于转子固有频率时的转速。转子临界转速研究属于动力学研究范畴，其数值大小取决于轴的横向刚度系数和圆盘质量，与偏心距无关^[3]。另外，转子轴向的受力大小也会对临界转速产生影响，轴力为拉力时，临界转速提高；轴力为压力时，临界转速降低。

3 主泵转子临界转速分析计算

3.1 转子模态分析

本文选取了某核电厂主泵转子作为研究对象，根据其结构形式及几何尺寸，利用ABAQUS软件进行了有限元建模，如图3所示，计算边界条件按照保证转子的模型状态与实际运行相符的原则设置。

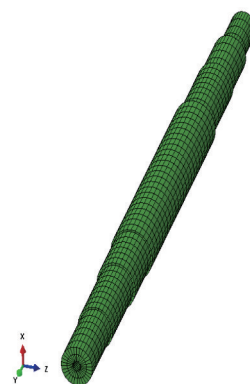


图3 主泵转子有限元模型俯视图

Fig. 3 Top view of finite element model of main pump rotor

通常屏蔽泵的主轴及转子均在“浸液”（湿态）环境下工作，旋转过程中势必受到周围冷却剂的作用力，进而使所研究的问题涉及流固耦合^[4-6]。因此，进行转子临界转速研究时，不仅要计算转子处于空气中的干态临界转速，还要分析计算流体和转子结构相互作用的湿态临界转速，从而全面、深入地掌握主泵转子的转

速特性。本文采用弱耦合方式考虑转子与冷却剂的流固耦合作用,即通过在转子与间隙水的接触位置、主轴与间隙水的接触位置施加相应的附加质量,来模拟“湿态”下流体对主泵转子结构的作用力。利用Block Lanczos方法^[7-9],本文针对主泵转子干、湿两个状态分别进行模态分析计算,以确定结构的振动特性,并各自提取前10阶模态及相应振型。计算结果见表1和表2,第一阶振型如图4所示。

表1 “干态”主泵转子前十阶模态计算结果

Table 1 Calculation results of the first ten modes for "dry" RCP rotor

阶数	频率/Hz	阶数	频率/Hz
1	84.29	6	411.02
2	130.40	7	562.16
3	217.99	8	577.93
4	361.74	9	683.99
5	377.25	10	817.43

表2 “湿态”主泵转子前十阶模态计算结果

Table 2 Calculation results of the first ten modes for "wet" RCP rotor

阶数	频率/Hz	阶数	频率/Hz
1	83.87	6	406.59
2	129.67	7	559.46
3	217.25	8	576.48
4	359.93	9	680.98
5	376.55	10	815.04

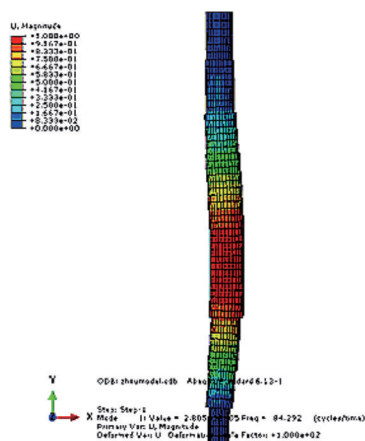


图4 主泵转子模型第一阶振型图

Fig. 4 The first mode of RCP rotor model

3.2 转子临界转速计算

主泵转子临界转速的计算可通过材料力学的基本理论,推导其理论计算公式,进而获得主泵转子的临界转速。

假设一根光轴旋转时,某一微元段上的离心力为 $my\omega^2 dx$ (其中, m 为单位轴长度质量,kg; y 为该微段处扰度; ω 为角速度,rad/s; x 为转子沿轴向的长度,m),将此离心力作为均布载荷 q ,可得:

$$q = \frac{d^2}{dx^2}(EJ \frac{d^2 y}{dx^2}) = m\omega^2 y \quad (1)$$

对于等截面均质轴,可将其简化成简支梁结构,物理模态虽有所不同,但横向振动固有频率和旋转状态下的临界转速值是相同的,此时式(1)中的 EJ 为常数(其中, E 为弹性模量, N/m^2 ; J 为主惯性矩, m^4),推导可得^[3,10]:

$$\frac{d^4 y}{dx^4} = \frac{m\omega^2}{EJ} y = a^4 y \quad (2)$$

式中, $a^4 = \frac{m\omega^2}{EJ}$ 。

对式(2)求解,可得该方程的两类解:

(1) $y=0$ 时,任何转速下均无扰度;

(2) 特定转速下的扰度可为任意值,但各点扰度间存在一定关系。

第二个解中的特定转速即是临界转速。经公式转换,得出系列临界转速值的计算公式:

$$\omega_c = a^2 \sqrt{\frac{EJ}{m}} = \frac{(al)^2}{l^2} \sqrt{\frac{EJg}{A\rho}} \quad (3)$$

式中, $al = \pi, 2\pi, 3\pi, \dots$, a 、 l 均为替代常数;

A ——转子横截面面积, m^2 ;

ρ ——材料密度, kg/m^3 ;

g ——重力加速度,取 $9.8m/s^2$ 。

运行中转子带动主轴转动,临界转速旋转时轴的扰度达到最大值,即“临界”状态,此时振动尤为剧烈,易危及主泵安全。依据前述的理论推导,结合本次所选主泵转子模型的具体结构形式,可将模型中的转子(主轴)近似等效为等截面简支梁,进而得出转子临界转速的计算关系式为:

$$n_c = 60f \quad (4)$$

式中, n_c ——临界转速,rad/min;

f ——频率,Hz。

根据上述转子“干态”模态计算结果,利用公式(4),可计算转子暴露在空气中的临界转速,结果见表3。

表3 “干态”主泵转子临界转速计算结果

Table 3 Calculation results of critical speed for "dry" RCP rotor

阶数	转速/(rad/min)	阶数	转速/(rad/min)
1	5 057	6	2 466
2	7 824	7	3 372
3	1 307	8	3 467
4	2 170	9	4 103
5	2 263	10	4 904

表3的计算结果表明,“干态”下转子的一阶临界转速为5 057 rad/min,远大于转子实际工作时的转速(1 500 rad/min),因此“干态”下该转子的设计能够保证主泵在运行时主轴的变形保持稳定。

根据流固耦合作用分析和转子“湿态”模态计算结果,利用公式(4),可得出转子处于浸液状态时的临界转速,结果见表4。

表4 “湿态”主泵转子临界转速计算结果

Table 4 Calculation results of critical speed for "wet" RCP rotor

阶数	转速/(rad/min)	阶数	转速/(rad/min)
1	5 032	6	2 439
2	7 780	7	3 356
3	1 303	8	3 458
4	2 159	9	4 085
5	2 259	10	4 890

表4的计算结果表明,“湿态”下转子的一阶临界转速为5 032 rad/min,与“干态”时的一阶临界转速相比有所降低,但仍然大于转子实际工作时的转速,因此,“湿态”下该转子的设计同样能够保证主泵运行时主轴的变形稳定。

3.3 干、湿临界转速对比分析

对比主泵转子在“干态”和“湿态”两种情况下的模态结果和临界转速的计算结果后可知,由于转子与冷却剂的流固耦合作用,模态分析中产生了“虚质量”的影响,“湿态”下转

子固有频率和临界转速均出现一定程度的下降,使实际工作状态时主泵转子的临界转速下降,向主泵额定转速方向接近,但仍保持有足够的裕量。

另外,虽然干、湿两种状态下转子振型没有发生明显变化,但对各阶振型进一步分析后的结果表明,转子第6阶振型为沿轴线的扭动,而第7阶振型为自下而上的窜动,这两种振型并不属于转子的横向振动。因此,这两阶转子固有频率转化得到的转速不是对应的临界转速。其他各阶振型均沿着X方向和Z方向发生变形,属于横向振动,对应的转速应为本次研究的临界转速。

4 结论

核电厂主泵的稳定运行直接关系到整个电厂的安全,避免主泵转子发生共振是确保主泵安全的关键环节。本文以某核电厂主泵转子作为研究对象,结合其结构尺寸,建立了主泵转子的有限元模型,开展了模态计算和分析,基于理论分析获得临界转速计算公式,分别计算了转子在空气中的干临界转速和浸液状态下的湿临界转速,主要结论如下。

临界转速所研究的模态振型应重点关注横向振动,并且“湿态”下转子的固有频率和临界转速均有所降低,使得转子的临界转速更接近工作转速,在全面评定转子在临界转速下所引起的主轴共振失稳特性时,应重点开展分析,从而保证主泵安全运行。

参考文献

- [1] 林诚格, 郁祖盛. 非能动安全先进压水堆核电技术 [M]. 北京: 原子能出版社, 2010.
- [2] 刘夏杰. 断电事故下核主泵流动及振动特性研究 [D]. 上海: 上海交通大学, 2008.
- [3] 周文霞. 核主泵地震谱响应及转子临界转速分析 [D]. 上海: 上海交通大学, 2010.
- [4] A. Poulikkas. Effects of Two-Phase Liquid-Gas Flow on the Performance of Nuclear Cooling Pumps [J]. Progress in Nuclear Energy, 2003, 42 (1): 3-10.
- [5] A. Poulikkas. Two Phase Flow Performance of Nuclear Reactor Cooling Pumps [J]. Progress in Nuclear Energy, 2000, 36 (2): 123-130.
- [6] A. M. C. Chan, M. Kawaji, H. Nakamura, et al. Experi-

- mental Study of Two Phase Pump Performance Using a Full Size Nuclear Reactor Pump [J]. Nuclear Engineering and Design, 1999, 193: 159-172.
- [7] 马辉, 周文建, 闻邦椿. 核电站反应堆冷却剂泵的模式分析 [J]. 机械制造, 2006, 44(506):14-17.
- [8] 孙红岩, 张小龙. 基于 ANSYS 软件的转子系统临界转速及模态分析 [J]. 机械制造与研究, 2008 (3): 53-54.
- [9] 石亦平, 周玉蓉. ABAQUS 有限元分析实例详解 [M] 北京: 机械工业出版社, 2006.
- [10] 成晓伟. 离心泵转子部件临界转速的分析与计算 [D]. 兰州: 兰州理工大学, 2009.

Study on Critical Speed of Main Pump Rotor in Nuclear Power Plant

Ma Shuai, Wei Chao*, Jia Bin, Shi Qiang, Huang Zichang
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: As the key equipment to drive the coolant circulating in primary loop, the reactor coolant pump (RCP) and its rotor will vibrate violently due to resonance phenomenon when the RCP operates at critical speed. As a result, the operation safety of the nuclear power plant (NPP) would be affected adversely. Aiming at the safety problem of the RCP rotor under critical speed condition, this paper briefly describes the importance of safe operation of the main pump and relevant studies on the critical speed of the rotor. Combining with the rotor parameters of the main pump in a NPP and considering the fluid-solid coupling effect, the finite element model of the rotor of the main pump is constructed by ABAQUS software. Through the modal calculation, the critical speeds of dry and wet rotor of the main pump are compared and analyzed in this paper. The results show that, the critical speed of RCP rotor under coolant immersion condition is lower than that of the dry state. However, it can still satisfy the requirements of operation safety. The design of RCP rotor shows high reliability and safety margin.

Key words: main pump rotor; modal analysis; fluid structure coupling; critical speed

(责任编辑:许龙飞)

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.

Liu Yusheng, Wu Peng, Liu Xirui, et al. Analysis of Reactor Core Thermal Hydraulic Verification Capabilities for Floating Small Modular Reactor[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5): 58-63.

浮动小型堆堆芯热工水力验证能力分析

刘宇生¹, 吴鹏¹, 刘希瑞^{2*}, 马帅¹, 王昆鹏¹, 许超¹, 李扬¹

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 国家核安全局, 北京 100035)

摘要: 为满足浮动小型堆热工水力分析的验证需求, 本文对海洋条件下小型堆堆芯热工水力的验证能力进行了研究。通过对流动及压降、换热及空泡、横流及湍流交混、临界热流密度 (CHF) 4类试验研究内容及其参数范围的梳理, 分析了现有的海洋条件试验研究对浮动小型堆堆芯热工水力分析的验证作用。结果表明: 现有的海洋条件流动换热试验可用于浮动小堆自然循环流动换热现象的验证, 功率运行工况下的流动换热过程仍需深入研究; 对于海洋条件下堆芯内的横向流动和湍流交混现象, 缺乏相关的试验研究; 临界热流密度试验方面, 现有的试验以简单通道为主, 建议对海洋条件下堆芯复杂通道内的流动、三维效应、格架效应及热流密度分布等内容开展研究。

关键词: 热工水力; 试验验证; 浮动小型堆; 临界热流密度; 子通道

中图分类号: TL332 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0058-06

浮动小型堆 (Floating Small Modular Reactor, 简称FSMR) 是一种多用途海洋浮动式反应堆, 反应堆处于复杂的海洋环境下, 波浪的拍打、台风及海啸等恶劣天气情况下船体的剧烈摆动, 都会对浮动小堆的安全运行产生显著影响^[1]。为应对海洋条件的影响, 确保安全性, 提高经济性, 浮动小型堆在设计研发过程中引入了大量创新设计理念, 因与陆上固定式大型压水堆设计存在明显差异, 且缺少运行经验, 浮动小型堆的创新设计及其分析软件必须通过热工水力试验开展验证和确认^[2,3]。

本文针对浮动小型堆堆芯热工水力分析的验证需求, 结合浮动小型堆的典型设计参数, 分析了现有海洋条件下压水堆堆芯热工水力分析的验证试验, 并针对我国试验验证能力的现

状, 提出了试验研究的相关建议。

1 浮动小堆设计特点分析

目前, 世界上具有代表性的浮动小型压水堆主要有KLT-40、RITM、MRX、ACPR50S等堆型^[4,5], 总体来看, FSMR主要应用于核动力船舶、浮动核电厂等领域, 其设计参数、设计理念与大型陆地式核电厂压水堆存在很大区别, 见表1^[4,5]。为便于对比, 表1以M310为例, 给出了大型压水堆的设计参数。

对比表1中的堆芯参数可知, 在燃料棒的材料和结构形式方面, 浮动小型堆与典型压水堆核电厂基本一致; 在几何尺寸方面, 俄罗斯的浮动小型堆与其核动力破冰船一致, MRX浮动小型堆燃料的外径与已有压水堆核电厂一致。

收稿日期: 2020-06-15 修回日期: 2020-07-08

基金项目: 国家科技重大专项课题: 核动力厂安全分析用计算机软件评估基准题及共享平台开发, 项目编号: 2019ZX06005001

研究资助: 国家环境保护核与辐射安全审评模拟分析与验证重点实验室

作者简介: 刘宇生 (1986—), 男, 河北唐山人, 工程师, 硕士, 核能科学与工程专业, 现主要从事反应堆热工水力领域的研究工作

*通讯作者: 刘希瑞, E-mail: 827114591@qq.com

此外, 浮动小型堆燃料棒活性区的长度范围为1.2~1.6 m, 为压水堆核电站燃料棒活性区长度的1/3~1/2; 功率密度方面, 浮动小型堆的燃料棒功率密度范围为7.9~14.0 kW/m, 低于大型压水堆核电站的18.6 kW/m。从流动换热稳定性的角度看, 浮动小型堆的燃料棒变短后, 传热流动长度变短, 利于抑制流动失稳。

表1 不同浮动小型堆的设计参数

参数类型	KLT-40	MRX	RITM	M310
布置类型	紧凑型	一体化	一体化	分布式
电功率/MW	35	—	50	984
热功率/MW	150	100	175	2 895
循环方式	强迫	强迫	强迫	强迫
系统压力/MPa	12.7	12	15.7	15.5
堆芯出口温度/°C	316	297.5	295	327.3
燃料芯块	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂
包壳	锆合金	锆合金	E-635合金	锆合金
组件数量	121	19	241/199	157
活性区高度/m	1.2	1.4	1.65	3.66
平均线功率密度/(kW/m)	14.0	7.9	—	18.6
棒总长/m	1.67	1.67	1.67	3.852
棒外径/mm	6.8	9.5	6.9	9.5

在运行条件方面, 典型的海洋运动条件设计基准^[6]为: 最大水平加速度 $\leq \pm 1 g$, 最大竖直加速度 $\leq \pm 1 g$, 最大摇摆角 $\leq 45^\circ$, 最大倾斜角 $\leq 30^\circ$; 该参数范围较大, 与典型压水堆核电站相比, 运行状态对浮动反应堆堆芯的热工水力影响无法忽略。

已有研究表明, 海洋运动条件不仅会影响自然循环、流动换热等反应堆的系统热工水力行为, 还会影响汽液两相分布、临界热流密度等局部流动换热过程, 因此, 在开展堆芯热工水力分析验证过程中, 应分析海洋条件对堆芯重要热工水力现象的影响。根据VIPRE、CORBA等子通道分析程序的模型^[7], 在堆芯热工水力分析中具有重要影响的现象可以归结为4大类, 即流动及压降、换热及空泡、横向及湍流交混、临界热流密度。已有海洋条件下的堆芯热工水力试验研究, 也大多聚焦于这4类现象。因此, 本文也从这4类现象出发, 分析我国开展浮动小型堆堆芯热工水力分析的试验验证能力。

2 试验验证能力分析

2.1 流动及压降特性验证能力分析

在堆芯热工水力分析中, 流动及压降特性主要与燃料组件的几何结构、冷却剂流动速度相关。根据流动工质的不同, 可以分为单相流动和两相流动过程。目前, 已开展的海洋条件下的相关试验见表2。

表2 流动及压降特性实验工况分析

研究者	流动类型	实验段	P/MPa	$T_{in}/^\circ\text{C}$
张金红 ^[8,9]	强迫循环	圆管	常压	12.8~26
Rajashkhar ^[10]		圆管	常压	30
幸奠川 ^[11]		矩形通道	—	30~32
陈冲 ^[12]		矩形单通道	1.25~1.5	—
金光远 ^[13]		矩形单通道	常压	—
谭思超 ^[14]	自然循环	圆管	0.1~0.4	40~90
Hiroyuki ^[15]		模拟堆芯	常压	—
Zhiqiang ^[16]		模拟堆芯	0.1~1.0	T_{in} :20~90
俞胜之 ^[17]		矩形通道	0.15~0.3	50~95
			0.15	70~100

注(下同): A 为摇摆角度; T 为摇摆/脉动周期; α 为倾斜角度; a 为竖直/水平加速度; T_{in} 为入口过冷度; T_{in} 为入口温度; A 为脉动振幅; P 为压力; G 为质量流率。

表2表明, 国内对于流动及压降特性的实验研究以圆管和矩形通道等简单通道为主, 侧重于基础研究; 日本Hiroyuki等以模拟堆芯为对象, 与工程实际应用更为接近。此外, 大部分实验都在常压或者低压情况下进行, 与浮动小堆的运行压力差异较大。对于单相流动过程, 低压低温条件下的流体黏性较大, 流动过程的阻力与小堆实际运行压力下的阻力会存在差异; 对于两相流动过程, 低压条件下的气泡直径更大, 气泡直径的差异会直接影响两相流型和汽液两相分布。因此, 基于上述实验结果开发得到的流动及压降关系式能否应用于FSMR, 还有待进一步分析论证。

此外, 已有文献表明, 在自然循环等低驱动压头工况中, 海洋条件对流体的流动及压降特性存在显著影响。

2.2 换热及空泡特性验证能力分析

传热特性验证可分为自然循环和强迫循环两种换热模式。根据王畅等的研究,在强迫循环流动换热过程中,当强迫循环的驱动压头较大时,摇摆引起的附加惯性力可以忽略^[18]。目前的换热及空泡特性试验研究中,多为自然循环流动换热,强迫循环流动换热的研究较少,具体见表3。

表3 换热及空泡实验工况分析

Table 3 Analysis of experiment conditions of heat transfer and void fraction

研究者	实验段	P/MPa	$G/(\text{kg}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$	$T_{\text{in}}/\text{°C}$
刘洋 ^[19]	圆管	0.1~0.4	72~600	—
谭思超 ^[20]	圆管	0.1~0.4	88~441	$T_{\text{sub}}:20\sim60$
王江文 ^[21]	矩形通道	0.1~0.3	150~550	$T_{\text{sub}}:30\sim70$
王畅 ^[22]	圆管	0.3~0.4	120~720	—
俞胜之	矩形通道	0.15~0.3	—	50~95
		0.15	—	70~100
吕路路 ^[23]	矩形通道	0.1~2	500~2 000	$T_{\text{sub}}:10\sim40$
Rajashekhar ^[24]	圆管	—	—	30
路广遥 ^[25]	环形通道	0.1~0.18	94~3 275	20~30
田春平 ^[26]	模拟堆芯	0.1~1.0	—	$T_{\text{sub}}:10\sim100$

表3表明,已公开验证试验的压力都在1 MPa以下,涉及的现象主要为低压自然循环换热、强迫循环单相换热和两相沸腾换热。早期开展的试验均为机理研究试验,多采用环形通道、圆形单管等简单通道,近年来开展的试验已聚焦于典型的压水堆堆芯结构。已有研究表明,因海洋条件会对流动过程产生影响,瞬态换热系数也会随之受到影响;在自然循环等低驱动压头工况中,海洋条件对换热过程的影响更为显著。

2.3 横向流动及湍流交混验证能力分析

格架结构对燃料组件内的横流和湍流交混具有决定性影响,其验证试验一般针对特定的格架结构,试验结果一般不具有通用性。

目前,针对海洋条件开展的横向流动及湍流交混试验较少,仅有部分试验针对流量波动现象开展研究,如叶辛欧文等针对棒径比为1.1的紧密栅通道,采用双排六棒束方形通道开展了非稳态流动的可视化研究^[27],其试验参数范

围为:雷诺数(Re)范围为2 000~40 000,试验段长度1 m,振动波长60~70 mm,频率10~60 Hz;李兴等基于激光诊断技术,采用未装配格架的5×5棒束通道,开展了脉动条件下子通道内瞬态流场及相位差的研究^[28],其试验参数范围为:回路水温25°C,脉动周期20~100 s,平均雷诺数800~9 000,脉动振幅0.2~0.6。总体来看,这类试验以机理研究为主,其结果可用于设计优化,但无法直接用于设计验证。

对于非海洋条件下的燃料组件交混试验,曹念等采用5×5全长棒束装配法国某型格架,开展了燃料组件单相交混系数试验研究^[29],其试验参数范围为:系统压力6.84~7.25 MPa,质量流率980~4 070 $\text{kg}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$,入口温度58.8~145.9°C,热流密度0.234~0.979 $\text{MW}\cdot\text{m}^{-2}$;谢峰等针对三角形排列的紧密排列燃料组件开展了交混系数的试验研究^[30],其试验参数范围约为:压力8.2~10.4 MPa,质量流率300~4 500 $\text{kg}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$,平衡含气率-0.2~0.54。

在海洋条件下,摇摆、起伏等运动将强化FSMR开放棒束通道内的横向流动和湍流交混过程,考虑到FSMR的燃料棒长度较传统燃料棒的传热流动长度显著缩短,因此,其堆芯内的热工水力过程将体现出更为显著的三维效应。

2.4 临界热流密度特性验证能力分析

棒束通道内的临界热流密度受燃料组件的几何特征、流体质参数、格架结构等多种因素影响,是流动压降特性、换热空泡特性、横流及湍流交混特性等多种因素耦合后的集中体现。已公开文献中,海洋条件下的CHF试验研究主要采用环形通道和圆形单管,工质为去离子水和氟利昂,入口过冷度为0.4~64°C,见表4。

3 试验验证能力综合分析

在流动过程中,长径比反映了试验通道内流场的发展演化尺度,雷诺数反映了流体流动的惯性效应,以长径比-雷诺数为坐标,并以KLT-40和M310分别作为FSMR和大型压水堆的典型参数,将不同试验的参数情况绘制于图1。可知,已有试验研究的长径比范围已覆盖浮动小型堆的典型参数范围,但雷诺数范围一般都远小于浮动小型堆的典型参数范围。

表4 临界热流密度实验工况分析

Table 4 Analysis of experiment conditions of critical heat flux

研究者	实验段	P/MPa	$T_{\text{sat}}/^\circ\text{C}$	$G/(\text{kg}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$
OTSUJI ^[31]	环形通道	0.3	1~60	510~980
ISSHIKI ^[32]	模拟堆芯	0.1	0.4	289.5、594.4
庞凤阁 ^[33]	环形通道	0.12	9~43	939~2 014
高璞珍 ^[34]	环形通道	0.12	26~42	20~165
Hwang ^[35]	圆管	1.3~2.4	3~38	285~1 300
K.Zhang ^[36]	圆管	0.5~3	55	255~455
Ozawa ^[37]	圆管环形通道	0.3~0.4	54~64	12~18 000

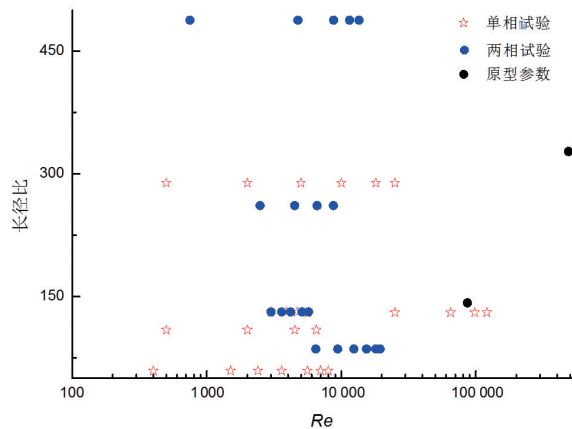


图1 流动及压降试验长径比与雷诺数分布情况

Fig. 1 Distribution of aspect ratio and Reynolds number for flow and pressure drop tests

对于换热过程，努谢尔特数 (Nu) 反映了试验段内流体的换热特征，雷诺数反映了流动的惯性，以努谢尔特数-雷诺数为坐标，将不同试验、原型的参数和边界情况绘制于图2。可知，对于正常运行状态，目前还缺乏可以用于验证浮动小堆的试验数据；在非破口类事故瞬态中，堆芯流量会出现快速降低，并以自然循环方式导出堆芯衰变热，现有的自然循环试验数据对于该现象有较高的参考价值。

对于CHF过程，图3展示了不同CHF试验和原型FSMR的质量流率-长径比分布情况。可知，已有试验的质量流率和长径比范围与原型FSMR基本一致。由于CHF现象受到多种因素影响，在工程实践中，设计验证一般需要使用与原型组件相同的试验段，对于我国自主设计的FSMR，仍需要针对其具体的燃料组件设计开展特定的CHF试验。

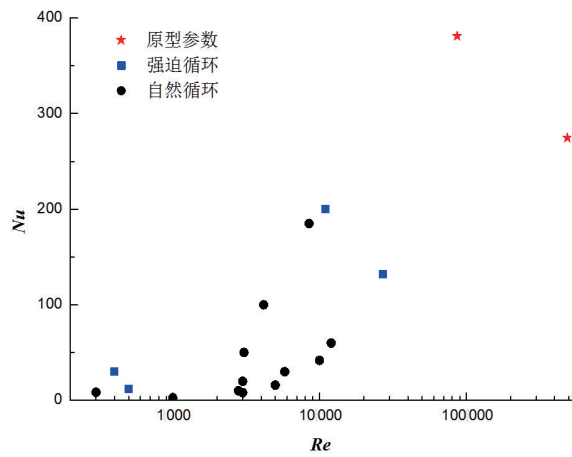


图2 换热试验Nu数与雷诺数分布情况

Fig. 2 Distribution of Nusselt number and Reynolds number for heat transfer tests

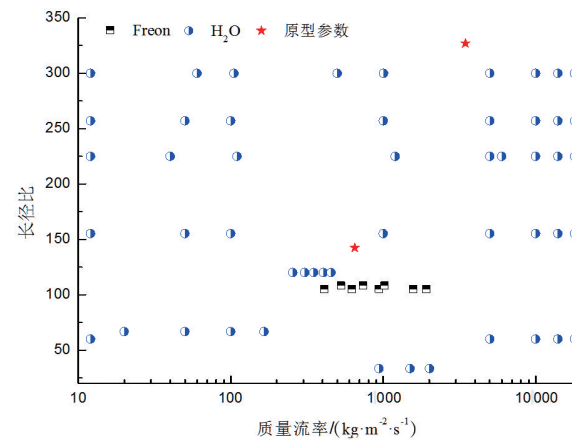


图3 CHF试验长径比与质量流率分布情况

Fig. 3 Distribution of aspect ratio and mass flux for CHF tests

图4为堆芯热工水力试验海洋条件参数的分布情况，图中采用FSMR的典型设计基准作为参考值。图4表明，在摇摆振幅或起伏运动加速度方面，只有CHF试验的海洋运动参数范围可覆盖设计基准参数，流动及换热试验尚缺乏高振幅或高加速度参数的试验数据；在摇摆频率方面，现有试验数据已覆盖浮动小型堆的设计参数，可用于不同摇摆或脉动周期下相关现象的验证。

4 结论

围绕浮动小型堆堆芯热工水力试验验证，

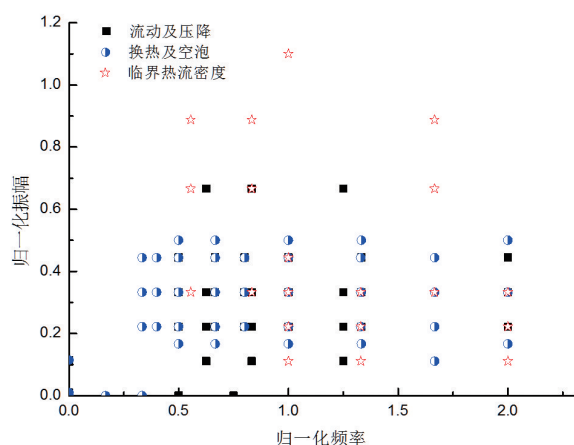


图4 海洋条件参数分布情况

Fig. 4 Distribution of parameters for ocean conditions

本文梳理了海洋条件下与堆芯热工水力密切相关的流动换热试验、横流交混试验和临界热流密度试验,分析了试验研究内容及其参数范围,主要结论如下:

(1) 对于浮动小堆功率运行工况下的流动换热过程,目前尚缺乏验证试验。对于事故工况下的自然循环流动换热过程,已有海洋条件自然循环的试验具有较高的验证价值。

(2) 对于堆芯内的横向流动和湍流交混现象,我国已具备工程试验能力,但除少量脉动流动机理研究外,尚缺乏海洋条件下横流和湍流交混的试验研究。

(3) 现有的临界热流密度试验以简单通道为主,建议对海洋条件下堆芯通道内的复杂流动、三维效应、格架效应及热流密度分布等内容开展研究。

参考文献

[1] 于雷, 鄢郛火, 陈玉清. 海基核动力装置自然循环数学模型的建立与运行特性研究 [J]. 原子能科学技术, 2008, 42 (S1): 116-122.

[2] 国家核安全局. 国核安发〔2017〕323号. 核动力厂安全分析用计算机软件开发与应用(试行) [S]. 北京: 国家核安全局, 2017.

[3] 国家核安全局. HAD 102/17—2006 核动力厂安全评价与验证 [S]. 北京: 国家核安全局, 2006.

[4] Michael, J, Ford, et al. Evaluating the Cost, Safety, and Proliferation Risks of Small Floating Nuclear Reactors [J]. Risk Analysis, 2017.

[5] Petrulin V V, Fadeev Y P, Pakhomov A N, et al. Conceptual Design of Small NPP with RITM-200 Reactor [J]. Atomic Energy,

2019, 125 (6): 365-369.

[6] Kusunoki T, Odano N, Yoritsune T, et al. Design of Advanced Integral-Type Marine Reactor, RX [J]. Nuclear Engineering and Design, 2000, 201 (2-3): 155-175.

[7] Wu P, Shan J, Xiang X, et al. The Development and Application Of A Sub-channel Code in ocean Environment [J]. Annals of Nuclear Energy, 2016, 95: 12-22.

[8] 张金红, 阎昌琪, 曹夏昕, 等. 摇摆状态下水平管中单相水的摩擦阻力实验研究 [J]. 核动力工程, 2008, 29 (4): 44-49.

[9] 张金红. 摇摆状态下气水两相流流型及阻力特性研究 [D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2009.

[10] Pendyala R, Jayanti S, Balakrishnan A R. Flow and Pressure Drop Fluctuations in A Vertical Tube Subject to Low Frequency Oscillations [J]. Nuclear Engineering & Design, 2008, 238 (1): 178-187.

[11] Xing D, Yan C, Sun L, et al. Effect of Rolling Motion on Single-phase Laminar Flow Resistance of Forced Circulation With Different Pump Head [J]. Annals of Nuclear Energy, 2013, 54 (54): 141-148.

[12] 陈冲, 高璞珍, 余志庭, 等. 摇摆工况下窄矩形通道内两相沸腾摩擦压降特性 [J]. 化工学报, 2015 (10): 72-78.

[13] 金光远, 阎昌琪, 孙立成, 等. 摇摆运动时窄矩形通道内两相流动阻力特性实验研究 [J]. 哈尔滨工程大学学报, 2013, 34 (2): 265-268.

[14] 谭思超, 张红岩, 庞凤阁, 等. 摇摆运动下单相自然循环流动特点 [J]. 核动力工程, 2005, 26 (6): 559-563.

[15] Murata H, Iyori I, Kobayashi M. Natural Circulation Characteristics of A Marine Reactor in Rolling Motion [J]. Nuclear Engineering & Design, 2002, 215 (S1-2): 69-85.

[16] Zhu Z, Tian C, Yu S, et al. Natural Circulation Flow Resistance Correlations in A Rod Bundle Channel Under Vertical, Inclined and Rolling Motion Conditions [J]. Annals of Nuclear Energy, 2019, 130 (AUG.): 173-183.

[17] 俞胜之. 摇摆条件下自然循环系统特性研究 [D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2018.

[18] 王畅, 高璞珍, 谭思超, 等. 摇摆条件下强迫循环流量脉动特性分析 [J]. 核动力工程, 2012 (3): 60-64.

[19] 刘洋, 幸奠川, 高璞珍. 摇摆对自然循环流动和换热影响的实验研究 [J]. 核动力工程, 2010 (S1): 65-68.

[20] 谭思超, 庞凤阁, 高璞珍. 摇摆对自然循环传热特性影响的实验研究 [J]. 核动力工程, 2006 (5): 33-36+69.

[21] 王江文. 摇摆对自然循环流动传热特性影响研究 [D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2017.

[22] Wang C, Li X, Wang H, et al. Experimental Study on Single-phase Heat Transfer of Natural Circulation in Circular Pipe Under Rolling Motion Condition [J]. Nuclear Engineering & Design, 2014, 273: 497-504.

[23] 吕路路. 摇摆运动下窄矩形通道内沸腾换热特性实验研究 [D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2013.

[24] Pendyala R, Jayanti S, Balakrishnan A R. Convective Heat Transfer in Single-phase flow in A Vertical Tube Subjected to Axial Low Frequency Oscillations [J]. Heat and Mass Transfer,

- 2008, 44 (7): 857-864.
- [25] 路广遥. 管束通道内单相及两相沸腾换热特性及流动特性的研究 [D]. 上海: 上海交通大学, 2008.
- [26] 田春平. 摇摆对棒束通道内传热特性的影响研究 [D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2018.
- [27] 叶辛欧文, 顾汉洋, 程旭. 方形组件紧密栅格内非稳态流动行为的研究 [J]. 原子能科学技术, 2013 (4): 76-81.
- [28] 李兴, 祁沛垚, 谭思超, 等. 脉动流下棒束通道内相位差及瞬态流场研究 [J]. 原子能科学技术, 2019 (8): 1402-1409.
- [29] 曹念, 郎雪梅, 卢冬华, 等. 燃料组件单相混系数试验研究 [J]. 核动力工程, 2009, 30 (5): 22-25.
- [30] 谢峰, 曹念, 郎雪梅, 等. 紧密排列燃料组件混系数试验研究 [J]. 核动力工程, 2012, 33 (S1): 50-53+58.
- [31] Otsuji T, Kurosawa A. Critical Heat Flux of Forced Convection Boiling in an Oscillating Acceleration Field —i.General Trends [J]. Nuclear Engineering & Design, 1982, 71 (1): 15-26.
- [32] Isshiki N. Effects of Heaving and Listing Upon Thermo-hydraulic Performance and Critical Heat Flux of Water-cooled Marine Reactors [J]. Nuclear Engineering & Design, 1966, 4 (2): 138-162.
- [33] 庞凤阁, 高璞珍. 摇摆对常压水临界热流密度 (CHF) 影响实验研究 [J]. 核科学与工程, 1997, 17 (4): 367-371.
- [34] 高璞珍, 王兆祥. 摇摆情况下水的自然循环临界热流密度实验研究 [J]. 哈尔滨工程大学学报, 1997, 18 (6): 38-42.
- [35] Hwang J S, Lee Y G, Park G C. Characteristics of Critical Heat Flux Under Rolling Condition for Flow Boiling in Vertical Tube [J]. Nuclear Engineering & Design, 2012, 252: 153-162.
- [36] Zhang K, Huang Y J, You H B, et al. Experimental Investigations on Single-phase Convection and Critical Heat Flux in Vertical Tubes Under Oscillatory Flow Condition [J]. Annals of Nuclear Energy, 2020, 143: 107433.
- [37] Ozawa M, Umekawa H, Mishima K, et al. Chf in Oscillatory Flow Boiling Channels [J]. Chemical Engineering Research & Design, 2001, 79 (4): 389-401.

Analysis of Reactor Core Thermal Hydraulic Verification Capabilities for Floating Small Modular Reactor

Liu Yusheng¹, Wu Peng¹, Liu Xirui^{2,*}, Ma Shuai¹, Wang Kunpeng¹, Xu Chao¹, Li Yang¹

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China;

2. National Nuclear Safety Administration, Beijing 100035, China)

Abstract: To meet the verification demand of thermal hydraulic analysis for floating small modular reactor (FSMR), the verification capabilities of core thermal hydraulic for FSMR under ocean condition are investigated in this paper. By summarizing research contents and carding parameter ranges of four kinds thermal hydraulic tests, namely flow and pressure drop tests, heat transfer and void fraction tests, cross-flow and turbulent mixing tests, critical heat flux tests, the significances of these existing experimental investigations in core thermal hydraulic verification process of FSMR are analyzed. The results show that the flow and heat transfer tests under ocean condition are applicable for flow and heat transfer phenomena verification in case of natural circulation, however the tests are still insufficient in case of power operation. There are little tests for cross-flow and turbulent mixing phenomena verification. Meanwhile, in the field of critical heat flux phenomena verification, existing tests are mainly accomplished with simple flow channel. The suggestion that further study should be focused on flow characteristic in complex structure channel, three dimension effect, grid effect, heat flux distribution is proposed.

Key words: thermal hydraulic; test verification; floating small reactor; critical heat flux; sub channel

(责任编辑:许龙飞)

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.

Chen Yiwei,Zhang Zhengchun,Zhang Qiangsheng,et al. Research on Seismic Calculation Method of Nuclear Filters[J]. Nuclear Safety,2020,19(5):64-68.

核级过滤器的抗震计算方法研究

陈一伟¹, 张正春², 张强升¹, 石红¹, 沈伟¹, 王岩^{1*}

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 上海艾维科阀门股份有限公司, 上海 201799)

摘要: 本文基于 ANSYS Workbench 14.5 软件对一种核安全级过滤器进行了抗震性能分析、固有频率及 SSE 地震载荷下的应力分析, 并根据 ASME 应力评价规范, 对过滤器危险点处的应力和应变进行评定。结果表明, 应力分布均未超过过滤器所能承受的极限值, 即设计的过滤器符合设计规范, 能够满足工况要求。本文分析结果可以为该类核安全级过滤器的抗震分析以及进一步结构优化设计提供参考依据。

关键词: 过滤器; 应力计算; 地震载荷; 应力限值

中图分类号: TM623.4 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0064-05

安全停堆地震 (SSE) 是核电厂设计中采用的最高地震运动水平, 是核级设备设计过程的极限安全要求之一。核级设备承受类似于极限停堆地震的地震反应时, 应保证结构的完整性、反应堆的安全停止运行以及能够保持安全状态^[1]。核级过滤器是安装在 ASG、SEG 等系统的管道上, 为反应堆系统提供合格水的设备。根据 ASME 和 RCCM 的相关要求, 关键部位的过滤器设备必须按照核电相关标准和法规通过鉴定后才可投入核电站运行。本文采用大型通用有限元软件 ANSYS Workbench 14.5^[2], 对某核电厂过滤器进行模态分析, 然后提出了过滤器组合载荷的施加方式, 并对组合载荷共同作用下的应力和变形进行计算, 最后根据 RCC-M 的有关规定进行分析评定。本文的分析可以为核级过滤器设备抗震安全风险评估提供理论依据, 并为后续核电设备的抗震分析工作提供技术支撑。

1 计算模型

本文以某核电站过滤器设备为研究对象,

过滤器的核安全等级为非核安全级, 抗震要求为 I 类。过滤器的公称通径为 DN150mm, 设计压力最大为 12 bar (1.2 MPa), 设计温度为 5~60℃。过滤器主要由阀体、过滤网、密封垫、阀盖、闷头等零部件组成, 三维模型如图 1 所示。

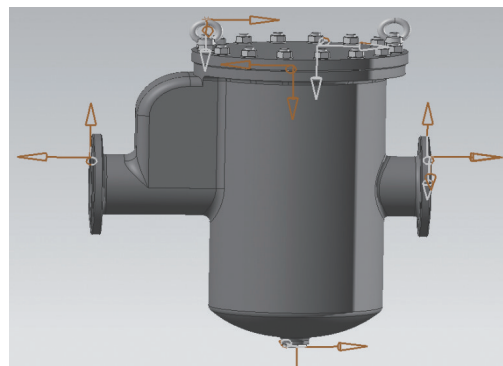


图1 三维模型图

Fig. 1 3D model diagram

阀体、阀盖的材料均为 CF3, 滤网材料为 304L, 密封头为 06Cr19Ni10, 设备工作温度不超过 60℃。主体材料的参数见表 1。

收稿日期: 2020-05-11 修回日期: 2020-06-16

作者简介: 陈一伟 (1989—), 男, 浙江温州人, 工程师, 硕士, 化工机械专业, 现主要从事核安全设备审评及抗震分析工作

*通讯作者: 王岩, E-mail: wangyan@chinansc.cn

表1 主体零部件所用材料及材料特性表

Table 1 Material and material characteristics of main parts

部件	材料	密度/(kg/m ³)	弹性模量/MPa	泊松比	屈服强度/MPa	抗拉强度/MPa	基本许用应力强度/MPa
阀体阀盖	CF3	7 930	1.94×10 ⁵	0.3	173	448	118
滤网	304L	7 930	1.94×10 ⁵	0.3	173	448	118
密封头	06Cr19Ni10	7 930	1.94×10 ⁵	0.3	173	448	118

2 载荷条件

和在条件为:

(1) 自重: 竖直方向的重力加速度, 按 9.81 m/s²进行计算^[3];

(2) 压力 (P): 过滤器的设计压力为 12 bar (1.2 MPa);

(3) 地震载荷: 本计算所用的地震载荷为 6g;

(4) 载荷组合: 根据 RCC-M, 载荷组合见表 2。

表2 载荷组合

Table 2 Load combination

部件工况	载荷组合	适用的应力准则级别
设计工况	设计压力	O
	设计温度	
	自重	
	接管载荷	
正常工况	正常和扰动工况压力	A
	正常和扰动工况温度	
	自重	
	接管载荷	
	地震载荷	
异常工况	异常和扰动工况压力	B
	异常和扰动工况温度	
	自重	
	接管载荷	
	地震载荷	
紧急工况	紧急工况压力	C
	紧急工况温度	
	自重	
	接管载荷	
	地震载荷	
事故工况	事故工况压力	D
	事故工况温度	
	自重	
	接管载荷	
	其他机械载荷 地震载荷	

3 模态分析结果

过滤器的计算载荷包括自重、内压、接管载荷、地震加速度。本分析采用四面体及六面体单元对整体结构进行离散, 共生成 474 156 个节点, 231 449 个单元, 过滤器模态分析有限元模型如图 2 所示。有限元模型中, 阀体、阀盖、过滤网、闷头等均采用实体单元建模, 过滤器中的水用同等的质量附加在阀体^[4]、阀盖及过滤网上, 附加水质量之后模型密度为 10 530 kg/m³。由于过滤网并不是承压边界结构, 所以, 本次分析模型去掉了滤网上的开孔结构^[5]。

各部件的接触面约束中, 因为过滤器并没有可动部件, 所以阀盖与阀体、阀体与闷头、过滤网与阀体等部件之间均采用绑定约束。

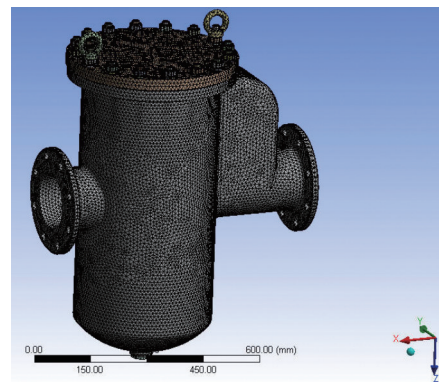


图2 有限元模型图

Fig. 2 Finite element model

因为该过滤器为非对称结构, 所以, 模态分析中采用固定出口的方式, 在固定面处设置固定约束, 限制其所有的自由度, 入口端设为自由端^[6]。

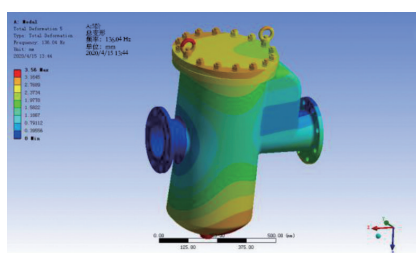
通过对过滤器进行模态分析可知: 固定出口时固有频率为 42.93 Hz。本文仅给出过滤器前 6 阶固有频率, 见表 3。从表 3 可以看出, 过滤

器的固有频率大于 33 Hz。过滤器前 6 阶振型图如图 3 所示。

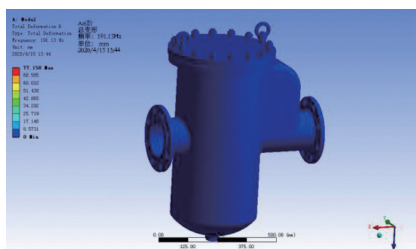
表 3 过滤器前 6 阶固有频率表

Table 3 First 6 natural frequency table

阶次	固有频率/Hz
1	42.93
2	45.19
3	55.62
4	126.75
5	136.04
6	191.13



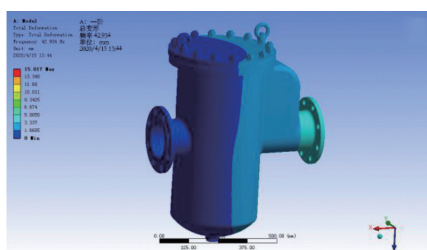
(e) 五阶模态



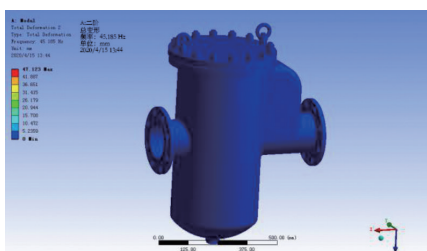
(f) 六阶模态

图 3 过滤器前 6 阶振型图

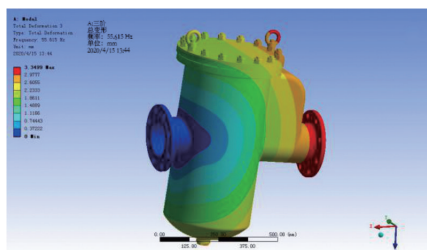
Fig. 3 First 6 vibration modes



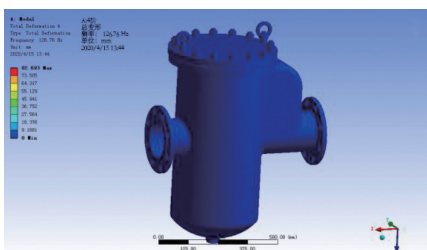
(a) 一阶模态



(b) 二阶模态



(c) 三阶模态



(d) 四阶模态

4 应力分析

本文采用等效静力法对过滤器进行抗震分析。3 个正交轴方向同时施加 6 g SSE 地震载荷；接管载荷按最不利方向施加；在出口端设置固定约束，释放进口端的全部自由度并在该进口端施加接管载荷；设计压力保守地按照 RCC-M 压力试验的压力施加，即施加 1.5 倍设计压力在过滤器的流体腔。载荷及边界条件施加如图 4 所示。

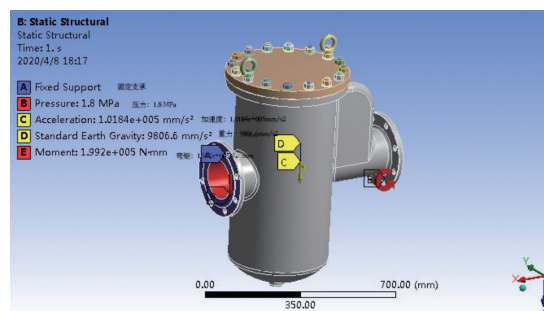


图 4 过滤器边界条件施加图

Fig. 4 Application of filter boundary conditions

在事故工况下，过滤器受到内压、重力、接管载荷及 SSE 地震载荷的作用。本文对过滤器受到的载荷组合进行结构分析，并采用上述准

则验收。图5、图6为事故工况下过滤器及零部件结构分析的最大应力分布云图。

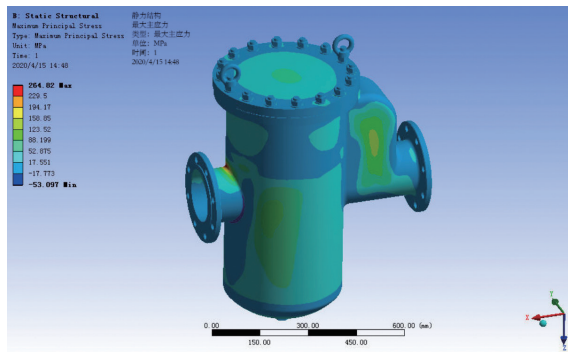


图5 阀体及阀盖最大应力云图

Fig. 5 Cloud chart of maximum stress of valve body and bonnet

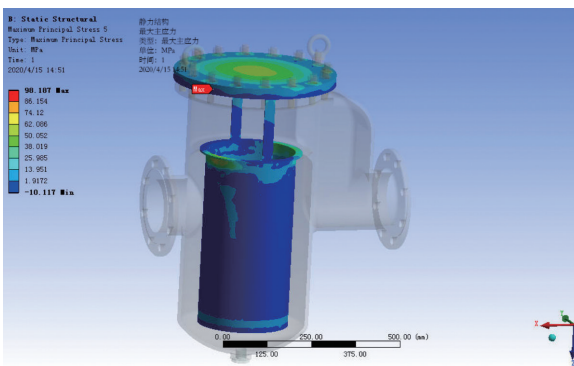


图6 其余部件最大应力云图

Fig. 6 Cloud chart of maximum stress of other parts

根据过滤器的结构和工作特性,对阀体和滤芯等部件危险区域设定的重点关注路径进行校核,表4为过滤器上各路径的应力评定结果,各应力值是所有载荷组合情况下的计算结果。从表4可以看出,各路径上的应力都能满足许用值要求。

表4 过滤器各路径应力评定结果表

Table 4 Stress assessment results of each path of filter

单位: MPa

路径名称	对应位置	薄膜应力值	许用应力 S	薄膜加弯曲	许用应力值 1.5S	评定
路径1	A-A	85.19	108	91.78	162	通过
路径2	B-B	3.01	108	104.54	162	通过
路径3	C-C	29.72	108	38.83	162	通过
路径4	D-D	2.54	108	10.28	162	通过
路径5	E-E	2.65	108	8.69	162	通过
路径6	F-F	34.75	108	36.25	162	通过

5 结论

本文利用 ANSYS Workbench 14.5 程序,采用静力分析法对某型核级过滤器进行了抗震分析,并根据 RCC-M 对计算结果进行评定。分析结果表明:在 SSE 地震、重力及内压组合载荷下,过滤器设备固有频率不低于 33 Hz,应力满足规范要求。本文采用静力分析法对 SSE 工况过滤器进行了应力分析,全面综合地评定了核级过滤器的抗震性能,建立起一套核电厂过滤器抗震分析与评估方法,为核电厂的抗震鉴定实践活动提供参考依据。

参考文献

- [1] 国家地震局. GB 50267—1997 核电厂抗震设计规范 [S]. 北京: 中国计划出版社, 1997.
- [2] 王新敏. Ansys 工程结构数值分析 [M]. 北京: 人民交通出版社, 2007.
- [3] 程纬. 地震加速度反应谱拟合的直接法研究 [J]. 工程力学, 2000, 17 (1): 83-87.
- [4] 黄文慧. 过滤器箱体支架抗震计算分析 [C] // 中国核动力研究设计院科学技术年报, 2012.
- [5] 陈志华, 刘世峰. 气体过滤器的三维实体模型抗震分析 [J]. 机械制造, 2016 (1): 20-21+24.
- [6] 崔颖昕. DVC 核级空气处理机组抗震分析 [C] // 中国核动力研究设计院科学技术年报, 2012.

Research on Seismic Calculation Method of Nuclear Filters

Chen Yiwei¹, Zhang Zhengchun², Zhang Qiangsheng¹, Shi Hong¹, Shen Wei¹, Wang Yan^{1*}

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China;

2. Shanghai IVCO Valve Co.,Ltd., Shanghai 201799, China)

Abstract: Based on the ANSYS Workbench 14.5 software, the seismic performance and natural frequency of a nuclear safety grade filter is analyzed, and the stress analysis under the SSE seismic load is carried out. According to the ASME stress evaluation code, the stress and strain at the dangerous point of the filter are evaluated. The results show that the stress distribution does not exceed the limit value of the stress that the filter can bear, that is to say, the designed filter conforms to the design specifications and can meet the requirements of working conditions. The results of this paper can provide a reference for the seismic analysis and further structural optimization design of this kind of nuclear safety filter.

Key words: filter; stress calculation; seismic load; stress limit

(责任编辑:徐晓娟)

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.

Liu Chunrong, Chen Xinzheng, Chen Dongyu, et al. Calculation and Analysis of Severe Accident Environmental Conditions in CPR1000 Nuclear Power Plant[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5): 69-74.

CPR1000核电厂严重事故环境条件计算分析

刘春容¹, 陈薪正¹, 贺东钰¹, 江婷婷¹, 陈鹏¹, 丁超^{2*}

(1. 中广核研究院有限公司, 深圳 518026; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 严重事故环境条件是设备鉴定和设备可用性评估的重要设计输入。本文针对CPR1000核电厂严重事故的环境条件进行计算分析, 进行了典型的严重事故序列选取以及计算模型的处理, 最终确定了安全壳内严重事故工况下的热工水力环境条件。同时本文也根据设备和仪表的具体位置细化了安全壳内的模型, 进而得到设备所处具体隔间的特定环境条件分析方法。

关键词: CPR1000; 严重事故; 设备可用性论证

中图分类号: TL364+.4 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0069-06

严重事故工况下, 安全壳内处于高温、高压、强辐射的环境状态, 会威胁设备和仪表的正常运行。因此, 为了评估用于缓解严重事故的设备、仪表在严重事故工况下的可用性以及设备的严重事故鉴定^[1], 本文对相关设备和仪表所处位置的严重事故环境条件进行研究。

《核动力厂设计安全规定》(HAF 102—2016)^[2]和《核动力厂安全评价与验证》(HAD102/17)^[3]以及《压水堆核电站核岛电气设备设计和建造规则》(RCC-E)^[4]对设备需考虑的严重事故工况的环境条件提出了明确的要求。

为了评估严重事故下的环境条件, 国内开展了对先进压水堆功率工况安全壳内的环境条件进行计算分析的相关工作^[5], 通过概率论的方法确定了安全壳内的环境条件^[6], 针对M310机组计算分析了设计基准事故以及严重事故后安全壳内压力温度的环境条件^[7]。

本文针对CPR1000核电厂确定了一条通用的包络性曲线, 再根据梳理的、需要论证的设备和仪表所处的位置细化计算程序模型, 提出一种针对设备和仪表位置开展特定的严重事故环境条件的计算方法。同时, 由于全范围严重事故管理导则的实施, 位于安全壳内的部分设备和仪表使用工况为维修停堆工况 (Maintenance Cold Shutdown, 简称MCS) 或换料停堆工况 (Refuelling Cold Shutdown, 简称RCS), 这两种运行模式下, 由于堆芯衰变热较小, 事故进程缓慢, 安全壳内的严重事故环境条件与功率工况存在差异, 因此, 我们也应根据设备和仪表执行功能的电厂运行模式计算具有针对性的环境条件。

1 分析方法及计算程序介绍

EPR核电厂^[8]严重事故环境条件考虑的是通用的包络曲线, 在大量的确定论分析的基础

收稿日期: 2020-07-28 修回日期: 2020-09-22

作者简介: 刘春容 (1985—), 女, 四川德阳人, 高级工程师, 硕士, 核能科学与工程专业, 现主要从事严重事故管理、严重事故分析及应急技术工作

*通讯作者: 丁超, E-mail: dingchao@chinansc.cn

上, 本文选取具有代表性的严重事故工况开展计算分析, 然后根据计算结果绘制包络曲线。由于在严重事故缓解方面为正向设计, 因此, 以最终得到的通用包络曲线作为相关设备和仪表的鉴定条件开展鉴定实验。在实验中, 将根据设备和仪表需运行的时间区间确定鉴定条件的持续时间。

AP1000 核电厂中^[9], 根据划分的严重事故设备可用性论证的时间窗口, 针对每个时间窗口内典型的严重事故现象选择具有代表性的事故序列进行计算分析, 计算结果直接作为严重事故工况下设备可用性论证和设备鉴定的环境条件。由于 AP1000 核电厂严重事故缓解相关的设备和仪表中, 大部分未开展严重事故鉴定, 因此, 采用包络曲线的方法偏保守, 应使用典型工况论证的方法。

目前在 CPR1000 核电厂中, 采用通用的包络曲线与详细的曲线相结合的方法。主要过程为: 首先选取典型的严重事故序列^[10], 然后根据电厂的系统、设备以及相应的安全壳内隔间尺寸等数据建立计算程序模型, 针对选取的严重事故进行计算分析, 最后对计算得到的安全壳内的温度和压力数据进行包络性考虑, 得到最终的严重事故环境条件。

计算分析采用系统性分析程序 (Modular Accident Analysis Program, 简称 MAAP)^[11], 该程序可模拟轻水反应堆核电站严重事故现象及过程, 根据国内外相关文献对严重事故的描述, 本文选取对核电厂具有代表性的严重事故现象进行梳理, 主要包括以下内容^[12-14]:

(1) 反应堆一回路冷却剂系统、反应堆堆坑、安全壳以及密闭建筑物的热工水力响应;

(2) 堆芯裸露、燃料棒加热、燃料包壳氧化、燃料软化形变 (燃料棒几何形变)、堆芯材料熔化及迁移;

(3) 迁移的燃料 (材料) 对压力壳下封头的加热、热载荷和机械载荷、下封头的失效、堆芯材料向反应堆堆坑的迁移;

(4) 堆芯熔融物对混凝土的侵蚀及随后发生反应产生气溶胶;

(5) 压力容器内氢气的产生、传输和燃烧;

(6) 裂变产物的释放 (气溶胶和蒸汽)、传

输及沉积;

(7) 安全壳内放射性气溶胶行为, 包括水洗、气溶胶重力沉降等;

(8) 工程专设安全设施对热工水力和放射性核素行为的影响。

2 事故序列选取

2.1 功率工况下严重事故序列选取

功率工况严重事故序列选取的原则如下:

(1) 结合一级概率安全分析 (Probabilistic Safety Analysis, 简称 PSA) 的结果, 选取堆芯损坏频率大于 10^{-6} /堆年或堆芯损坏频率占总堆芯损坏频率大于 5% 的严重事故序列。

(2) 在一级 PSA 基础上, 根据工程经验选取典型的严重事故序列。

按照上述方法, 最终确定的严重事故序列为大破口冷却剂丧失事故 (Large Break Loss of Coolant Accident, 简称 LBLOCA)、未能紧急停堆的预期瞬态 (Anticipated Transient Without Scram, 简称 ATWS)、全厂断电 (Station Black Out, 简称 SBO)、主蒸汽管道破裂 (Main Steam Line Break, 简称 MSLB)。

2.2 停堆工况下严重事故序列选取

由于停堆工况下导致电厂堆芯损伤 (Core Damage, 简称 CD) 的概率较小, 因此, 本文仅选择停堆工况中概率较高的事故序列进行分析。由于一次侧的设备状态与功率工况差异不大, 计算程序模型与功率工况通用, 严重事故现象与功率工况基本相同, 但是根据衰变热功率的包络性, 功率工况模式下的事故分析结果可包络余热排出冷却正常停堆模式 (Normal Shutdown with Residual Heat Removal, 简称 NS/RRA) 以及蒸汽发生器冷却正常停堆模式 (Normal Shutdown with Steam Generators, 简称 NS/SG) 的工况事故结果, 因此不再进行单独分析。停堆工况主要考虑维修冷停堆模式。

参考 CPR1000 核电厂一级 PSA 停堆工况的分析结果, 并针对压力容器状态即顶盖打开和顶盖关闭两种状态, 最终选取的典型事故序列如下:

(1) 电厂运行工况 (Plant Operating State, 简称 POS) D, 热停堆到冷停堆的中间过程, 完

全丧失 RRA, 二次侧冷却失效。一回路满水, 初始温度为 180℃, 压力为 3.0 MPa。稳压器双相, 假设稳压器水位为运行水位。

(2) POSE 下完全丧失 RRA, 二回路冷却失效。

2.3 换料工况下严重事故序列选取

由于换料工况下压力容器顶盖处于开启状态, 反应堆水池处于盛水状态, 堆芯衰变热较停堆工况小。因此, 事故后果能被停堆工况顶盖开启的工况所包络, 换料工况下的环境条件可采用停堆工况的环境条件包络。

3 计算模型建立

针对 CPR1000 核电厂, 本文利用 MAAP 程序进行建模, 其中安全壳共划分为 4 个控制体, 如图 1 所示, 一、二回路节点划分如图 2 所示。

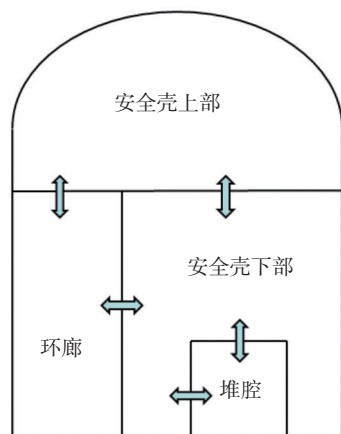


图 1 安全壳隔间节点图

Fig. 1 Containment compartment node diagram

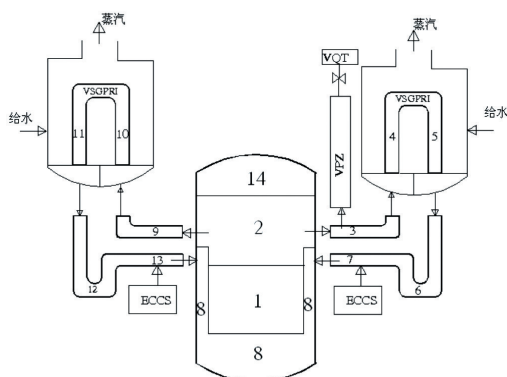


图 2 一、二回路节点图

Fig. 2 Primary and second system node

4 严重事故环境条件分析

本文根据一级 PSA 的分析结果选取具有典型的包络性的严重事故序列清单, 用以进行热工水力环境条件的计算分析。针对以上选取的严重事故序列, 利用 MAAP 程序进行计算分析, 通过对不同事故序列计算结果的处理得到了包络性的曲线, 相对湿度为 100%。

对于计算的严重事故工况, 根据 CPR1000 电厂的系统设备特点, 主要考虑的缓解路径为: 事故发生后, 堆芯出口温度达到 650℃ 时, 开启严重事故卸压阀进行卸压。由于破口或者阀门的喷放, 导致一回路冷却剂流失, 堆芯裸露, 进而加热熔化, 最终将熔穿压力容器下封头。熔融的堆芯与安全壳底板发生熔融物与混凝土反应 (Molten Core-Concrete Interaction, 简称 MCCI), 并产生大量不可凝气体释放到安全壳内, 导致安全壳内升温升压, 当安全壳内的压力达到 5.2 bar (0.52 MPa) 时, 操作员手动开启安全壳过滤排放系统进行卸压, 防止安全壳超压失效。

4.1 功率工况计算分析

4.1.1 通用包络性曲线计算分析

通过计算得到安全壳大空间内的压力和露点温度如图 3 和图 4 所示。

根据图 3 和图 4, 绘制包络曲线作为严重事故工况下安全壳内通用的环境条件, 如图 5 所示。

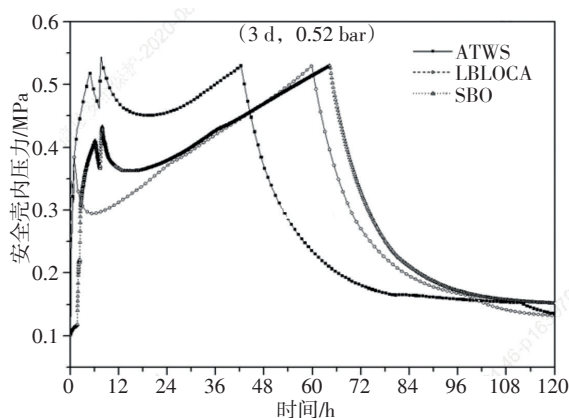


图 3 严重事故下安全壳内的压力变化

Fig. 3 Pressure change in containment under severe accident

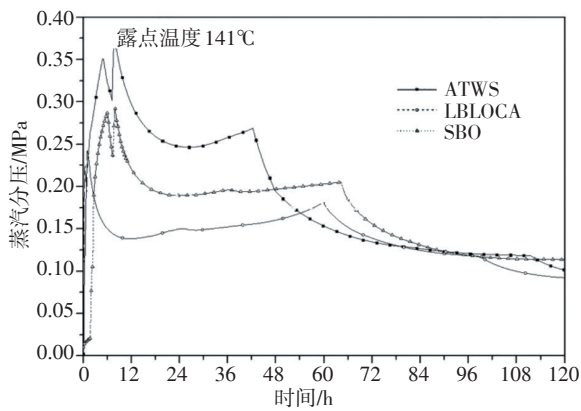


图4 严重事故下安全壳内的露点温度变化

Fig. 4 Dewpoint temperature change in containment under severe accident

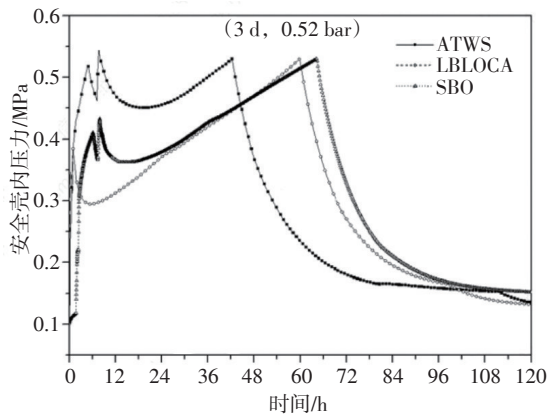


图5 严重事故环境条件包络曲线示意图

Fig. 5 Schematic diagram of envelope curve of serious accident environmental conditions

4.1.2 详细环境条件计算分析

进行设备可用性论证时，通用的环境条件为考虑一定裕量后的包络曲线。由于CPR1000核电厂严重事故缓解非正向设计，导致部分设备和仪表的鉴定条件无法满足包络曲线要求，因此，需根据设备和仪表的位置以及使用工况细化严重事故环境条件。另一方面，采用安全壳大空间的温度和压力并不能完全表征安全壳内所有设备和仪表在严重事故工况下经历的环境条件。由于设备安装位置以及运行方式不同，可能导致某些局部压力和温度会突破通用包络曲线。因此，该部分应采用典型工况进行计算，以确定对应设备和仪表的特定环境条件。

本文针对MAAP程序安全壳模型进行细化，将安全壳内空间划分为29个隔间，隔间划分如图6所示，模拟了11个导热系统。在MAAP程序中，一回路节点划分如图7所示，各控制体的名称见表1。

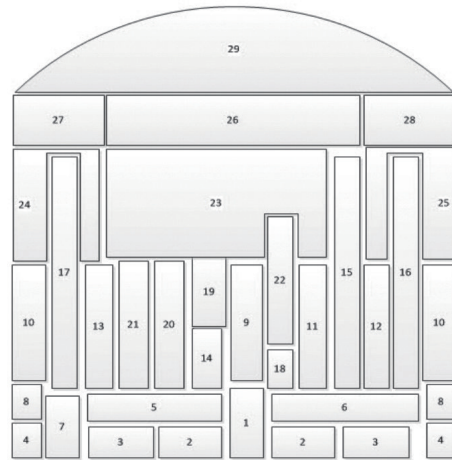


图6 安全壳隔间划分

Fig. 6 Containment compartment division

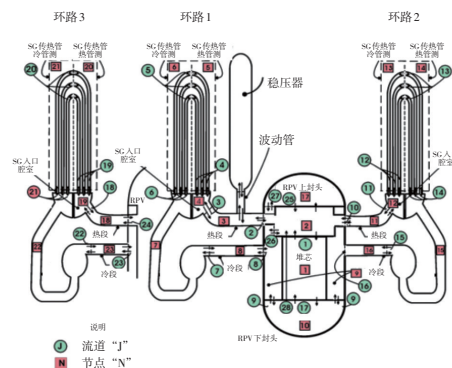


图7 MAAP一回路节点图

Fig. 7 Primary system node of MAAP

本文针对严重事故下所需的设备和仪表所处隔间进行梳理，以确定受局部高温高压影响的设备以及所对应的安全壳隔间，进行单独分析。通过计算分析，本文得到各个隔间的温度和压力。

4.2 停堆工况计算分析

本文针对选取的停堆工况的事故序列，利用MAAP程序的half-loop模型开展停堆工况的计算分析。

表1 安全壳建模控制体划分

Table 1 Containment model compartment division

控制体序号	控制体名称
1	堆坑空间
2	安全壳底部空间
3	安全壳底部空间
4	安全壳底部环廊
5	稳压器卸压箱隔间
6	0m标高空间 (设备隔间1)
7	0m标高空间 (设备隔间2)
8	下部环廊空间
9	堆坑上部空间
10	上部环廊空间
11	主泵隔间1
12	主泵隔间2
13	主泵隔间3
14	主泵前区
15	SG隔间1
16	SG隔间2
17	SG隔间3
18	稳压器波动管隔间
19	电梯间
20	压力壳顶盖贮存区
21	换热器隔间
22	稳压器隔间
23	安全壳中上部空间1
24	安全壳中上部空间2
25	安全壳中上部空间3
26	安全壳上部空间1
27	安全壳上部空间2
28	安全壳上部空间3
29	安全壳穹顶空间

(1) POSD 状态下严重事故序列的计算结果如图8和图9所示。由图可知, 该事故工况下安全壳内的压力和蒸汽分压(峰值对应露点温度为131℃)均小于功率工况计算结果。

(2) POSE 状态下严重事故序列的计算结果如图10和图11所示, 由图可知, 该事故工况下安全壳内的压力和蒸汽分压(峰值对应的露点温度为100℃)均小于POSD工况的计算结果。

综上所述, 部分在停堆工况下使用的设备和仪表, 若使用功率工况的包络曲线太过保守, 存在满足不了使用需求的风险。因此, 这部分设备和仪表应考虑停堆工况下的严重事故环境条件。

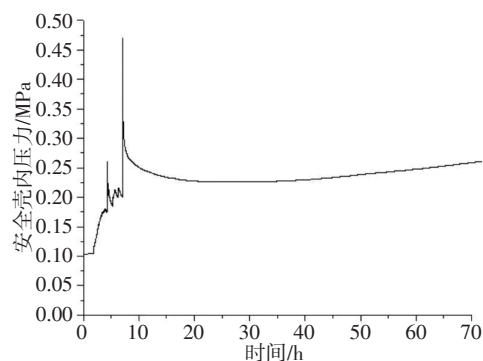


图8 安全壳内压力变化 (POSD)

Fig. 8 Pressure change in containment(POSD)

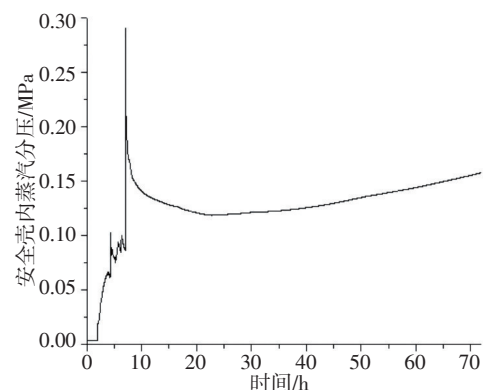


图9 安全壳内蒸汽分压变化 (POSD)

Fig. 9 Steam pressure change in containment (POSD)

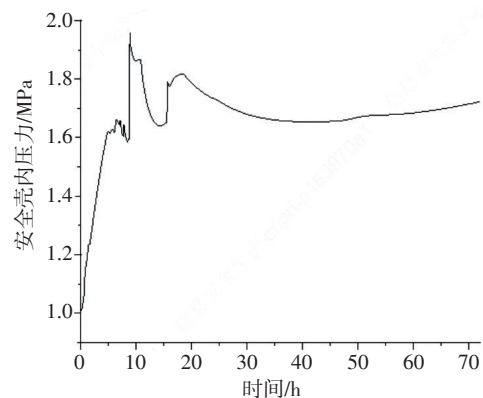


图10 安全壳内压力变化 (POSE)

Fig. 10 Pressure change in containment (POSE)

5 结论

本文通过选取功率工况和停堆工况下典型的严重事故序列进行分析计算, 得到了严重事故包络环境条件曲线。在此基础上, 本文对根据设备的位置细化安全壳计算模型以计算详细

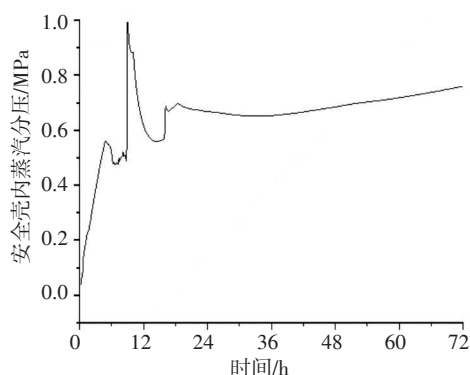


图 11 安全壳内蒸汽分压变化 (POSE)

Fig. 11 Steam pressure change in containment (POSE)

环境条件的方法进行了探讨。同时, 本文也针对全范围严重事故管理导则, 将严重事故环境条件考虑的运行模式拓展至停堆工况, 为设备可用性以及设备鉴定的开展提供了关键的输入, 也为后续电厂开展严重事故环境条件计算提供参考。

参考文献

[1] JinquanYan, ShanhuXue, LinTian, et al. Study of Equipment Survivability Under Severe Accident Conditions [C]. //International Conference on Nuclear Engineering. Charlotte: 2016.

[2] 国家核安全局. HAF 102—2016 核动力厂设计安全规定 [S]. 北京: 国家核安全局, 2016.

[3] 国家核安全局. HAD 102/17 核动力厂安全评价与验证 [S]. 北京: 国家核安全局, 2006.

[4] 核工业第二研究设计院. RCC-E 压水堆核电站核岛电气设备设计和建造规则 [M]. 1993.

[5] 陈松, 刘鑫, 史国宝, 等. 严重事故下安全壳内环境条件计算分析 [J]. 核动力工程, 2006 (S1): 13-17.

[6] 王喆. 采用概率方法确定严重事故下安全壳内环境条件的初步分析 [J]. 科技传播, 2012 (10): 80+72.

[7] 孙婧, 马秀歌, 陈巧艳. 事故后安全壳内环境条件计算分析 [J]. 南方能源建设, 2015, 2 (4): 53-56.

[8] 曾君, 翟良, 刘书焕, 等. EPR 堆芯严重事故下安全壳内 γ 辐射水平 MCNP 模拟与分析 [J]. 原子能科学技术, 2013 (5): 90-94.

[9] 李京喜, 佟立丽, 曹学武. AP1000 严重事故下的氢气源项及消氢措施分析 [J]. 科技导报, 2012 (21): 30-33.

[10] 骆邦其, 林继铭. CPR1000 核电站严重事故重要缓解措施与严重事故序列 [J]. 核动力工程, 2010, 31 (S1): 1-3+7.

[11] 吴先荣, 魏会明, 苏学丰, 等. 基于 MAAP5 的一类严重事故仿真 [J]. 系统仿真学报, 2016, 28 (1): 200-204+212.

[12] David A. Ward. Proposed Criteria to Accommodate Severe Accidents in Containment Design [J]. Nuclear Engineering & Design, 1993, 145 (3): 275-278.

[13] 周志贵. 秦山二期安全壳超压后的过滤及卸压 [D]. 上海: 上海交通大学, 2007.

[14] 程章华. 严重事故下安全壳内氢气分布的数值研究 [D]. 上海: 上海交通大学, 2007.

Calculation and Analysis of Severe Accident Environmental Conditions in CPR1000 Nuclear Power Plant

Liu Chunrong¹, Chen Xinzheng¹, He Dongyu¹, Jiang Pinting¹, Chen Peng¹, Ding Chao^{2,*}

(1. China General Nuclear Research Institute Co.,Ltd., Shenzhen 518026, China;

2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: Serious accident environmental condition is an important design input for equipment evaluation and equipment availability evaluation. In this paper, the environmental conditions of severe accidents in CPR1000 nuclear power plant are calculated and analyzed, the typical sequence of severe accidents and the treatment of calculation models are carried out, and the thermal hydraulic environmental conditions under severe accident conditions in the containment are finally determined. At the same time, this paper refines the model in the containment according to the specific location of the equipment and instruments, and then obtains the analysis method of specific environmental conditions of the specific compartment where the equipment is located.

Key words: CPR1000; serious accident; equipment availability demonstration

(责任编辑:许龙飞)

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.

Qiao Ning, Liu Jingbin. Reliability Calculation of Digital Protection System in Nuclear Power Plant by Fault Tree Method[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(5): 75-79.

故障树方法计算核电厂数字化保护系统可靠性

乔宁, 刘景宾*

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 本文分析了某国内核电厂的数字化反应堆保护系统, 基于其结构和功能进行故障树分析, 以反应堆某个停堆功能失效为顶事件建立故障树模型, 通过实际运行数据, 利用 RISK-SPECTRUM 软件对该故障树进行定量的分析和计算, 从而得出保护系统停堆功能失效(拒动)的概率, 并分析故障的主要贡献, 为改进核电厂仪控系统的设计和运行期间仪控系统的维护提供指导。

关键词: 反应堆保护系统; 故障树分析; 可靠性

中图分类号: TM623 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 05-0075-05

随着数字化技术的发展, 数字化仪控系统(DCS)已广泛应用于国内外核电厂。由于核电厂安全运行需要反应堆保护系统执行安全功能, 因此, 仪控系统的可靠性定量分析得到了越来越多的重视。经过多年的运行, 国内某核电厂积累了一定的数字化仪控系统部件运行数据。本文使用故障树(FTA)可靠性分析法, 依据保护系统的信号流程图建立以紧急停堆失效(保护系统拒动)为顶事件的故障树, 利用部件实际的故障率数据作为输入, 对建立的故障树进行定量分析, 得到保护系统紧急停堆功能的故障概率和对应的最小割集, 为核电站仪控系统设计的改进和运行维护提供指导^[1]。

1 故障树的建模

1.1 分析流程

数字化保护系统是保证核电厂安全的重要组成部分, 用于防止反应堆工况超过规定的安全限值, 或减轻反应堆超过安全限值所造成的后果。保护系统的典型故障模式为在事故工况

下不能产生触发停堆断路器动作信号(拒动), 称为预期瞬态未紧急停堆(ATWT)。故障树建模分析是以系统层面不希望发生的事件为分析目标, 逐层分析导致系统各层故障出现的直接原因, 最终分析除导致顶事件发生的原因(或原因的组), 评估顶事件发生概率的一种技术方法, 该方法非常适合用来分析复杂系统的不希望发生的事件。本文以保护系统拒动为顶事件, 采用故障树建模分析技术评估保护系统的拒动概率。

图1是一种典型的故障树分析流程。首先, 应根据保护系统的构架和功能确定分析范围。然后, 根据保护系统的设备组成, 包括其板卡通信和供电方案, 绘制保护系统的信号流图。根据信号流图, 以及板卡的故障模式和处理机制, 进行故障树模型的建立。将板卡的运行数据处理后输入模型进行计算, 即可得到保护系统拒动的概率, 以及进行后续的数据分析。

1.2 保护系统总体结构

保护系统的主要功能是在事故工况下执行

收稿日期: 2020-07-29 修回日期: 2020-09-11

作者简介: 乔宁(1988—), 男, 北京人, 工程师, 硕士, 仪表与控制, 现从事核电厂仪控系统审评工作

*通讯作者: 刘景宾, E-mail: liujingbin@nsc.com

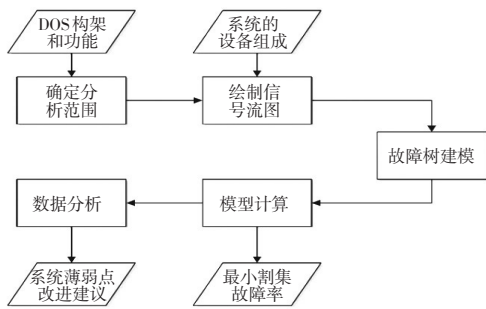


图1 故障树建模分析流程图

Fig. 1 Modeling analysis flow chart fault tree

安全功能：触发紧急停堆和启动专设安全设施驱动系统。该系统通常由4个冗余的通道构成，每个通道满足独立性、隔离等要求。通道由多个功能模块组成，包括信号的采集模块、信号的处理模块以及信号的输出模块等。

核电厂数字化保护系统结构如图2所示，当反应堆参数接近安全运行范围限值时，反应堆保护系统通过停闭反应堆自动阻止反应堆在不安全范围内运行。安全级过程仪表和核仪表产生的保护信号经过保护系统的采集、运算，与整定值比较后产生反应堆紧急停堆驱动信号。

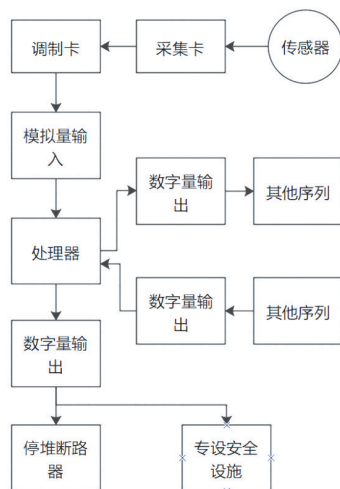


图2 数字化保护系统结构原理图

Fig. 2 Structure diagram of digital protection system

停堆变量（过程变量、中子注量率等）由2~4个冗余的测量仪表通道进行测量，相应的采集及逻辑处理通道（保护组）对测得的信号进行采集、运算和定值比较，产生用于逻辑表决的“局部脱扣”信号，然后将此“局部脱扣”

信号送至除自身以外的其他3个保护组，因而，每个保护组都得到了与测量通道数目相对应的“局部脱扣”信号。然后，每个保护组对这些“局部脱扣”信号进行表决和逻辑处理，当满足规定的逻辑组合要求时便发出停堆信号用于打开停堆断路器。

1.3 故障树建模

故障树建模的首要任务是确定顶事件，本文中故障树的顶事件为保护系统保护功能拒动。

建立故障树应从顶事件触发由上而下，循序渐进逐级进行，故障树演绎过程是逐层寻找事件直接原因的过程。根据故障判据将故障树顶事件的直接原因作为中间事件用逻辑符号（或门、非门等）与顶事件相连，将该中间事件继续向下分解，重复上述过程直至所有事件无法向下分解或不必要向下分解，这些事件即为故障树的底事件，或称基本事件^[2]。建模开始前，应严格定义顶事件、中间事件和基本事件。

保护系统由4个冗余的通道构成，4个通道的输出执行2/4表决逻辑输出动作信号，则3个或3个以上的通道同时发生拒动将导致保护系统拒动。

保护系统的每个通道由多个功能模块（如输入、处理和输出模块）组成。依据保护系统的信号流程图，可分析各个功能模块的故障状态，如何决定该通道的状态，即故障模块之间的逻辑关系。

功能模块由不同类型的板卡构成，应考虑板卡的故障模式，故障模式是否可诊断以及故障模式的处理机制。对于可以自检的模块，如处理器，分为可探测故障和不可探测故障两类故障机制。对于可探测故障，描述可以立刻探测到故障，并进行维修的部件，数学上认为这类部件的故障是时间独立的，单位时间发生的故障与前后的状态无关。对于不可探测的故障，认为只能由定期试验探测出。本文通过调研多家设计单位、核电业主公司得知，不可探测故障通常占到探测故障的1%~10%，本报告中取平均值5%，即不可探测故障为占总故障的5%。此外，在工程实践中，对于某些自检周期极短的模块，如网卡或通讯模块，不考虑其发生不可探测故障。

1.4 共因失效

共因失效 (Common Cause Failure, 简称 CCF) 是指在一个系统中由于某种共同的故障机理而引起两个或两个以上部件同时失效。共因失效是冗余系统失效的主要根源, 从工程实践角度来讲, 对执行同一功能的同类型部件因工作原理相似、共因失效可能性较大, 应设为共因组。

共因失效参数需要大量的统计数据才能得到, 我国目前还没有积累足够的可靠性运行数据, 也缺乏对数字化仪控系统数据的统计管理, 因此, 共因参数参考 NUREG 5497—2015^[11] 中 3.1 节给出的共因参数, 见表 1。该标准统计了 1997—2015 年中 3224 次数字化仪控系统独立随机故障中的 116 次共因故障, 包括旁通、控制、超驰等类型, 具有较强的参考性。

表 1 共因参数

Table 1 Common cause parameter

共因组数量	Beta	Gamma	Delta
2	3.05×10^{-2}	—	—
3	2.93×10^{-2}	4.06×10^{-2}	—
4	2.07×10^{-2}	5.28×10^{-1}	3.84×10^{-1}

1.5 软件可靠性

目前, 核电厂仪控系统使用的工业计算机中普遍部署 Linux、Windows 等操作系统, 安全级仪控系统的平台软件和应用软件也是基于上述系统开发的。软件因具有有别于硬件设备的、独特的失效机理, 评估软件可靠性非常困难。

目前, 国内外尚无公认的仪控系统软件可靠性定量分析的计算方法, 工业界提出了很多软件可靠性定量评估方法, 然而这些方法是否适用于核电厂安全级仪控系统软件的可靠性评估, 至今业界未达成共识, 各国都制订了相关法规标准对仪控系统可靠性总体指标进行规定, 例如《核动力厂设计安全规定》(HAF 102—2016)^[6] 要求“必须设置适当且可靠的控制系统, 使相关过程变量保持在规定的运行范围内”, 但仍缺乏系统性、规范性的可靠性评价方法。

工程实践中, 西门子公司依据其安全级和非安全级仪控平台的国内外运行经验, 将整个序列的软件故障率作为整体进行考虑, 根据其安全级仪控平台技术规格书故障率推荐使用 1.0×10^{-6} , 本文为保守起见, 使用 1.0×10^{-5} 。

2 故障树模型计算

2.1 数据处理

目前的核电厂仪控系统可靠性计算中, 对于板卡级的故障率多数采用供货商提供的数据, 本文采用核电厂实际运行的部件级故障率, 可以更好地反映实际情况。根据故障树模型的输入要求, 应给出部件故障率的值和分布, 但是, 实际工作中提供的是故障次数和运行时长, 因此, 需要对数据进行转化处理。此外, 对于运行期间无故障的部件, 需要给出故障率的估算。

本文涉及的核电厂已经运行多个燃料循环, 渡过了部件的早期失效期, 可以认为安全级仪控系统部件的故障是随机分布的, 故障的分布是均匀的, 因此, 单位时间 (每小时) 的故障率等于故障次数除以运行时间^[9]。

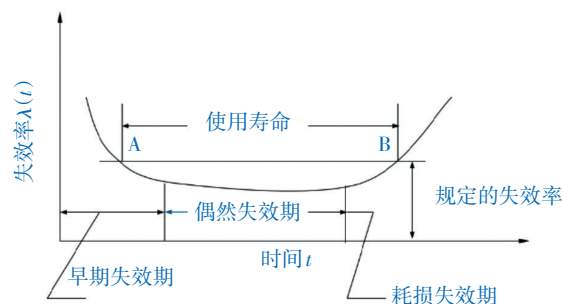


图 3 失效率-时间曲线

Fig. 3 Failure rate-time curve

对于运行期间无故障的部件 (例如, 某些试验时才动作的), 应给出其故障率的估算。按照上述假定, 失效概率在整个试验中均保持不变。对于按需动作的部件, 进行 n 次独立试验, 每次试验只有两种结果——成功和失败。如果连续 n 次动作均无故障, 按照《核电厂安全系统可靠性分析一般原则》(GB/T 9225—1999)^[9] 中 8.7.1 节的方法, 可估算该部件的故障率和置信区间。

根据定义：

$$n = \frac{\ln a}{\ln(1 - P_0)}$$

式中， n ——次数；

P_0 ——故障率；

a ——置信区间。即执行 n 次试验成功，置信度 $100(1-\alpha)\%$ 时，失败概率 P 的上置信限小于或等于 P_0 ，或者说，可靠性的下置信限大于或等于 $1-P_0$ 。

上式变形可得：

$$P_0 = 1 - a^{1/n}$$

由此可估算在要求的置信度下 n 次试验成功时的故障率。

2.2 故障树建模

本文使用瑞典开发的 Risk Spectrum 软件进行故障树的分析计算，故障数简图如图 4 所示。该软件是核电业界广泛使用的概率安全分析软件。

Risk Spectrum 采用了最小割集算法。底事件是指故障树中不能再分解的基本事件。割集是故障树中若干底事件的集合，如果这些底事件全部发生将导致顶事件发生。最小割集是底事件的数量不能再减少的割集，即在该最小割集中去掉任意一个底事件之后，剩下的底事件的集合就不是割集。一个最小割集代表会引起故障树顶事件发生的一种故障模式。计算出该故障树的最小割集后，即可利用底事件的故障率和多样性组的故障率，得出每个割集的故障率和顶事件的故障率。

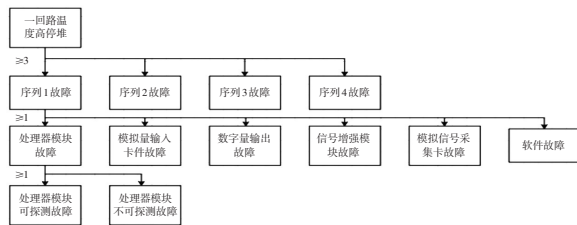


图4 故障树简图

Fig. 4 Fault tree diagram

2.3 计算结果

根据电厂提供的故障记录，按照本文 2.1 节

中的方法进行处理，输入本文 2.2 节所描述的故障树模型，得到总体故障率 $Q=2.03 \times 10^{-7}$ ，满足 GB/T 4083 中关于拒动率 1×10^{-4} 的要求。前 10 个最小割集如表 2 所示。

表2 前10个最小割集

Table 2 Top ten minimum cut sets

序号	不可用率	该故障与总体故障率的百分比/%	故障描述
1	5.47×10^{-8}	27	4通道处理器共因故障
2	2.93×10^{-8}	14.4	123路处理器共因故障
3	2.93×10^{-8}	14.4	134路处理器共因故障
4	2.93×10^{-8}	14.4	124路处理器共因故障
5	2.93×10^{-8}	14.4	234路处理器共因故障
6	7.81×10^{-10}	0.39	123路DI卡同时故障
7	7.81×10^{-10}	0.39	134路DI卡同时故障
8	7.81×10^{-10}	0.39	124路DI卡同时故障
9	7.81×10^{-10}	0.39	234路DI卡同时故障
19	4.35×10^{-10}	0.21	123路调制卡同时故障

3 数据分析

3.1 共因故障是仪控系统失效的主要因素

如表 2 所示，关键设备的共因失效影响是仪控系统故障的主要因素。不考虑共因故障时，模型中不设置共因组，总体故障率为 1.02×10^{-9} ，设置一组共因组的情况下总体故障率 2.03×10^{-7} ，仅一项的贡献就高达 84.6%。共因失效的贡献占如此比例的原因是 4 组同时失效“击穿”了冗余机制，而且根据 NUREG 5497 的数据，其概率不是可以忽略的数字。因此，应充分重视共因故障的风险，采取有效措施减小共因故障的概率或缓解共因故障的后果。

3.2 多样性分组可以有效缓解共因故障

为解决安全级仪控系统共因故障问题，除了设置非安全级的多样性驱动系统外，模型显示，对停堆变量设置多样性分组是十分有效的手段，如一回路温度高停堆，对于停堆参数设置两个多样化的子组，如 1、3 序列和 2、4 序列使用不同的传感器。在模型中，模拟量输入模块 1、3 和 2、4 分别设置共因组，可以看出，其对故障的贡献大大减小。多样性分组最小割集见表 3。

表3 多样性分组最小割集

Table 3 Diversity group minimum cut set

序号	不可用率	该故障与总体故障率的百分比/%	故障描述
1	1.73×10^{-11}	0.01	1、2路共因叠加4路失效
2	1.73×10^{-11}	0.01	3、4路共因叠加2路失效
3	1.73×10^{-11}	0.01	3、4路共因叠加1路失效
4	1.73×10^{-11}	0.01	1、2路共因叠加3路失效

3.3 不可探测故障的贡献远大于可探测故障

根据不可探测故障的假设,其只能在定期试验中发现,无法通过自检等方式发现。不可探测类型故障的贡献远大于可探测故障,举例说明:模型计算结果中处理器不可探测故障的贡献为 3.36×10^{-10} ,可探测故障的贡献为 1.51×10^{-11} ,是仅次于共因故障的仪控系统失效原因。因此,应重视不可探测故障的排查。

4 结论

应充分重视共因故障对数字化仪控系统的影响,3.1节数据分析显示,关键设备的共因故障是仪控系统故障的主要因素。因此,在数字化仪控系统的设计过程中,除设置非安全级的多样性停堆系统和ATWT缓解系统外,应考虑尽量采取停堆参数的多样性分组。

部件的不可探测故障是仪控系统故障的次

要因素,3.3节数据分析显示,部件的不可探测故障的贡献是可探测故障的贡献的数十倍。因此,在核电厂运行期间,对于故障率高的卡件或部件,应考虑减少其定期试验周期,如转日常或在线监测。

参考文献

- [1] 周海翔. 田湾核电厂数字化反应堆保护系统故障模式与后果分析 [J]. 原子能科学技术, 2007, 41 (6): 702-706.
- [2] 周海翔, 王卫国. 田湾核电站数字化反应堆保护系统可靠性分析 [J]. 核电子学与探测技术, 2009, 29 (6): 1272-1281.
- [3] 周平. 仪表控制系统故障和人因失效引发核电站非计划停机停堆事件分析 [J]. 核动力工程, 2008, 29 (5): 1262-1264.
- [4] 王国云, 犹代伦. 核电厂仪控设备的可靠性及老化管理研究与实践 [J]. 自动化仪表, 2019, 40 (1): 82-84.
- [5] 刘华, 韩文兴. 多方法融合的反应堆紧急停堆子系统安全性分析 [J]. 核动力工程, 2018, 39 (3): 156-161.
- [6] 中华人民共和国生态环境部. HAF 102—2016 核动力厂设计安全规定 [S]. 北京: 国家核安全局, 2016.
- [7] 中华人民共和国生态环境部. HAD 102/16—2004 核电厂基于计算机的安全重要系统软件 [S]. 北京: 国家核安全局, 2004.
- [8] 中国国家标准化管理委员会. GB/T 4083—2005 核反应堆保护系统安全准则 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2005.
- [9] 中国国家标准化管理委员会. GB/T 9225—1999 核电厂安全系统可靠性分析一般原则 [S]. 北京: 中国标准出版社, 1999.
- [10] 中国国家标准化管理委员会. GB/T 7163—2008 核电厂安全系统的可靠性分析要求 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2008.
- [11] NRC. NUREG/CR-5497-2015 Common-Cause Failure Parameter Estimations [R]. Washington DC: NRC, 2015.

Reliability Calculation of Digital Protection System in Nuclear Power Plant by Fault Tree Method

Qiao Ning, Liu Jingbin*

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

Abstract: This paper analyzes the digital reactor protection system of a domestic nuclear power plant, and makes analysis based on the structure and function of the system, and establishes a fault tree model with the failure of a reactor shutdown function as the top event.. Through the actual operation data, the risk-spectrum software was used to conduct quantitative analysis and calculation of the fault tree, so as to obtain the probability of shutdown function failure (rejection) of the protection system. It also analyzes the main contribution of the fault, and provides guidance for the improvement of the design of the nuclear power plant's instrument and control system and the maintenance of the instrument and control system during operation.

Key words: reactor protection system; fault tree analysis; reliability

(责任编辑:梁晔)

编者按：为贯彻党的十九大精神，切实推进生态文明建设，确保我国核与辐射安全，纪念核工业创建65周年，展示65年来核工业领域相关企业践行安全第一、质量第一的发展道路取得的丰硕成果。本刊于“一线风采”专栏展示我国核工业领域内企业的光辉历程，以提升核安全文化，树立典型，打造核工业领域安全生产的企业形象，提高影响力和综合实力。

科技创新驱动 谱写高质量发展新篇章

——中国核工业华兴建设有限公司

中国核工业集团有限公司是经国务院批准组建、由中央直接管理的国有重要骨干企业。2018年1月，党中央、国务院作出将中核集团和原中核建设集团合并重组的重大决策。新中核集团明确了“建设先进的核科技工业体系和打造具有全球竞争力的世界一流集团，推动我国建成世界核工业强国”的“三位一体”奋斗目标，确立了“强核强国、造福人类”的企业使命和“责任、安全、创新、协同”的核心价值观。中国核工业华兴建设有限公司（以下简称“中核华兴”）隶属于中核集团，是中国核工业建设股份有限公司的重点成员单位。中核华兴始建于1958年，曾承担过我国“两弹一艇”试验基地及重要核工程和军工工程的建设任务。“十三五”期间，中核华兴以建筑业为基础，以军工工程、核电站和核设施建设为特色，以工业、民用工程为重点，持续推进公司的高质量发展。

1 公司简介

1.1 公司资质

中核华兴具有建筑工程施工总承包特级、市政工程施工总承包特级、建筑行业（建筑工程）设计甲级、市政行业设计甲级资质，同时拥有10余项一级资质、10余项二级资质以及40余项各类许可证。资质和各类许可证范围涉及工程咨询、设计、爆破、土建、安装、制造、消防、监理、装饰装修、物业等建筑业产业链的各个环节，覆盖能源、石油化工、市政、铁

路、水利水电、地质灾害、军工、工业厂房、污水处理、核承压容器等领域。中核华兴的足迹遍及全国20多个省（区、市）以及多个国家和地区。

1.2 科技创新总体实力

中核华兴始终坚持“通过科技引领与创新驱动，提升核心竞争力”的理念，现有一个中核集团核工程与民用工程建筑技术（研发）中心，一个江苏省级技术研究中心，拥有科技带头人50多人（其中专家13人），中高级科技人员1200多人。近几年，中核华兴通过与高校、科研机构、行业协会和生产企业等单位合作，重点在新业务领域、核电、军工和民用技术领域，开展前瞻性、战略性以及重要的基础性课题研究（如核电新堆型、军工、LNG、建筑工业化、建筑信息化技术、公路工程、市政工程、节能环保工程、超高层建筑以及核设施退役、地铁隧道工程等项目的关键施工技术研究），形成了多个具有自主知识产权的“专、精、尖”核心技术成果；承担了国家重大专项科研课题2项，自主研发核心施工技术和关键施工工艺百余项，获得国家授权有效专利278项、创作软件著作26项，获得国家级、省部级科技进步奖58项，掌握国家级与省级工法89项，主编国家标准、行业标准45项，掌握了各种堆型核电站的一系列核心建造技术；在核设备制造、大吨位预应力设备制造、核废物处置设备制造方面有独特的优势，在工业与民用业务领域拥有超深基坑支护、逆作法施工、超高层建筑施工、

超大吨位钢结构整体吊装或滑移施工、装配式建筑施工、大型土石方爆破危害控制和BIM技术应用的能力；近年来，更是成功进军市政、桥梁、隧道、城市轨道交通、水电站、港口航道、供热、环境整治、光伏太阳能以及信息化智能应用等新业务、新技术领域。诸多技术成果的应用转化赢得了较好的经济和社会效益，巩固了业界的先进地位，实现了企业的长足发展。

2 科技创新成果

2.1 核电建造领域

中核华兴从事核电建造30余年，掌握了压水堆、重水堆、快堆、高温气冷堆等各种堆型的核电土建工程建造技术，承建了中国首座百万千瓦级商用核电站（广东大亚湾核电站）、中国首座重水堆核电站（浙江秦山三期核电站）、中国首座出口核电站（巴基斯坦CNP300核电站）、世界首座EPR堆型核电站（台山核电站）等多个全新堆型核电站，掌握了包括超长超大筏基专项施工技术、不锈钢覆面板自动焊接技术、大型复杂结构模块施工技术、钢衬里自动焊接技术、大件超重钢结构整体吊装技术、单/双层安全壳综合施工技术、重水堆安全壳滑模施工技术、预应力触变浆技术、重混凝土泵送施工技术、超长超重倒U形预应力综合施工技术等在外的30余项已达国际先进、国内领先水平的核电土建施工关键技术，获得已授权的核电建造技术专利近80项，其中发明专利近20项，主、参编核电领域国家标准4项，主编核能行业标准20余项，获得各类科技进步奖40余项。

中核华兴依托“华龙一号”项目形成了一些新的核电技术成果，并陆续将其应用于核电站的建造，例如，安全壳外挂水箱施工时，采用型钢悬挑吊模体系代替传统的满堂支模体系，以优化水箱及其周围结构的施工逻辑关系；创新性地提出含盖预拼装、不锈钢覆面板先贴法、水池模块整体吊装“开顶法”的综合施工技术——堆腔不锈钢水池模块化吊装技术，为核岛主设备提前5个月引入创造了条件；创新地使用核岛双层安全壳外壳钢制内模施工

技术，突破了传统的脚手架木模板施工工艺的局限，采用“车间分层分块制作+现场拼装成型+整体吊装”的模块化钢制内模施工工艺，缩短了外壳施工工期，显著降低了外壳底模施工安全风险，提升了外壳成型质量。

2.2 民用业务领域

近年来，中核华兴在民用领域，特别是在施工技术含量高的超高层建筑领域发展势头迅猛，先后承建了上海漕河泾开发区办公楼、重庆英利国际广场B标段、南京金鹰三期（地下5层逆作）、南京苏宁电器广场、南京金融城二期、深圳珠海卓凡中心、广州凯达尔枢纽国际广场、浙江台州天盛中心等一系列有影响的超高层住宅、酒店、商业办公项目，通过技术攻关与科技创新，形成了相关专利技术110项；熟练掌握了紧临地铁地下5层逆作法施工技术、内径200m大型深基坑水平钢筋混凝土环撑爆破拆除技术、底板大体积混凝土裂缝控制技术、多种复杂环境和软弱地基处理技术、超深坑中坑支护与施工技术、核心筒液压爬模技术、核心筒墙板同步施工技术、爬升动臂塔吊施工技术、劲钢与钢管柱施工技术、混凝土超高泵送技术、150m高空8.7m大悬挑景观平台结构施工技术、52.5m跨度总重2050t大型综合体横跨城际铁路5层钢结构连廊高空变轨滑移施工技术等，其核心技术竞争力显著提升。



浙江台州天盛中心（地标建筑）

中核华兴承建的浙江宁波雪窦山弥勒文化园项目是中国“五大佛教名山”雪窦山的重点工程和核心组成部分，是两岸佛教文化交流的重要载体。该项目的龙华法堂采用大跨度双曲空间单层网壳结构，最大跨度达103.85m，由

5 255根箱型纯弯扭构件、1 800多个节点组成，采用“液压提升+原位吊装”的方式进行安装。这种安装方法有效减少了支撑架的投入和高空作业量。对“仿古建筑施工技术”课题的研究，更加拓宽了中核华兴的技术领域。



浙江佛学院二期仿古建筑施工

2.3 建筑工业化领域

从20世纪90年代起，中核华兴业务就已涉及装配式建筑。“十三五”期间，国内装配式建筑项目快速发展。中核华兴紧跟行业步伐，及时成立建筑工业化科研小组，开展“装配式混凝土结构施工技术研究与应”课题研究，并研究行业规范标准、优化构件分块设计、确定构件安装流程、检测钢筋接头灌浆质量，严格控制细部防水节点施工质量。这些研究与实践为中核华兴赢得了巨大的市场，使装配式项目遍布广东、江苏、安徽、福建、上海、天津等省市。

2.4 能源与基础设施业务领域

中核华兴自2003年承接国内首座 $1.6 \times 10^5 \text{ m}^3$ 液化天然气(LNG)储罐工程项目以来，凭借在核电建造领域特有的专业技术优势，先后承建了国内36座大型LNG储罐工程项目(区域遍布沿海8个省市，市场占有率高达70%)，在国内LNG建造领域始终保持龙头地位。同时，中核华兴致力于提升产业链配套经营能力，先后承接了珠海、深圳共2座LNG接收站“土建+安装”施工总承包项目，积极开拓“土建+安装”的项目承包模式。中核华兴承建的中广核德令哈太阳能光热发电示范项目是国内开发建设的首个大型商业槽式光热电站，其热传储系统高温熔盐储罐设计温度高达 $400 \text{ }^\circ\text{C}$ ，焊接金属储罐内径为 41.986 m ，高度为 14.011 m 。中核华兴通

过科研攻关，使该项目施工均满足相应的国际标准，并顺利交付。

近年来，随着公司业务领域的扩展，中核华兴先后承建了一批有影响力的市政基础设施项目，科技创新成果颇丰。

上海世博会的重点工程之一——上海嘉闵高架北段3标段工程，是虹桥枢纽“一纵二横”快速通道的重要组成部分。该项目为5层互通立交，结构形式复杂多样，其中跨度 77 m 的钢箱梁、跨度 60 m 的现浇预应力箱梁、高度达 36 m 的门式墩柱、跨度达 35 m 的预制T梁等一系列施工技术得到创新并应用，成就了华兴人骄傲的业绩。

中核华兴承建西安韩城市太史大街西延桥梁建设PPP项目时，联合专业分包单位在国内首创了“卧式拼装，整体竖转”的主塔施工方式，通过竖向提升和水平牵引装置的同步配合，利用计算机控制液压同步提升系统的方法，经过 77 h 的连续施工，顺利实现了超大吨位拱形钢索塔的竖转安装。“超高超重拱形钢索塔提滑组合安装关键技术研究”成果更是达到了总体国际先进、局部国际领先的水平。



韩城太史大街西延桥超大吨位拱形钢索塔卧拼竖提转体

从2016年开始，中核华兴涉足轨道交通工程建设领域，并成功进入南京市城市轨道交通建设企业名录库，积极开展地铁领域的施工技术研究。2018年12月21日，宁句城际轨道交通工程开工仪式正式举行，中核华兴承建的第一个轨道交通项目自此拉开建设的序幕。截至9月20日，宁句地铁“汤—黄”区间双线盾构全部贯通，标志着中核华兴首次地铁盾构主体施工圆满完成。

2.5 特殊专业技术领域

中核华兴拥有核电、石化等行业设备制造、安装技术，先后承担了20余个机组的堆腔水闸门制作安装项目；实现了反应堆堆坑门及其材料制造的百分之百国产化；完成了核电站三废项目的活性炭滞留装置、蒸发装置、脱气装置3个设备模块和高温气冷堆反吹过滤器的制造，使中国走出了同类产品不能在境内制造的困境。2018年，中核华兴首次制造的核电站BOP厂房制氯站的两个商用核电设备模块，更是达到了国际先进水平。

中核华兴长期从事预应力工程施工、核电预应力施工设备制造、核废物储运容器制造和结构加固工程施工，承接了国内大部分核电站多堆型和全部援外核电站核岛安全壳预应力施工项目；始终致力于核电预应力施工设备国产化研究，完成了具有完全知识产权的全套国产预应力施工设备，并不断优化创新，研究出了“华龙一号”倒U型预应力整体穿束成套设备，提高了工效和质量，降低了作业安全风险；开发了用于放射性废物处理的仿生机械手，该设备适用于多种货包形式，可完成捏、抓、拨、松、压等一系列成套动作；研究生产出多种中低放射性废物储运容器，满足了国内核电厂中低放射性废物密封运输储藏的需要。



放射性废物处理仿生机械手

2.6 土石方爆破领域

中核华兴是从事土石方爆破施工的专业公

司，具有土石方工程专业承包壹级资质、爆破与拆除工程专业承包壹级资质、地基与基础工程壹级资质，以及地质灾害治理资质。多年来，中核华兴通过实践掌握了诸多先进爆破技术，如岩石爆破技术、改进型偏心不耦合装药预裂爆破技术、大孔距预裂爆破技术、二氧化碳相变致裂技术等。其中，岩石爆破技术相关成果获国家科学技术进步二等奖和江苏省科学技术奖。

2.7 BIM技术应用

自2005年，中核华兴就开始通过核电项目开发BIM技术，之后逐步扩展至其他民用领域。目前，中核华兴BIM技术中心下辖核电BIM分中心、民用BIM分中心、机电安装BIM分中心，有BIM工程师98人，取得国家认可证书的有138人，BIM技术应用成果获得国家级奖项5项，获得省部级奖项20项。目前，中核华兴的BIM技术应用水平已从局部模型可视化扩展到数据结构化。现阶段，中核华兴已着手统一部署企业级BIM应用平台，逐步将BIM数据接口与公司信息化管理平台打通，通过BIM技术实现公司全员参与在建项目的管理。

2.8 信息化与智能化

中核华兴坚持“整体规划、分步实施、逐步整合、注重效益、重点突破”的原则，以建立快速安全的网络作为信息化建设的基础，以建立数据中心作为信息化的保障，把创建企业综合应用信息管理平台作为信息化的核心，通过项目管理和成本管理两大主线，实现以核心业务集约化管控为重点，各项业务活动横向互动、资源管理系统集成、项目管控能力增强的总体建设目标。

公司开发的科技创新项目——互联网+施工精细化管理系统，是以项目管理为主线，打造企业层级集约化综合项目管理系统；以成本管理为主线，打造项目层级精细化施工管理系统。该项目得到了业界的充分肯定，并已在众多核电项目中加以推广。

中核华兴以创新应用为抓手，打造“应用云安全平台”。该平台通过多种安全技术，与公司综合管理信息系统完美融合，实现了内外网访问的一致性；同时实现了传输通道的加密，

有效地保证了传输过程中的安全性。

近年来，中核华兴在智能化领域也取得了一些重大突破，例如，钢筋加工实现了智能化，通过建模软件（Tekla）与平台中钢筋料单进行数据交互，将软件生成的料单导入精细化系统的钢筋料单中，通过系统打出的带二维码的钢筋料牌与KRB钢筋加工设备交互，扫码加工，有效提高了钢筋加工速度和质量。

3 提质量、保安全、抓环保

近年来，中核华兴始终坚持强化基础管理和能力提升，持续推进质量标准化建设和工程质量创优工作。在全员努力下，中核华兴的质量管理和工程创优工作取得了较好的成绩。迄今为止，中核华兴获得了包括建筑工程“鲁班奖”以及国家优质工程金质奖在内的国家级、省部级工程奖200余项。

中核华兴深入贯彻落实党中央、国务院、集团公司和中国核建关于安全环保的统一部署，围绕公司改革发展和生产经营的中心工作，狠抓项目安全环保管理，将落实安全责任、提高安全意识、防范安全风险、抓好源头治理、开展安全整治等重点工作贯穿于“安全文化建设年”活动及日常工作中，扎实推进各项工作的落实。中核华兴的风险防控和隐患治理水平不断提升，环保工作效果明显，安全生产事故得到了有效遏制，为完成全年生产经营、深化改革任务发挥了积极作用。中核华兴始终将核安全文化建设与企业深度融合发展，确保工程建设优质、安全、平稳地推进。

4 持续践行社会责任

近年来，中核华兴积极投身社会公益事业，履行社会责任，传递华兴力量，不断提升社会美誉度和影响力，顺利完成“红十字博爱助学活动”，（助学金总额50万元）；深入开展精准扶贫工作，选派优秀青年干部前往定点扶贫县开展工作（3年累计投入资金320万元，协调其他资金近400万元），稳步推进各项扶贫项目实施，完成民生改善和基础设施提升项目，得

到省政府扶贫办的高度肯定；积极参与抗灾抢险，为盐城龙卷风灾区捐款29万元，组织向遭受自然灾害的陕西白河县捐款29.6万元，资助学生91人；积极开展“五彩志愿行”志愿服务，5年组织各类服务活动1000余次，使公司志愿服务品牌影响力得到了扩大。

5 展望

“十三五”期间，中核华兴认真贯彻落实党和国家关于国民经济和社会发展、国企改革、国防科技工业发展等一系列重要指示精神，认真落实集团公司、中国核建“十三五”发展规划和各项安排部署，着力深化企业改革、推动创新引领、强化安全环保、塑造良好形象，不断提升中核华兴的综合实力和市场竞争能力，力争将中核华兴打造成为“建筑业全产业链资源整合者和一体化解决方案服务商”。

近年来，中核华兴持续加大对智能化技术领域的探索，积极拓展外部合作交流，在解决建筑行业低效率、高污染、高能耗等问题方面迈出了坚定的步伐。2020年5月17日，中核华兴与东南大学合作建立“智慧建造联合研发中心”。这是中核华兴积极响应国家“中国建造2035”战略和中核集团“智慧核工业”发展目标的重要举措。中核华兴希望通过进一步深化双方合作，形成相互支撑、优势互补、协同发展、互利共赢的合作局面，全力推进智能建造技术研发和应用，为“新基建”发展夯实基础。

为贯彻落实国务院国资委“双百行动”部署要求，自2018年成功入选“双百行动”名单以来，中核华兴紧密围绕“五突破一加强”工作目标，系统策划，扎实推进，截至目前，各项改革举措正稳步推进落实。

2020年是“十三五”的收官年，中核华兴把握重要时间节点，积极部署“决战一百天、决胜十三五”工作，落实年度各项目标任务，坚决打赢“十三五”收官战；同时认真谋划对标管理提升行动和“十四五”发展规划，以科技创新为驱动，谱写公司高质量发展新篇章。

打造世界核电运营的中国方案

——大亚湾核电运营管理有限责任公司

1 大亚湾核电——引进来的“窗口”走出去的“名片”

大亚湾核电运营管理有限责任公司（以下简称“大亚湾核电”）前身是1985年成立的与香港合资的广东核电合营有限公司，是改革开放的标志性工程。大亚湾核电站于1980年筹建，1987年正式开工，1994年竣工投产。2003年改组为中国第一家生产性服务业专业化核电运营公司，负责运营全球最大的核电基地之一的大亚湾核电基地，目前年上网电量超过450亿千瓦时，相当于深圳全年用电量的55%，供香港电量占其年用电量的23%。

经过30余年的发展，大亚湾核电从引进来的“窗口”嬗变为走出去的“名片”。其自主开发的三代核电技术“华龙一号”落地英国，取得了历史性突破，为“一带一路”倡议作出贡献，被《人民日报》誉为“中国核电发展的定心丸、示范田”。



核电基地外景

2 高质量发展——十年磨一剑，实现跟跑到领跑的转变

大亚湾核电作为中西合作的典范，始终注

重兼收并蓄、博采众长，时刻不忘探索实践、勇于创新。始终坚持在党的领导下，以中国电力工业的纪律团队作风、深圳特区的创新进取精神、核工业的奉献精神为核心，融合国际先进的核电运营管理模式和技术，结合中国的管理实践，持续创新核电运营的模式、方法，构建世界核电运营的中国方案。

大亚湾核电安全质量运营业绩已处于国际领先水平，与WANO（世界核电运营者协会）对标，在国际核电同类机组质量业绩挑战赛中，已累计获得39项次冠军，关键奖项第一名称比例达50%，获冠军数全球第一；截至2020年3月15日，岭澳核电站1号机组超过15年无非计划停机停堆，实现连续安全运行5000天，在国际同类型机组中排名第一，且纪录还在延续。大亚湾核电3次获得国际核电行业最高奖项——核能卓越奖，两次获得中国专利金奖。大亚湾核电安全质量管理水平已经实现了从跟跑、并行到超越的转变。

3 构建世界核电运营中国方案

大亚湾核电的管理创新实践，逐步演进形成了“一次把事情做好的‘制度·匠心’双核聚变”的管理模式。“一次把事情做好”是核电管控风险、优质运营的内在要求，也是质量最优、效益最好的实现途径。匠人在制度流程的规范下才可能一次把事情做好，制度流程必须借匠人之手方可实现自身功能。二者既相互制约又相互依存，配合融洽，物我贯通，则会产生聚变放大效应。

3.1 一次把事情做好——让文化成为信仰

大亚湾核电将文化建设作为支持公司发展的关键要素之一，致力于打造大亚湾特色的企业文化。

大亚湾核电落实“一次把事情做好”的企



“双核聚变”管理模式

业文化理念，强调安全质量对公司生存发展的重要性。在文化理念体系的基础上，提出并推进“安全管理提升”“固本提质增效”“能力提升”等管理主线；在干部作风方面，提出并倡导管理者“三先三范”（安全质量永为先，责任担当树典范；解决问题冲在先，勤在现场做示范；改革创新敢当先，卓越发展成模范）；在经营管理方面，领导层将文化建设与公司核心战略及年度工作相结合，贯穿于高层决策、沟通、管理巡视中，通过有效激励、对标学习评价等方式保证企业文化内化于心、固化于制、外化于行、优化于效。

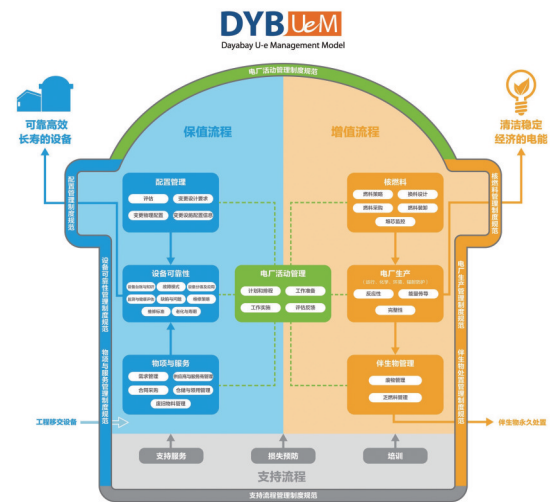
3.2 制度流程——构建核电运营大亚湾方案

制度流程规范一切活动，开展一切活动依靠制度流程，这是“铁律”。大亚湾核电应用国际先进的核电管理方法，结合自身多年的实践，以资本市场为背景设计全生命周期价值活动过程，将生产运营管理分为增值和保值两大流程，及配套支持流程，构建出具有大亚湾特色的DYB UeM管理模型。

3.2.1 增值流程

核电厂的最终产品是电能，同时基于核的特点，在生产发电过程中，必须严格采取各种措施确保安全利用核能，保障公众和从业人员的安全与健康。增值流程负责管控电厂生产发电过程，最终输出清洁、稳定、经济的电能，创造经济和社会效益。

电厂生产管理实施值长坐镇、风险指引、程序保驾、精准操控、安全兜底的模式。通过



DYB UeM运营管理模型图

作业许可审批、高风险操作独立监控、RCCS（反应性控制、堆芯冷却、放射性包容及辅助支持功能的核安全要素）4个维度评估、CDM工具（保守决策），实现值长对一线生产活动的实时统筹管理和决策。通过标准化的风险控制单对常规风险进行管控；通过SPV单点失效要素分析法、PSA概率风险分析实现异常风险的可知可控；通过制订10 000余份各类操作程序，实施“生产活动一切按程序操作”的执行制度，建立使用程序逐项确认、重要操作监护、执行结果实时记录、临时修改重新审批、操作效果验证等程序执行规范，确保所有操作一次做对；通过对生产发电过程中相关操作控制进行量化管理、精准监测和精准操控，使机组发挥最佳效能；通过风险指引型报警响应机制、经验传承型瞬态控制导则、纵深防御型事故预想、状态导向型事故规程，实现纵深防御、安全兜底。

3.2.2 保值流程

核电作为技术、资金双密集型行业，设备重资产是其显著特点，其中部分设备承担了保障核安全的重要功能，对核电厂安全稳定运行起到关键作用。保值流程负责管护核电厂所有设备和设施，输出可靠、高效、长寿的设备，实现电厂资产的保值。

公司构建了防治结合、分级管控、电厂平台一体化运作的全寿期设备管理模式，可以满足核电设备数量巨大（约50万台）、类型繁多、

重资产等管理特点。通过RCM（以可靠性为中心的维修）/TCM（以技术分析为导向的仪控设备维修）分析制订预防性和纠正性维修策略，开展设备管护，避免核安全相关设备发生非预期故障；通过RCA分析（根本原因分析）避免问题重发，实现“除病根”。根据故障后果将设备分为关键设备、重要设备、经济设备和运行至维修设备4个等级，并在电厂生产管理流程中全面应用，实现设备可靠性与成本的平衡；通过“8+1”重大设备、备件和大修业务的专业化管理及电厂和平台一体化运作模式，发挥专业特长，实现优势叠加；通过横向业务统筹对设备设计、制造、安装、运维、老化和退役实施延伸管理，实现电厂关键敏感设备零缺陷。

3.2.3 增值和保值流程的连接过程

电厂活动管理是电厂现场活动的连接枢纽和调度中心，大亚湾核电基地包括3个电厂共6台机组，每年有超过90 000项日常活动、40 000项大修活动需要统筹安排和执行，跨机组、跨电站活动的组织和资源需求日益增长，涉及单位广，领域多，协调难度大。为实现集约化管理，大亚湾核电采用了“项目主战、部门主建的矩阵式电厂活动管理模式”，对日常生产项目组与生产相关各部门的定位、权责以及协同机制进行总体设计，对增值流程（生产发电）和保值流程（设备管护）相关现场实施活动进行管理和调度，确保相关活动的安全、质量、进度、成本可控。

3.3 匠人匠心——以专注成就极致

核电行业技术资本密集，安全质量标准严苛，匠人匠心是质量之本、卓越之源。大亚湾核电将“崇尚工匠精神”作为企业精神，倡导专注执着、精于技艺、甘于寂寞、在平凡中成就卓越的工匠精神，公司制订了“千里马”养成计划、工资待遇向现场倾斜、多维度激励现场员工的措施，为现场员工营造良好的成长环境；打造国内、国际领先的研究中心及实验室，以及工匠工作室，激发高技能人才的创新活力。

大亚湾核电实施上岗必训、因岗施训、重金助训、训战协同的培训管理模式，持续提升员工专业化水准。通过实施全员岗位培训授权

制度，并与岗位聘任建立刚性连接，将员工的培训经历作为上岗的前提条件，实现了对员工能力获得过程和质量检验的规范化，保障员工能、责的有效匹配。通过借鉴系统化培训方法（SAT），结合电厂各岗位的能力要求形成运行、维修、技术、管理四大系列的基准岗位培训大纲和标准化课程体系，并保持迭代升级，使之与岗位能力要求实现同步，同时利用培训信息系统实现员工培训记录终身可追溯。大亚湾核电始终坚持培养“黄金人”的理念，巨资配置电厂仿真生产设施设备及工作环境的系列化培训设施，实现培训与实际工作的一致性，基于现场实际生产及经验反馈提炼和设计培训内容，并将培训过程场景化、案例化，实现培训内容与现场技能的有机融合，促进员工知识技能的有效迁移和转化，使之做到学以致用、知行合一。

4 改革创新——为高质量发展持续注入新动力

大亚湾核电以成为世界核电运营行业的标杆为愿景，设立深化改革领导小组、科学技术委员会和首席创新官。通过对标、立标、创标三部曲，构建了公司三级标杆体系和标杆牵引的创新管理体系，向改革要红利、向创新要效益。

理念创新方面，将“一次把事情做好”的质量文化上升到核心价值观，质量强企、基业长青。经营模式创新方面，首创并实践生产性服务业专业化核电运营模式，建立了可供各行业借鉴的管控人员活动风险及提高设备可靠性的体系，是公司运营绩效从优秀到卓越的利器。管理创新方面，构建了“项目主战、部门主建”的矩阵式运作模式，打造质优价优的新型服务商伙伴关系。技术创新方面，组建产学研协同平台，编制27项核电行业技术标准，获专利授权389项，拥有国际领先核心技术17项，国内首创33项，为中国自主知识产权三代核电技术“华龙一号”的形成奠定了基础。同时发挥数据化、智能化、信息化的引领优势，建设全球首个企业集团级的SAP系统和首个核电无线专用4G网络，将管理过程充分自动化。

《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/T 7714—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。

2016 年第一期

- [1] 李干杰. 承前启后锐意进取努力实现核与辐射安全监管体系和监管能力现代化——在 2015 年度核与辐射安全监管年终工作总结会议上的讲话 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 1-10.
- [2] 王崇翔, 侯伟. 关于对核电厂内乏燃料干法贮存系统核安全监管要求的研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 11-16+22.
- [3] 张学礼, 徐乐昌. 地浸采铀设施氡的辐射照射及其控制措施 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 17-22.
- [4] 龙琳, 田英男, 尤伟, 等. 高放废液贮存安全分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 23-29+37.
- [5] 路雨, 赵雷, 纪忠华, 等. 基于 PCSWMM 双排水系统计算方法在某核设施厂址防洪能力评估分析中的应用 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 30-37.
- [6] 包堂堂, 周强强, 顾春辉, 等. 严重事故工况高温环境下爆破阀药筒驱动装置可用性研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 38-42.
- [7] 喻娜, 陈宏霞, 张晓华, 等. 核电厂丧失厂外电源对汽轮机事故停机的影响评价 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 43-47.
- [8] 栾海燕, 曾超, 殷德健, 等. 关于加强我国核安全监管机构与国际组织合作的建议——经合组织核能署专篇 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 48-54+83.
- [9] 潘新新, 黄镜宇, 向文娟, 等. 环境风对大型非能动核电厂风的中立特性影响的数值分析研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 55-60.
- [10] 石桂连, 王纪坤, 韩宾, 等. ACPR1000 堆型核电厂多样化驱动系统产品方案设计 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 61-65.
- [11] 高新力, 靖剑平, 温爽, 等. DAKOTA-RELAP 不确定性分析方法在大破口事故中的应用 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 66-70.
- [12] 张计荣, 李永国, 韩丽红, 等. 关于提高活性炭除碘性能的浸渍剂的几点讨论 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 71-75.
- [13] 严锦泉, 史国宝, 林诚格, 等. CAPI400 安全设计与实际消除大量放射性释放 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 76-83.
- [14] 扈本学, 王喆, 王国栋, 等. 基于抽样的不确定性及敏感性分析的方法在核电厂水膜蒸发试验误差分析中的应用 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 84-89+94.
- [15] 李海钰, 胡雨, 赵华阳. AP1000 堆芯核设计中一个应当注意的问题 [J]. 核安全, 2016, 15 (1): 90-94.

2016 年第二期

- [1] 王树国, 柴建设. 核安全是生态文明建设的重要屏障 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 1-4+9.
- [2] 张露, 汪萍, 孙宏图, 等. 对核设施环境影响评价的一点探讨 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 5-9.
- [3] 李森, 左嘉旭. 推动核安全立法建设保障核能安全发展 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 10-12+16.
- [4] 孙学智, 罗朝晖. 全球乏燃料后处理现状与分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 13-16.
- [5] 程建秀, 封祯, 付杰, 等. 监管机构综合管理体系实施中的潜在困难与应对策略 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 17-23+45.
- [6] 何玮, 李小龙, 杨晓伟, 等. 台山核电厂气态流出物取样代表性评述 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 24-28.
- [7] 余腾昱, 尹祥平. 核电工程建设期间防异物管理探讨 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 29-34+51.
- [8] 田英男, 龙琳, 高桂玲, 等. 在手套箱中操作放射性物料时的辐射防护分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 35-40.
- [9] 沈大伟, 李冰, 过毅, 等. 核事故应急演练模式的探索 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 41-45.
- [10] 陈畅其, 夏晓彬, 吕晓雯, 等. 反应堆应急行动水平的历史和新发展 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 46-51.
- [11] 张琼, 郭瑞萍, 王博. 核电厂气态流出物大气弥散因子不同计算方法比较研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 52-57+63.
- [12] 李亮, 杨宇, 赵雷, 等. 我国核电厂抗震设计反应谱和 RG1.60 设计反应谱的比较分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 58-63.
- [13] 凌礼恭, 贾盼盼, 孙海涛, 等. 控制棒驱动机构下部 Ω 焊缝及母材液体渗透显示分析的研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 64-69.
- [14] 郑开云, 杨晓, 陈智. 基于 IEEE 标准的电气贯穿件鉴定试验研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 70-76+83.
- [15] 朱好, 陈家宜, 李凤菊, 等. 核电厂设计基准龙卷风评价的敏感性研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 77-83.
- [16] 许志红, 王喆, 杨萍, 等. 燃料组件边角栅元偏离泡核沸腾比分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 84-88+94.
- [17] 张露溪, 褚建勋, 朱玉洁, 等. 民用核设施的风险沟通模型分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 89-94.

2016年第三期

- [1] 汤搏. 核安全领域中纵深防御概念的产生、发展和存在的问题 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 1-7.
- [2] 王梦溪, 周迪, 刘新建. 核电厂概率安全目标发展概述 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 8-13+20.
- [3] 殷勇, 王超, 朱贺. 台山EPR核电厂设备鉴定概述 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 14-20.
- [4] 初永越, 黄志超, 依岩, 等. 核电厂PSA数据库平台的创建与应用 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 21-26.
- [5] 张红见, 曹芳芳, 张亮, 等. 加强我国民用核材料安全监管的独立性 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 27-34.
- [6] 张礼兵, 梁中起, 谢逸钦, 等. 大亚湾核电站堆芯冷却监测系统改造实践 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 35-41.
- [7] 许磊, 周国华, 陈鹏. 新型应急补水装置在核电厂的应用 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 42-47+78.
- [8] 马波. 我国某核电厂核岛基坑边坡加固有限元分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 48-52.
- [9] 朱秀云, 何玮, 潘蓉, 等. 核电站泵房不均匀地基的沉降与地基动阻抗计算分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 53-58.
- [10] 张亚东, 杨笑, 郭玥, 等. 49-2游泳池式反应堆回路非能动破坏虹吸功能的建立 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 59-63.
- [11] 吴楠, 黄树明, 刘新建. 核电厂严重事故下双层安全壳环形空间通风系统延迟投运的放射性后果影响分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 64-71.
- [12] 张黎辉, 李小丁, 刘黎明, 等. 用德尔菲法判断我国未来核能发展趋势的研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 72-78.
- [13] 张丹, 张航, 张舒, 等. 铍光中子对研究堆瞬态特性影响研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 79-83.
- [14] 张佳佳, 杨英豪, 肖军, 等. 核电厂内部水淹事件定量化研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 84-88.
- [15] 施锦, 薛山虎. 核电厂运行规程标准化开发的研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 89-94.

2016年第四期

- [1] 李京喜, 杨凯. 转变思维, 追求卓越, 提高核与辐射安全监管现代化水平 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 1-4.
- [2] 张玮, 齐媛, 杨丽丽, 等. 核安全监管中行政问责相关问题探讨 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 5-10.
- [3] 靖剑平, 贾斌, 高新力, 等. 最佳估算加不确定性分析方法在我国核安全审评中的应用 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 11-17.
- [4] 李汉平, 艾宪芸. γ 相机的发展和应用 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 18-21+26.
- [5] 杜月华, 石敏, 王明明, 等. 辽宁某铀尾矿库科学试验场综合研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 22-26.
- [6] 孙娜, 齐敏, 谢逸钦. 核电站数字化保护系统维护系统设计 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 27-33+47.
- [7] 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.
- [8] 张琼, 逯馨华, 王博, 等. 核电厂气载放射性流出物有效剂量

转移因子取值差异性分析研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 40-47.

- [9] 孟阿军, 刘浪, 凌君, 等. 疲劳监测系统在核电厂老化管理及延寿中的应用研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 48-51+58.
- [10] 李聪新, 任成, 许超, 等. 高温气冷堆球床接触导热计算方法 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 52-58.
- [11] 陈杰, 周涛, 刘亮. 超临界水堆与先进沸水堆安全特性差异性分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 59-64.
- [12] 张晔, 杨德锋, 王晓霞, 等. WWER机型一回路冷却剂裂变产物设计源项与现实源项的探究 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 65-68+88.
- [13] 李虎伟, 依岩, 黄志超, 等. 关于EPRI型风险指引管道在役检查优化方法的探讨及改进建议 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 69-74.
- [14] 洪哲, 赵善桂, 杨晓伟, 等. 乏燃料干式贮存技术比较分析 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 75-81.
- [15] 卞玉芳, 杨安义, 李晶, 等. 注册核安全工程师执业资格管理系统设计及关键技术研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 82-88.
- [16] 王璐, 朱好, 杨宇, 等. 核电厂设计基准风速确定中几个问题的探讨 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 89-94.

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管员发现问题能力 [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. 浓铀缩厂物料容器辐射水平调查研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 21-25.
- [6] 吴彦农, 王娅琦, 候秦脉, 等. 海洋异物堵塞核电厂取水系统事件的经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 26-32.
- [7] 李小华, 杨钧翔, 陈远登, 等. 2004—2009年俄罗斯西北部放射性同位素热电发生器退役的风险和环境影响评价 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 33-47.
- [8] 董晓璐, 丁超, 刘鹏, 等. 核电人员可靠性分析方法综述和发展趋势 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 48-55.
- [9] 孙树海, 赵力, 郑丽馨, 等. 核电厂异常重要性判定 (SDP) 方法及其应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 56-62+69.
- [10] 李海龙, 徐宇, 董晓璐, 等. 基于抗震鉴定试验的开关柜的抗震裕度分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 63-69.
- [11] 李勇, 吕科锋, 陈刘利, 等. 铅基研究堆燃料组件阻力特性模拟实验与分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 70-74+81.
- [12] 孔静, 张奇, 应亮, 等. 压水堆核电厂应对全厂断电的电源设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 75-81.
- [13] 肖增光, 孙雪霆, 陈林林, 等. 安全壳内气溶胶沉积试验的浓度测点设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 82-85+94.
- [14] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 基于DSEM的核电厂结构-土-结构相互作用模型 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 86-94.

2017年第二期

- [1] 沈钢, 孟岳, 温玉姣, 等. 国际合作为核安全“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. 田湾核电站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. 核电站薄壁大直径贮水容器负压变形事件经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 35-41.
- [8] 湛登华, 姜宏, 张翔宇, 等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 42-49.
- [9] 杨丽丽, 宋大虎, 张巧娥, 等. 核电站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. 堆芯下支承压板应力评定等效模型的适用性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 63-68.
- [12] 赵传奇, 胡文超, 刘健, 等. 基于三维输运方法的压水堆主冷却剂~(16)N源项计算分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 69-73+79.
- [13] 徐小照, 潘保林. 基于BP神经网络的核电站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. 核电站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] 孙治, 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. 核电站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. 核电站应急补水箱 (ASG) 地震响应对比分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 48-54.
- [10] 逯馨华, 张红见, 魏方欣, 等. 核电站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RELWOWER程序的WWER型核电站燃料棒破损分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 62-67.
- [12] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 考虑结构-地基-结构相互作用的核电站结构地震响应分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 68-74.
- [13] 张舒, 吴鹏, 张丹, 等. 先进三代核电AP1000丧失正常给水事故研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 75-84.
- [14] 奚坤, 沈曙光, 杨晓强, 等. WWER-1000反应堆APP工作棒组的选取及其氦瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 90-94.

2017年第四期

- [1] 肖志, 陶书生, 韦力, 等. 关于加强国内核安全经验反馈工作的思考 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 1-5.
- [2] 袁嘉琪, 马刚, 杨志义. 核电站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. 浅谈运行核电站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. 核电站稳压器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. 核电站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在核电站高能管道上应用的差异性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 61-65.
- [12] 胡安中, 赵国斌, 黄炳臣, 等. 浅析我国焊工资格考核的技术区别 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 66-70.
- [13] 胡健, 温丽晶, 石兴伟, 等. 基于WGOTHIC程序的非能动安全壳冷却系统传热特性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 71-77.

- [14] 胡文超, 靖剑平, 赵传奇, 等. 基于AP1000型反应堆嬗变~(237)Np制备~(238)Pu研究[J]. 核安全, 2017, 16(4): 78-83.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 中国散裂中子源辐射安全联锁门禁系统的设计[J]. 核安全, 2017, 16(4): 84-89+94.
- [16] 赵勇. 核电厂堆芯补水箱抗震分析[J]. 核安全, 2017, 16(4): 90-94.

2018年第一期

- [1] 甘学英, 蒋婧, 祝兆文, 等. 核电厂放射性有机废液安全管理的建议[J]. 核安全, 2018, 17(1): 1-5+94.
- [2] 凌礼恭, 孙海涛, 高晨, 等. M310改进型机组压力容器辐照监督要求及其在高温气冷堆辐照监督中的实践[J]. 核安全, 2018, 17(1): 6-11.
- [3] 孙树海, 陶书生, 郑丽馨, 等. 近年来核电厂执照运行事件趋势分析[J]. 核安全, 2018, 17(1): 12-19.
- [4] 张晓杰, 吕云鹤, 路燕. AP1000核电厂设备鉴定概述[J]. 核安全, 2018, 17(1): 20-25.
- [5] 梅金娜, 蔡振, 韩姚磊, 等. EPRI《蒸汽发生器完整性评估导则》解读[J]. 核安全, 2018, 17(1): 26-33.
- [6] 张发云, 赵立彬, 严得忠, 等. 小尺寸支管接头(BOSS头)焊接质量影响分析及其工艺改进[J]. 核安全, 2018, 17(1): 34-37.
- [7] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 田湾核电站3号机组物理启动专用测量系统特性分析与调试研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 38-43.
- [8] 赵丹妮, 李娟, 李明, 等. 9·11事件和福岛核事故后美国核电厂乏燃料水池事故缓解对策[J]. 核安全, 2018, 17(1): 44-51.
- [9] 黄力, 崔浩. 我国核电厂应急指挥部构建探讨[J]. 核安全, 2018, 17(1): 52-57.
- [10] 刘宇生, 许超, 安婕伽, 等. 非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 58-65.
- [11] 陈超, 顾健. 核电厂人因事件趋势分析和策略研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 66-70.
- [12] 赵国志, 曲鹏. 铀浓缩系统事件/事故的思考与始发事件选取研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 71-75.
- [13] 陈志林, 池志远, 张晏玮, 等. 确定我国核电厂运行许可证延续安全论证基准的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(1): 76-82.
- [14] 贺振宇, 张强升, 张发云, 等. 核级碳钢小径薄壁管冷弯拉伸试验不合格原因分析与质量控制措施[J]. 核安全, 2018, 17(1): 83-86.
- [15] 梁耀升, 张忠伟, 董海涛. 安全相关涂层管理策略研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 87-94.

2018年第二期

- [1] 姜子英. 浅议核能、环境与公众[J]. 核安全, 2018, 17(2): 1-5.
- [2] 张露, 汪洋, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址无限制开放利用[J]. 核安全, 2018, 17(2): 6-10.
- [3] 王娅琦, 李世欣, 庄少欣, 等. 浅谈美国核管会反应堆监督管

- 理体系[J]. 核安全, 2018, 17(2): 11-17.
- [4] 刘宇, 崔贺锋, 庞宗柱, 等. 非能动核电厂非安全系统实施监督时的若干问题[J]. 核安全, 2018, 17(2): 18-25.
- [5] 孙颀, 刘锐, 杨未东, 等. 某研究堆一回路冷却剂泄漏事件的审评[J]. 核安全, 2018, 17(2): 26-30.
- [6] 焦振营, 张建文, 于枫婉, 等. CPR1000核电厂乏燃料水池重力补水的有效性分析[J]. 核安全, 2018, 17(2): 31-37.
- [7] 贺振宇, 张发云, 邓冬, 等. 高温气冷堆压力容器内壁浅表性缺陷检验规则的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 38-42.
- [8] 俞杰, 吴振龙, 凌学会, 等. 碘吸附器有效性试验方法及评价[J]. 核安全, 2018, 17(2): 43-47.
- [9] 韦享雨. 快速提升功率速率对芯块一包壳应力的影响规律[J]. 核安全, 2018, 17(2): 48-51.
- [10] 纪忠华, 王璐, 李亮, 等. 中国东南沿海热带气旋强度变化及对核电厂的影响分析[J]. 核安全, 2018, 17(2): 52-57.
- [11] 李春, 杨志义, 丁超, 等. 基于MC3D软件对核电厂压力容器蒸汽爆炸的重要参数计算及研究[J]. 核安全, 2018, 17(2): 58-65.
- [12] 马亮, 苑晨亮, 崔家文, 等. 核实物保护系统薄弱性分析方法现状及发展[J]. 核安全, 2018, 17(2): 66-70.
- [13] 张红见, 曹芳芳, 潘玉婷, 等. 核材料管制范畴的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 71-77.
- [14] 张学礼, 牛洁, 徐乐昌, 等. RAD7测氦仪测量结果差异的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 78-88.
- [15] 李炜炜, 王晓峰, 王桂敏, 等. 2018年2月全国核与辐射安全舆情研判[J]. 核安全, 2018, 17(2): 89-94.

2018年第三期

- [1] 张航源, 胡世杰, 杨强. 发展核能助力建设美丽中国[J]. 核安全, 2018, 17(3): 1-5.
- [2] 孙学智, 宋大虎, 刘婷, 等. 推进核能安全发展和美丽中国建设的思考和建议[J]. 核安全, 2018, 17(3): 6-10.
- [3] 沈同强, 张文宇. 认清当前核安全威胁形势, 提升军队核应急处置能力[J]. 核安全, 2018, 17(3): 11-16.
- [4] 穆海洋, 宋雨, 管运全. 田湾核电站反应堆保护系统多样化的研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 17-21.
- [5] 彭志珍. 18个月换料对CPR1000反应堆压力容器辐照监督的影响[J]. 核安全, 2018, 17(3): 22-27.
- [6] 刘宇, 李华升, 刘泽军, 等. 实际消除早期放射性释放或大量放射性释放的安全目标定位研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 28-35+94.
- [7] 张天琦, 于明锐, 宋明强, 等. 核电厂安全壳内气溶胶热泳沉积特性研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 36-39.
- [8] 陈柏迪, 陈志东, 邓飞, 等. 伴生放射性固体废物放射性特征与重金属特性[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核电厂SGTR事故长期阶段的分析研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 10-16.
- [4] 熊冬庆, 石红, 王娅琦, 等. 核电厂阻尼器试验台的设计分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 17-23.
- [5] 张国辉, 吴金晔. 核电站经验反馈工作的发展和管理改进 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 24-29.
- [6] 邵明刚, 李春阳, 王富平, 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] 祝颖璐, 爻佳龙. 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, 李天鹏, 尤晓健, 等. 海洋核动力平台前期执照申请的

研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 26-31.

- [6] 马波, 倪南, 褚艳春, 等. 核电锚固技术与标准的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 32-39.
- [7] 宋晓涛, 陈宝文, 袁其斌, 等. 核电厂复杂工况下运行团队的高效运作 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 40-46.
- [8] 杜颖. 核电厂核探测技术的应用 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 47-52.
- [9] 王珏, 胡晨, 王琮, 等. 核电厂与核动力船舶执照申请事故分析的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 53-57.
- [10] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 灰色系统理论在核动力领域的应用分析与探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 58-64.
- [11] 殷德建, 芮晓明, 王昆鹏. 关于重要核设施规划限制区的几点思考 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 65-70.
- [12] 上官志洪, 黄彦君, 姜秋, 等. 美国核电厂取用水量及水资源条件的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 71-79.
- [13] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 2000年泰国北榄府医用⁶⁰Co源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

2018年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊15周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊15周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚. 《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电厂建造阶段的核安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 25-31.
- [8] 毛欢, 别业旺, 张舟, 等. 我国核电厂运行技术规格书现状分析及对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 32-36.
- [9] 刘宇, 杨鹏, 冯进军, 等. AP1000非能动堆芯冷却系统热态性能试验的安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 37-43.
- [10] 曹杰, 查卫华, 高斌, 等. 基于关键链技术的核电大修进度管理方法研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 44-55.
- [11] 张仰程. 运行技术规范中的一回路压力定值 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 56-60.
- [12] 刘运陶, 吕丹, 赵善桂, 等. 核燃料循环设施高效空气过滤器使用问题的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 61-65.
- [13] 张博平, 初永越, 黄志超, 等. 《改进核电厂维修有效性的技术政策(试行)》的解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 66-71.
- [14] 刘宇生, 薛艳芳, 马帅, 等. 热工水力验证试验评价的关键问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 72-78.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 一种硼中子俘获治疗装置的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 79-84.

- [16] 刘单, 陈祥磊, 毕明德, 等. 民用核安全辐射监测设备十年发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 85-90.
- [17] 王宏印, 毕涛, 宋东风, 等. 设备产业链质量管理评估标准的研究与建立 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 91-94.

2019年第一期

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

2019年第二期

- [1] 董晓璐, 刘景宾, 孔静. 小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 1-8.
- [2] 郑黄婷, 许明发, 向辉云, 等. 铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 9-13.
- [3] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 14-35.
- [4] 彭一鹏, 奚坤, 潘登, 等. 双区氯盐快堆的增殖及嬗变性能分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 36-42.
- [5] 阳小华, 曾铁军, 万亚平, 等. 放射性物质个体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 43-48.
- [6] 杨舒琦, 李兰, 谭怡, 等. 华龙一号SGTR事故源项分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 49-53.
- [7] 潘红洋, 沈力强, 张少君. 法律法规在核级阀门设计制造中的

指导和运用 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 54-62.

- [8] 张婷婷, 夏冬琴, 李桃生, 等. 公众认知对核电接受度的影响 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 63-70.
- [9] 张廉, 蔡汉坤. 中美核电厂领执照者关于运行事件报告的比较研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 71-76.
- [10] 岑腾跃. 三代核电堆芯补水制造中不符合项及处理意见 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 77-82.
- [11] 肖军, 曾广建, 梁梅燕, 等. 浙江省辐射应急演习中现场监测与处置应对的总结 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 83-89.
- [12] 牛世鹏, 王聪, 王高鹏, 等. 核电厂严重事故下关于操作人员的可达性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 90-94.

2019年第三期

- [1] 李小华, 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氡的放射性水平 [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核查 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 6-12.
- [3] 霍嘉杰, 郑岳山, 姚琳, 等. 乏燃料干法贮存标准和监管要求浅析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 13-18.
- [4] 赵潇, 闫平, 张国光. 移动式车辆检查系统调试场地的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 19-25.
- [5] 孙娜, 王占元, 张杰. 核电厂仪控系统纵深防御体系 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 26-32.
- [6] 梁贵渊, 邓飞, 陈万良, 等. 大亚湾核电基地周围海洋沉积物的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 33-37.
- [7] 黄甦. 基于TXS/T2000核电厂DCS信号失效下质量位设置 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 38-42.
- [8] 张适, 张博平, 初永越, 等. M310机组维修风险评价和管理的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 43-48.
- [9] 杨智, 吴彩霞. 维修规则功能失效判断准则研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 49-53.
- [10] 王飞, 宋辉, 毛伟. 基于神经网络的核电厂环境监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 54-61.

- [11] 张祥, 薛艳芳, 刘宇生, 等. 压力容器外部冷却沸腾临界过程数值模拟研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 62-67.
- [12] 陈文涛, 陈万良, 李灵娟. 应急情景下便携式高纯锗 γ 能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

2019年第六期

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