

# 核安全

## NUCLEAR SAFETY

主管单位 中华人民共和国生态环境部  
主办单位 生态环境部核与辐射安全中心  
出版单位 《核安全》编辑部  
主 编 周启甫  
编辑部主任 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  
010-82203444 82203547  
广 告 部 010-82205645  
发 行 部 010-82205713  
18910796298 汪瑞  
传 真 010-82203590  
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)  
邮 箱 [heanquanzazhi@263.net.cn](mailto:heanquanzazhi@263.net.cn)  
广告发布登记 京海工商广登字20180003号  
国际标准刊号 ISSN 1672-5360  
国内统一刊号 CN11-5145/TL  
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。

2021年第4期 总第81期

双月刊 公开发行

2021年8月31日出版

阅读·检索



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

## 编委会副主任

于俊崇  
中国核动力研究设计院·工程院院士

叶奇蓁  
秦山核电集团筹备组·工程院院士

孙玉发  
中国核动力研究设计院·工程院院士

吴祖泽  
军事医学科学院·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

陈佳洱  
北京大学·科学院院士

陈念念  
中国核工业集团公司·工程院院士

林忠钦  
上海交通大学·工程院院士

郑建超  
中国广核集团有限公司·工程院院士

徐 铎  
中国原子能科学研究院·工程院院士

魏炳波  
西北工业大学·科学院院士

(按姓氏笔画排序)

## 编委会委员

于涛  
南华大学

王为  
中山大学

田文喜  
西安交通大学

史克亮  
兰州大学

刘非  
国家电力投资集团有限公司

张庆贤  
成都理工大学

陈义学  
国家电投科学研究院

周涛  
东南大学

顾汉洋  
上海交通大学

黄小桁  
中国广核集团有限公司

蒋诗平  
中国科学技术大学

程琦福  
中国核工业集团有限公司

谭思超  
哈尔滨工程大学

## ◆ 监督管理

- 1 核电厂放射性废物管理路径研究 ..... 熊 骁,张 根,任丽丽,等
- 7 核电厂安全重要修改的分类统计及分析 ..... 车树伟,曾 珍,吕云鹤,等

## ◆ 政策法规

- 12 我国核电厂辐射本底调查的标准要求分析 ..... 黄彦君,黄东辉,上官志洪,等
- 21 核电建设中常见弄虚作假行为的法律责任分析 ..... 杨丽丽,郑洁莹,杨岩飞,等

## ◆ 核电厂实践

- 27 某核电站辐射监测系统仪表性能优化 ..... 伞振雷
- 32 非能动核电厂风险指引管理中的风险接受准则研究 ..... 何建东,杜东晓,熊文彬,等
- 40 核电厂海域取水工程抗震分类及分析方法探讨 ..... 孙 锋,潘 蓉,孙造占,等
- 45 核电厂设备超声检测显示性质判定准则的对比与分析 ..... 王 臣,刘 畅,王玮洁,等

## ◆ 研究与探讨

- 51 聚变堆氦材料衡算测量系统研究初探 ..... 梅华平,魏世平,何梅生
- 56 核电厂人因事件定义及原因因素分类研究 ..... 李红波,胡 攀
- 61 人因工程人员绩效监督大纲在核电厂的应用概述 ..... 宋慧斌
- 66 核设施退役专业化成套装备研制总体考虑 ..... 赵 木,范 仲,石伯轩,等
- 72 气态流出物取样不具代表性的案例浅析 ..... 杨 震,连茜雯,沈 钢,等
- 77 HFETR的老化管理研究与实践 ..... 邓云李,韩良文,李子彦,等
- 84 动态故障树技术及其在复杂核能系统概率安全评估中的应用展望 ..... 王韶轩,郭丁情,李学礼,等
- 92 冬季SEC泵备用状态下积气形成机理的理论及模拟实验研究 ..... 李文蛟

## ◆ 一线风采

- 100 中国核动力创新发展之路——从第一度核电到“华龙一号” ..... 核动力院

## ◆ 参考文献

- 104 《核安全》近年可被引文献目录

- 1 Research on Radioactive Waste Management Path of Nuclear Power Plant  
(Xiong Xiao, Zhang Gen, Ren Lili, Kong Xiangjin, Zhao Mu, Yao Zhenyu)
- 7 Classification Statistics and Analysis of Safety Modifications in Nuclear Power Plants  
(Che Shuwei, Zeng Zhen, Lv Yunhe, Fang Yonggang, Chu Qibao, Liu Shixian)
- 12 A Comprehensive Analysis of the Standards Requirements of Radiation Background Survey for Nuclear Power Plant  
(Huang Yanjun, Huang Donghui, Shangguan Zhihong, Sha Xiangdong, Chen Chaofeng)
- 21 Analysis of Legal Responsibility for Frequent Counterfeit and Fraudulent Behaviors in the Process of Nuclear Power Plant Construction  
(Yang Lili, Zheng Jieying, Yang Yanfei, Fan Yun)
- 27 Optimization of Instrument Performance of Radiation Monitoring System in a Nuclear Power Plant  
(San Zhenlei)
- 32 Risk Acceptance Criteria of Risk-informed Regulation Study in Passive Nuclear Power Plant  
(He Jiandong, Du Dongxiao, Xiong Wenbin, Chen Yan)
- 40 Preliminary Study on Seismic Fortification Category and Safety Analysis of Maritime Structures of Nuclear Power Plants  
(Sun Feng, Pan Rong, Sun Zaozhan, Zhou Qun, Xin Guochen)
- 45 Comparison and Analysis of Determination Criteria for Ultrasonic Testing Indication Types of Nuclear Power Plant Equipment  
(Wang Chen, Liu Chang, Wang Weijie, Gao Chen, Ma Ruoqun)
- 51 Preliminary Study on Nuclear Material Accounting System of Fusion Reactor  
(Mei Huaping, Wei Shiping, He Meisheng)
- 56 Study of the Definition of Human-Factor Event and Classification of Causal Factors in Nuclear Power Plants  
(Li Hongbo, Hu Pan)
- 61 The Study of Human Performance Monitoring Program Application in Nuclear Power Plant  
(Song Huibin)
- 66 The Integrated Consideration for the Development of Specialized Equipment About Decommissioning of Older Nuclear Facilities  
(Zhao Mu, Fan Zhong, Shi Boxuan, Zhang Lei, Yao Zhenyu)
- 72 A Brief Analysis of an Unrepresentative Sampling of Gaseous Effluents  
(Yang Zhen, Lian Qianwen, Shen Gang, An Jun)
- 77 Research and Practice of Aging Management for High Flux Engineering Test Reactor  
(Deng Yunli, Han Liangwen, Li Ziyang, Cai Wenchao, Liu Peng, Zhao Peng, Gao Yedong, Lai Lisi)
- 84 Dynamic Fault Tree Technology and its Application Prospects in Probabilistic Safety Assessment of Complex Nuclear Energy Systems  
(Wang Shaoxuan, Guo Dingqing, Li Xueli, Lin Zhixian, Ge Daochuan, Wang Jianye)
- 92 Theoretical and Simulation Experiment Research on the Formation Mechanism of Gas Accumulation Under the Standby State of Seawater Pump in Winter  
(Li Wenjiao)

熊晓,张根,任丽丽,等. 核电厂放射性废物管理路径研究[J]. 核安全, 2021, 20(4): 1-6.

Xiong Xiao, Zhang Gen, Ren Lili, et al. Research on Radioactive Waste Management Path of Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 1-6.

## 核电厂放射性废物管理路径研究

熊 晓, 张 根, 任丽丽, 孔祥金, 赵 木, 姚振宇  
(中核环保工程设计研究有限公司, 北京 100089)

**摘要:** 核电厂运行与维护过程中不可避免的会产生放射性废物, 无论是国家监管部门还是核电厂都高度重视放射性废物的管理工作。本文选取了三座有代表意义的核电厂, 介绍并分析其废物管理路径。结合国家监管部门的实际需求, 设计了一套废物管理路径并提出了对应的重点监管项, 供核电厂改进管理路径和监管部门实施监管时参考。

**关键词:** 放射性废物; 管理路径; 监管; 核电厂

**中图分类号:** TL94 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0001-06

中国核电经历了十余年的快速发展时期, 截至2021年6月, 我国商运核电机组49台, 总装机容量5102.7万千瓦, 居全球第三位。若按每台百万千瓦核电机组每年产生废物包体积50立方米保守估算, 则我国现年产生放射性废物包体积为2495 m<sup>3</sup>[1]。作为核电厂运行的重要环节之一, 对放射性废物进行科学有效的管理, 达到废物最小化的目的, 对核电厂的运行、环境保护以及公众安全都具有重大意义。

为了保护生态环境与核能行业的健康发展, 保障核电厂的安全运行, 生态环境部对国内核电厂的放射性废物管理工作高度重视, 并采取了多项措施。包括有: 颁布相关的核安全导则, 制定对应的管理标准, 提供相关的技术参考文件, 开展针对性的监督检查。各核电厂根据自身的工艺特点与流程, 结合相关的规章制度, 设计了对应的废物管理路径。

本文根据我国核电厂的基本分类, 选取了有代表性的秦山一期核电厂、大亚湾核电厂和三门核电厂, 通过现场调查、访谈调查和文献调查等方法, 分析它们的管理路径, 结合生态环境部对核与辐射监管的要求, 提出了综合管理路

径。旨在为国家监管部门的放射性废物监管提供技术支持, 并为核电厂优化改进管理路径提供建议参考。

### 1 核电厂放射性废物管理路径的概念

遵循合理可达到尽量低原则(As Low As Reasonably Achievable, 简称ALARA), 在法律法规和标准导则等要求的指导下, 以国家监督管理体系为指导, 设立放射性废物管理最优化管理目标, 从而在核电厂内部建立运行良好的管理体系。其主要包括: 法规标准、管理制度及组织结构、企业文化和技术手段等; 促进核电厂在放射性废物处理方面做出积极主动的改进技术或引用新型技术, 促使核电厂积极落实废物最小化的理念, 以求实现核电废物最小化的目的。

### 2 代表性核电厂放射性废物管理路径现状及分析

#### 2.1 秦山一期核电厂<sup>[2]</sup>

秦山一期核电厂设立了放射性废物处理运行管理部门, 建立了放射性废物处理设施, 采用三

收稿日期: 2021-03-24

修回日期: 2021-07-02

基金项目: 放射性污染金属材料协同去污解控技术及装备研究和工程示范, 项目编号: 2019YFC1907704

作者简介: 熊晓(1989—), 男, 江西永修人, 工程师, 硕士, 核化工与核燃料工程专业, 现主要从事核设施退役工作

级放射性废物管理层级。依照职责分工,公司一名副总经理为总负责人,负责全公司的放射性废物管理工作,部门管理则由对口的职能处室根据

分工进行管理与监督,设施的运行和维护等工作由具体的专业部门负责。放射性废物管理路径如图1所示。

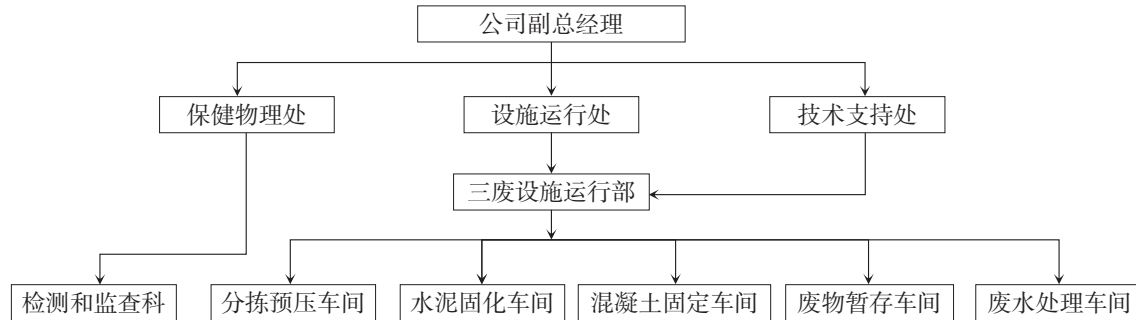


图1 秦山一期核电站放射性废物管理路径图

Fig. 1 Radioactive waste management path of Qinshan first-stage nuclear power plant

## 2.2 大亚湾核电站

大亚湾核电站采取以“生产厂长负责,电厂三废委员会及三废管理小组参与协调,各相关职能处科各司其职”的管理模式。总负责人是生产部的副经理,负责核电站的三废处理工作;“三

废”委员会的主要任务是协助经理对核电站的三废处理工作进行管理;“三废”工作小组主要是管理三废处理的相关技术,并进行日常工作的协调<sup>[3]</sup>。大亚湾核电站的放射性废物管理路径如图2所示。

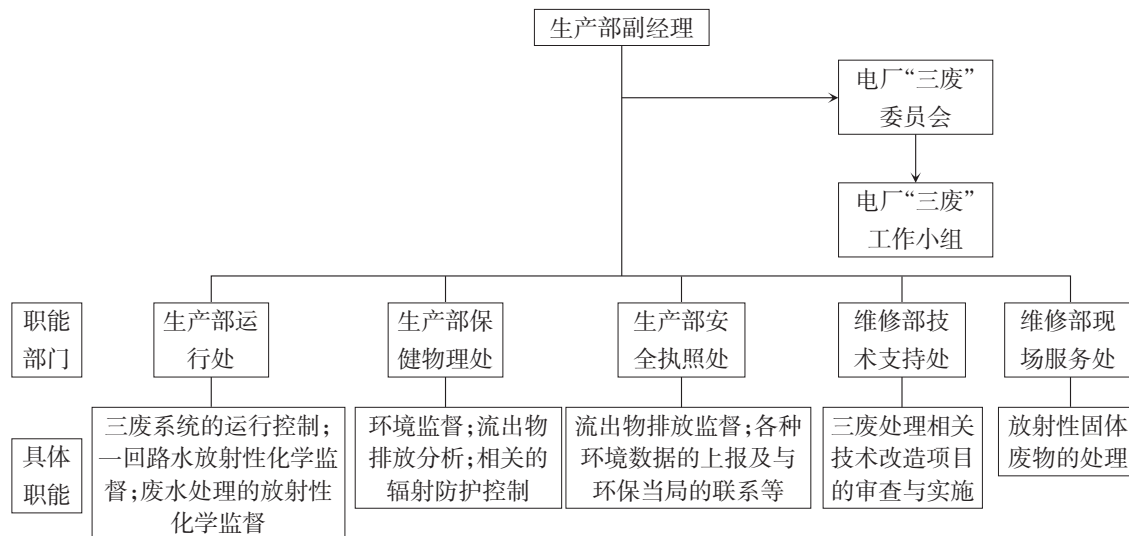


图2 大亚湾废物管理路径图

Fig. 2 Waste management roadmap of Daya Bay nuclear power plant

### (1)“三废”委员会

“三废”委员会的负责人是主管生产的副经理,秘书则由运行处负责三废管理的工程师担任,其余成员是生产系统中各相关处的处长或副处长。“三废”委员会主要是制定相关的政策,致力于减少三废的产生和排放,同时,帮助负责人

协调三废管理与排放工作。

### (2)“三废”工作小组

“三废”工作小组由生产系统中各相关处的主管工程师和科长等组成,受“三废”委员会管辖,主要是承担其委托的工作,并讨论生产过程中产生的技术问题,形成相应的建议报送“三废”

委员会。

### 2.3 三门核电厂

三门核电厂采用的是分散与集中相结合的废物管理路径,配套设立了ALARA委员会,由主管物理保健科的公司副总经理担任组长,成员为公司各处室处长。

ALARA委员会下设放射性废物最小化组(Waste Minimization Team,简称WMT),组长由保健物理处处长担任,副组长由防护支持科科长担任,小组秘书由防护支持科放废管理工程师担任,成员由保健物理处、运行处、维修处、化学处、

设备管理处、技术支持处、生产计划处和环境应急处等指定人员(工程师及以上)担任<sup>[4]</sup>。

三门核电厂单台机组的核岛废物处理系统能独立处理核岛厂房内产生的放射性废气、正常运行及预期运行事件产生的放射性废液,并能分类收集和暂存放射性固体废物。核岛废物处理系统无法处理的放射性废液和固体废物,都将在全厂共用的厂址放射性废物处理设施(Site Radioactive Waste Treatment Facilities,简称SRTF)内集中处理<sup>[5]</sup>。三门核电厂的废物管理路径如图3所示。

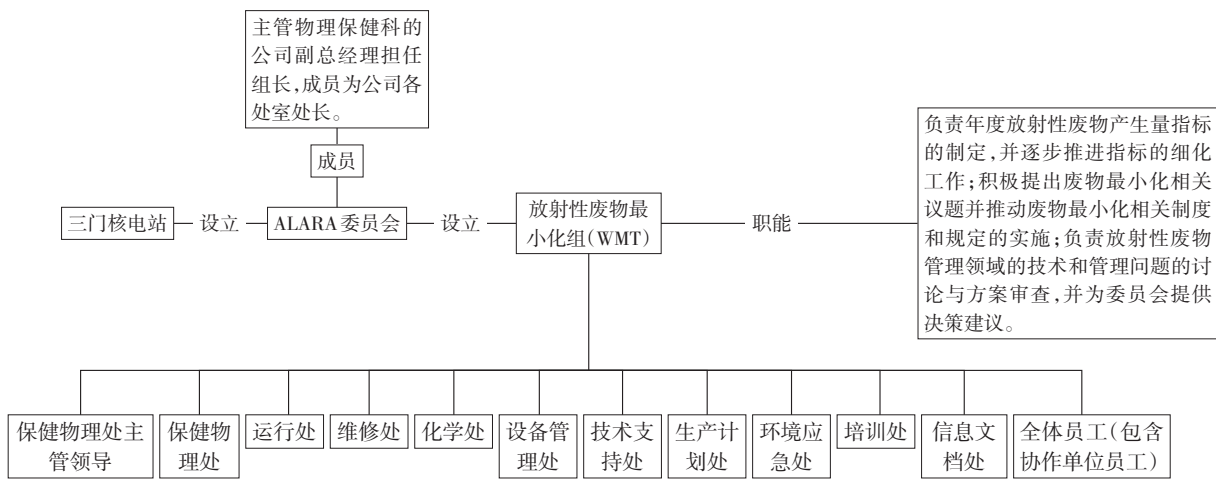


图3 三门核电厂废物管理模式路径图

Fig. 3 Path map of waste management mode in Sanmen nuclear power plant

### 2.4 三家代表性核电厂管理路径的对比分析

通过现场调研与资料查阅等方式,本文列举了

三座核电厂的放射性废物管理路径并将其废物管理模式进行了优势与不足的对比分析,见表1。

表1 代表性核电厂管理模式对比分析

Table 1 Comparative analysis of management modes of representative nuclear power plants

核电厂名称	管理模式特点	优势	不足
秦山一期核电厂	设立专门管理部门,层级管理	分工明确,对分类明确的废物处理效果好。	直线职能型管理体制,各职能部门自成体系,缺少横向沟通,对需要协调处理的废物不能作出高效的应对,决策花费时间长。
大亚湾核电厂	三废委员会模式	有助于各部门各级领导及各成员之间的紧密团结协作,便于迅速科学的决策。	委员会组长由主管物理保健科的公司副总经理担任,成员为公司各处室处长。实际管理中,分管物理保健科的副总对除物理保健科外的其他部门协调能力有一定局限性,ALARA委员会的领导作用发挥不够彻底。
三门核电厂	分散与集中相结合的废物管理模式管理机构	SRTF内形成了一系列共享资源,废物处理设备利用率高,也为以后的电站退役提供了方便。	SRTF由核电厂进行运营,需要核电厂设置对应机构及配备放废处理相关专业人员,一定程度上增加了企业自身运营的压力和负担。



### 3.2 建立国家级放射性废物管理信息系统

每个核电厂都有自身的固体废物信息管理系统,从废物产生开始到产生固体废物全流程管理。操作流程如下:废物产生部门提出废物申请,审核部门根据实际情况判定,认为是废物的进入信息管理系统,并进入处理流程;认为不是废物的,进行去污或其他工序后继续使用。该系统实际上是一个审批管理系统,但也间接实现了信息收集统计及管理的功能。

目前,各核电厂的废物管理信息系统各不相同,究其原因,是由于堆型不同,对废物分类和理解也不同。

建议监管部门通过专家论证与各核电厂讨论,

制定出废物归类管理办法,同时配套一个操作系统,建立起一个统一的国家放射性废物信息管理系统。该系统可基于现代IT平台,主要分为两部分,一是中央控制,形成一个集成的多用户方案;二是自动化,系统能自动收集和监测放射性废物的产生、运输、接收、处理、整备、确定处置地址和注销,以及它们的状况、性质和位置的变化。

### 3.3 设立核电厂放射性废物管理处的构想

根据核电厂放射性废物的管理需求,以及配合监管部门检查的需要,可以在核电厂内设立放射性废物管理处,可以有针对性的对放射性废物进行管理,并有利于处理与监管部门的接口。放射性废物管理处的设想路线,如图5所示。

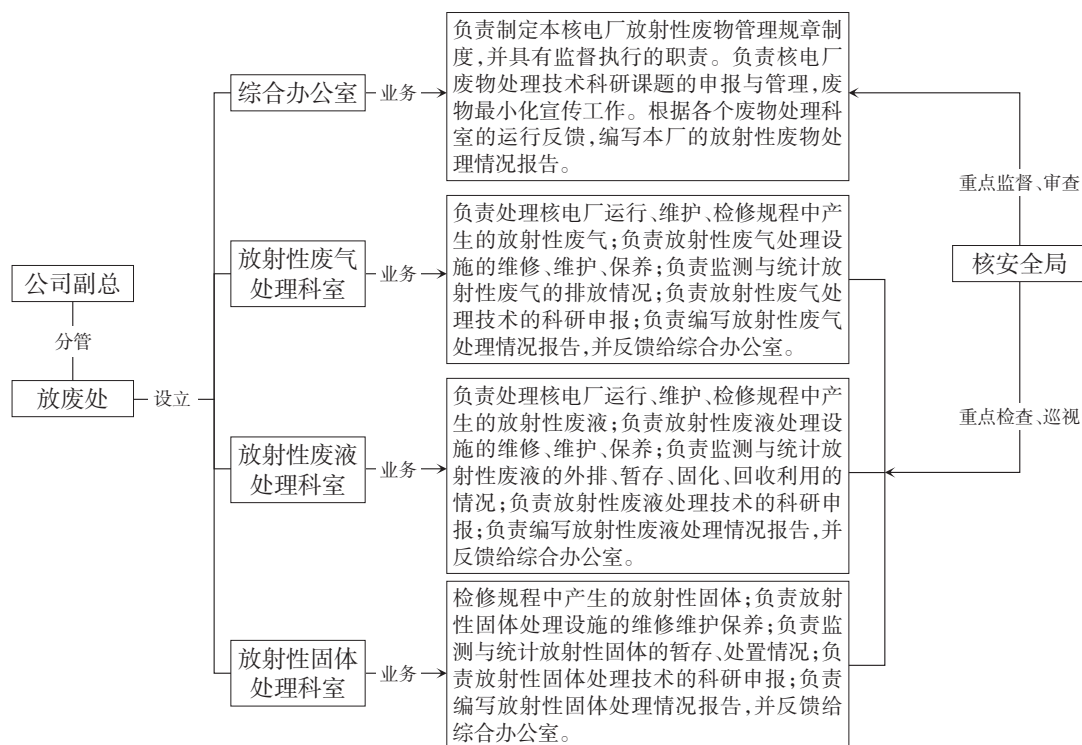


图5 放射性废物管理处机构管理路线图

Fig. 5 Organization management roadmap of radioactive waste management office

## 4 结论

目前国内的核电厂由于建设时期不同,因而对各自的核废物处理上,采取了不同的管理路径。尽管每座核电厂都较好地处理好各自产生的放射性废物,但仍有不足,且不同的管理路径面对国家监管部门的监督与管理要求时,尚有一

定差距。

本文通过对比分析国内三座代表性核电厂的管理路径,结合监管部门的管理需求,提出以下建议:通过建立国家级放射性废物管理信息系统,配套在核电厂内部设立放射性管理处,形成在国内核电厂内具有普遍适用性的放射性废物综合管理路径。

## 参考文献

- [1] 高彦锋, 石西森, 吕钢. 我国核电放射性废物及其处置现状分析 [J]. 中国核电, 2020, 13 (06) :774-778.
- [2] 周昭. 秦山核电基地放射性废物专业化管理方案研究 [D]. 兰州: 兰州大学, 2015.
- [3] 李靖. 大亚湾核电站放射性废物管理 [J]. 中国电力, 1999 (04) :41-45.
- [4] 李国宝, 马楠, 李娟. 三门系列 AP1000 核电厂放射性废物管理技术特点浅析 [J]. 核安全, 2015, 14 (03) :43-47+54.
- [5] 刘慧春. AP1000 核电机组放射性废物管理 [C]. //两岸核电废物管理研讨会论文摘要集, 2011-10-12, 北京:中国核学会, 2011:70-75.

## Research on Radioactive Waste Management Path of Nuclear Power Plant

Xiong Xiao, Zhang Gen, Ren Lili, Kong Xiangjin, Zhao Mu, Yao Zhenyu  
(CNNC environmental engineering design & Research Co., Ltd., Beijing 100089, China)

**Abstract:** Radioactive waste is inevitable in the process of operation and maintenance of nuclear power plants. Radioactive waste management is highly valued by national regulatory authorities and nuclear power plants. In this paper, we introduce and analyze the waste management path from three representative nuclear power plants. Combined with the actual needs of supervision department, a set of waste management path is designed, and the corresponding key regulatory items are proposed, which can be used as a reference for the improvement of the management path of nuclear power plants and the implementation of supervision department.

**Key words:** radioactive waste; management path; regulation; nuclear power plant

(责任编辑:许龙飞)

车树伟,曾珍,吕云鹤,等.核电厂安全重要修改的分类统计及分析[J].核安全,2021,20(4):7-11.

Che Shuwei,Zeng Zhen,Lv Yunhe,et al. Classification Statistics and Analysis of Safety Modifications in Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety,2021,20(4):7-11.

## 核电厂安全重要修改的分类统计及分析

车树伟,曾珍,吕云鹤,房永刚,初起宝,刘时贤\*

(生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082)

**摘要:** 本文分析了我国核电厂安全重要修改的监管现状,介绍了我国对修改的相关法规,并对国际上一些核电大国修改的监管情况进行了梳理,提出了符合我国核电厂安全重要修改的分类和统计方法,并用该方法对2011年到2016年间我国核电厂安全重要修改的情况进行分析,以便于更好地加强核安全监管工作和提高电厂运行安全水平。

**关键词:** 安全重要修改;分类统计;核安全监管

**中图分类号:** TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0007-05

随着核电厂技术的不断发展,核电厂运行经验的不断积累,核安全要求的逐步提高,核电厂的技术人员会逐步发现并认识到核电厂中存在的一些不足,同时随着我国运行核电机组数量和运行年限的增加,设备老化情况也逐渐凸显,因此运行核电厂基本上每年都会向国家核安全监管部门提交一些安全重要修改申请,以消除核电厂实际状态与初始设计及相关法规标准间存在的差异,消除核安全的薄弱环节。对于提交的这些安全重要修改进行系统的研究和分类统计,可以帮助我们有效地掌握核电厂的实际状态,提高核安全水平,也利于加强核安全监管工作<sup>[1,2]</sup>。

### 1 国内外关于核电厂安全重要修改的法规要求和监管情况

核电厂安全重要修改属于核安全监管的一部分,这点国内外都是一致的,因此监管方式也都是申请、审评和批准的模式。由于各国在法律法规和监管方式上存在一些差异,因此在具体流程和技术方法上也存在一些差异。

#### 1.1 我国核电厂安全重要修改的监管情况

我国核电厂对于安全重要物项的审查工作是国家核安全局(National Nuclear Safety Administration,简称NNSA)负责的。我国法规文件《核动力厂运行安全规定》(HAF103)中规定核动力厂修改主要包括四部分:一是构筑物、系统和部件(Systems、Structures、Components,简称SSCs)的修改;二是运行限值和条件的修改;三是指令和规程的修改;四是组织机构的修改。目前遇到的多数修改都集中在SSCs的修改方面,也就是物项类修改。在《核电厂运行安全规定附件——核电厂换料、修改和事故停堆管理》(HAF103/01)中对修改的要求进行了补充,根据安全重要性将修改分为安全重要修改和一般修改两类,安全重要修改主要包括三部分:一是影响到颁发运行许可证依据的安全重要构筑物、系统和部件的修改;二是运行限值和条件的修改;三是原先由国家核安全监管部门批准的程序和其他文件的修改。安全重要修改必须在实施前报送国家核安全监管部门批准。HAF103/01中对核电厂的安全重要物

收稿日期:2021-03-03 修回日期:2021-07-19

作者简介:车树伟(1984—),男,山东临沂人,高级工程师,硕士,核科学与技术专业,现主要从事核安全审评工作

\*通讯作者:刘时贤, E-mail: lshixian@126.com

项修改有总体规定和要求,其中对修改申请报告的基本内容规定见表1<sup>[3,4]</sup>。

表1 核电厂安全重要事项修改申请报告要求  
Table 1 Significant safety modification reporting requirements for NPP in China

序号	基本内容
1	修改起因的描述(包括预计运行事件的评价和报告)
2	修改计划
3	修改的设计论证
4	修改的安全分析资料
5	构筑物、系统、部件修改后的试验项目及受影响的相关系统和设备的功能和性能重新验证项目
6	修改期间的辐射防护措施
7	营运单位对修改方案的审查意见
8	国家核安全局要求的其他资料

## 1.2 其他国家核电厂安全重要修改的监管情况

美国核电厂安全重要修改的审查工作是美国核管理委员会(United States Nuclear Regulatory Commission,简称NRC)负责,审评的方式主要是通过提问回答的方式进行,与我国现行方式基本相同。审评主要是依据美国现行的法律法规及电厂执照文件的相关规定和要求审查修改申请报告中设计论证、安全分析相关部分的内容。安全重要修改方面美国通过大量实践总结制订了一套修改类别的判定流程和相应的报批筛选准则<sup>[5,6]</sup>。对修改申请报告中设计论证部分的审评,NRC主要关注的是申请者提供修改必要的证明材料,对修改安全分析相关部分,NRC还要求申请者对安全分析内容进行内部评价(必要时需要进行外部的审评),以确保安全分析内容的完整性和正确性。这些审评的结果和审评意见是NRC审查的重点。

法国的核电厂监管是法国核安全局(The French Nuclear Safety Authority,简称ASN)负责的,法国对核电厂修改按照不同等级进行不同的管控方式。对于核电厂的修改审评方面,为了确保这些改造项是可信、可实现并可依照保证安全性的程序进行,法国的核安全监管机构会对选取

这些改造项目中的部分进行可接受性宣告。根据改造项的不同分类,对于不同分类的改造项的管理也是不同的,所要求提交的文件也不同。法国核安全监管机构对电厂修改报告提交的内容是比较详细的,其很多审评人员有核电厂的设计、运营、设备制造等工作经历,因此对核电厂修改方面的审评相对来说专业一些。此外,法国核安全监管机构也比较重视修改的经验反馈情况,对于修改的审评经验很容易就在后续同类电厂的审评中反馈出来。

各国核安全审评管理机构和安全重要事项修改申请报告的规定见表2<sup>[2]</sup>。

表2 各国核安全监管机构对安全重要事项修改的管理规定  
Table 2 Significant safety modification reporting requirements for NPP in other countries

国家	安全监管机构	安全重要事项修改的相关规定
美国	美国核管会(NRC)	(1)《核电站安全分析报告标准格式和内容》(RG 1.70); (2)《更新核电厂运行执照申请的标准格式及内容》(RG1.188)。
法国	法国核安全局(ASN)	(1)在运核反应堆的安全重要事项改造指导程序; (2)修改项材料和相关要求的制订方法。
德国	反应堆安全委员会和辐射防护委员会	(1)论证和分析修改的安全影响; (2)列出修改涉及的安全重要事项的情况及清单,包括对最终安全分析报告(Final Safety Analysis Report,简称FSAR)的影响; (3)采用合适的方法分析论证设计方案、设计输入输出等; (4)组织相关专家对修改进行分析论证和审查。
英国	核能管理办公室(ONR)、健康与安全局	(1)从设计安全角度确认修改的设计是否遵守安全分级和相关准则; (2)对修改涉及的事态分析和环境影响进行分析论证,以确保安全功能执行; (3)提供修改设计的论证的证明。
加拿大	原子能管理局(AECB)	(1)修改内容的整体描述; (2)修改项的运行特性、设计依据以及对安全的影响分析; (3)修改涉及的安全准则和对安全分析报告的影响; (4)修改设计论证的相关内容; (5)修改的试验计划。

## 2 核电厂安全重要修改的分类统计方法

对我国核电厂近些年来的安全重要修改进行分析表明,绝大多数修改项目都属于物项修改,即SSCs的修改,因此对核电厂安全重要物项的修改进行整理分析,对核电厂修改方面的历史总结、经验反馈、安全性能提升和修改方面的安全监管都有重要意义。总结分析近些年来的核电厂安全重要物项的修改情况,可以将修改按系统分类、修改原因分类及修改来源分类进行整理和分析。

### 2.1 按系统分类

我国核电厂堆型较多,技术路线也各具特点,不同类型的机组系统也存在一定差别,需要找出一种基本能兼顾各类堆型的系统分类方法。基于美国核管会导则RG1.70《核电厂安全分析报告的标准格式和内容》和各电厂安全分析报告的内容,结合近些年的修改审评经验总结,可以将核电厂安全重要物项修改所涉及到的系统按表3进行分类。

表3 核电厂安全重要物项修改系统分类

Table 3 Significant safety modification classification by NPP system

序号	系统分类
1	反应堆冷却剂系统
2	一回路辅助系统
3	专设安全设施
4	厂用电系统
5	二回路设备系统
6	棒的控制和仪器仪表
7	中子监测系统
8	一回路控制和仪器仪表
9	二回路控制和仪器仪表
10	反应堆保护系统
11	核电厂压缩空气系统
12	冷却水系统
13	放射性废物管理系统
14	通风与辐射监测系统
15	燃料装卸系统
16	厂用计算机系统
17	消防系统
18	其他系统

### 2.2 按修改原因分类

核电厂安全重要物项的修改原因很多,但共

性特点基本上都是物项的实际性能情况与期望存在偏差或性能出现劣化情况,需要进行一定干预。根据近些年的修改审评经验,造成安全重要物项性能出现偏差或劣化的情况基本可分为在建阶段原因和运行阶段原因。在建阶段主要是设计、制造和安装阶段方面的缺陷,运行阶段主要是物项替代和升级换代方面的原因。因此可以将核电厂安全重要物项修改的原因按表4进行分类。

表4 核电厂安全重要物项修改原因分类

Table 4 Significant safety modification classification by reason of modification

序号	修改原因	备注
1	设计改进	指设备性能指标与原设计要求存在偏差,如果是标准要求升级造成的偏差属于升级换代。
2	制造缺陷	是由于制造原因造成设备达不到设计要求。
3	安装不合理	设备安装阶段造成的偏差,包括安装缺陷(如现场焊接缺陷,现场紧固不当等)、安装位置不合理等。
4	物项替代	设备分级及实现功能手段不变,设计、制造和安装要求不变。
5	升级换代	设备分级及实现功能手段变化或设计、制造和安装要求变化。
6	其他设备故障	不能归于前面几种原因的修改。

### 2.3 按修改信息来源分类

核电厂安全重要物项修改的信息来源主要就是发现上述2.2节中的修改原因的途径或方式,根据近些年的修改审评经验,可以将核电厂安全重要物项修改的信息来源按表5进行分类。

表5 核电厂安全重要物项修改信息来源分类

Table 5 Significant safety modification classification by source of information

序号	修改原因	备注
1	运行经验	包括内外部运行经验以及运行事件等途径。
2	与法规标准偏差	与法规标准包括执照文件要求的偏差。
3	潜在薄弱环节	主要来源于概率安全分析和确定论的评估结果。

### 3 我国核电厂安全重要修改的统计分析

利用第2节阐述的核电厂安全重要修改的分类统计方法对我国核电厂2011年到2016年核电厂安全重要修改情况进行统计分析,这期间收到国内运行核电厂安全重要物项修改申请193项。

#### 3.1 按修改物项所属的系统分类

在核电厂安全重要修改物项所属的系统中,占比最高的是专设安全设施方面的修改,比例接近20%,其次是一回路辅助系统和反应堆冷却剂系统等,详见图1。

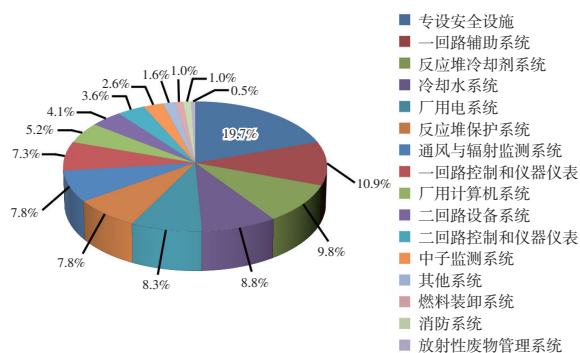


图1 运行核电厂2011—2016年修改物项所属的系统分类统计  
Fig. 1 Significant safety modification classification statistics by NPP system from 2011 to 2016

#### 3.2 按修改的原因分类

在设备修改的原因中,升级换代占比最高,约44%,其次是设计改进,占比约37%,详见图2。

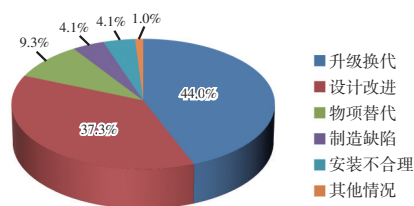


图2 运行核电厂2011—2016年修改原因分类统计  
Fig. 2 Significant safety modification classification statistics by reason from 2011 to 2016

#### 3.3 按修改的信息来源分类

在修改的信息来源中,运行经验占比最高,

接近80%,其次是与法规标准偏差和潜在薄弱环节,详见图3。

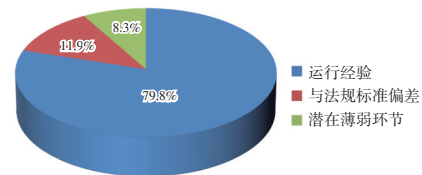


图3 运行核电厂2011—2016年修改信息来源分类统计  
Fig. 3 Significant safety modification classification statistics by source of information from 2011 to 2016

#### 3.4 安全重要修改的统计结果分析

通过对2011年到2016年我国核电厂安全重要修改申请的情况进行系统的分类统计和分析,可以看出,电厂专设安全设施方面的修改所占比例最高,修改的主要原因集中在升级换代和设计改进方面,修改的信息来源主要是内外部的运行经验。

修改设备所属的系统方面,由于统计的修改都属于安全重要修改,修改都涉及到对安全功能的影响,因此像专设安全设施系统这种安全级设备比较集中、执行安全功能较多的系统会占比较大,其次像一回路辅助系统和反应堆冷却剂系统等涉及一些重要安全功能的系统安全重要修改也比较多。修改的主要原因方面,由于我国核电厂机组以引进国外机组自主消化吸收为主,随着核电技术的发展和自主创新能力的提高,不断对核电厂设计、建造和运行等阶段的设备、技术和管理方式方法等进行优化改进,因此安全重要修改的原因主要集中在升级换代和设计改进方面。修改的信息来源方面,修改的主要原因是升级换代和设计改进,找到系统设计的不足之处或系统可以改进优化的方面的最佳途径就是运行实践过程中去总结发现,这也包括一些同类型机组的运行经验和运行事件的分析反馈等,因此安全重要修改的信息来源主要就是运行经验。

## 4 结论

随着近些年我国核电的大发展,截至2021年7月,我国已运行核电机组有49台,在建核电机组13台。随着运行机组数量的逐渐增加,我国核电安全监管的主要工作将变为运行阶段的日常监管工作。核电厂安全重要物项修改是消除设计缺陷和安全薄弱环节,优化和提高核电厂运行安全水平的有效方式。因此,对运行核电厂的安全重要物项修改制订合理的分类统计分析方法,并进行系统的分类统计和分析,一方面对于加强修改的核安全监管具有十分重要的意义;另一方面还有助于电厂间的经验反馈,从而进一步提高核电厂的运行安全水平。

## 参考文献

- [1] 朱杰,肖志,熊文彬,等.秦山核电厂2009—2011年安全重要修改的原因和趋势分析[J].核安全,2012(3):12-16.
- [2] 张国庆,邹象,赵鸿斌,等.核电厂安全重要物项修改评审系统开发及应用[J].安防技术,2019,7(3):30-36.
- [3] 国家核安全局.核动力厂运行安全规定:HAF103-2004[S].北京:国家核安全局,2004.
- [4] 国家核安全局.核电厂运行安全规定附件——核电厂换料、修改和事故停堆管理:HAF103/01-2004[S].北京:国家核安全局,2004.
- [5] 李华升,王娅琦,陶书生,等.核电厂安全重要修改判定流程和评价准则探讨:环境保护部核与辐射安全中心第五届学术交流会议论文集[C].北京:环境保护部核与辐射安全中心,2015:163-173.
- [6] Nuclear Energy Institute. GUIDELINES FOR 10 CFR 50.59 EVALUATIONS: NEI 96-07[S]. Washington, D.C.: NEI, 2000.

# Classification Statistics and Analysis of Safety Modifications in Nuclear Power Plants

Che Shuwei, Zeng Zheng, Lv Yunhe, Fang Yonggang, Chu Qibao, Liu Shixian\*  
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

**Abstract:** This paper analyzes the present situation of the supervision of the significant safety modifications of nuclear power plant (NPP) in China, introduces the relevant regulations of China and the regulatory situation of some major nuclear power countries in the world. then puts forward the classification and statistical methods. The methods are used for analyzing the significant safety modifications of NPP in China between 2011 and 2016, and can be used to strengthen nuclear safety supervision and improve the level of safe operation of NPP.

**Key words:** Safety modification; Classification statistics; Nuclear safety regulation

(责任编辑:许龙飞)

黄彦君, 黄东辉, 上官志洪, 等. 我国核电厂辐射本底调查的标准要求分析 [J]. 核安全, 2021, 20(4): 12-20.

Huang Yanjun, Huang Donghui, Shangguan Zhihong, et al. A Comprehensive Analysis of the Standards Requirements of Radiation Background Survey for Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 12-20.

## 我国核电厂辐射本底调查的标准要求分析

黄彦君<sup>1,\*</sup>, 黄东辉<sup>2</sup>, 上官志洪<sup>1</sup>, 沙向东<sup>1</sup>, 陈超峰<sup>1</sup>

(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)

**摘要:** 本文分析了我国核电厂辐射本底调查和现状调查的法规标准要求, 对 GB 6249—2011、HJ 61—2021、NB/T 20139—2012、NB/T 20246—2013 等标准中涉及核电厂辐射本底调查和现状调查的内容进行了分析对比, 指出标准之间技术要求的差异, 包括调查范围、布点要求、调查内容、分析频次等, 分析了开展核电厂辐射本底和现状调查具体工作的实际需求, 提出了完善相关标准规范的建议。

**关键词:** 核电厂; 辐射本底调查; 标准要求

**中图分类号:** X8 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0012-09

为了评价核电厂运行的辐射环境影响, 营运单位需在机组运行前开展辐射本底调查或现状调查。《核动力厂环境辐射防护规定》(GB 6249—2011)要求, 在核动力厂厂址首台机组首次装料前, 营运单位必须完成环境本底辐射水平的调查, 至少应获得最近两年的调查数据; 同一厂址后续建造的机组, 应至少获得最近一年的辐射环境水平现状调查数据。2016年, 《环境影响评价技术导则—核电厂环境影响报告书的格式和内容》(HJ 808—2016)发布, 对核电厂辐射本底调查的技术要求进行了进一步的补充, 明确提出了还应在选址阶段和建造阶段开展至少一季度的辐射环境本底(现状)初步调查。

GB 6249—2011 和 HJ 808—2016 的相关要求, 使得辐射本底调查的有关内容贯穿了核电厂的选址、建造和运行的各个阶段。然而, 这两个标准关于辐射本底调查的要求只是原则性的, 需要有进一步的技术支撑。

我国已有环境行业以及能源行业推荐性技术标准, 如:《辐射环境监测技术规范》(HJ 61—2021)、

《核电厂环境辐射监测规定》(NB/T 20246—2013)、《核电厂环境放射性本底调查技术规范》(NB/T 20139—2012)、《核动力厂运行前辐射环境本底调查技术规范》(HJ 969—2018)等。这些标准之间存在较多不协调和不统一的情况, 在用这些标准指导核电厂本底(现状)调查工作时造成很多困扰, 不利于我国核电厂辐射本底调查和环境影响评价工作的开展, 影响了标准的权威性。

本文深入研究了核电厂辐射本底调查和现状调查的需求, 对标准之间的技术差异进行了对比分析, 并对实际工作需求开展分析, 提出了相关建议。

### 1 辐射本底调查的基本要求

核电厂辐射本底调查的根本目的是为核电厂运行后的辐射环境监测与评估提供对照基准, 并为核电厂各阶段的环境影响评价提供基础数据。因此, 本底调查需要考虑核电厂运行期间辐射环境监测的要求。

收稿日期: 2020-09-16 修回日期: 2020-11-25

基金项目: 能源局标准化研究项目, 项目编号: 20150780

作者简介: 黄彦君(1979—), 男, 江西万载人, 正高级工程师, 博士, 物理与核物理专业, 现主要从事辐射环境监测与评价研究工作

\*通讯作者: 黄彦君, E-mail: hj1231@163.com

### 1.1 基本要求

核电厂的辐射环境监测有两个目的:一是用于评估核电厂排放对公众的辐射影响;二是用于评估核电厂排放在环境中可能造成的放射性累积,从而在生态影响评估方面提供基础数据。核电厂辐射本底调查,需要考虑运行期间辐射环境监测的要求,而运行期间的辐射环境监测方案,需要与本底调查方法相衔接。这在我国 GB 6249—2011 等标准中都有明确的规定。

核电厂的辐射环境监测数据可用于公众剂量评估。然而,我国尚没有提出采用辐射环境监测数据开展公众剂量评估的规范。根据美国核管会(US NRC)提出的核电厂辐射环境监测相关导则(包括管理导则 RG 4.1<sup>[2]</sup>和技术导则 NUREG 1301<sup>[2]</sup>),核电厂辐射环境监测应主要考虑排放放射性物质对公众造成辐射影响的途径。例如,针对液态流出物排放,需要关注饮用水和食入水生生物的内照射及岸边沉积物外照射;针对气态流出物中惰性气体的排放,需要考虑空气浸没外照射;针对气态流出物排放的粒子、碘和氙,需要考虑地面沉积外照射、吸入和食入造成的内照射。每条照射途径对应着相应的监测项目,并可根据导则 RG 1.109 提供的模式和参数进行公众剂量评估<sup>[3]</sup>。在核电厂每年向 US NRC 提交的辐射环境监测年报中,需要根据监测结果评估公众受到的辐射剂量水平<sup>[4]</sup>。

NB/T 20246—2013 提出了辐射环境监测采

样需要考虑核电厂释放到环境中的放射性核素对公众的照射途径,应采用对公众的照射有直接关系的环境样品,这原则上属于对公众辐射影响评价的要求。

核电厂的辐射环境监测的另一项目是评估核电厂排放放射性物质在环境中的累积影响,受纳水体沉积物及特定生物的监测(主要是指示生物的监测)。NB/T 20246—2013 也提出,对与公众照射虽无直接关系,但有助于掌握放射性核素的分布和积累趋势的环境样品也应适当采集。美国核电厂辐射环境监测的经验也表明,核电厂的辐射环境监测不限于 US NRC 规定的相应监测项目。实际上,近年来核电厂尤为关注对受纳水体中沉积物和水生生物的监测<sup>[5]</sup>。

除此之外,核电厂事故应急监测的要求也是本底调查需要考虑的。对于那些核电厂正常运行不排放,但可能在发生核事故后需要开展监测的项目,近年来在核电厂辐射本底调查的相关标准中也提出了要求,例如在 NB/T 20139—2012 和 HJ 969—2018 中都对土壤和沉积物提出要监测<sup>239+240</sup>Pu(HJ 969—2018 编制说明提到,监测 Pu 是担心今后可能使用 MOX 燃料发生事故造成 Pu 污染,NB/T 20139—2012 认为是应急监测及评价的要求<sup>[6]</sup>)。还有一些监测项目,其目的为监控可能的意外排放。

我国核电厂辐射本底调查和辐射环境监测要求对应的监测项目见表1。

表1 核电厂本底调查和辐射环境监测基本要求

Table 1 The basic requirements of the background radiation survey and the routine radiation monitoring for nuclear power plant

序号	监测项目/介质	针对的流出物类型	潜在的照射途径	主要监测目的
1	γ辐射剂量率	气态	空气浸没外照射 地面沉积外照射	评估公众剂量、监控意外排放
2	土壤	气态	地面沉积外照射	评估公众剂量和累积影响
3	空气气溶胶、沉降灰、降水	气态	吸入内照射	评估公众剂量、监控意外排放
4	空气中 <sup>3</sup> H、 <sup>14</sup> C、 <sup>131</sup> I	气态	吸入内照射	评估公众剂量、监控意外排放
5	陆生生物	气态/液态	食入内照射	评估公众剂量和累积影响
6	饮用水	气态/液态	食入内照射	评估公众剂量
7	地下水	液态	食入内照射	评估公众剂量和累积影响
8	非受纳水体地表水及沉积物	气态	食入内照射	评估公众剂量和累积影响
9	非受纳水体水生生物	气态	食入内照射	评估公众剂量和累积影响
10	受纳水体水及沉积物	液态	水体浸没外照射、岸边沉积外照射	评估公众剂量和累积影响
11	受纳水体水生生物	液态	食入内照射	评估累积影响

## 1.2 监测项目或核素

原则上,本底调查或运行期间的辐射环境监测项目或核素主要考虑核电厂排放及影响,同时需要考虑我国核电厂辐射环境监测的经验。例如,对 $\gamma$ 辐射剂量率的监测,我国的惯例是开展瞬时监测、连续监测和累积剂量监测,而美国则只需要开展累积剂量监测<sup>[4]</sup>。对不同环境介质,整体上应该根据核电厂排放的核素来确定。一般核电厂对通过气态排放的放射性核素主要需要考虑 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、放射性碘、放射性惰性气体和气溶胶放射性核素;而对通过液态排放的放射性核素,需要关注 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 和 $\gamma$ 核素。近年来监管部门对液态流出物中 $^{55}\text{Fe}$ 、 $^{63}\text{Ni}$ 以及气态流出物中 $^{85}\text{Kr}$ 等核素颇为关注,并且在2020年国家核安全局发布的《核电厂流出物放射性监测技术规范(试行)》中进行了规定<sup>[7]</sup>。考虑到这些核素对环境可能产生的辐射影响及用于监控核电厂意外排放的目的,在相应的技术成熟后应将其纳入到本底调查或常规监测中。

对于半衰期较长的放射性核素,需要关注 $^{131}\text{I}$ 、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 和 $\gamma$ 核素(一般包括 $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{58}\text{Co}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 等,HJ 969—2018规定对受纳水体介质还应包括 $^{110m}\text{Ag}$ 和 $^{106}\text{Ru}$ );对于短半衰期的放射性核素,由于进行监测的意义不大,所以无须特别关注。

对于 $^{90}\text{Sr}$ ,考虑到早期大气核试验造成的大气沉降,目前我国核电厂的辐射本底调查仍将其作为重点关注的核素。美国核电厂的辐射环境监测中一般不将 $^{90}\text{Sr}$ 作为必须监测的核素。

需要注意一些筛选性项目的意义。例如:水中总 $\alpha$ 和总 $\beta$ 一般用于筛选性监测,当监测结果超过相应的指导水平时需要进一步开展核素分析,不限于 $\gamma$ 核素分析或特定的 $\beta$ 核素分析。NB/T 20246—2013提出应开展土壤、沉积物、生物中总 $\beta$ 、 $\gamma$ 核素分析,由于已开展 $\gamma$ 核素分析,作为筛选性项目的总 $\beta$ 意义不大。

关于监测的频次,HJ 969—2018规定:核电厂初步本底调查中,除 $\gamma$ 辐射剂量率监测频次为2次外,其他所有监测项目均为1次。对于运行前

两年的本底调查和后续建造机组运行前一年的辐射环境现状调查,其监测频次应主要基于监测结果可能受环境变化的影响。对于监测结果比较稳定、不易受环境干扰的监测项目,一般情况下频次可以小些;对于监测结果可能随时间变化的项目,监测频次可以随其变化规律增加,例如:气溶胶中的放射性核素可能存在明显的季度变化特征,则需要考虑按每季或者更高的频次对其开展监测。对剂量率连续监测的要求,也是基于 $\gamma$ 辐射剂量率可能随各种气象参数的影响而提出的。对于一些作物类的采样监测,则需要根据其收获期来确定。对于环境水体,HJ 969—2018则提出应按枯水期和丰水期的要求开展相应监测。

## 2 标准要求对比

我国核电厂辐射本底调查的标准主要有上述的GB 6249—2011、HJ 61—2021、NB/T 20246—2013、NB/T 20139—2012、HJ 969—2018。从原则上看,GB标准效力要大于HJ和NB标准,强制性标准效力要大于推荐性标准。需要考虑我国标准发布后未及时修订以致不满足现状的情况。

由于这几个标准主要涉及的是运行前两年的本底调查,而HJ 969—2018还包括初步本底调查的要求,所以,本文下面主要针对运行前两年的本底调查技术要求进行对比,对标准要求的合理性进行评价。

需要注意的是,2021年2月24日,生态环境部发布了HJ/T 61—2001的修订版,即HJ 61—2021,原版本相关的技术要求基本上被舍弃,而主要参考HJ 969—2018的要求,因而向规范的统一性迈向了关键一步。但从本底调查的其他相关标准来看,仍存在不一致的地方,仍值得关注。

### 2.1 调查范围

目前运行前本底调查的范围主要考虑GB 6249—2011的要求:环境 $\gamma$ 辐射水平的调查范围为50 km,其余项目一般取20~30 km,后续发布的相关标准均参考了该标准的要求;HJ 61—2021在原HJ/T 61—2001基础上进行了修订,规定的调查范围整体上与GB 6249—2011的要求相同,

但又同时明确了对照点和个别敏感地区,如居民集中点、学校、医院、饮用水源、自然保护区等,可以适当超过上述范围;HJ 969—2018 提出的调查范围与 GB 6249—2011 一致,并进一步地对每一类监测样品的范围进行了规定,例如:对地下水的监测点位,给出的范围包括关键居民组、半径 5 km 范围,并明确应考虑与厂区水文地质单元联系的紧密性。整体上,标准 HJ 969—2018 对调查范围的要求比较明确和合理。但是,需要关注 HJ 969—2018 对瞬时  $\gamma$  辐射剂量率和累积剂量监测的范围,标准正文 5.5 条规定调查范围应满足 GB 6249—2011 的要求,即调查范围一般取 50 km,但实际在标准表 6.2 中只规定调查范围为 20 km,存在前后不一致的情况。考虑到 GB 6249—2011 的强制性,目前实际上仍应考虑以 50 km 调查范围为准。

对调查范围的标准要求对比情况见表 2。

表 2 辐射本底调查范围标准要求对比

Table 2 A comparison of the survey fields of environmental radiation in different standards

标准	要求
GB 6249—2011	环境 $\gamma$ 辐射水平的调查范围半径一般取 50 km,其余项目的调查范围半径一般取 20~30 km
HJ 61—2021	环境 $\gamma$ 辐射空气吸收剂量率水平范围取以核电厂为中心半径 50 km,其余项目调查范围半径为 20~30 km,对照点和个别敏感地区,如居民集中点、学校、医院、饮用水源、自然保护区等,可以适当超过上述范围
NB/T 20246—2013	与 GB 6249—2011 相同
NB/T 20139—2012	陆地环境 $\gamma$ 辐射/贯穿辐射剂量率调查范围取以核电厂反应堆厂房为中心半径 50 km,其余项目的调查范围一般取半径 20 km 或 30 km,重点为半径 10 km,对照点一般取半径大于 50 km,海洋环境介质一般取半径 10 km
HJ 969—2018	与 GB 6249—2011 相同,并进一步明确了具体项目调查范围(对 $\gamma$ 辐射剂量率的调查范围,虽然在 5.5 款中规定按 GB 6249—2011 执行,但在标准表 6.2 中只规定到 20 km)

## 2.2 监测布点原则与要求

### 2.2.1 $\gamma$ 辐射剂量率监测与布点

我国相关标准对本底调查中的  $\gamma$  辐射剂量率

监测提出了三种方法:连续监测、瞬时监测和累积剂量监测,实际经验也是如此。

对瞬时监测和累积剂量监测的要求,标准之间的差异见表 3。我们可以看到, NB/T 20246—2013 没有提出瞬时监测的要求,对累积剂量监测只提出布设 50~70 个点,没有进一步提出布点的原则和相关要求; NB/T 20139—2012、HJ 969—2018 提出的瞬时监测与累积监测的点位要求有较大的差异; NB/T 20139—2012 增加了监测 1 km 和 20~30 km 范围,且考虑 16 个方位; HJ 969—2018 (项目表中)只要求监测到 20 km 扇形区,考虑 16 个方位。HJ 61—2021 规定的  $\gamma$  辐射剂量率监测布点要求与 HJ 969—2018 相同。这些标准整体上都体现了近密远疏并兼顾各种环境条件的原则。

表 3  $\gamma$  辐射剂量率瞬时监测与累积剂量监测布点的标准要求对比

Table 3 A comparison of standards requirements for gamma dose rate, accumulate dose survey and the point selection

标准	要求
HJ 61—2021	参考 HJ 969—2018 的要求
NB/T 20246—2013	没有提出开展瞬时监测,对累积监测没有提出具体要求(只明确监测点位数量为 50~70 个)
NB/T 20139—2012	在以核电厂反应堆厂房为中心半径 1 km、2 km、5 km、10 km、20 km、30 km、50 km 的圆与 16 个方位角形成的扇形区域内布点;累积剂量监测在以核电厂反应堆厂房为中心半径 1 km、2 km、5 km、10 km、20 km、30 km 的圆与 8 个方位角形成的扇形区布点;在人口稀少的山区可适当减少测量点,在人口稠密的居民区域和最大风频下风向适当增加测量点;在核电厂外烟羽地面最大浓度处特别设置点位
HJ 969—2018	应在厂界外,以反应堆为中心,16 个方位与半径为 2 km、5 km、10 km、20 km 的圆所形成的各扇形区域内陆地(岛屿)上布点;对可能的关键居民组、主导风下风向、烟羽最大浓度落点处应增加针对性点位;在人口集中区域、环境敏感区适当增加针对性点位 累积剂量布点要求同“地表 $\gamma$ 辐射剂量率”,点位可以适当减少

综合来看, HJ 969—2018 要求的扇形布点范围缩小,简化了有关监测要求。NB/T 20139—2012 要求的 1 km 范围明显扇区过小,由于本底调

查具体开展工作时核电厂正在开展建设或运行, 1 km 范围可能处于施工场地范围或厂界范围内, 无法全面布点, 因此, 实际监测中建议考虑 HJ 969—2018 的要求, 并考虑补充 20~50 km 范围。

对  $\gamma$  辐射剂量率连续监测, 各个标准要求有较大差别, 见表 4。HJ 61—2021 则修订了原标准的要求, 提出只需要参考 HJ 969—2018, 整体上要求趋于统一。NB/T 20246—2013 则要求 1~3 个(在附录中要求 3~6 个)点位; NB/T 20139—2012 要求至少 1 个点位; HJ 969—2018 则要求至少 2 个点位。考虑到连续监测主要是用于调查  $\gamma$  辐射剂量率的年周期变化规律和监测点位的代表性, 设置 2 个连续监测点是相对合理的。

表 4  $\gamma$  辐射剂量率连续监测标准要求对比  
Table 4 A comparison of standards requirements for continuous monitoring of gamma dose rate

标准	要求
HJ 61—2021	参考 HJ 969—2018 的要求
NB/T 20246—2013	在预估的空气最大污染区设置 1~3 个地点进行连续测量, 必要时配合进行风向、风速、气温、湿度、沉降等的调查(但在附录 A 中给出点位要求为 3~6 个)
NB/T 20139—2012	至少应设 1 个连续监测点位
HJ 969—2018	至少应设 2 个连续监测点, 同时在现场查勘的基础上选址对照点, 获得 1 年以上连续监测数据

### 2.2.2 其他环境介质

对于其他环境介质, 有关标准对监测点位的要求有较大的差异。

HJ 61—2021 对原 HJ/T 61—2001 进行了大幅的修订, 相关要求整体上参考 HJ 969—2018。

NB/T 20246—2013 先给出了点位布置的原则, 例如: 对水样取样点的选取, 应考虑受纳水体的功能及水文特性、距排放口的距离和居民点分布等。标准给出相应调查大纲要求的采样点位数量要求。

NB/T 20139—2012 对有关环境介质采样点位数量的要求也相对明确, 对每类环境样品给出了相应的布点原则, 也推荐了相应的点位数量。

例如: 对海水取样点, 标准推荐的原则为“以厂址排水口为中心半径 1 km、5 km、10 km 与 8 个方位角形成的扇形海域内布点”, 具体点位数量要求为“8~12 个”, 同时应考虑在取水口和排水口附近海域、海湾出口处和周围大型企业排污口附近增设采样点。整体上, NB/T 20139—2012 要求监测的点位数量较 NB/T 20246—2013 多。

HJ 969—2018 给出了较为详细的环境介质点位设置原则及数量要求, 同时区分了滨海核电厂和内陆核电厂的要求。一般情况下, 内陆核电厂环境介质采样点位的数量均要大于滨海核电厂监测点位的数量。例如, 对地下水的监测点位, 对滨海核电的监测点位数量要求为 4 个, 而对内陆核电的监测点位数量为 8 个。整体上看, HJ 969—2018 要求的监测点位数量介于 NB/T 20246—2013 和 NB/T 20139—2012 要求的数量之间, 且对点位的要求更具参考性, 建议实际工作中采用。

### 2.3 监测项目及监测环境介质

各标准对监测内容要求对比情况见表 5。

对于环境  $\gamma$  辐射剂量率, 除 NB/T 20246—2013 未要求开展瞬时监测外, 其他标准都要求开展。所有标准均未提出开展室内  $\gamma$  辐射剂量率监测的要求。

表 5 各标准对环境介质监测内容的要求对比  
Table 5 A comparison of standards requirements of environmental media for analysis in background radiation survey

标准	要求
HJ 61—2021	参考 HJ 969—2018 的要求, 且可根据各核动力厂的自然环境、气象及所选堆型进行相应调整
NB/T 20246—2013	环境 $\gamma$ 辐射: 连续测量和累积剂量; 环境介质: 大气(气溶胶、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{131}\text{I}$ 、降水、沉降灰)、水体(地表水、地下水、饮用水、海水)、土壤及底泥、生物(陆生和水生)等
NB/T 20139—2012	环境 $\gamma$ 辐射: 连续测量、瞬时测量和累积测量; 环境介质: 空气(气溶胶、沉降灰、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{131}\text{I}$ )、水(地表水、地下水、饮用水、降水)、底泥、土壤、陆生生物、水生生物、海水、海洋沉积物、海洋生物
HJ 969—2018	环境贯穿辐射(包括剂量率瞬时监测和连续监测、累积剂量)、土壤、空气(包括气溶胶、沉降物、降水、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{131}\text{I}$ )、陆生生物(包括植物、动物、牛羊奶)、非受纳水体(饮用水、地下水、地表水、地表水沉积物、水生生物)、受纳水体(水、沉积物、水生生物)

对空气介质,所有标准都提出气溶胶、沉降灰以及 $^3\text{H}$ 和 $^{14}\text{C}$ 的监测;NB/T 20246—2013和HJ 969—2018还将降水作为空气介质。

对生物样品,各标准都要求开展陆生生物和水生生物的监测,HJ 969—2018区别接纳水体生物和非接纳水体生物进行监测(监测项目不同),HJ 969—2018提出了牛(羊)奶监测的要求。

对环境水的监测,各个标准基本覆盖了各类环境水样。各个标准对岸边沉积物、潮间带土和底泥等的描述各不相同,其监测的意义源于辐射

环境监测的不同目的。严格来说,这些都属于沉积物的概念,沉积物包括岸边沉积物和底泥,对海洋沉积物来说则为潮间带土和底泥(又称“潮下带”)。HJ 969—2018将沉积物区分接纳水体和非接纳水体提出监测要求,但监测要求是一致的。基于环境介质的具体分类而言,HJ 969—2018的相关要求相对合理,其他几个标准只考虑海水作为接纳水体的情况。

#### 2.4 监测核素或项目

有关监测核素或项目的标准对比见表6。

表6 各类环境监测核素或项目的标准要求对比

Table 6 A comparison of standards requirements for analyzing contents for different environmental media in background radiation survey of nuclear power plant

介质	NB/T 20246—2013	NB/T 20139—2012	HJ 969—2018(HJ 61—2021)
气溶胶	总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 、 $\gamma$ 核素	总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素
沉降灰	总 $\beta$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	总 $\beta$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素
其他气体	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{131}\text{I}$	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ ,根据资料分析确定是否监测 $^{131}\text{I}$
降水	$^3\text{H}$ 、总 $\beta$ 、 $\gamma$ 核素	$^3\text{H}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$^3\text{H}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素
地表水	$^3\text{H}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、总 $\beta$ 、 $\gamma$ 核素	总 $\beta$ 、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素
地下水	$^3\text{H}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、总 $\beta$ 、 $\gamma$ 核素	总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 、 $^3\text{H}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素
饮用水	$^3\text{H}$ 、总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 、 $\gamma$ 核素		$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素、总 $\alpha$ 、总 $\beta$
海水(接纳水体)	$^3\text{H}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素(根据资料分析确定是否监测 $^{131}\text{I}$ ,内陆核电增加总 $\alpha$ 、总 $\beta$ )
水生生物	总 $\beta$ 、 $\gamma$ 核素	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素(含指示生物)	$\gamma$ 核素、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{14}\text{C}$ (接纳水体增加OBT、TFWT)
陆生生物	总 $\beta$ 、 $\gamma$ 核素,叶菜增加 $^{131}\text{I}$	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素(含指示生物)	$\gamma$ 核素、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、OBT、TFWT
牛(羊)奶	$^{90}\text{Sr}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{131}\text{I}$	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$^{131}\text{I}$
指示生物	总 $\beta$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$\gamma$ 核素、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、OBT、TFWT
土壤和沉积物	总 $\beta$ (潮间带除外)、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素	$^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素、 $^{239+240}\text{Pu}$	$^{90}\text{Sr}$ 、 $\gamma$ 核素(每方位最近的土壤、10 km范围内非接纳水体沉积物、5 km范围内接纳水体沉积物测 $^{239+240}\text{Pu}$ ,内陆核电厂2个点测 $^{239+240}\text{Pu}$ )
$\gamma$ 辐射剂量率	连续、累积	瞬时、累积、连续	瞬时、累积、连续

从表6可以看到,HJ 969—2018以及NB/T 20139—2012提出对气溶胶中 $^{90}\text{Sr}$ 开展监测,其他

标准未提及。HJ 969—2018和NB/T 20139—2012提出对空气中 $^{131}\text{I}$ 开展监测的要求。HJ 969—2018

未提及沉降灰总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 监测, NB/T 20139—2012和NB/T 20246—2013提及应开展总 $\beta$ 监测。从原则上看,作为筛选性监测项目,对空气介质开展总 $\alpha$ 和总 $\beta$ 监测的意义并不大。HJ 969—2018要求以 $^{90}\text{Sr}$ 和 $\gamma$ 核素分析为主,已基本满足本底调查的需求。

对环境水样的监测要求,各个标准也有较大差异,例如对总 $\beta$ 和 $^{14}\text{C}$ 的监测要求。考虑到目前核电厂排放的 $^{14}\text{C}$ 对公众的辐射影响较大,应按照HJ 969—2018的要求,将其作为关键核素,加强对其进行分析。

对生物监测的要求,各个标准也有较大差异。例如, NB/T 20246—2013要求监测总 $\beta$ 和 $\gamma$ 核素,同时对叶菜还要监测 $^{131}\text{I}$ 。注意到,对生物样品进行 $\gamma$ 核素分析时一般要进行灰化处理,而碘易于挥发,因而 $^{131}\text{I}$ 无法通过常规 $\gamma$ 谱分析进行测量,需要进行专门的放化分析。NB/T 20139—2012和HJ 969—2018要求监测 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $\gamma$ 核素和 $^{90}\text{Sr}$ ,对 $^3\text{H}$ 未明确有机氚还是自由水氚(TFWT)或全氚。

需要注意的是, HJ 969—2018对生物监测中的 $^3\text{H}$ 和 $^{14}\text{C}$ 尤为关注,且要求区分有机氚(OBT)和自由水氚(TFWT),对所有类别的生物样品都要求监测 $^{14}\text{C}$ ,从而突显出这两个核素在辐射环境监测与评价中的重要性。

对于土壤和沉积物, NB/T 20139—2012和HJ 969—2018要求开展对 $^{239+240}\text{Pu}$ 的监测,其他标准一般仅要求测 $^{90}\text{Sr}$ 和 $\gamma$ 核素, NB/T 20246—2013还要求开展总 $\beta$ 的监测,这种要求实际上意义不大。

还需要注意的是,对这些标准中提到的一些监测项目,目前尚无相关分析技术标准,例如:对生物中的 $^3\text{H}$ 和水中 $^{14}\text{C}$ 的分析,没有技术标准。相关部门应加快相应标准建立的推进工作<sup>[8]</sup>。

## 2.5 对照点

在本底调查阶段不存在对照点的概念,然而考虑到核电厂正常运行期间有设置对照点的要求,本底调查可能需要设置相应的对照点。但

是,要注意核电厂正常运行后是否会继续沿用该对照点,需要调查单位与核电厂协调关注。表7给出了各标准对各类环境监测对照点的要求。

表7 对照点布设的标准要求对比

Table 7 A comparison of standards requirements of control monitoring site

标准	要求
HJ 61—2021	参考HJ 969—2018
NB/T 20246—2013	应在核电厂最小风频的下风向、接纳水体排出口上游河段、不受核设施影响的海域,选择与监测点环境条件相一致的本底采样和监测点作为对照点,对照点离核电厂的距离一般应大于30 km
NB/T 20139—2012	对以下介质有对照点要求:气溶胶、沉降灰、地表水、地下水、饮用水、降水、地表水底泥、土壤(对其他介质未提对照点的要求)。明确对照点一般取半径大于50 km
HJ 969—2018	应在现场查勘的基础上运行后的监测对照点,并明确调查过程中发现所选对照点不合适,应及时进行调整

NB/T 20246—2013以及NB/T 20139—2012提出了对照点的要求,距离分别为30 km和50 km。HJ 969—2018提出应在现场查勘的基础上确定运行后的监测对照点,并明确调查过程中发现所选对照点不合适,应及时进行调整。

## 2.6 监测频次

对气溶胶样品的监测频次,各标准趋于一致,均为每季度。对饮用水, NB/T 20139—2012要求是每季,其他两个标准要求为每半年;对一些生物样品,一些标准强调是收获期,这表明,对一些区域如果有多个收获期的生物,如南方水稻,则可能要求多次采样监测;对海底泥样品, NB/T 20246—2012提出的频次为每半年(潮间带为每年),其他均为每年。对瞬时剂量率监测, NB/T 20139—2012要求每月即可, HJ 61—2021和HJ 969—2018均要求每季, NB/T 20246—2013未作要求。整体上, HJ 969—2018对监测频次的要求更趋合理,例如对地表水的监测明确提出按照枯水期和丰水期分别监测的要求,符合环境监测的一般原则。标准要求对比情况见表8。

表8 监测内容频次的标准要求对比

Table 8 A comparison of standards requirements of monitoring frequencies for different survey contents

介质		NB/T 20246—2013	NB/T 20139—2012	HJ 969—2018(HJ 61—2021)
空气	气溶胶	每季	每季	每季
	沉降灰	每季	每季	每季
	其他	每季	每季	每季
水	降水	降水期间	每季	每季
	地表水	每半年	每半年	每年丰水期、枯水期各1次
	地下水	每半年	每半年	每年丰水期、枯水期各1次
	饮用水	每半年	每季	每年丰水期、枯水期各1次
	海水	每半年	每半年	每半年
生物	水生生物	每年	收获期或每年	每年
	陆生植物	收获期	收获期或每年	每收获期
	家畜(禽)	每年	收获期或每年	每年
	牛(羊)奶	每年	收获期或每年	每半年
	指示生物	每年	收获期或每年	每年
土壤	土壤	每年	每年	每年
	地表水沉积物	每年	每年	每年
底泥	海底泥	每半年	每年	每年
	潮间带土	每年	每年	每年
γ辐射	连续监测	连续	连续	连续(1年以上)
	瞬时	无要求	每月	每季
	累积剂量	每季	每季	每季

## 2.7 其他要求

需要关注 HJ 969—2018 的特殊要求。标准对本底调查中涉及的一些特殊情况进行了规定,例如初步本底调查、后续运行机组辐射环境现状调查等情况,对于核电厂的辐射本底调查具有重要的指导意义。

此外还需要关注新发布的 HJ 61—2021,该标准在原版的基础上对核电厂运行前辐射本底调查进行了大幅的修订,基本上接受了 HJ 969—

2018 的要求,使得标准的要求更趋于完善和统一,对于本底调查的实施具有重要的现实意义。

## 3 结论与建议

从以上对我国辐射环境监测要求的对比分析中我们可以看到,目前我国核电厂的环境监测标准在监测内容、介质、核素、频次和点位等方面的要求都存在一定的差别,亟需统一和协调。HJ 969—2018 更接近实际需求,要求更加明确,更具

操作性,且又是最新发布的,编制过程中参考了其  
其他相关标准的经验,且2021年新发布的HJ 61—  
2021已基本接受了HJ 969—2018的相关条款,技  
术要求更趋于统一,建议参考采用。

对完善我国核电厂辐射本底调查的标准,笔  
者有如下建议:

(1)加强环保和能源等相关部门的联合,统  
一辐射本底调查技术规范,吸取本底调查过程中  
积累的经验教训,适时对相关标准进行整合或修  
订,避免在GB、HJ、NB各个系列标准之间存在管  
理和技术上的差异。

(2)对落后的、不严格的和不合理的标准,应  
予以淘汰、整合或修订。

(3)应加大对相关标准分析方法研究的支持  
力度,吸收和推广国内外先进的方法,加快国内  
先进但未形成标准的方法的标准化。

(4)推进标准定期评审制,使标准及时更新  
以满足相关管理要求和技术发展的要求。

## 参考文献

- [1] US NRC, RG 4.1 Revision 2: Radiological Environmental Monitoring for Nuclear Power Plants [S]. 2009, US NRC.
- [2] US NRC, NUREG 1301 Offsite Dose Calculation Manual Guidance: Standard Radiological Effluent Controls for Pressurized Water Reactors - Generic Letter 89-01, Supplement No. 1. 1991 [S], US NRC.
- [3] US NRC, RG 1.109 Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I [S]. 1977, US NRC.
- [4] 黄彦君, 上官志洪, 周如明. 美国核电厂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.
- [5] 上官志洪, 黄彦君, 陶云良, 等. 美国内陆核电厂放射性液态流出物累积影响的评估 [J]. 辐射防护, 2014, 34(1): 47-55.
- [6] 苏永杰, 李文辉, 王建华. 核电厂辐射环境本底调查实践中的一些探讨 [J]. 辐射防护. 2015, 35(1):59-64.
- [7] 国家核安全局, 关于印发《核电厂流出物放射性监测技术规范(试行)》的通知(国核安发[2020]44号)[S]. 北京: 国家核安全局, 2020.
- [8] 黄彦君, 上官志洪, 黄东辉, 等. 我国核电厂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.

# A Comprehensive Analysis of the Standards Requirements of Radiation Background Survey for Nuclear Power Plant

Huang Yanjun<sup>1,\*</sup>, Huang Donghui<sup>2</sup>, Shangguan Zhihong<sup>1</sup>, Sha Xiangdong<sup>1</sup>, Chen Chaofeng<sup>1</sup>

(1. Suzhou Nuclear Power Research Institute, Co., Ltd., Suzhou 215004, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Ecology and Environment, Beijing 100082, China)

**Abstract:** In this paper, the standards requirements of radiation background survey for nuclear power plant such as GB 6249-2011, HJ 61-2021, NB/T 2019-2012, NB/T 20246-2013, et al., were reviewed, and the technical differences for these standards, including the survey distance, site layout requirements, survey content and frequency, etc., as well as the realistic requirements for the survey work, were summarized. The suggestions of improvement and harmonized for the regulatory requirements were presented to provide an effective guidance for the survey work and the environmental radiation assessment for nuclear power plant.

**Key words:** nuclear power plant; radiation background survey; standards requirements

(责任编辑:徐晓娟)

杨丽丽,郑洁莹,杨岩飞,等.核电建设中常见弄虚作假行为的法律责任分析[J].核安全,2021,20(4):21-26.

Yang Lili, Zheng Jieying, Yang Yanfei, et al. Analysis of Legal Responsibility for Frequent Counterfeit and Fraudulent Behaviors in the Process of Nuclear Power Plant Construction [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 21-26.

## 核电建设中常见弄虚作假行为的法律责任分析

杨丽丽, 郑洁莹, 杨岩飞, 樊 赞\*  
(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 本文梳理了在核电建设过程中经常出现的几种弄虚作假行为, 分别分析了每种行为为可能需要承担的法律责任, 从法治的角度, 提出了防范和打击弄虚作假行为的建议。

**关键词:** 核电建设; 弄虚作假; 法律责任

**中图分类号:** TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0021-06

弄虚作假是一种普遍存在的社会现象,在商品产销、工程建设、学术研究、数据统计乃至金融医药等重要领域均有存在,一直以来都是我国社会信用体系建设的一个重大挑战,并非核行业所特有。然而,核的特殊性决定了核电建设质量的极端重要性,不允许因为弄虚作假影响核安全。近年来核电建设中出现的某些弄虚作假问题引发了高度关注,如何防范弄虚作假成为全行业的重要课题。当前,行业内更强调从加强防造假相关培训、培育核安全文化、加强合同管理和工作管理等方面来开展工作。这固然是非常重要的措施,在不启动法律程序的前提下更为经济便捷,但如果能够适当运用法律手段,增加行为人弄虚作假的成本,会对打击弄虚作假行为发挥更大的作用。本文尝试分析核电建设中常见的几种弄虚作假行为需要承担的法律责任,为法律手段的运用提供一些基础的参考。

### 1 核电建设中常见弄虚作假行为概述

实践中,已经有企业对核电建设中的弄虚作假现象进行了梳理。本文从学术研究的角度,结合相关法律调整的对象和范围,将实践中较为常见的弄虚作假现象进一步整合和归类,区分为产品造假、证明材料造假和资质/资格造假。另有一些违规行为,如承包商违法违规分包转包、特种

工艺人员违规操作,虽然不是直接弄虚作假,但是与弄虚作假紧密关联,往往会导致虚假的结果,并且这些行为本身也具有较大危害性,需要承担相应的法律责任。因此,本文中也将将其纳入弄虚作假的范畴进行分析。每种常见的弄虚作假行为又可以归纳出不同的子类,具体见表1。

表1 常见弄虚作假行为的种类  
Table 1 Manifestations of frequent counterfeit and fraudulent behaviors

行为类型	子类
产品造假	以次充好,以不合格产品冒充合格产品(包括以低级别产品冒充高级别产品,以不满足性能要求的产品冒充满足性能要求的产品);冒充其他厂家产品。
证明材料造假	第三方检测报告造假; 伪造、篡改产品质量证明文件; 无损检验结果造假。
资质/资格造假	伪造焊工、焊接操作工、无损检验人员等特种工艺人员资格证书; 特种工艺人员资格申请材料造假; 冒用其他企业资质,伪造企业资质。
违规行为	承包商违法违规分包转包; 特种工艺人员违规操作。

上述弄虚作假行为或直接导致核电工程质量下降,或带来不可预知的风险,具有相当的危害性,并且多数都涉嫌触犯了相关法律,理应承

收稿日期: 2021-04-14 修回日期: 2021-07-08

作者简介: 杨丽丽(1986—),女,辽宁喀左人,高工,硕士,中外政治制度专业,现主要从事核安全法律法规、核安全文化的研究工作

\*通讯作者: 樊赞, E-mail: fanyun7617@163.com

担相应的法律责任。

## 2 常见弄虚作假行为的法律责任分析

法律责任是指由于违法行为、违约行为或者由于法律规定而应承受的不利的法律后果。法律责任主要分为民事责任、刑事责任和行政责任三大类,承担责任的方式也有所不同,具体见表2。

表2 法律责任的分类、来源和主要承担方式  
Table 2 Classification, source and manner of legal liability

责任类型	责任来源	主要承担方式
民事责任	违法行为 违约行为 民法规定	财产责任 (救济性的责任)
刑事责任	违法行为	刑罚处罚 (惩罚性的责任)
行政责任	违法行为 行政法规定	行为责任、财产责任、人身 责任

法律责任的承担以法律有所规范为前提,因此在讨论弄虚作假行为需要承担何种法律责任时,首先应讨论其涉嫌触犯的法律法规。

### 2.1 弄虚作假行为涉嫌触犯的法律法规

我国现行有效的法律法规中,有不少关于弄虚作假的规定。核电建设中发现的弄虚作假行为,已经涉嫌触犯了相应的法律法规,可能需要承担相应的法律责任。经过整理,涉嫌触犯的法律法规和相应的法律责任类型见表3。

表3 弄虚作假行为涉嫌触犯的法律法规及法律责任类型  
Table 3 Laws and regulations related to counterfeit and fraudulent behaviors and the types of legal responsibilities

法律法规	责任类型
中华人民共和国刑法	刑事责任
中华人民共和国民法典	民事责任
中华人民共和国建筑法	行政责任/ 民事责任
中华人民共和国产品质量法	行政责任/ 民事责任
中华人民共和国行政许可法	行政责任
中华人民共和国核安全法	行政责任
中华人民共和国治安管理处罚法	行政责任
建设工程质量管理条例	行政责任/ 民事责任
民用核安全设备监督管理条例	行政责任
民用核安全设备无损检验人员资格管理规定	行政责任
民用核安全设备焊接人员资格管理规定	行政责任

### 2.2 产品造假行为的法律责任分析

(1)以次充好,以不合格产品冒充合格产品。如果设备制造商或供货商“在产品中掺杂、掺假,以假充真,以次充好或者以不合格产品冒充合格产品,销售金额五万元以上”<sup>[1]</sup>,则其涉嫌触犯生产、销售伪劣产品罪,根据销售金额大小可能会受到拘役、有期徒刑或无期徒刑,并处或单处数额不等的罚金或没收财产的刑罚处罚。如果设备制造商生产的是电器、压力容器或其他产品,“不符合保障人身、财产安全的国家标准、行业标准”<sup>[1]</sup>,或者供货商明知是“不符合保障人身、财产安全的国家标准、行业标准”<sup>[1]</sup>的此类产品,仍然销售给核电工程,造成了严重后果,则制造商和供货商涉嫌触犯了生产、销售不符合安全标准的产品罪,根据情节的严重程度可能会受到刑期不等的有期徒刑,并处数额不等的罚金的刑罚处罚。如果制造商或供货商的行为同时触犯了生产、销售伪劣产品罪和生产、销售不符合安全标准的产品罪这两项罪名,则会依照处罚较重的规定定罪处罚。

即便上述情形不构成犯罪,根据行为的性质和严重程度,制造商或供货商也可能要接受责令停止生产、销售,没收违法生产、销售的产品,罚款,没收违法所得,吊销营业执照等不同的行政处罚。如果供货商提供的产品“不具备其应当具备的使用性能而事先未作说明”<sup>[2]</sup>,或者“不符合在产品或其包装上注明采用的产品标准”<sup>[2]</sup>,或者“不符合以产品说明、实物样品等方式表明的质量状况的”<sup>[2]</sup>,则需要承担修理、更换、退货的民事责任,造成损失的还要承担赔偿责任。设备制造商或供货商因产品存在缺陷而给合同相对方造成财产损失,也要承担民事赔偿损失。此外,施工承包商如果偷工减料,使用不合格的建筑材料、建筑配件和设备的话,也可能受到责令改正、罚款、停业整顿、降低资质等级或吊销资质证书等行政处罚<sup>[3]</sup>。

(2)冒充其他厂家产品。如果冒充行为是制造厂或供货商在本厂生产、销售的同种产品上使用其他厂家的注册商标,且未经注册商标所有人的许可,情节严重,则制造厂或供货商涉嫌触犯假冒注册商标罪,根据情节严重程度可能会受到有期徒刑,并处或单处罚金的刑罚处罚。如果供

货商只是将假冒注册商标的设备、产品销售给核电工程,并且供货商对假冒注册商标之事知情,违法所得数额较大或者有其他严重情节,则该供货商也可能触犯销售假冒注册商标的商品罪,根据违法所得数额大小或情节严重程度,可能会受到有期徒刑,并处或单处罚金的刑罚处罚<sup>[1]</sup>。

在假冒伪劣产品从供应链进入核电建设现场的过程中,往往会伴随行贿受贿的问题,奥凯电缆给西安地铁工程供货一案便是如此<sup>[4]</sup>。在这种情况下,如果符合刑法规定的犯罪构成要件,相关人员和单位则可能触犯行贿罪或对非国家工作人员行贿罪、单位行贿罪、受贿罪或非国家工作人员受贿罪等罪名,接受相应的刑罚处罚<sup>[1]</sup>。

综上,产品造假行为需要承担的法律 responsibility 可以概括为表4。

表4 产品造假行为法律责任  
Table 4 Legal liability for product fraud

责任类型	具体责任
行为:以次充好,以不合格产品冒充合格产品	
刑事责任	拘役,有期徒刑,无期徒刑,罚金,没收财产
行政责任	责令停止生产、销售,没收产品,罚款,没收违法所得,吊销营业执照
民事责任	修理,更换,退货,赔偿损失
行为:冒充其他厂家产品	
刑事责任	有期徒刑,罚金

### 2.3 证明材料造假行为的法律责任分析

(1)第三方检测报告造假。如果提供验证、安全评价等的第三方人员故意提供虚假证明文件,且情节严重,则其涉嫌触犯提供虚假证明文件罪,将会接受有期徒刑或拘役,并处罚金的刑罚处罚;若同时还有索取或者非法收受他人财物的行为,也构成犯罪的,则会依据较重的罪名定罪处罚。如果并非故意提供虚假证明文件,只是由于“严重不负责任而导致出具的证明文件有重大失实”<sup>[5]</sup>,但是造成了严重的后果,也可能触犯出具证明文件重大失实罪,也要接受相对较轻的刑罚处罚。如果是产品质量检验机构、认证机构伪造检验结果或者出具虚假证明,出具的检验结果或者证明不实造成了重大损失,但是还不构成

犯罪,那么可能要受到罚款、没收违法所得、撤销检验资格、认证资格等行政处罚,同时还应当承担相应的民事赔偿责任<sup>[1,2,5]</sup>。

(2)伪造、篡改产品质量证明文件。根据具体情形,此种行为很有可能被认定为伪造、变造企业或其他组织的证明文件的行为,要接受罚款或行政拘留等治安管理处罚。即便没有实施伪造、篡改行为,而是买卖或者使用伪造、变造的产品质量证明文件,也同样可能受到罚款或行政拘留的治安管理处罚。在伪造、篡改产品质量证明文件的具体情形中,有一种是加盖伪造的公章。加盖行为属于使用行为,刑法虽然没有规定使用伪造的公司、企业印章构成犯罪,但是规定了伪造公司、企业印章构成犯罪,刑罚处罚可能是有期徒刑、拘役、管制或者剥夺政治权利,并处罚金。如果伪造公司、企业印章的行为,系受到最终使用者的指使、教唆,或者最终使用者为伪造者的伪造行为提供了帮助,则最终使用者可能与伪造者构成共同犯罪,同样要接受相应的刑事责任<sup>[1,6]</sup>。

(3)无损检验结果造假。一般情况下,民用核安全设备无损检验单位出具虚假无损检验结果报告的,会受到罚款、吊销许可证、没收违法所得等行政处罚。情节严重的,可能触犯提供虚假证明文件罪,承担相应的刑事责任。而对于冒名签字行为,则可能要承担更多的法律责任。对此,可以分层次讨论:第一个层次是只有单纯的冒名签字这一个行为,无论该签字人是否具备无损检验资格证书,该份检验报告都涉嫌造假,可以参考无损检验结果造假的行为处理。同时,该行为人涉嫌侵犯了被冒名人员的姓名权,还需要承担相应的民事责任。第二个层次是冒名签字人并未获得无损检验资格证书,且实际实施了无损检验操作,则可以认为是无许可证擅自从事民用核安全设备无损检验活动,国务院核安全监督管理部门可以对其采取责令改正,没收违法所得,对有关责任人员处以罚款等措施。同时,核设施营运单位或者核安全设备无损检验单位涉嫌聘用未取得相应资格证书的人员从事与核设施安全专业技术有关的工作,可能会承担罚款、暂扣或者吊销许可证等行政责任<sup>[1,7,8,9]</sup>。

综上,证明材料造假行为需要承担的法律责

任可以概括为表5。

表5 证明材料造假行为的法律责任

Table 5 Legal liability for falsified certification materials

责任类型	具体责任
行为:第三方检测报告造假	
刑事责任	拘役,有期徒刑,罚金
行政责任	罚款,没收违法所得,撤销检验资格、认证资格
民事责任	损害赔偿
行为:伪造、篡改产品质量证明文件	
刑事责任	管制,拘役,有期徒刑,剥夺政治权利,罚金
行政责任	罚款,行政拘留
行为:无损检验结果造假	
刑事责任	拘役,有期徒刑,罚金
行政责任	罚款,暂扣或吊销许可证,没收违法所得,责令改正
民事责任	依具体情形确定

#### 2.4 资质/资格造假行为的法律责任分析

(1) 伪造特种工艺人员资格证书。特种工艺人员资格证书属于国家机关颁发的许可证件,伪造、变造过程中还可能存在伪造有关国家机关的公文或印章行为,因而这些行为可能会触犯伪造、变造国家机关公文、证件、印章罪,要受到有期徒刑、管制、拘役或者剥夺政治权利,并处罚金的刑罚处罚。在虽然存在伪造、变造资格证书的行为,但不构成犯罪的情况下,也可能会接受拘留、罚款等治安管理处罚<sup>[1,6]</sup>。

(2) 特种工艺人员资格申请材料造假。如果在资格证书获批之前,申请人员隐瞒有关情况或者提供虚假材料申请资格的,其申请将不被受理或不被许可,还会受到警告,并且1年内不得再次申请资格考核。如果是在资格证书获批之后,发现持证人员的申请材料存在造假问题,则可能会被认定为以欺骗、贿赂等不正当手段取得资格证书,获得的证书将被撤销,且3年内不得再次申请。构成犯罪的,还可能依法追究刑事责任<sup>[10,11,12]</sup>。

(3) 冒用其他企业资质、伪造企业资质。如果冒用、伪造资质的主体是核电工程建设活动的

承包商或者有关线路、管道、设备的安装活动的承包商,根据冒用、伪造的具体情形,可能会认定为未取得资质证书而承揽工程,或者超越本单位资质等级承揽工程等,相应地可能会受到罚款、取缔、没收违法所得、停业整顿、吊销资质证书等行政处罚。如果所伪造的资质证书是政府部门颁发的,无论行为主体是谁,都可能会触犯前文所述的伪造国家机关公文、证件、印章罪,承担相应的刑事或行政责任<sup>[1,13]</sup>。

此外,可能与伪造特种工艺人员资格证书行为伴随发生的还有买卖资格证书,持证人员“涂改、倒卖、出租、出借获得的资格证书,或者以其他形式非法转让资格证书;超越行政许可范围进行活动的;向负责监督检查的行政机关隐瞒有关情况、提供虚假材料或者拒绝提供反映其活动情况的真实材料”<sup>[10]</sup>等行为,行为人也要承担一定的责任。买卖资格证书可能构成买卖国家机关公文、证件罪,即便不构成犯罪,也可能要接受拘留、罚款等治安管理处罚。同样,其他行为的行为人也要接受一定的行政处罚,构成犯罪的,还会被追究刑事责任<sup>[1,6,10]</sup>。

综上,资质/资格造假行为需要承担的法律责任可以概括为表6。

表6 资质/资格造假行为的法律责任

Table 6 Legal liability for qualification fraud

责任类型	具体责任
行为:伪造特种工艺人员资格证书	
刑事责任	管制,拘役,有期徒刑,罚金,剥夺政治权利
行政责任	治安拘留,罚款
行为:特种工艺人员资格申请材料造假	
刑事责任	依所构成的犯罪确定
行政责任	警告,不获许可,证书被撤销,一定期限内不得再次申请
行为:冒用其他企业资质、伪造企业资质	
刑事责任	依所构成的犯罪确定
行政责任	罚款,取缔,没收违法所得,停业整顿,吊销资质证书

#### 2.5 两种违规行为的法律责任

(1) 承包商违法违规转包分包。如果民用核安全设备设计、制造、安装和无损检验单位将国

务院核安全监管部确定的关键工艺环节分包给其他单位,则可能被国务院核安全监管部责令停止违法行为、限期改正,并给予罚款,逾期不改的可能被暂扣或吊销许可证,并给予相关责任人员罚款处罚。承包商将设备设计、制造等活动分包给不具备相应资质或者资质已过有效期的分包商,可以认为该分包商是未经许可为核设施提供核安全设备设计、制造服务或者无许可证擅自从事民用核安全设备设计、制造活动,将会承担责令改正、没收违法所得、处以罚款等行政责任。而承包商的转包、分包行为,可以认为其委托未取得相应许可证的单位进行民用核安全设备设计、制造活动,同样要承担罚款、暂扣或吊销许可证等行政责任<sup>[7]</sup>。

(2)焊工、焊接操作工、无损检验人员等特种工艺人员违规操作。如果这些人员的违规操作是违反国家规定的操作,降低了工程质量标准,造成了重大安全事故,则涉嫌触犯了刑法规定的工程重大安全事故罪,可能会受到有期徒刑、拘役,并处罚金的刑罚处罚。如果这些人员违反操作规程的行为还不构成犯罪,但是导致了严重的焊接质量问题,或者导致了无损检验结果报告严重错误,仍然可能接受吊销资格证书的行政处罚<sup>[1,7]</sup>。

### 3 对防范和打击弄虚作假行为的建议

梳理和分析弄虚作假行为应当承担的法律责任,目的在于更好地运用法律手段防范和打击弄虚作假行为,确保核电工程的质量。而我国也正在建设法治中国,以期建成法治国家、法治政府、法治社会。为此,从法治的角度,提出以下建议。

(1)从法的制定角度,需要继续完善相关法律制度规范。本文所述的弄虚作假行为是迄今为止核电建设过程中发生频率较高、比较典型的行为,但并非全部。在实践中,弄虚作假行为花样百出,其中有很多行为的危害性非常大,但却很难找到对其进行管理或惩治的法律依据。这表明,相关的法律制度或要求还有缺项,有待进一步开展研究,在法律制度修订的过程中适时补充完善。

(2)从法的实施角度,需要进一步强化执

法。一方面,有关行政机关要严格依法执法,加大执法力度,提高行为人弄虚作假的成本,充分发挥法律的教育作用、强制作用。另一方面,各相关执法部门间加强沟通、协调与合作,强化核安全领域行政执法的部门联动。核电建设中的弄虚作假行为涉及面相对较广,核安全监管部门的职责范围和法律授权并不能完全覆盖,因此需要与涉及到的其他行政机关,如产品质量、工程建设等的监管机关,加强合作,联动执法。

(3)从法的遵守角度,提高各行为主体的法律意识。强烈的法律意识是行为人学法、知法、守法、用法的内部动因,不仅有利于促进行为人自觉约束和纠正自己的行为,也是行为人自我保护的重要途径之一。核电厂营运单位对核安全负全面责任、工程总承包单位有交付合格工程的义务,同时二者也有权运用法律手段维护自己的合法权益,严格管控核电工程建设的质量。各类承包商企业应当认真严格履行自己的法律义务,切实提供符合核电建设质量标准和安全标准的产品和服务。营运单位、工程总承包单位及各级分包商均应在合同中设立防范弄虚作假的条款,明确弄虚作假所需承担的责任,充分利用合同约定和规范供应商,坚持依法追责。

### 参考文献

- [1] 全国人民代表大会. 中华人民共和国刑法 [J]. 全国人民代表大会常务委员会公报, 2021 (刑法特刊): 1-116.
- [2] 全国人民代表大会常务委员会. 中华人民共和国产品质量法 [J]. 全国人民代表大会常务委员会公报, 2019 (1), 68-75.
- [3] 国务院. 建设工程质量管理条例 [J]. 中华人民共和国国务院公报, 2019(S1): 138-145.
- [4] 陕西省高级人民法院. 陕西奥凯电缆有限公司王志伟等生产、销售伪劣产品罪、单位行贿罪、行贿罪二审刑事裁定书: (2019)陕刑终199号 [R]. 西安: 陕西省高级人民法院, 2019.
- [5] 全国人民代表大会常务委员会. 中华人民共和国刑法修正案(十一) [J]. 全国人民代表大会常务委员会公报, 2021 (刑法特刊): 271-285.
- [6] 全国人民代表大会常务委员会. 中华人民共和国治安管理处罚法 [J]. 全国人民代表大会常务委员会公报, 2012 (6): 693-705.
- [7] 国务院. 民用核安全设备监督管理条例 [J]. 中华人民共和国国务院公报, 2019(S1): 263-270.
- [8] 全国人民代表大会常务委员会办公厅. 中华人民共和国民法典 [J]. 全国人民代表大会常务委员会公报, 2020 (民法典特刊): 1-177.

- [9] 全国人民代表大会常务委员会. 中华人民共和国核安全法 [J]. 全国人民代表大会常务委员会公报, 2017 (5): 631-642.
- [10] 全国人民代表大会常务委员会. 中华人民共和国行政许可法 [J]. 全国人民代表大会常务委员会公报, 2019 (3): 611-620.
- [11] 生态环境部. 民用核安全设备无损检验人员资格管理规定 [J]. 中华人民共和国国务院公报, 2020 (2): 45-49.
- [12] 生态环境部. 民用核安全设备焊接人员资格管理规定 [J]. 中华人民共和国国务院公报, 2020 (2): 42-45.
- [13] 全国人民代表大会常务委员会. 中华人民共和国建筑法 [J]. 全国人民代表大会常务委员会公报, 2019 (3): 562-569.

## Analysis of Legal Responsibility for Frequent Counterfeit and Fraudulent Behaviors in the Process of Nuclear Power Plant Construction

Yang Lili, Zheng Jieying, Yang Yanfei, Fan Yun

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

**Abstract:** Several frequent counterfeit and fraudulent behaviors in the process of nuclear power plant construction were described. The legal responsibility of each type of behavior was analyzed. Based on the concepts of rule of law, suggestions on preventing and combating counterfeit and fraudulent behaviors were propounded.

**Key Words:** nuclear power plant construction; counterfeit and fraudulent behaviors; legal responsibility

(责任编辑:许龙飞)

伞振雷. 某核电站辐射监测系统仪表性能优化 [J]. 核安全, 2021, 20(4): 27-31.

San Zhenlei. Optimization of Instrument Performance of Radiation Monitoring System in a Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 27-31.

## 某核电站辐射监测系统仪表性能优化

伞振雷

(中核检修有限公司连云港分公司, 连云港 222002)

**摘要:** 辐射监测系统作为核电站执行辐射安全监督不可或缺的硬件部分, 在各电站都发挥了举足轻重的作用。仪表运行初期容易产生误报警信号, 因仪表测量报警信号参与相关工艺系统的联锁, 误报警信号将影响正常工艺系统的可靠运行。本文以某核电站高量程惰性气体监测仪、液体活度监测仪等仪表为例, 对可能造成误报警信号的原因进行分析和现场验证, 通过调整报警阈值、测量腔室反冲洗、提高在线谱仪监测性能等方法, 解决了仪表测量导致的误报警问题, 显著提高了在线监测效率, 也有效提高了设备和系统的可用率, 同时减少了人员受维修工作而污染的风险和额外的人力工时。

**关键词:** 辐射监测系统; 放射性监测; 探测器; 性能优化

**中图分类号:** TH85 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0027-05

某核电站辐射监测系统 (Automated Radiation Monitoring System, 简称 ARMS) 是外方 NITI 研究院为配合实施某核电站全数字化仪控系统而新开发的数字网络化辐射监测系统<sup>[1,2]</sup>。该系统用计算机网络将整个电站所有的辐射监测仪表按不同功能和不同的电源通道有机地组合起来, 既相互独立又相互联系, 使整个电站的辐射水平处于多层及有效的全方位监控之下<sup>[3-6]</sup>。系统通道远多于国内其他核电站, 且设计理念也有所差异, ARMS 在结构上分成两个层次: 上层 (简称综合层) 由数据采集、处理工控机及终端工作站组成, 下层由就地仪表测量通道和电动控制单元及其执行机构组成<sup>[7-10]</sup>。

ARMS 具有自动化测量、数字控制和显示, 大部分通道在正常运行工况时具有连续监测、能发出声光报警信号、响应快速等特点, 为核安全和辐射安全监督及时提供信息。因 ARMS 下层大部分仪表与电站工艺系统保护相联锁, 部分监测仪

表甚至参与反应堆停堆保护, 一旦设备出现故障, 将会导致现场监测仪表失去实时监测。因此, 对 ARMS 必须采取科学严谨的维修策略, 以保证系统可靠运行。

### 1 辐射监测仪表结构

ARMS 下层测量设备均为智能化仪表, 设备由法国 MGPI 公司供货, 主要有探测器、就地处理单元和端子箱等。通过取样管路将系统介质引入仪表的测量腔室进行放射性活度测量并产生实时测量数据, 可连续监测通过测量腔室介质的放射性活度, 探测器采集辐射和热工变量 (活度、核素成份、剂量率、流量、温度、压力等), 就地处理单元对来自探测器的信号进行综合计算和处理后将仪表的测量信息送入仪表的接线箱, 接线箱通过不同方式将信号输出, 确保相关工艺系统的放射性水平和放射性气体排放控制在规定的限值范围之内, 仪表示意如图 1 所示。

收稿日期: 2021-02-01 修回日期: 2021-05-06

作者简介: 伞振雷 (1987—), 男, 辽宁葫芦岛人, 中级工程师, 硕士, 凝聚态物理专业, 现主要从事核电站核岛辐射监测系统及热工仪表维护工作

\*通讯作者: 伞振雷, E-mail: sanzhenlei@vip.qq.com

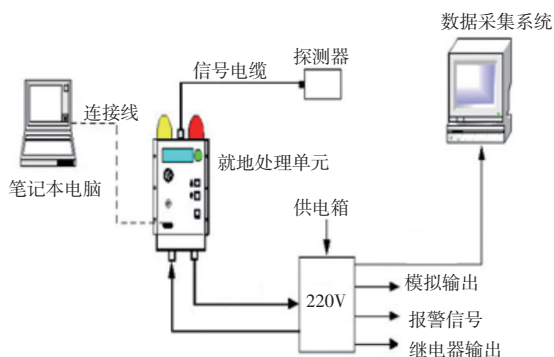


图1 ARMS仪表的示意图

Fig. 1 ARMS instrument diagram

## 2 在线监测仪表性能优化

### 2.1 降低高量程惰性气体监测仪误报率

高量程惰性气体监测仪(NGM 203SC Noble Gas Monitor)用于核岛反应堆厂房环形空间及安全厂房应急负压系统中惰性气体的活度监测,仪表设计为核级抗震设备,属于事故后重要监测仪表。该仪表安装在安全厂房压缩机房间,通过取样管线,从通风系统被取样的气体介质通过管线和仪表上的阀组及过滤装置,进入流气式电离室进行测量,正常情况下仪表探测器输出 $1\text{E}-14\text{ A}$ 弱电流,电流输入LPU处理单元通过计算转换成体积活度值。

作为新型的NGM 203SC核级事故后监测仪表,在某核电站为首次使用,仪表采用第三代LPU、回路压力补偿装置等新技术。仪表在完成调试投运后初期,间隔2~3天出现放射性测量超阈值误报警现象。通过实验室取样分析,发现放射性惰性气体活度并未超过报警阈值,说明仪表为误报警信号,且误报率较高,严重影响辐射监控室和主控室后备盘对核岛反应堆厂房环形空间及安全厂房应急负压系统的正常监测及仪表测量的稳定性。

根据某电站一期相同通道仪表报警率统计,2009—2019年度误报警次数平均三个月出现一次仪表误报警。一期通道使用MGP二代产品,二期是三代产品,但仪表所处工艺系统没变,仪表基本原理相同,所以数据有很大的参考性,降低仪表

误报警率,达到2次/月的设定目标是可行的。

当打开仪表过滤装置和测量腔室时,发现大量沉积灰尘、金属颗粒及滤纸碎片(如图2、图3所示),这些杂质在测量腔室中容易引起仪表探头的电流波动,从而产生误报警。同时工艺系统或厂房环境在安装调试阶段积累的灰尘较多,系统设备启动或清洁时易引起扬尘跟随仪表取样管线抽气进入仪表测量腔室。

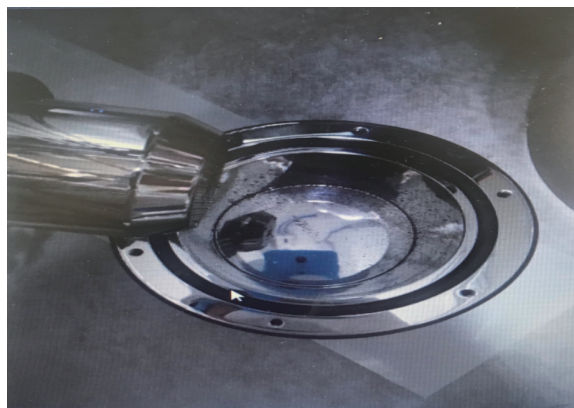


图2 取样介质杂质进入测量腔室

Fig. 2 Impurities in the sampling medium enter the measurement chamber

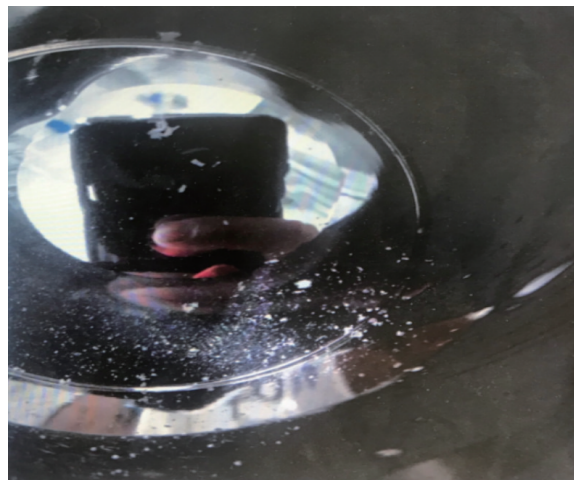


图3 滤纸碎屑进入测量腔室

Fig. 3 Filter paper debris entering the measurement chamber

为降低仪表误报率,提高仪表的稳定性,减少破损滤纸及杂质进入测量腔室内,应对取样管线进行压缩空气吹扫,关闭仪表上的截止阀,打

开工艺管道阀门对取样管线进行压缩空气吹扫。同时在环廊进行核清洁时,因大量扬尘颗粒进入工艺系统,经取样管线进入仪表测量腔室,应提前了解核清洁工作计划和进度,对仪表进行隔离,避免因核清洁导致扬尘使颗粒进入腔室。

腔室内安装过滤器的滤纸托盘网格尺寸约7 mm,测量进入腔室内滤纸碎屑最大长度约4 mm,破碎的滤纸屑极易穿过托盘网格,随取样介质气流进入到测量腔室。因此,应优化更换滤纸方式,避免在设备上直接操作,并在过滤器网格上增设铜滤网,更换时将滤纸和铜滤网一起拿下来在塑料布上进行(如图4所示)。这样能够避免碎屑漏到取样管线,随设备开机时进入测量腔室。



图4 过滤器增加铜滤网

Fig. 4 Filter added copper mesh

通过对改进后近6个月高量程惰性气体监测仪的数据进行统计,仪表误报率由11次/月降至2次/月,仪表误报警得到有效控制,放射性测量效果显著提高,建议后续该类型仪表在过滤器上增加铜过滤网,避免杂质进入测量腔室导致误报警。

## 2.2 提高弱电流事故后辐射监测仪表的稳定性

GIM 206高量程 $\gamma$ 剂量率监测仪用于监测反应堆出现事故情况下 $\gamma$ 剂量率水平,该监测仪为核级设备,能够在事故后高温、高压、高辐射等极端恶劣的环境条件下工作一定时间。此类型仪表输出电流极弱,本底电流 $1\text{E-}15\text{ A}$ ,因此极易受到外界的电磁干扰,导致仪表测量值波动很大。根据仪表的特性,建议该类仪表电缆应单独

敷设(容易拆卸、屏蔽效果好),并与动力电缆保持足够距离,且电缆应浮空,现场弱电流仪表及电缆如图5所示。



(a)弱电流仪表



(b)电缆

图5 弱电流仪表及电缆

Fig. 5 Weak current instrument and cable

该类仪表电缆的敷设是严格按照相关标准设计和施工,参考了国内行业标准(如EJ-T1065—1998)。在调试初期,应检查这类仪表电缆是按上述要求敷设,并确定电缆的绝缘满足技术要求,以保证仪表输出测量值的稳定性,确保仪表的可靠性。

## 2.3 提升液体测量通道测量容器的去污效果

液体活度监测仪GLM 201(含测量回路)用于测量液体介质的放射性活度。在运行初期,当测量腔室受到介质中的放射性杂质污染后,通过现有的冲洗回路对测量腔室去污,去污效率很低,且容易产生误报警信号。因液体活度监测仪GLM 201的测量报警信号参与相关工艺系统的联锁,污染报警信号会影响正常工艺系统的可靠运行。

从仪表运行和结构等因素考虑,仪表测量回路介质从下而上进入测量腔室,上端为平面上开

一个出口。原冲洗管道内除盐水冲洗方向与测量回路取样介质方向相同,因此介质中的颗粒杂质因重力原因不易从腔室内排出,在冲洗水停止冲洗后,质量大的颗粒杂质容易沉积在测量腔室下部。根据观察(如图6测量腔室示意图所示),测量腔室下部呈漏斗状,如果冲洗方向从上至下,让液体从下部漏斗口排出,通过定期用除盐水反向冲洗,可解决颗粒杂质因重力而无法从顶端平面口排出的问题。

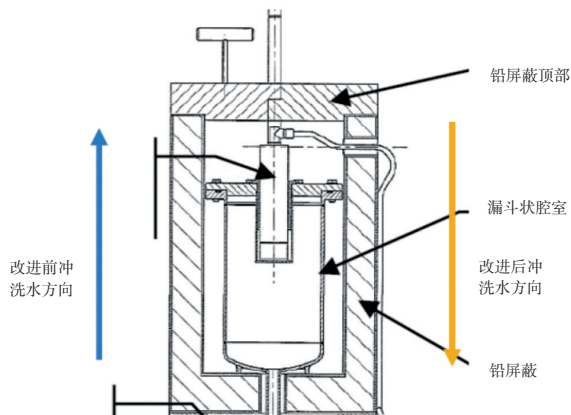


图6 测量腔室示意图

Fig. 6 Measuring chamber diagram

对改进后的效果进行检查,当测量腔室再次污染时,通过新管线的冲洗以及压缩空气吹扫后,测量腔室的冲洗去污效果明显提高,底部沉积杂质明显减少,残留介质也可顺利排入地漏,测量腔室内介质可以排空,如图7、8所示。



图7 改进前冲洗回路冲洗后效果图

Fig. 7 Improved pre-rinse circuit after  
rinse effect drawing



图8 改进后冲洗回路冲洗后的效果

Fig. 8 The effect of the improved flush circuit after washing

通过对冲洗水回路改进后的监测仪进行跟踪和统计,冲洗去污率提高到70%,冲洗去污效率显著提高,冲洗水回路的可用性明显增强,仪表测量腔室污染导致的误报警得到有效地控制。后续工作建议定期对该类仪表测量腔室进行冲洗,以降低因测量腔室污染而导致的误报警。

### 3 设备成品保护

在机组调试前期,因通风空调系统没有投运,设备所在房间往往环境条件差。在炎热的夏季,潮湿的空气遇到冷的取样管线,容易在管线外壁上冷凝产生含盐冷凝水,冷凝水会沿着垂直的管道流入测量室,从而损坏测量室的探头(NaI探头在调试期间损坏的故障率较高)。对于这类设备,应及时采取对探测器增加防水措施并定期开展巡检等方法。

在取样系统调试期,取样点和测量点之间的温差较大,在介质湿度相对较高的情况下,取样管线内容易产生冷凝水,应对取样管线及仪表包裹加热电阻和保温层。

### 4 结论

ARMS系统作为某核电站全数字化仪控系统的重要组成部分,正确调试和高质量的维护工作,是维持辐射探测器工作能力、保持其计量性能、对不同放射性介质成分测量精确性的主要条件。本文对辐射监测系统仪表运行过程中

遇到的相关问题,进行不断的技术改进,使因仪表测量导致的误报警得到了有效控制,有效提高了设备的稳定性,有利于正常工艺系统的可靠运行。

### 参考文献

- [1] 孙元君, 赵卫军. 田湾核电站自动辐射监测系统设计 [J]. 中国核电, 2012, 5 (4): 298-301.
- [2] 陆章元. 田湾核电站辐射监测系统的任务和组成: 0-J C-355 操纵员培训教材 [M]. 连云港: 田湾核电站, 2006.
- [3] 伞振雷, 王勇智, 芦相运. 简述田湾核电站辐射监测系统的任务和组成 [J]. 科技视界, 2016 (13): 269-270.
- [4] 国家质量监督检验检疫总局. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准: GB18871-2002 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2002.
- [5] 田湾核电站. 田湾核电站自动辐射监测系统设计文件: LYG-1-PD78-81-0-C010000-EN-0001-E, Rev. A. 01 [Z]. 连云港: 田湾核电站, 2003.
- [6] 谢江山. 自动辐射监测系统安全重要通道可用性分析 [J]. 中国核电, 2011, 4 (4): 347-351.
- [7] 郭强, 李亚春. 闪烁体探测器在田湾核电站辐射监测系统中的应用 [J]. 核电子学与探测技术, 2011, 31 (8): 925-927.
- [8] 李伟. 田湾核电站辐射监测系统探讨 [J]. 仪器仪表用户, 2016, 23 (5): 77-78+89.
- [9] 孙元君, 王占元, 张杰. 田湾核电站 ARMS 系统设计特性 [J]. 中国核电, 2019, 12 (3): 293-297.
- [10] 任煜. 降低 XH-3203Q2 II 型监测仪误报率的研究 [J]. 中国核电, 2020, 13 (1): 65-68.

## Optimization of Instrument Performance of Radiation Monitoring System in a Nuclear Power Plant

San Zhenlei

(China Nuclear Industry Maintenance, Lianyungang 222002, China)

**Abstract:** Radiation monitoring system, as an indispensable hardware part of radiation safety supervision in nuclear power plants, plays an important role in every power station. False alarm signals are easy to occur in the early stage of operation of the instrument. Because the measurement alarm signals of the instrument participate in the interlocking of relevant process systems, the false alarm signals will affect the reliable operation of the normal process system. High-level inert gas monitor based on a plant, such as liquid activity monitor instrument as an example, the analysis of the possible causes of false alarm signals and field verification, by adjusting the alarm threshold, measuring chamber backwash, improve the ray spectrometer methods of monitoring performance, solve the problem of false alarm caused by instrument measurement, significantly improve the efficiency of the online monitoring. It also effectively improves the availability of equipment and systems, while reducing the risk of personnel contamination from maintenance work and additional man-hours.

**Key words:** radiation monitoring system; radioactive monitoring; detector; performance optimization

(责任编辑:许龙飞)

何建东,杜东晓,熊文彬,等.非能动核电厂风险指引管理中的风险接受准则研究[J].核安全,2021,20(4):32-39.

He Jiandong, Du Dongxiao, Xiong Wenbin, et al. Risk Acceptance Criteria of Risk-informed Regulation Study in Passive Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4):32-39.

## 非能动核电厂风险指引管理中的风险接受准则研究

何建东<sup>1</sup>, 杜东晓<sup>1</sup>, 熊文彬<sup>2,\*</sup>, 陈妍<sup>2</sup>

(1. 上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233;

2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 由于非能动核电厂的风险水平较低, 所以目前风险指引管理中的风险接受准则对其存在适用性问题。本文首先对现有的风险接受准则进行分析, 然后针对非能动核电厂可能的风险可接受准则方案和现有接受准则的充分性进行描述, 并对非能动核电厂风险准则中存在的大量放射性释放(LRF)问题进行研究, 最后提出非能动核电厂风险指引管理中风险接受准则的建议方案。

**关键词:** 非能动核电厂; 风险指引型; 接受准则

**中图分类号:** TL364+.5 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0032-08

随着概率安全评价(PSA)技术日趋发展成熟, 以确定论为基础, 将确定论和概率论两种方法优点相结合的风险指引(Risk-informed)决策方法逐渐形成。美国核管会(NRC)管理导则 RG 1.174<sup>[1]</sup>指出了开展风险指引决策需要满足的五个关键原则, 其中关于风险变化的原则为: 当拟议变更导致堆芯损伤频率或风险增加时, 这种增量应很小且与核管会的安全目标政策声明相一致。因此, 作为其他风险指引活动的基础, RG 1.174等导则中提出了一系列关于风险增量很小的风险接受准则。

现有运行核电厂采用堆芯损伤频率(CDF)和大量早期放射性释放频率(LERF)来度量潜在的和早期的严重风险。多数风险指引活动中需要考虑活动引起的风险变化, 对于风险变化的度量可以分为两类, 一类为诸如 CDF、LERF、 $\Delta$ CDF、 $\Delta$ LERF

等风险绝对变化量; 另一类为诸如下行法(FV)重要度和风险增加当量(RAW)等风险相对变化量, 它们采用 CDF 和 LERF 风险重要度来表征。

RG 1.174 中关于“风险增量很小”的风险接受准则是基于 NRC 的安全目标政策声明制订的, 并未考虑特定电厂的风险特征。非能动核电厂总的 CDF 在  $5 \times 10^{-7}$ /堆年量级,  $\Delta$ CDF (风险变化) 为  $1 \times 10^{-6}$ /堆年, 甚至为  $1 \times 10^{-7}$ /堆年相对于电厂基准 CDF 来说不能再算作风险增量很小。对于 LERF 的接受准则也存在同样的问题。

本文对非能动核电厂风险指引管理中的风险接受准则开展研究, 为以后核电厂运行时风险指引应用活动的开展提供基础, 从而为非能动核电厂的安全水平的提高提供支持, 同时也为我国核安全政策法规导则标准以及 PSA 技术应用提供参考。

收稿日期: 2020-06-19 修回日期: 2020-09-03

基金项目: 科技部重点研发计划, 项目编号: 2018YFB1900305

作者简介: 何建东 (1981—), 男, 浙江义乌人, 高级工程师, 硕士, 核能与核技术专业, 现主要从事核电厂概率安全评价相关工作

\*通讯作者: 熊文彬, E-mail: xiongbw84@126.com

## 1 运行核电厂风险指引管理中的风险接受准则的适用性

### 1.1 风险指引核电厂许可证基准变更的风险接受准则

RG1.174适用于现有运行的所有特定核电厂许可证基准变更,描述了风险指引决策的五项基本原则:

(1)满足现行管理规定,除非这些变更与豁免申请明确相关。

(2)与纵深防御原则一致。

(3)保持足够的安全裕度。

(4)当变更导致堆芯损伤频率或风险增加时,这种增量应很小,且与NRC的安全目标政策声明的要求相一致。

(5)应采用性能管理策略监测变更造成的影响。

针对风险增加量应很小的原则, RG1.174用CDF和LERF作为PSA风险接受准则的衡量基础,并给出了一般性的风险接受准则,如图1和图2所示。

CDF的风险接受准则的含义为:

(1)如果变更明确表明CDF将降低,则可认为该变更满足有关CDF的风险指引管理原则。

(2)如果所计算的CDF增量很小,如小于 $1 \times 10^{-6}$ 堆年(区域III),则无论总CDF为多大,都可考虑进行该变更。若分析表明CDF将远大于 $1 \times 10^{-4}$ 堆年,则应把重点放在找出降低CDF而不是增加CDF的措施上。这种情形可根据下面这些信息来确定:a.一定范围的分析计算,如逐个电厂检查(IPE)或逐个电厂外部事件检查(IPEEE)已表明CDF明显超过 $1 \times 10^{-4}$ 堆年;b.裕度分析表明有潜在的薄弱环节存在;c.该电厂的历史经验表明有潜在的安全问题。

(3)如果计算的CDF增量为 $1 \times 10^{-6} \sim 1 \times 10^{-5}$ 堆年,那么只有在能合理地证明执行变更后的总CDF小于 $1 \times 10^{-4}$ 堆年(区域II)时,才会考虑该申请。

(4)如果计算结果表明CDF增量大于 $1 \times 10^{-5}$ 堆年(区域I),那么该变更申请通常不予考虑。

LERF的风险接受准则的含义与CDF类似,只是相应的数值降低了一个量级。在进行风险决策时,原则上我们要同时考虑这两个准则。

从图1可以看出,对于基准CDF为 $1 \times 10^{-5}$ 堆年的情况,区域III对应的最大 $\Delta CDF$ 为 $1 \times 10^{-6}$ 堆年,即增幅为基准CDF的10%;针对“风险增量很小”,制订的接受准则为CDF和LERF的绝对变化值而不是相对变化值。 $\Delta CDF$ 为 $1 \times 10^{-6}$ 堆年,与非能动核电厂的 $1 \times 10^{-7}$ 堆年的基准CDF相比,已不能看作是“风险增量很小”。

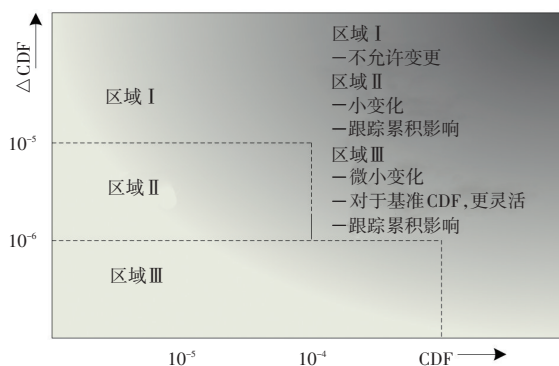


图1 CDF的接受准则

Fig. 1 Acceptance criteria of CDF

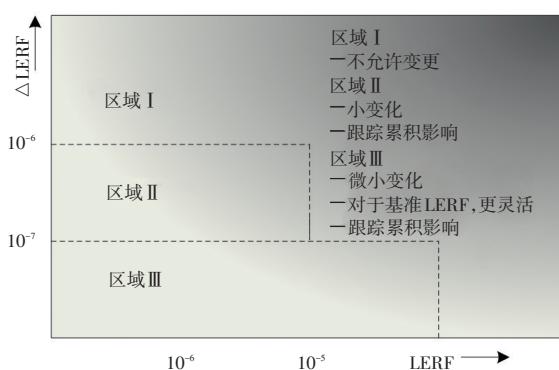


图2 LERF的接受准则

Fig. 2 Acceptance criteria of LERF

### 1.2 风险指引技术规格书优化的风险接受准则

《电厂特定的风险指引型技术规格书决策方法》RG 1.177<sup>[2]</sup>中给出的风险接受准则为:对于单

一完成时间(CT)变更,其引起的ICCDP(堆芯损伤条件概率增量)应小于 $1 \times 10^{-6}$ ,ICLERP(大量放射性早期释放条件概率增量)应小于 $1 \times 10^{-7}$ 。

对于技术规格书(TS)中的CT单次变更,进入CT的频率是可知的,并且电厂系统、构筑物、部件(SSC)的配置也是确定的。同时,该变更不会对电厂CDF或者LERF产生永久的影响,因此无法直接应用RG1.174的风险接受准则进行判定。针对单次CT变更相关的风险评价,1版RG 1.177<sup>[3]</sup>给出的接受准则为:ICCDP小于 $1 \times 10^{-6}$ 并且ICLERP小于 $1 \times 10^{-7}$ ,或ICCDP低于 $1 \times 10^{-5}$ 并且ICLERP低于 $1 \times 10^{-6}$ ,同时具有可以有效降低风险增量来源的补偿措施。

与风险指引电厂许可证基准变更接受准则类似,非能动核电厂进行CT变更时,由于其风险水平较低,所以即使CT变得很大,可能依然不会超过上述ICCDP和ICLERP的接受准则。同时,对于风险管理型CT,同样可能出现多数CT达到30 d这一后撤时间限值时,依然没有超过风险接受准则,也就是此时的风险接受准则失去了限制风险的意义。

### 1.3 风险指引在役检查风险接受准则

《电厂特定的风险指引型管道在役检查决策方法》RG 1.178<sup>[4]</sup>指出:风险变化的评估应适当地检查项目数量的变化以及检查技术改进的影响。在役检查大纲变化时,应确保风险水平达到以下两种要求。

(1)应确保每个系统引起的CDF和LERF累积风险影响分别低于 $1 \times 10^{-7}$ /堆年和 $1 \times 10^{-8}$ /堆年。

(2)应确保整个电厂的CDF和LERF累积风险影响分别低于 $1 \times 10^{-6}$ /堆年和LERF小于 $1 \times 10^{-7}$ /堆年。

## 2 非能动核电厂风险指引管理中的风险接受准则

由不同的风险接受准则分析可知,采用风险

绝对变化量(如Birnbaum重要度、CDF、LERF及其变化量等)描述风险变化的方法在应用于非能动核电厂时会因其较低的风险基准值而不适用;采用风险相对变化量(如FV和RAW等)描述风险变化的方法则可以应用于非能动核电厂。与现有运行核电厂相比,非能动核电厂的CDF要低1~3个量级,LERF(或LERF)低1~4个量级。因此,本报告根据现有的风险指引许可证基准变更风险接受准则,研究适用于非能动核电厂较低风险水平的风险接受准则。

在制订非能动核电厂风险管理中的风险接受准则时,我们需要考虑以下几方面的问题:

- (1)与政策声明的一致性;
- (2)与现有管理导则的一致性;
- (3)对监管资源的需求;
- (4)防止电厂寿期内风险水平的显著下降;
- (5)保持较大的安全裕量及与现有相对基准风险较高的运行电厂相比有更多的变更弹性空间;
- (6)考虑不确定性的影响,若制订过低的风险接受准则会被较高的不确定性影响,从而需要PSA精度的保证;
- (7)电厂特定的风险特征;
- (8)LERF在新电厂管理导则中是否适用。

### 2.1 风险接受准则可选方案

NRC工作人员在2009年发布了“新电厂由于其较低的风险水平在风险指引应用过程中遇到的问题及可能的解决方案”的白皮书,给出了应用于新电厂时的风险接受准则方案。主要有以下几种(以RG 1.174为例)。

#### 2.1.1 方案1:采用现有风险接受准则

此方案将现有RG 1.174及相关管理导则中的风险接受准则应用于非能动核电厂。如图3和图4所示,电厂许可证基准变更引起的风险变化通过RG 1.174中的五项关键原则和其中的风险

变化绝对值准则来评估。

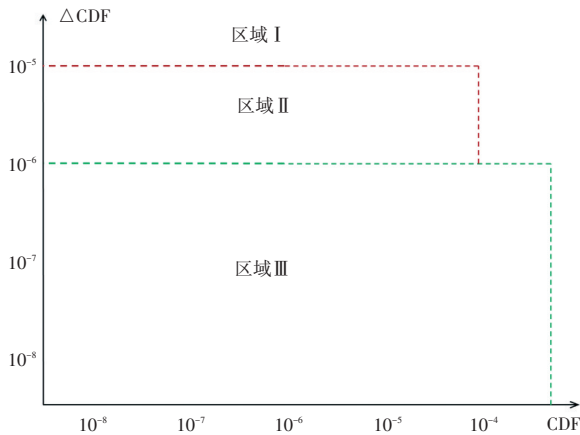


图3 CDF的接受准则(方案1)

Fig. 3 Acceptance criteria of CDF (scheme 1)

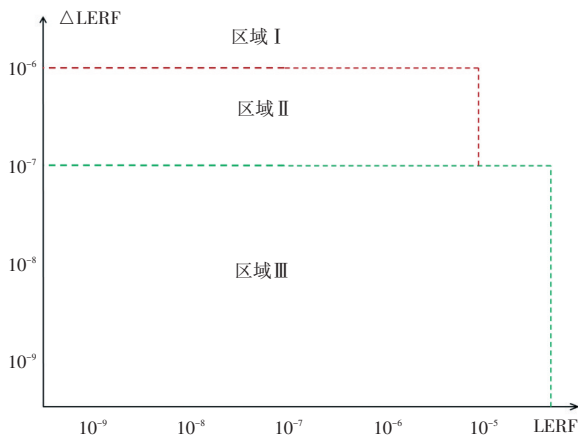


图4 LERF的接受准则(方案1)

Fig. 4 Acceptance criteria of LERF (scheme 1)

该方案的优点为：

- (1) 该方案保持了现有运行电厂与非能动核电厂风险变化接受准则的一致性；
- (2) 给非能动核电厂带来更大的变更弹性空间。

该方案的缺点为：

- (1) 该方案与NRC的政策声明中对新电厂设计提出的要求不一致，政策声明中期望新电厂能够达到更高的严重事故安全性能标准；

- (2) 基于非能动核电厂较低的CDF和LERF风险水平，采用该方案将会产生相对较大的风险

增量( $\Delta$ CDF和 $\Delta$ LERF)。如果非能动核电厂根据RG 1.174进行变更，则可能开展一系列变更甚至偏离其基准风险水平后仍未超过RG 1.174的风险接受准则。这与新电厂在其寿期应该具有一个较高的安全水平的期望相违背。

### 2.1.2 方案2:采用风险相对变化量

该方案建议RG 1.174及其相关管理导则的风险接受准则采用相对风险变化量。RG 1.174的五项关键原则依然有效，但图1和图2中的横纵坐标将变成相对值，如图5和图6所示。采用风险相对变化量(如FV和RAW)进行风险变化度量的管理导则不做修改。

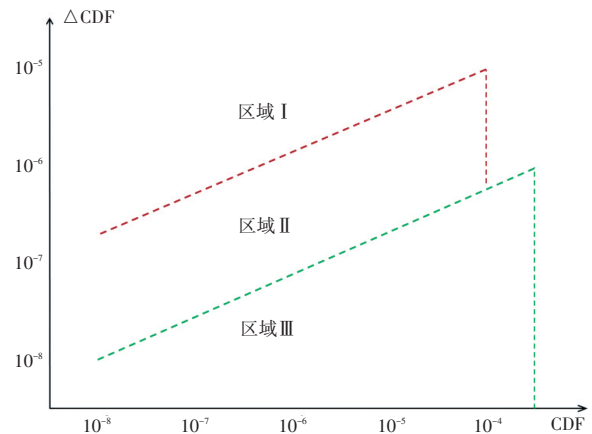


图5 CDF的接受准则(方案2)

Fig. 5 Acceptance criteria of CDF (scheme 2)

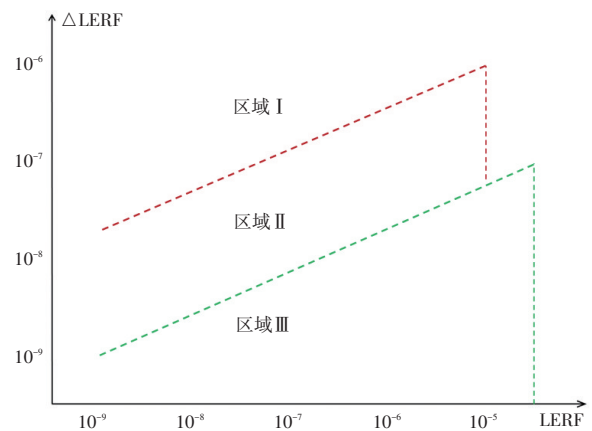


图6 LERF的接受准则(方案2)

Fig. 6 Acceptance criteria of LERF (scheme 2)

该方案的优点是:用相对值来确保“风险增量很小”,能防止非能动核电厂类型新电厂的相对风险增加过大。

该方案的缺点是:

(1)与 RG 1.174 现有的基于绝对值风险变化度量方式不一致;

(2)可能会带来工业界与 NRC 工作人员之间对 CDF 和 LERF 变更基准的分歧;

(3)要对现有管理导则及其修改大纲进行大的修改;

(4)会对现有运行电厂带来影响;

(5)会引起现有运行电厂与新电厂的不一致。某一风险变化为  $1 \times 10^{-7}$  量级的变更对于现有运行电厂满足接受准则,而相同的变更对于新电厂可能就不能满足;

(6)基于 RG 1.174 接受准则通过审批的变更在该方案下可能变得不能接受。

### 2.1.3 方案3:降低现有电厂的风险接受准则

该方案建议 RG 1.174 及其修改管理导则的风险接受准则针对非能动的新电厂类型降低 1 到几个量级。例如,图 1 和图 2 中的 Y 轴针对新电厂降低 1 到几个量级,如图 7 和 8 所示。采用相对值(如 FV 和 RAW)进行风险变化度量的管理导则不做修改。

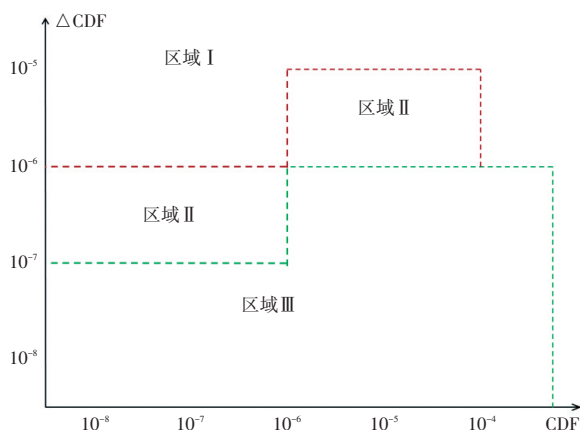


图7 CDF 的接受准则(方案3)

Fig. 7 Acceptance criteria of CDF (scheme 3)

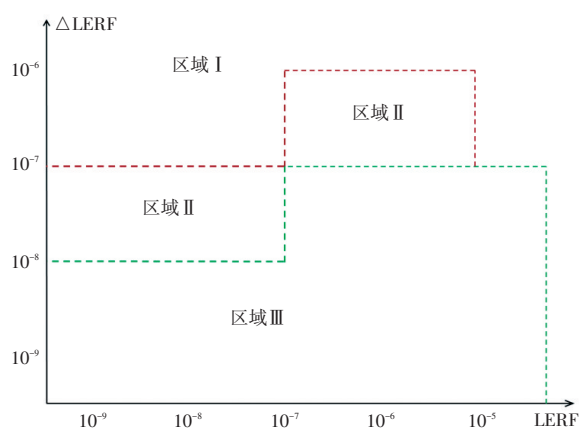


图8 LERF 的接受准则(方案3)

Fig. 8 Acceptance criteria of LERF (scheme 3)

该方案的优点是:

(1)考虑了新电厂 CDF/LERF 值远低于现有电厂风险水平,并调整了风险接受准则;

(2)与 NRC 的政策声明中对新电厂设计提出的要求相一致:要求新电厂能够达到更高的严重事故安全性能标准。

该方案的缺点是:

(1)与现有电厂相比新电厂在风险变更上的裕度降低;

(2)在某一特定许可证基准变更导致对公众健康影响相同的情况下(如  $\Delta \text{LERF}$  为  $4 \times 10^{-8}$ /堆年),同样的变更应用于新电厂和现有电厂时,由于接受准则的不同而结果不同。

### 2.1.4 方案4:现有电厂和新电厂风险接受准则综合考虑

该方案综合考虑方案 1、方案 2 和方案 3 的建议,有不同的组合方式。其中一种组合方案是新电厂在满足现有风险接受准则的情况下,附加满足一个新的基于相对风险变化量的接受准则,该准则相对现有准则更为保守。另一种组合方式是对图 1 和图 2 基准 CDF 和 LERF 下限(X 轴左侧)进行扩充,在新电厂风险水平情况下,不再使用阶梯式风险接受准则,而采用相对风险接受准则,如图 9 和图 10 所示。

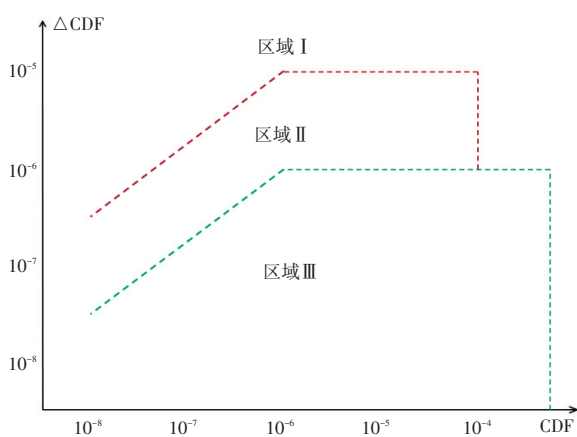


图9 CDF的接受准则(方案4)

Fig. 9 Acceptance criteria of CDF (scheme 4)

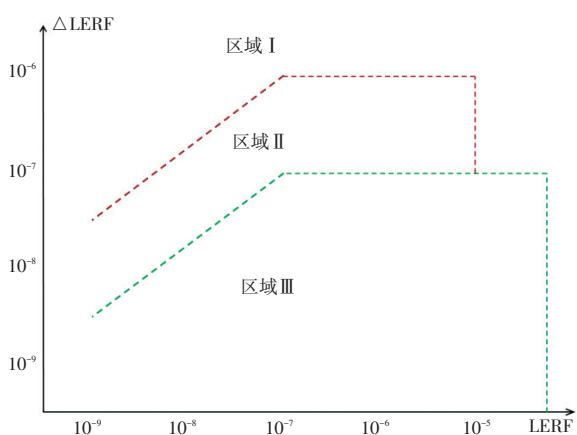


图10 LERF的接受准则(方案4)

Fig. 10 Acceptance criteria of LERF (scheme 4)

该方案的优点是:

- (1) 采用风险相对变化量;
- (2) 与NRC的政策声明中对新电厂设计提出的要求相一致:要求新电厂能够达到更高的严重事故安全性能标准。

该方案的缺点是:

- (1) 与RG 1.174现有的基于风险绝对变化量的度量方式不一致;
- (2) 与现有电厂相比新电厂在风险变更上的裕度降低;

(3) 在某一特定许可证基准变更导致对公众健康影响相同的情况下(如 $\Delta$ LERF为 $4 \times 10^{-8}$ /堆年),同样的变更应用于新电厂和现有电厂时,由

于接受准则的不同而结果不同;

(4) 需要对现有接受准则和相关大纲进行较大修改。

### 2.1.5 方案5:采用现有接受准则,并为新电厂建立一个基于LRF的风险接受准则

该方案建议现有运行电厂和新电厂均采用现有的RG 1.174及其修改管理导则中的风险接受准则,并为新电厂建立一个 $\Delta$ LRF接受准则,该准则采用图2关于LERF的接受准则,并降低1个量级,如图11所示。

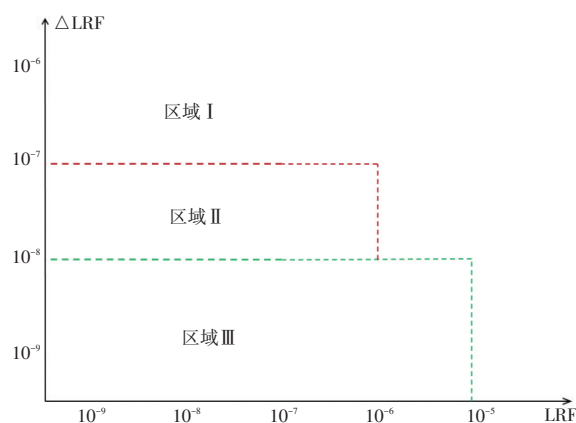


图11 LRF的接受准则(方案5)

Fig. 11 Acceptance criteria of LRF (scheme 5)

该方案的优点是:

(1) 与NRC的政策声明中对新电厂设计提出的要求相一致:要求新电厂能够达到更高的严重事故安全性能标准;

(2) 与RG 1.174现有的基于绝对值风险变化度量方式一致。

该方案的缺点是:

(1) 尽管较为保守的 $\Delta$ LRF对风险变更进行了限制,但是依然会带来CDF、LERF和LRF变化量相对于基准值较大的问题。

(2) 需要对管理导则进行较大修改。

## 2.2 关于LRF的接受准则

由于新电厂的概率安全目标中,有关于LRF的安全目标,而现有风险指引管理中没有关于LRF的风险接受准则,所以非能动核电厂风险指

引管理中关于LRF的处理有以下三种方案。

### 2.2.1 方案1:继续使用LRF

该方案建议在运行阶段继续使用LRF,采用该方案的优点是能够与设计建设阶段的风险度量方法保持一致,但需要制订新的LRF风险接受准则。

### 2.2.2 方案2:继续使用LRF,并在首次装料时或之前增加LERF

该方案建议在整个电厂运行期间使用CDF和LRF,并在首次装料时或之前增加LERF。该方案的优点是能够与设计建设阶段所使用的风险度量保持一致,同时在进行风险指引活动时风险度量与RG 1.174保持一致。继续使用LRF可以为计算RG1.174所述的安全壳长期性能提供支持。但同时使用LRF和LERF会带来一些混淆,并给业主带来不必要的负担。

### 2.2.3 方案3:在首次装料时或之前将LRF转换成LERF,之后停止使用LRF

该方案中建议在首次装料时或之前开始使用LERF,在进行风险指引管理应用时不再需要计算LRF。该方案的优点是统一了目前运行和新建电厂的风险度量方法。缺点是:停用LRF后,将无法跟踪监测设计认证阶段建立的部分原始设计目标,同时无法使用LRF来协助研究安全壳晚期失效带来的影响。LERF比较适合用于描述早期健康影响,而不能准确评价、充分评估其他社会风险,如陆地和水源污染、厂区附近人员的安置、区域和国家的经济影响等。因此需要对RG 1.174进行修改,以明确包括安全壳性能指标要求。

## 2.3 非能动核电厂风险接受准则可行性方案

对于风险相对变化量(如FV和RAW等),建议非能动核电厂风险指引管理中的风险接受准则与现有运行电厂保持一致。

对于风险绝对变化量,如 $\Delta CDF$ 、 $\Delta LERF$ 等,考虑到新电厂CDF/LRF值远低于现有电厂风险水平,及政策声明中对于新电厂严重事故安全性能标准有更高的期望,建议适当收紧非能动

核电厂风险指引管理中的风险接受准则,参考新电厂安全目标与现有运行电厂安全目标之间的比例关系建议降低一个量级。对于新电厂安全目标中采用LRF作为安全目标的问题,建议在开展风险指引PSA应用时采用2.2节所述方案1的方法。

因此对于非能动核电厂,在风险指引管理中风险接受准则如图12和图13所示。对于CT变更对应的风险接受准则,建议ICCDP小于 $1.0E-7$ ,并重新命名ICLRP,ICLRP小于 $1.0E-8$ ,或ICCDP低于 $1.0E-6$ 并且ICLRP低于 $1.0E-7$ ,同时具有可以有效降低风险增量来源的补偿措施。

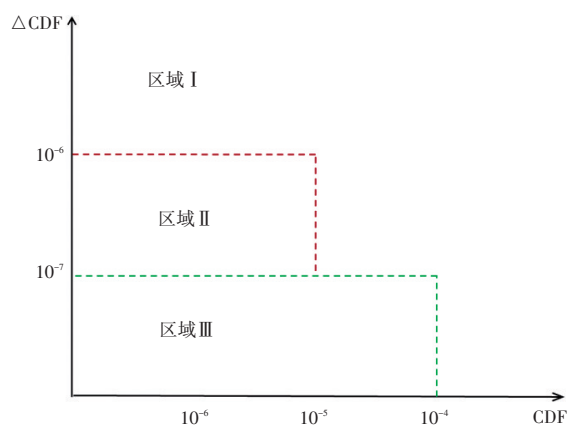


图12 非能动核电厂风险接受准则(CDF)

Fig. 12 Acceptance criteria of CDF for passive PWR

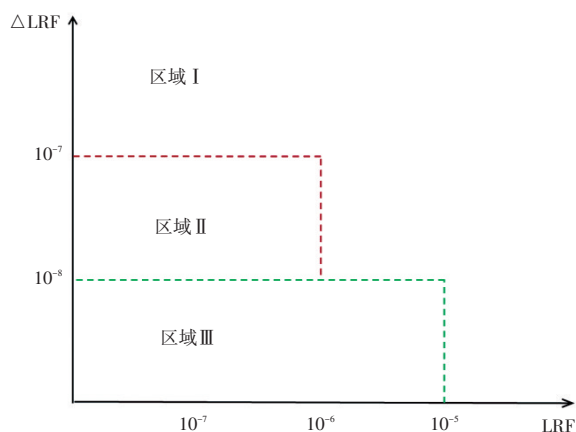


图13 非能动核电厂风险接受准则(LRF)

Fig. 13 Acceptance criteria of LRF for passive PWR

### 3 总结

本文针对非能动核电厂由于具有较低的风险水平而在适用现有管理导则时可能存在的问题展开讨论。首先对现有风险管理中的风险接受准则进行分析,然后针对新电厂可能的风险可接受准则方案和现有接受准则的充分性进行描述,并对新电厂风险准则中存在的LRF问题进行研究。本文在上述研究基础上给出了非能动核电厂风险指引管理中风险接受准则的可行性方案。

### 参考文献

- [1] U.S.NRC.RG 1.174 An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant Specific Changes to the Licensing Basis [S] .Rev. 2, 2011.
- [2] U.S.NRC.RG 1.177 An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications [S] . Rev. 0, 1998.
- [3] U.S.NRC.RG 1.177 An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications [S] . Rev. 1, 2011.
- [4] U.S.NRC.RG 1.178 An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decisionmaking for In-Service Inspection of Piping [S] . Rev. 1, 2003.

## Risk Acceptance Criteria of Risk-informed Regulation Study in Passive Nuclear Power Plant

He Jiandong<sup>1</sup>, Du Dongxiao<sup>1</sup>, Xiong Wenbin<sup>2</sup>, Chen Yan<sup>2</sup>

(1.Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China; 2.Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Environmental Protection, Beijing 100082, China)

**Abstract:** The acceptance criteria of risk-informed regulation at present could not apply to the passive nuclear power plant for the low risk level. The risk acceptance criteria applied existing are assessed in this paper, and then the possible scheme of the acceptance criteria for passive nuclear power plant and the adequacy of the existing acceptance criteria are described. The matter of LRF in the acceptance criteria of passive nuclear power plant is researched, and the suggested scheme of the acceptance criteria in the risk-informed regulation of passive nuclear power plant.

**Key words:** passive nuclear power plant; risk-informed; acceptance criteria

(责任编辑:徐晓娟)

孙锋,潘蓉,孙造占,等.核电厂海域取水工程抗震分类及分析方法探讨[J].核安全,2021,20(4):40-44.

Sun Feng, Pan Rong, Sun Zaozhan, et al. Preliminary Study on Seismic Fortification Category and Safety Analysis of Maritime Structures of Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 40-44.

## 核电厂海域取水工程抗震分类及分析方法探讨

孙 锋, 潘 蓉, 孙造占, 周 群, 辛国臣\*

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 核电厂取水构筑物抗震分类主要从厂址防洪和冷源取水两方面考虑。基于核电厂抗震分类国内外标准、抗震设计方法和国内工程实践, 建议将含有重要厂用水且有防洪功能的取水明渠防波堤确定为安全相关土工构筑物, 验证其在SL-2地震动下的整体稳定性。考虑到核电厂物项分级发展和核安全法规对超设计基准自然灾害的防护要求, 海工构筑物稳定分析应考虑超设计基准地震动。核电厂不同取水设计标准, 以及不同的机组类型, 都影响海域工程构筑物抗震安全标准, 设计标准应通过平衡结构安全性和投资经济性来提升核电的竞争力。

**关键词:** 海域取水构筑物; 抗震设防分类; 重要厂用水; 超设计基准地震动; 安全相关土工构筑物

**中图分类号:** TU271.5 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0040-05

日本福岛核事故之后, 国际社会开始进行外部灾害下核电厂安全裕量评估, 对抗震安全要求不断提高<sup>[1]</sup>。我国在建和运行核电厂均位于沿海地区, 其循环冷却水与重要厂用水大多共用取水明渠(斜坡式结构型式)取水, 其安全功能要满足极端地震工况下重要厂用水的取水安全<sup>[2,3]</sup>。随着我国核电建设的快速推进, 条件良好的厂址逐渐稀缺, 近年来核电厂海域构筑物投资明显增长, 个别核电海域项目建设费用甚至达到核电厂项目总投资的4%。目前, 《核电厂抗震设计规范》(GB 50267—1997)<sup>[4]</sup>没有明确取水构筑物的安全评价方法和标准, 能源行业标准《核电厂海工构筑物设计规范》(NB/T 25002—2011)<sup>[5]</sup>和《核电厂水工设计规范》(NB/T 25046—2015)<sup>[6]</sup>对同样功能的取水明渠防波堤抗震设防要求不一致; 《核电厂抗震设计与鉴定》(HAD 102/02)提出应保证核电厂最终热阱安全的原则要求, 《核动力厂设

计安全规定》(HAF 102—2016)<sup>[7]</sup>则要求适当考虑对超设计基准外部事件的影响。因此, 确定合理的取水构筑物设计标准, 平衡安全性和经济性, 提升竞争力, 是目前核电厂取水构筑物设计中亟待解决的问题。

### 1 核电厂抗震分类国内外法规标准

#### 1.1 国外法规标准

##### 1.1.1 IAEA物项分级及抗震分类要求

2014年IAEA正式发布了安全导则SSG-30《核电厂构筑物、系统和部件的安全分级》。该导则涵盖了纵深防御5个层次的所有物项, 并直接给出了功能分类原则<sup>[8]</sup>。SSG-30提出的物项分级方法主要基于确定论, 并适当采用概率论作为补充, 由工程判断支持。同时, IAEA于2016年出版了IAEA-TECDOC-1787《核电厂构筑物, 系统和部件安全分级的应用》, 对SSG-30的应用提供

收稿日期: 2021-03-24 修回日期: 2021-07-02

作者简介: 孙锋(1978—), 男, 山东肥城人, 正高级工程师, 博士, 现主要从事核电厂土建结构方面的审评与科学研究工作

\*通讯作者: 辛国臣, E-mail: xinguoichen@chinansc.cn

了具体指导意见。

IAEA关于抗震分类的最初导则是1979年发布的50-SG-S2“Seismic Analysis and Testing of Nuclear Power Plants”,属于厂址安全规定50-C-S“Code of Practice on Safety in Nuclear Power Plant Siting”的系列导则之一。1992年该导则升版,并划入设计安全规定50-C-D“Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Design”系列,编号为50-SG-D15。50-SG-S2和50-SG-D15将核动力厂物项分为抗震Ⅰ类、抗震Ⅱ类和非抗震类。

### 1.1.2 美国联邦法规相关要求

10 CFR附录A列出的准则(GDC)2,“针对自然现象的设计基准”,要求安全重要物项(SSCs)必须设计成能承受诸如地震、龙卷风等自然事件,而不丧失其执行安全功能的能力。10 CFR100“反应堆选址”附录A“核电厂地震和地质选址准则”对地震和地质提出了更具体的要求。也就是规定了一些SSC必须在发生安全停堆地震的情况下保持功能。这些SSC就是通常所说的抗震Ⅰ类物项。

为落实GDC2和10 CFR 100附录A的要求,美国原子能委员会于1973年发布第1版RG 1.29,给出了一种可接受的细化落实措施。

美国土木工程师协会(ASCE)等编写的核电规范主要针对核岛结构,缺乏针对海域工程的评价方法。

### 1.1.3 内容小结

物项的抗震分类源于10 CFR 50附录A的另一条通用设计准则GDC2和10 CFR 100附录A,主要是针对设计基准外部事件中的地震事件。抗震分类主要是规定核动力厂的一些物项必须在发生设计基准地震(安全停堆地震)的情况下保持功能。这些SSC就是通常所说的抗震Ⅰ类物项。安全分级针对的是内部事件,抗震分类针对的是外部事件<sup>[9]</sup>。

“安全相关”属于“安全重要”的一个子集。对于“安全相关”所不能完全覆盖的“安全重要”物项,多年来各国监管机构采用了特事特办的方式提出相应的管理要求。在对非能动安全型核电厂审评过程中,NRC逐渐建立并完善了一套针

对不属于“安全相关”但属于“安全重要”的物项的监管方法,即RTNSS。虽然我国的GB/T 17569—2013《压水堆核电厂物项分级》要求:“在非安全级中应识别出有特殊要求的,即NC(S)级物项”,但并没有给出如何识别,以及对识别出的NC(S)级物项提出怎样的要求<sup>[10,11]</sup>。

## 1.2 我国现行法规标准规范的规定

### 1.2.1 核安全法规导则

《核动力厂设计安全规定》5.1节规定“核动力厂设计还必须提供适当的裕量,在超设计基准自然灾害事件发生时,保护用于防止早期放射性释放或大量放射性释放所需的物项”。6.2节则提出“在比设计基准自然灾害(由厂址危险性评价确定的)更严重水平下仍能够实现传热功能”。HAD 102/02《核动力厂抗震设计与鉴定》3.3节要求最终热阱土工构筑物在设计基准地震下能够抵抗斜坡破坏。

### 1.2.2 国家及行业标准

GB 50267—1997规定,核电厂物项分为3类:Ⅰ类、Ⅱ类、Ⅲ类物项。《核电厂海工构筑物设计规范》将海域工程构筑物分为安全级(SC)、非安全级[NC(S)]和非安全级(NC)3类。该规范明确了不同分类中所包含的海工构筑物种类,如有重要厂用水的取水明渠防波堤为非安全级[NC(S)]。NB/T 25046—2015规定取水构筑物直接采用核安全相关标准进行设计,但取水防波堤则根据地震情况下是否会影响重要厂用水的取水安全来确定抗震设计标准。

上述能源行业标准存在对同样安全功能的取水构筑物设计标准定义不一致的情况,如取水防波堤,这需要后续深入探讨。

## 2 抗震设计及安全分析方法

### 2.1 海工构筑物类别及功能

核电厂海域工程取水构筑物,包括防波堤、护岸、隔热堤、直立墙和取水箱涵(隧洞)等,具有掩护核电厂安全设施防御外海波浪、保证冷却水供应等安全功能。

取水构筑物根据核电机组堆型不同一般分为非能动型机组和能动型机组。对于非能动系列机型,因最终热阱设计上无重要安全厂用水的

用水需求,海域取水工程通常按照常规民用构筑物考虑;对于能动系列机型,如近年来建造运行的华龙一号机组,由于采用了能动+非能动的设计,其有重要安全厂用水的需求,根据核安全导则和相关规范的要求,海域取水工程被确定为安全重要物项。例如:漳州核电“华龙一号”机组,取水明渠为循环水系统和重要厂用水系统共用,但两个系统的取水量差异很大,6台机组循环水量约为420 m<sup>3</sup>/s,而重要厂用水的水量约为10 m<sup>3</sup>/s,核电厂重要厂用水量仅占总取水量的2%~3%。

## 2.2 抗震设防标准

GB 50267—1997规定,安全级(SC)物项为I类物项,采用运行安全地震动SL-1和极限安全地震动SL-2进行抗震设计。II类物项按照SL-1进行设计。《核电厂水工设计规范》基于GB 50267—1997规定,增加SL-2复核,但验收准则并不明确。

非安全级(NC)被定义为非核抗震类,GB 50267—1997规定按照现行国家抗震规范对其进行设计复核。但GB 50267—1997则提出,针对其中重要的海工构筑物,可按当地抗震基本烈度提高I度进行设计,两者存在区别。

## 2.3 抗震安全评价

根据GB 50267—1997规定,斜坡抗震稳定性计算可依次按滑动面法、静力有限元法和动力有限元法进行。NB/T 25002—2011则在此基础上提出:当SL-2地震作用下抗震I类物项达不到设计要求的安全系数时,可通过海工构筑物的整体变形量进行复核,从是否影响结构整体稳定性的

角度来评估海工结构安全功能是否正常。

大连理工大学工程抗震研究所在核电厂海工构筑物抗震方面开展了大量研究工作,孔宪京院士和林皋院士<sup>[12]</sup>提出了对于重要取排水构筑物,应联合运用土工试验、物模试验和数模分析技术进行抗震安全评价。这一评价手段更为先进、全面和反映实际。

早期的纵深防御只设防到设计基准事故,而目前HAF 102—2016中的纵深防御对“超设计基准事故”也有所考虑。

## 3 案例分析

本文通过对目前国内建设的AP1000依托项目和华龙一号示范项目进行比较得知:两者热阱取排水设计理念差异较大,从而导致海域工程抗震设计标准要求差别很大。

### 3.1 华龙一号示范项目

根据NB/T 25046—2015,重要厂用水系统是安全相关的,海域工程取水导流堤为安全相关物项。根据NB/T 25002—2011,含重要厂用水斜坡式防波堤按抗震II类物项进行设计。而NB/T 25046—2015则规定,取水明渠要验证在地震情况下不会影响重要厂用水的系统取水安全,海水可作为事故情况下的最终热阱。

我国的“华龙一号”属三代机型,其重要厂用水系统有对极限安全地震震动(SL-2)灾害进行防护的要求。我国已建华龙机型核电厂循环冷却水与重要厂用水均采用海水直流冷却方案,共用取水明渠取水,抗震设防标准统计见表1。

表1 华龙一号堆型取水明渠抗震设防统计  
Table 1 Seismic design of intake canals for HPR 1000

机组名称	取水工程方案	构筑物安全等级	抗震设防标准
福清核电5、6号	取水明渠取水 (防波堤)	安全相关 LS	SL-2级地震时安全系数大于1 验证在地震情况下不会影响重要厂用水系统的取水安全
漳州核电一期	取水明渠取水 (导流堤)	非核安全级 NC	
防城港核电3、4号	取水明渠取水 (防波堤)	安全重要物项 NC(S)	抗震II类,SL-2级地震时不会失稳
太平岭核电一期	取水明渠取水 (防波堤)	非核安全级 NC	验证在地震情况下不会影响重要厂用水系统的取水安全

### 3.2 AP1000 依托项目

AP1000 核电机组采用非能动的安全系统。钢质安全壳为传热界面,大气从核岛屏蔽厂房头部进入,经过厂房底部循环流动后沿钢质安全壳外表面向上运动,大气作为核电厂事故情况下的最终热阱将安全壳内部的大量热量导出。根据 NB/T 25002—2011,对无重要厂用水泵房外前池防波堤按当地抗震设防烈度提高一度进行设防,其他区域防波堤按国家现行的有关抗震规范进行设计。

AP1000 核电厂的设计,主要从三个方面进行了抗震设计改进:

(1) API000 抗震分类要求更细,建立防止地震相互作用准则;

(2) 取消运行基准地震(OBE)在核电厂抗震设计中的作用,以 SSE 作为唯一的设防基准,使得抗震设计更为合理和经济;

(3) 开展核电抗震裕度分析(SMA)工作,采用 HCLFP 方法进行地震裕度分析,结果表明 API000 电厂具有对地面运动峰值加速度为 0.5 g 地震的抵御能力。

## 4 结论及建议

(1) 滨海核电厂取水构筑物抗震分类主要是基于防洪和取水安全两方面考虑,在进行功能分析时,应采用就高不就低的原则。取水构筑物的不同功能、不同取水工艺,以及不同的机型,都对抗震设防标准有影响。

(2) 对于主要功能为导流、拦沙而不承担防洪安全的取水明渠及护岸,应确定其为非安全构筑物,可按当地设防烈度进行抗震设计,以提高新一代核电的竞争力。

(3) 对于含有重要厂用水且有防洪功能的取水明渠防波堤,应确定其为核安全相关土工构筑

物,验证其在 SL-2 地震工况下的抗震稳定性(安全系数法或地震变形分析方法),抗震稳定性和永久变形应采用数学模型进行分析论证,必要时采用振动台模型试验验证。

(4) 海工构筑物应适当考虑超设计基准地震影响。考虑到核电厂重要厂用水量占核电厂总水量的份额较小,针对超设计基准地震,建议探讨基于功能的核电厂防波堤抗震安全评价方法。

### 参考文献

- [1] 国家核安全局. 福岛核事故后核电厂改进行动通用技术要求(试行)(国核安发[2012]98号)[S]. 北京: 国家核安全局, 2012.
- [2] 夏悟民, 王毅, 万志男. 滨海核电厂海工建筑物设计标准探讨[J]. 水运工程, 2019, 9: 206-210.
- [3] 高东博, 刘光霞. 浅谈核电厂海工工程抗震设计思路[J]. 中国水运, 2018, 18(5): 249-250.
- [4] 国家地震局. 核电厂抗震设计规范: GB 50267—97 [S]. 北京: 中国计划出版社, 1998.
- [5] 国家能源局. 核电厂海工构筑物设计规范: NB/T25002—2011 [S]. 北京: 中国电力出版社, 2011.
- [6] 国家能源局. 核电厂水工设计规范: NB/T 25046—2015 [S]. 北京: 中国计划出版社, 2015.
- [7] 国家核安全局. 核动力厂设计安全规定: HAF102 [S]. 北京: 国家核安全局, 2016.
- [8] IAEA. Safety classification of structures, systems and components in nuclear power plants, SSG 30 [R]. Vienna: IAEA, 2014.
- [9] 孙造占. 核动力厂物项安全分级与设计扩展工况物项质量要求[J]. 核动力工程, 2014, 35(5): 178.
- [10] 中华人民共和国检验检疫总局. 压水堆核电厂物项分级: GB/T 17569—2013 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2013.
- [11] International Nuclear Safety Advisory Group. Defense in depth in nuclear safety, INSAG 10 [R]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 1996.
- [12] 孔宪京, 林皋. 核电厂工程结构抗震研究进展[J]. 中国工程科学, 2013, 15(4): 62-74.

# Preliminary Study on Seismic Fortification Category and Safety Analysis of Maritime Structures of Nuclear Power Plants

Sun Feng, Pan Rong, Sun Zaozhan, Zhou Qun, Xin Guochen\*  
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

**Abstract:** The classification of marine engineering structures of nuclear power plants is mainly considered from the flood control safety and water intake safety. Based on the domestic and international regulations, seismic design ideas and analysis methods of nuclear power plant seismic classification, and domestic engineering practices, it is recommended that for water intake open channel breakwaters containing essential service water and flood control functions, it shall be defined as safety-related geotechnical structures and verified under the ultimate safety ground motion. Considering the development trend of item classification in nuclear power plants and the requirements of nuclear safety regulations for the protection of natural disasters beyond the design basis, the stability analysis of maritime structures shall consider the design basis ground motion through appropriate analysis methods. Different water intake and drainage technologies and different types of nuclear power plants have an impact on the seismic fortification standards of maritime structures. Specific problems should be analyzed during design, and the competitiveness of nuclear power should be improved by balancing structural safety and investment economy.

**Key words:** maritime structures; seismic fortification category for structures; essential service water system; beyond design-basis ground motion; safety-related geotechnical structure

(责任编辑:徐晓娟)

王臣,刘畅,王玮洁,等.核电厂设备超声检测显示性质判定准则的对比与分析[J].核安全,2021,20(4):45-50.  
Wang Chen, Liu Chang, Wang Weijie, et al. Comparison and Analysis of Determination Criteria for Ultrasonic Testing Indication Types of Nuclear Power Plant Equipment [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 45-50.

# 核电厂设备超声检测显示性质判定准则的对比与分析

王 臣<sup>1</sup>, 刘 畅<sup>1</sup>, 王玮洁<sup>1</sup>, 高 晨<sup>2</sup>, 马若群<sup>2,\*</sup>

(1. 中机生产力促进中心, 北京 100044; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 超声检测是核电厂设备制造、建安以及在役检查活动中重要的无损检测方法, 超声显示的性质判定与缺陷验收密切相关。通过对比分析我国各类核电堆型适用的设计建造和在役检查规范标准, 调研了相关工业实践, 选出可操作性较强、适用性较好的超声显示性质判定准则, 并通过试验验证了该判定准则的准确性。

**关键词:** 超声检测; 性质判定; 对比分析; 试验验证

**中图分类号:** TL38+6 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0045-06

我国核电机组类型较多, 不同类型机组的设计制造和在役检查所依据的标准规范也有一定差异, 无论核电厂采用哪个规范标准, 超声检测都是机械设备制造、建安和在役检查活动中重要的无损检测手段。超声显示定性是超声检测的技术难点, 也是缺陷显示验收的关键。常见缺陷一般包括裂纹、气孔、夹渣、未熔合、未焊透等。业内一般认为: 裂纹、未熔合、未焊透是平面型缺陷, 危害性大; 气孔、夹渣是体积型缺陷, 危害性较小<sup>[1]</sup>。本文主要通过对比分析不同标准中关于超声检测显示性质的相关规定, 来研究核电设备超声检测中显示性质判定的重要性和主要判定方法, 选出合适的判定准则, 并通过具体试验来验证该方法的适用性。

## 1 核电标准中关于超声检测显示验收及定性的规定

我国M310型机组机械设备的设计制造主要依据RCC-M(2000+2002补遗), 其在役检查主要依据RSE-M(1997+2000补遗); 我国AP1000型机组机械设备的设计制造主要依据ASME第Ⅲ卷(1998+2000补遗), 其在役检查主要依据ASME第Ⅺ卷(1998+2000补遗); 我国VVER型机组机械设备的焊接检验主要依据ПНАЭГ-7-010-89, 其在役检查主要依据俄罗斯规范ПНАЭ Г-7-008—89; 我国CANDU堆型在役检查主要依据CSA-N285.4—05。上述各规范标准中关于显示验收和超声性质判定的主要条款见表1<sup>[2-9]</sup>。

表1 不同核电标准中关于显示验收和性质判定的主要条款

Table 1 Main clauses on indication acceptance and nature determination in different nuclear standards

标准规范	关于缺陷显示验收的部分条款	关于超声显示性质判定的主要条款
RCC-M	S7714和S7724中关于焊缝超声检测规定: 任何非体积显示为不合格	MC2637中规定: 可参考欧标EN1713来判定缺陷显示为体积型或非体积型(平面型)
RSE-M	A5335中规定只要满足以下条件之一即认为满足规范要求: 满足RCC-M中的制造阶段验收标准或满足其附录5.2中验收标准或通过分析评定可接受; 附录5.2中规定: 役前检查阶段不能使用该附录中关于平面型缺陷的验收表	A4342中规定: “特殊验证的目的是验证检测工艺可实现缺陷的定位、定性和定量” A5333中规定: 营运单位应判断缺陷的类型和性质以及缺陷的起因, 这一分析对于定性的判断缺陷的危险性非常重要

收稿日期: 2021-01-26 修回日期: 2021-02-25

作者简介: 王臣(1986—), 男, 湖北潜江人, 高级工程师, 硕士, 材料加工工程专业, 现主要从事核电厂机械设备的安全审评工作

\*通讯作者: 马若群, E-mail: maruoqun@qq.com

续表1

标准规范	关于缺陷显示验收的部分条款	关于超声显示性质判定的主要条款
ASME 第Ⅲ卷	NB/NC/ND5330 中关于焊缝超声检测的验收标准规定:“具有裂纹、未完全熔合或未焊透特征的显示,则不论长度如何均为不可接受”	该标准中没有关于超声显示性质判定的相关条款,但NB/NC/ND5111 中规定:焊缝超声检测按照 ASME 第 V 卷实施;第 V 卷中要求检测报告中记录超声显示的类型,但未明确给出超声显示性质判定准则
ASME 第 XI 卷	IWB/IWC/IWD 3100 规定:役前检查阶段如果缺陷满足第Ⅲ卷中制造阶段验收标准或者满足第 XI 卷给出的平面型缺陷验收表的要求都认为可接受;此外对于机组投运后的在役检查期间发现的缺陷,即使不满足平面型缺陷验收表的要求,还可进行专门力学分析评定	附录 I 中规定:反应堆压力容器、管道焊缝的超声检测按照附录 VIII 实施;壁厚大于 50 mm 的其他压力容器超声检测按照 ASME 第 V 卷实施 附录 VIII 中没有给出超声显示性质判定的准则,但对裂纹类缺陷的检出率和定量精度提出了明确要求
ПНАЭ Г-7-008—89	该标准中没有关于缺陷验收的相关条款,工程实践中采用了制造阶段的验收标准	该标准中没有关于超声显示性质判定的相关条款
НП-084—15	该标准于 2015 年颁布,在俄罗斯已替代 ПНАЭ Г-7-008—89 中的在役检查规定,该标准给出了焊缝超声检测的验收准则,不允许长条形缺陷	该标准中没有关于超声显示性质判定的相关条款,但要求无损检测体系(检测手段、检测方法、检测人员)应符合性评价
ПНАЭ Г-7-010—89	11.8.2 节中规定:任何横向裂纹都是不允许的。工程实践中保守处理,所有裂纹都是不可接受的	该标准中没有关于超声显示性质判定的相关条款,ПНАЭ Г-7-030—91 作为 ПНАЭ Г-7-010—89 的配套标准,规定了焊缝超声检测工艺,该标准附录 7 和附录 8 给出了超声显示性质的判定方法
CSA-N285.4—05	8.2.4 节中规定了焊缝超声检测的验收准则:幅值小于 100% 的信号认为合格,幅值超过 100% 的信号按照 ASME 第 XI 卷 IWB3500 进行验收	该标准中没有关于超声显示性质判定的相关条款,但 4.2.5 节中规定:焊缝超声检测按照 ASME 第 V 卷实施

综上所述,在法国标准、美国标准和俄罗斯标准中,制造、建安阶段发现的裂纹、未熔合等平面型缺陷显示都是不可接受的;在役阶段允许一定尺寸的平面型缺陷显示,因此,超声检测显示性质的判定对缺陷验收非常重要。相关在役检查标准未给出超声显示的判定准则,但要求通过能力验证保证检测工艺对缺陷的定性和定量能力;相关制造标准引用了超声检测专用标准,如 EN1713、ПНАЭ Г-7-030—91 规定具体的超声显示性质判定准则。

## 2 超声检测显示性质判定

### 2.1 EN1713

欧标 EN1713《焊缝无损检测超声波检测焊缝中显示特征》是 EN 1714《焊缝的超声检测》的配套标准,EN1713 于 1998 年首次发布,并于 2002 年和 2003 年进行了两次修订。该标准用于指导焊缝超声检测中显示性质判定,主要根据以下几方面来判定为平面型显示还是体积型显示:焊接技术、缺陷的几何位置、最大回波高度、定向反射性、回波静态波形、回波动态波形和距离波幅曲线(distance amplitude curve 简称 DAC)。具体的判定步骤<sup>[10]</sup>如图 1 所示,图中  $S_1 = DAC - 10 \text{ dB}$ 、 $S_2 = DAC + 6 \text{ dB}$ 、 $S_3 = DAC - 6 \text{ dB}$ 、 $S_4 = 9 \text{ dB}/15 \text{ dB}$ 。

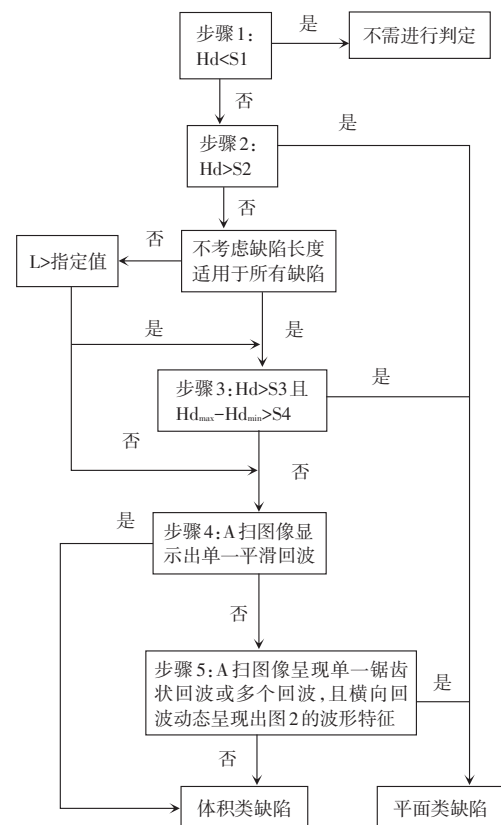


图1 EN1713中关于超声显示性质的判定步骤

Fig. 1 Determination steps of ultrasonic indications type in EN1713

步骤1:避免对回波幅值很低的显示信号进行定性。当一个显示信号的回波幅值低于S1(DAC-10 dB)时,则认为该显示信号是可接受的;

步骤2:对于回波幅值很高的显示信号,即大于S2(DAC+6 dB)的缺陷显示直接判定为平面类缺陷;

步骤3:主要为了识别未熔合缺陷。该步骤可以适用于所有显示信号,或者规格书中要求只适用于长度超过指定值的显示信号,对于长度小于指定值的显示信号,可直接跳到步骤4。利用某一角度探头获得的最大回波幅值为 $Hd_{max}$ ,利用另一角度探头获得的最小回波幅值为 $Hd_{min}$ 。为了确认定向反射性,以下两个条件需同时满足。

(1)其中某个角度探头测得的回波幅值应不得小于S3(DAC-6 dB);

(2)两个不同角度横波探头测得回波幅值相差9 dB以上,即 $Hd_{max}-Hd_{min}>9$  dB;或者两个不同角度探头(一个为纵波探头、一个为横波探头)测得的回波幅值相差15 dB以上,即 $Hd_{max}-Hd_{min}>15$  dB;

步骤4:主要为了识别夹杂物。在该步骤中,分析静态波形(如A型显示)。当静态波形呈现出单一光滑时,该显示信号判定为体积类缺陷。当静态波形没有呈现出单一光滑时,则进入步骤5。

步骤5:主要为了识别裂纹。当静态波形没有呈现出单一光滑时,则可认为该显示信号呈现单一锯齿状回波或多个回波特征。超声波横向扫查缺陷显示时,缺陷显示的横向动态波形就是探头横移时所有回波的包络图像,波形分析不仅要考虑包络线形状,还要考虑包络线中各回波的特性,并给出了典型平面型缺陷的动态波形。

综上所述,EN1713中提供的缺陷显示定性方法较为详细,具有较好的可操作性。因此,我国能源行业标准NB/T20003.2—2010《核电厂核岛机械设备无损检测第2部分:超声检测》在编制过程中也参考了RCC-M、相关EN标准,其附录J也提供了缺陷性质的评估方法,相关内容与EN1713基本相同。

## 2.2 ПНАЭГ-7-030—91 附录7和附录8

ПНАЭГ-7-030—91是ПНАЭГ-7-010—89的配套标准,该标准附录7和附录8给出了两种

判定超声显示性质的方法:按形状系数判定、改变观测角判定缺陷形状和取向<sup>[11]</sup>。

第一种方法:按形状系数 $K_{\phi}$ 判定,即利用分离联合方式的两个探头进行探伤。 $K_{\phi}$ 由两个信号幅值之比( $U_A/U_{A3}$ )确定, $U_A$ 是从缺陷向探头直接反射信号的幅值, $U_{A3}$ 是从一个探头缺陷和部件内表面反射到另一个探头的信号幅值。且认为 $U_A$ 大于 $U_{A3}$ 时 $K_{\phi}$ 为正数,则判定该缺陷为体积型; $U_A$ 与 $U_{A3}$ 的幅值差别不大于1 dB时, $K_{\phi}$ 为0,也判定该缺陷为体积型; $U_A$ 幅值小于 $U_{A3}$ 时 $K_{\phi}$ 为负数,判定该缺陷为平面型。

第二种方法:可采用一套探头进行探伤,探头角度从40°到65°,用不同角度探头测量缺陷的回波信号,如果来自缺陷的回波信号波幅在探头角度的全部范围内改变不大于12 dB,或者它的当量面积改变小于4倍,则认为该缺陷是体积型。如果来自缺陷的回波信号波幅在探头角度的全部范围内改变大于12 dB,或者它的当量面积改变大于4倍,则认为该缺陷是平面型。该方法类似于EN1713的步骤3。考虑到俄罗斯标准规范自成体系,其超声显示性质的判定方法较为独特,不具有普遍适用性,暂不予推荐非VVER机组使用。

## 2.3 国内其他工业标准

GB/T 29711—2013《焊缝无损检测:超声检测焊缝中的显示特征》是我国国标GB/T 11345—2013的配套标准,主要是在ISO 23279—2010的基础上进行编译的,而ISO 23279又是在EN1713的基础上进行编制的。通过分析对比GB/T 29711和EN1713,笔者发现这两份标准的技术内容基本完全一致。

NB/T 47013.3—2015是针对承压设备超声检测技术的能源行业标准,该标准附录Q给出了超声显示定性的判定方法。NB/T 47013.3仅通过动态波形进行显示性质判定,即直接采用EN1713步骤5进行判定。该方法需要检测人员有较强的实践经验,不如EN1713的操作性强。

DL/T820.2—2019是针对管道焊缝超声检测的电力行业标准,该标准附录F提供了未焊透、未熔合、裂纹等缺陷的典型回波图。该方法也需要检测人员有较强的实践经验。

## 2.4 其他实践

尖端衍射技术是目前常用的缺陷自身高度的测量方法之一。根据惠更斯原理,当超声波遇到缺陷尤其是裂纹类缺陷时,一般会在缺陷的上下尖端产生明显衍射信号<sup>[12,13]</sup>,而对于气孔或夹渣等体积型缺陷,一般情况下衍射信号会比较微弱或难以发现,技术原理见图2。目前该方法已广泛应用于国内核电厂反应堆压力容器的自动超声检查中。实践证明:该方法对平面型缺陷尤其是垂直于设备表面的裂纹有着较高的检出率和定量精度,在对缺陷显示定性中,尖端衍射信号是判断平面型缺陷的重要佐证。

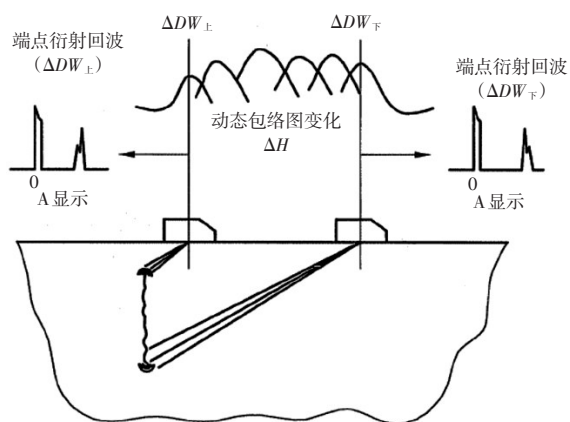


图2 尖端衍射法的技术原理图

Fig. 2 Technical schematic of tip diffraction method

随着计算机应用的发展,有些科研院所开展了基于计算机的超声检测新技术的研究,例如:上海交通大学已开展了基于软件算法实现超声衍射时差法(time of flight diffraction,简称TOFD)的成像和缺陷自动识别研究<sup>[14]</sup>;华北电力大学采用信号分析方法对缺陷信号进行特征提取,通过神经网络分类器对缺陷特征进行训练和识别,实现缺陷的智能判定<sup>[15]</sup>。虽然目前这些新技术还未在工程实践中推广应用,但计算机大数据和超声检测的结合应用是未来的发展方向。

## 3 试验验证

为进一步验证EN1713判定方法的有效性,笔者实施了超声检测的试验验证。试验参数见表2,试验所采用的探头和试块如图3所示。

表2 验证试验的试验条件参数

Table 2 Test parameters of validation test

试验条件	具体信息
环境温度	15~20℃
扫查工件材质	低合金钢+不锈钢堆焊层(板对接焊缝)
扫查工件特征	含人工制造的裂纹和夹渣缺陷
灵敏度标定	φ2横通孔
超声仪型号	Zetec-dynaray
探头型号	RTD:45° T2、60° T2、45° L4
耦合剂	CG-08
分析软件	Ultravision 3.5



图3 超声检测显示性质判定的验证试块和探头

Fig. 3 Verification blocks and probes for determination of ultrasonic test display properties

本试验主要采用一块含人工制造的裂纹和夹渣缺陷的对接焊缝试块作为检测对象,该试块中的缺陷性质、位置和尺寸已知,具体信息见表3。

表3 试块中含有的已知缺陷的相关信息

Table 3 Information about known defects contained in the test block

缺陷编号	缺陷性质	缺陷深度位置/mm	缺陷尺寸(高度×长度)/mm
D01	夹渣	190	3×25
D02	未熔合	13	7×25
D03	裂纹	190	10×25
D04	裂纹	200	15×25
D05	裂纹	200	10×20
D06	夹渣	75	4×20

试验对每个缺陷显示都采用了45° T2、60° T2、45° L4三种探头进行探伤,比较不同探头测得的

回波幅值,利用EN1713的方法进行显示性质判定。试验结果见表4。我们根据试验结果可以看

出:利用EN1713基本可以较准确地判定出缺陷显示性质。

表4 利用EN1713得到的显示性质判定结果

Table 4 Results of indications type obtained by using EN1713

缺陷编号	缺陷性质	三种探头的回波幅值			采用EN1713的判定步骤	判定结果
		45° T2	60° T2	45° L4		
D01	夹渣	DAC-4.2 dB	DAC-12 dB	DAC-16 dB	步骤3	体积型
D02	未熔合	DAC-12 dB	DAC-2 dB	DAC-18 dB	步骤3	平面型
D03	裂纹	DAC+5.5 dB	DAC-5.5 dB	DAC-10 dB	步骤3	平面型
D04	裂纹	DAC+9dB	DAC-1.5 dB	DAC-16 dB	步骤2	平面型
D05	裂纹	DAC+12 dB	DAC-6 dB	DAC-12.5 dB	步骤2	平面型
D06	夹渣	DAC-12 dB	DAC-9 dB	DAC-14.5 dB	步骤3	体积型

## 4 总结

(1)本文对比分析了我国核电站机械设施设计建造和在役检查标准。分析结果表明:超声显示的性质判定对缺陷显示的验收评价至关重要,相关在役检查标准中未给出超声显示的判定准则,相关制造标准中引用了超声检测专用标准进行显示性质判定。

(2)本文梳理分析了不同超声检测标准中显示性质判定方法。分析表明:相比而言EN1713的判定方法较为详细,具有较好的可操作性。

(3)笔者采用常规超声检测设备,在含裂纹和夹渣缺陷的对接焊缝试块上进行了检测试验,基本验证了EN1713的判定方法具有较好的准确性。

(4)尖端衍射信号可用来辅助判定缺陷性质,实际工作中我们还可通过制造工艺、设备服役环境、缺陷产生时机等信息进行综合判定,此外基于计算机大数据的超声检测显示智能识别技术是未来研究方向。

## 参考文献

[1] 郑晖, 林树青. 超声检测 [M]. 北京: 中国劳动社会保障出版社, 2008.

[2] AFCEN.RCC-M 2000 edition and 2002 addenda. Design and construction rules for mechanical components of PWR nuclear islands [S]. France: AFCEN, 2002.

[3] AFCEN.RSE-M 1997 edition and 2000 addenda. In-Service Inspection Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands

[S]. France: AFCEN, 2000.

[4] ASME. ASME III 1998 edition and 2000 addenda. Rules for Construction of Nuclear Facility Components [S]. New York: ASME, 2000.

[5] ASME. ASME XI 1998 edition and 2000 addenda. Rules for in-service inspection of nuclear power plant components [S]. New York: ASME, 2000.

[6] 苏联核动力安全监督委员会. ПИНАЭГ-7-008-89核动力装置的设备、管道的设置及安全运行规范 [S]. 莫斯科: 苏联核动力安全监督委员会, 1990.

[7] 俄罗斯原子能监督机构. НП-084-15核电厂设备、管道和其他构件运行时的母材、焊接接头和堆焊表面检验规定 [S]. 莫斯科: 俄罗斯原子能监督机构, 2015.

[8] ПИНАЭГ-7-010-89核动力装置的设备、管道的设置及安全运行规范 [S]. 莫斯科: 苏联核动力安全监督委员会, 1990.

[9] CSA-N285.4-05 Periodic inspection of CANDU nuclear power plant components [S]. Ontario: Canadian Standards Association, 2005.

[10] CEN.EN 1713 1998 edition and 2002 addenda. Non-destructive testing of welds ultrasonic testing characterization of indications in welds [S]. Germany: CEN, 2002.

[11] 苏联核动力安全监督委员会. ПИНАЭГ-7-030-91核动力装置设备和管道母材(半成品)焊接接头和堆焊的统一检验方法超声波检验 [S]. 莫斯科: 苏联核动力安全监督委员会, 1992.

[12] 蔡家藩, 聂勇, 许远欢, 等. 浅谈核设备缺陷自身高度超声波测量技术 [C]. //湖北武汉 NDT 学术年会论文集. 武汉: 机械工程学会无损检测专业委员会, 2007.

[13] 王光旭, 李维树, 谭新. 水利工程中金属焊缝缺陷的超声检测方法比较研究 [J]. 声学技术, 2020,39(04): 439-444.

[14] 赵亮强. 基于超声衍射时差法的焊接缺陷自动识别方法研究 [D]. 上海: 上海交通大学材料科学与工程学院, 2011.

[15] 赵杰. 基于多特征数据融合的金属缺陷超声智能检测研究 [D]. 北京: 华北电力大学, 2016.

# Comparison and Analysis of Determination Criteria for Ultrasonic Testing Indication Types of Nuclear Power Plant Equipment

Wang Chen<sup>1</sup>, Liu Chang<sup>1</sup>, Wang Weijie<sup>1</sup>, Gao Chen<sup>2</sup>, Ma Ruoqun<sup>2,\*</sup>

(1. China Productivity Center for Machinery, Beijing 100044, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China; )

**Abstract:** Ultrasonic testing is an important nondestructive testing method in nuclear power plant equipment manufacturing, construction and installation as well as in service inspection activities. The nature determination of ultrasonic indication is closely related to defect acceptance. By comparing and analyzing the applicable various standards of nuclear power plants design, construction and in-service inspection, the relevant industrial practices were investigated, and the applicable judgment criteria for ultrasonic indication types were selected, and the accuracy of the judgment criteria was verified through experiments.

**Key words:** ultrasonic testing; nature determination; contrastive analysis; test verification

(责任编辑:徐晓娟)

梅华平,魏世平,何梅生.聚变堆氚材料衡算测量系统研究初探[J].核安全,2021,20(4):51-55.

Mei Huaping, Wei Shiping, He Meisheng. Preliminary Study on Nuclear Material Accounting System of Fusion Reactor [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 51-55.

## 聚变堆氚材料衡算测量系统研究初探

梅华平, 魏世平, 何梅生\*

(中国科学院合肥物质科学研究院核能安全技术研究所, 合肥 230031)

**摘要:** 氘(D)-氚(T)聚变是目前聚变研究的主要对象,也是未来最可能首先实现工程应用的聚变反应。氘氚聚变反应堆在消耗大量氘的同时,需要依靠锂-6增殖足够的氚来实现氚燃料自持。在国内,氘和浓缩锂-6都属于核材料,按照国家核材料管制条例要求,使用和生产核材料须建立核材料衡算系统。为此,本文针对液态包层聚变堆方案,简要归纳了聚变堆系统氘的物料流动和平衡特点,提出了聚变堆氚材料衡算系统的初步方案,包括平衡区划分、关键测量点设置、衡算测量方法和分析技术难题等。

**关键词:** 聚变堆;核材料衡算系统;氘;分析技术

**中图分类号:** TL69 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2021)04-0051-05

氘-氚聚变反应是目前聚变研究的主要对象,也是未来最有可能首先实现工程应用的聚变反应类型<sup>[1]</sup>。氘-氚聚变需要消耗大量的氘,一个1 GW功率的聚变电站,每年消耗的氘将达到55.6 kg<sup>[2]</sup>。然而氘在自然界中几乎不存在,要实现氘燃料自持,必须依靠聚变堆自身氘燃料增殖<sup>[3]</sup>。目前聚变堆实现氘增殖的方式主要是通过包层内<sup>6</sup>Li(n, α)反应获得,为确保氘的增殖比大于1,聚变堆包层增殖剂通常采用同位素浓缩后的<sup>6</sup>Li材料。

在我国落实核材料管制与核保障要求的法律法规包括《核安全法》《核材料管制条例》及其实施细则。核材料管制条例第九条规定:持有核材料数量达到“累计的调入量或生产量大于或等于 $3.7 \times 10^{13}$  Bq的氘、含氘材料和制品”或“累计的调入量或生产量大于或等于1公斤的浓缩锂、含浓缩锂材料和制品”的单位,必须申请核材料许可证。核材料管制条例第十一条规定:核材料许可证持有单位必须建立核材料衡算制度和分析测量系统,应用批准的分析测量方法和标准,达到规定的衡算误差要求,保持核材料

收支平衡。实施细则第六章则专门针对核材料衡算提出了更为详细的管理要求。氘氚反应聚变堆由于大量消耗氘、浓缩锂的同时生产氘,按照现行法律要求,必须建立符合要求的核材料衡算系统。

### 1 聚变堆核材料衡算系统研究的内容和现状

#### 1.1 主要研究内容

按照“GB/T 4960.7 核科学技术术语”定义,核材料衡算是为了确定在规定区域内具有的核材料数量以及在规定的时期内这些数量所发生的变化而进行的活动<sup>[4]</sup>。从定义出发,聚变堆核材料衡算系统的主要研究内容是特定区域内氘和浓缩锂在聚变堆体系中的流动、变化和测量。因此核材料衡算系统研究的主要任务就是建立一套满足核材料管制规定并符合聚变堆工艺要求的氘、锂精确测量方案,包括核材料物料流程梳理、关键测量点设置与核材料分析测量方法设计等。

收稿日期: 2020-10-28 修回日期: 2021-03-04

基金项目: 国家重点研发计划政府间国际科技创新合作专项磁约束核聚变能发展研究,项目编号: 2017YFE0300305

作者简介: 梅华平(1983—),男,湖北荆州人,高工,双学士学位,核技术专业,现主要从事核燃料与放射化学技术相关研究

\*通讯作者: 何梅生, E-mail: meisheng.he@inest.cas.cn

## 1.2 研究现状

针对聚变堆核材料衡算系统的研究目前还未见报导,但对于聚变堆体系中氦和锂的分析,已经开展了大量研究。以氦分析为例,已经开展的研究包括氦增殖比、氦在聚变堆增殖包层中的渗透、氦在包层结构材料和冷却剂中的滞留、氦回收系统设计等,建立了大量的氦分析模型<sup>[5-7]</sup>。此外,氦的核技术应用发展了大量的氦分析测量方法,详见表1。这些氦分析测量方法为开展聚变堆氦材料衡算系统研究提供了好的基础。

表1 典型氦分析测量方法<sup>[8,9]</sup>

测量方法	可直接测试对象
PVT法	含氦气体
量热法	含氦固体、氦水
电离室	含氦气体
正比计数法	含氦气体
液闪法	氦水
质谱法	含氦气体
气相色谱法	含氦气体

## 2 聚变堆氦材料衡算系统方案

对于聚变堆,<sup>6</sup>Li存在于氦增殖剂包层,存在形式单一,锂的含量和同位素分析技术也比较成熟,因此本文主要介绍聚变堆氦材料的衡算系统。

### 2.1 氦物料流程与关键测量点设置

以液态铅锂合金为增殖剂、氦为冷却剂的氦聚变反应堆典型氦物料流程如图1所示。新氦燃料调入后首先储存于燃料储存及注入系统,经注入后进入堆芯燃烧,燃烧过程氦发生聚变反应消耗,部分氦扩散进入增殖包层和偏滤器冷却剂,剩余氦经等离子体排气系统离开堆芯进入燃料净化系统。偏滤器冷却剂中的氦和增殖包层经回收处理后的氦也进入燃料净化系统,经燃料净化系统处理的氦进入同位素分离系统,在燃料净化系统分离氦气、氮气等杂质气体和同位素分离系统分离氦、氦的过程中,均需排放含微量氦的废气,同位素分离系统分离的氦循环进入燃料储存及注入系统。为有效进行氦材料控制,依据聚变堆氦物料流程和特点,可仅设1个氦物料

平衡区,同时需设置22个核材料衡算关键测量点(Key measurement point,简称KMP),其中14个流动关键测量点分别为KMP-1~KMP-14,8个盘存关键测量点分别为KMP-A~KMP-H。

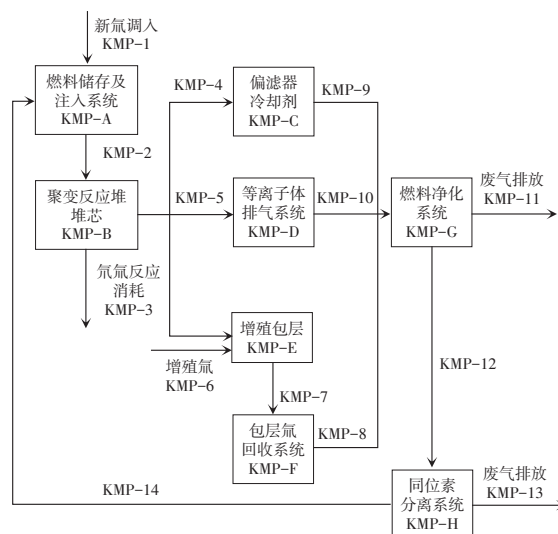


图1 聚变堆氦物料流程和关键测量点设置

Fig. 1 Diagram of tritium process and key measurement point setting in fusion reactor

### 2.2 氦测量系统

聚变堆系统内的氦以散料形式存在,为准确测量聚变堆运行过程的氦量变化,满足核材料衡算控制要求,聚变堆应对所涉及的原料(如氦气)、中间物料(如偏滤器冷却剂、液态包层)、环境排放物(如排放废气)中的氦进行测量,为此须建立完整可靠的测量系统。建立测量系统时,首先应考虑被测含氦材料的表现形式和特征,再有针对性的选择氦材料测量方法,此时应重点关注:(1)含氦物料总重量或总体积的计量,物料中元素成分和同位素分析需求;(2)分析方法的精度应满足衡算评估中不明材料量(Material Unaccounted For,简称MUF)要求;(3)取样应确保具有代表性且操作简便;(4)分析仪器的技术要求和测量的质量控制,应使测量结果真实准确并具有好的溯源性。

依据聚变堆系统氦物料特点,含氦材料大致可分为高纯氦气、金属氦化物、含杂质氦气、含氦液态铅锂合金、氦化水、等离子体氦等。各流动和盘存关键测量点对应的氦物料特点和测量方法建议见表2、表3。

表2 流动关键测量点说明

Table 2 Key measurement points of flow

关键测量点	氦料说明	表现形式	容器	建议测量方法
KMP-1	外部调入聚变堆系统的氦	高纯氦气、金属氟化物	储氦罐	b-充氦前后罐称重,e-量热分析,i-氢同位素质谱分析
KMP-2	注入堆芯的氦	氦气	缓冲罐	b-PVT法,e-电离室法,i-氢同位素质谱分析
KMP-3	D-T聚变消耗	等离子体	聚变堆堆芯	b-据聚变反应功率计算
KMP-4	进入偏滤器冷却剂的氦	含氦氦气	气罐	b-PVT法,e-电离室法
KMP-5	堆芯排除气中的氦	含杂质氦气	气罐	b-PVT法,e-电离室法
KMP-6	包层增殖的氦	含氦液态铅锂合金	液态铅锂合金罐	b-液态铅锂合金称重,e-锂同位素质谱分析间接测量
KMP-7	进入包层回收系统的氦	含氦液态铅锂合金	液态铅锂合金罐	b-液态铅锂合金称重,e-量热法或液闪法
KMP-8	回收系统进入燃料净化系统的氦	含氦氦气	气罐	b-PVT法,e-电离室法
KMP-9	偏滤器冷却剂进入燃料净化系统的氦	含氦氦气	气罐	b-PVT法,e-电离室法
KMP-10	堆芯排除气进入燃料净化系统的氦	含氦氦气	气罐	b-PVT法,e-电离室法
KMP-11	燃料净化系统排放的氦	含氦氦气	气罐	b-PVT法,e-电离室法
KMP-12	进入同位素分离系统的氦	氟化水、氟气	料桶、气罐	b-料桶称重、气罐PVT法,e-液闪法和电离室法,i-氢同位素质谱分析
KMP-13	同位素分离系统排放的氦	含氦氦气	气罐	b-PVT法,e-电离室法
KMP-14	同位素分离系统进入燃料储存及注入系统的氦	氦气、氦氟气、氟气	气罐	b-PVT法,e,i-气相色谱质谱联用

注:b-整体测量,e-元素分析,i-同位素分析,下同。

表3 盘存关键测量点说明

Table 3 Key measurement points of inventory

关键测量点	氦料说明	表现形式	容器	建议测量方法
KMP-A	燃料储存及注入系统	氦气,金属氟化物	贮氢罐、贮氢床	KMP-1、KMP-14之和减去KMP-2
KMP-B	聚变堆堆芯	等离子体	磁约束	KMP-2减去KMP-3、KMP-4、KMP-5
KMP-C	偏滤器冷却剂	含氦氦气	气罐	b-PVT法,e-电离室法
KMP-D	等离子体排气系统	含杂质氦气	气罐	b-PVT法,e-电离室法
KMP-E	增殖包层系统	含氦液态铅锂合金	液态铅锂合金罐	b-液态铅锂合金称重,e-量热法或液闪法
KMP-F	包层氦回收系统	含氦氦气	气罐	b-PVT法,e-电离室法
KMP-G	燃料净化系统	氟化水、氟气	料筒、气罐	b-料桶称重、气罐PVT法,e-液闪法和电离室法
KMP-H	同位素分离系统	氦气、氦氟气、氟气	气罐	b-PVT法,e,i-气相色谱质谱联用

### 3 氦衡算测量中的技术难点

在聚变堆氦衡算测量系统的建立过程中发现,聚变堆的特殊结构和物料形态对氦测量技术提出了挑战,如传统的氦分析方法难以准确测量液态铅锂合金包层的增殖氦量。

传统的氦分析方法中,除量热法外,其他方法应用于测量液态铅锂合金中的氦,均需先将氦从液态铅锂合金中提取释放出来,然后直接测量氦。但 ${}^6\text{Li}$ 与中子作用生成的氦与铅锂合金结合较紧密,释放困难<sup>[10]</sup>,需要特殊的氦提取技术。这种提氦技术也是聚变堆氦回收工艺研究的难点之一。量热法测量液态铅锂合金中的氦,虽然不需要分离铅锂合金和氦,但对被测量样品的体积和释热功率有严苛要求,且达到热平衡需要的时间较长,不能满足快速检测的需求。量热法的另一个缺陷是无法区分包层内增殖生成的氦和聚变堆堆芯渗透进入包层的氦。

此外,氦在不锈钢材料中有较高的扩散渗透率,包层内容器壁两侧存在较大的氦浓度差,高

浓度一侧的氚将通过气固界面反应进入器壁材料,并在固体中向低浓度一侧扩散,形成氚渗透。典型氚渗透模型的计算结果表明,液态铅锂合金包层运行1a后,约5%的氚滞留在包层系统内,其中约12%滞留在结构材料中,约84%滞留在包层系统空间<sup>[11]</sup>。这种滞留在包层中的氚,由于不能破坏聚变堆的结构完整性进行取样,也难以定量分析。

针对这一难题,本文提出了通过测量液态包层的初始金属锂装量和产氚前后的锂同位素丰度,实现准确计量液态铅锂合金包层产氚量的方案,如图2所示。初始金属锂装量可以通过测量液态铅锂合金的总质量和锂含量得到,锂同位素丰度可以采用质谱法进行准确测量。

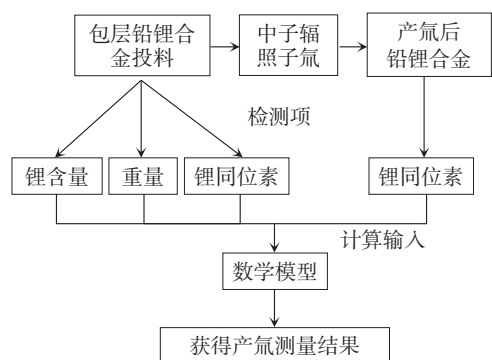


图2 基于锂同位素检测的增殖氚总量测量流程

Fig. 2 The equivalent determination of tritium production based on lithium isotope detection

这种基于锂同位素丰度测量的等效产氚量分析方法,理论上具有如下优点:(1)具有质谱分析取样量少、测量精度高、对样品前处理的保护性要求低等优点;(2)不直接测氚,不需要将氚从液态铅锂合金中提取释放出来,避免了氚与铅锂合金结合紧密、释放困难的问题;(3)锂原子基本不会在包层结构材料中扩散,即使在包层系统空间存在少量滞留,由于测量值为 ${}^6\text{Li}$ 和 ${}^7\text{Li}$ 的同位素丰度比值,这种滞留不会影响产氚量的分析结果;(4) ${}^6\text{Li}$ 也是核材料,初始金属锂装量测量和锂同位素丰度测量,也是聚变堆系统 ${}^6\text{Li}$ 核材料衡算测量的要求,采用该方法不增加额外的检测任务;(5) ${}^6\text{Li}$ 和 ${}^7\text{Li}$ 均为稳定核素,取样后样品保存

简单、测量时间宽裕。该方法实际应用时可能存在的问题是测量范围有限,对于产氚量较少而锂同位素丰度变化较小的情况,测量误差较大。

## 4 结论

聚变堆核安全研究的关键问题之一是氚安全,氚安全研究的重要问题包括氚衡算。建立聚变堆氚材料衡算系统,开展氚衡算分析测试技术研究,是聚变堆设计研究和聚变堆核保障技术研究的重要组成部分。本文针对液态包层聚变堆,开展了氚材料衡算测量系统的初步研究,总结如下:

(1)针对液态铅锂合金包层增殖氚量难以准确测量的问题,本文提出了基于锂同位素丰度分析的包层产氚量等效测量方案,并理论分析了方案的优缺点。

(2)本文梳理了聚变堆氚物料流程,完成了关键测量点设置方案,并依据各关键测量点的氚物料特征,结合已有的成熟氚分析测量方法,提出了聚变堆氚材料衡算测量的初步方案。

## 参考文献

- [1] 邱励俭. 聚变能及其应用 [M]. 北京: 科学出版社, 2008.
- [2] 王佩璇, 宋家树. 材料中的氦及氚渗透 [M]. 北京: 国防工业出版社, 2002.
- [3] 倪木一. 聚变堆燃料循环与氚资源可持续性研究 [D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2013.
- [4] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准化管理委员会. GB/T 4960.7—2010 核科学技术术语第7部分: 核材料管制与核保障规定 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2010.
- [5] 谢波, 胡睿. 液态锂铅合金的氚释放行为 [J]. 核动力工程, 2009, 30 (1): 124-128.
- [6] 谢波, 吴宜灿, 陈晓军, 等. 锂铅合金释氚实验研究 [J]. 原子核物理评论, 2011, 28 (3): 371-376.
- [7] Yong Song, Qunying Huang, Yongliang Wang, et al. Analysis on tritium controlling of the dual-cooled lithium lead blanket for fusion power reactor fds-ii [J]. Fusion Engineering and Design, 2009, 84 (7): 1779-1783.
- [8] 张伟, 姚守忠. 氚工艺 [M]. 北京: 原子能出版社, 2012.
- [9] 杨怀元. 氚的安全与防护 [M]. 北京: 原子能出版社, 1996.
- [10] 李雪松, 韦冠一, 欧阳晓平, 等. 利用 ${}^4\text{He}$ 等效测量 ${}^6\text{Li}$  ( $n, \alpha$ ) T反应的产氚量 [J]. 现代应用物理, 2013, 4 (4): 313-318.
- [11] Yong Song, Qunying Huang, Muyi Ni. Tritium analysis of fusion-based hydrogen production reactor fds-iii [J]. Fusion Engineering and Design, 2010, 85 (7): 1044-1047.

# Preliminary Study on Nuclear Material Accounting System of Fusion Reactor

Mei Huaping, Wei Shiping, He Meisheng\*

(Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Science, Hefei 230031, China)

**Abstract:** Deuterium (D)–Tritium (T) fusion is a key object of fusion research and it is most likely to be the first to achieve application of fusion reactions. D–T fusion reactor consumes a large amount of tritium. Tritium is rare in nature. The tritium self-sufficiency depends on  ${}^6\text{Li}$  proliferation in the blanket. In China, both tritium and concentrated  ${}^6\text{Li}$  are nuclear materials. In order to meet the requirements of Nuclear Material Control Regulation issued by the State Council. To build a nuclear material accounting system is obligatory to use or product nuclear material. For this purpose, this paper shows a brief summary about characteristics of material flow of tritium with a classic fusion reactor. A preliminary scheme of the nuclear material accounting system is shown. It includes the division of the balance area of tritium, the setting of key measurement points and the selection of measurement methods. A method for measuring tritium based on lithium isotope mass spectrometry is also suggested to solve this problem.

**Keywords:** fusion reactor; nuclear material accounting system; tritium; analytical technique

(责任编辑:许龙飞)

李红波,胡攀.核电厂人因事件定义及原因因素分类研究[J].核安全,2021,20(4):56-60.

Li Hongbo, Hu Pan. Study of the Definition of Human-Factor Event and Classification of Causal Factors in Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 56-60.

## 核电厂人因事件定义及原因因素分类研究

李红波, 胡攀

(核动力运行研究所, 武汉 430223)

**摘要:** 为建立一套清晰明确的人因事件定义及原因因素分类标准, 统一核电从业人员对人因事件的理解、判定及分析思路, 本研究在调研国内外人因事件相关定义与分类的基础上, 给出了人因事件定义, 确定了人因事件判定方法, 并结合人因事件分析经验对人因失误原因因素进行了分类。研究表明, 人因事件定义及判定方法能够较好地识别出当前做法中遗漏的人因事件, 且原因因素分类结果更能体现共性问题。因此, 本研究确定的人因事件定义、判定及原因因素分类能够用于核电厂的人因事件判定及分类分析工作, 促进人员绩效水平的提升。

**关键词:** 核电厂; 人因事件; 定义; 原因因素; 分类

**中图分类号:** TL38+2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0056-05

人因事件的准确判定与分析是核电厂提升人员绩效水平的基本前提。在人因事件定义方面, 美国核电运行研究院(INPO)<sup>[1]</sup>和世界核电营运者协会(WANO)<sup>[2]</sup>都将其定义为: 人因失误导致电厂构筑物、系统或部件, 或人员/组织状态(健康、行为、行政控制等)产生非预期不良变化, 这种变化超出既定重要准则; 而《电力名词》第三版<sup>[3]</sup>中将其定义为: 由于人员不恰当的操作行为引发的差错事件; 国内多数核电厂管理程序中也将直接原因为人因的事件定义为人因事件。在人因事件原因因素分类方面, 国际原子能机构(IAEA)<sup>[4]</sup>将其分为个人能力、人员行为、绩效影响因素、环境因素、工作组织、培训 6 个方面; WANO<sup>[5]</sup>主要从根本原因、直接原因、事件后果等方面考虑进行分类; 南华大学张锦教授、张力教授等人则将其分为口头交流、文字交流、人-机界面、环境条件、工作日程表、工作实践、工作组织/计划、监督方法、培训/资格、管理变化、资源管理、管理方法 12 个方面<sup>[6]</sup>。上述定义与分类方面存在的分歧

导致当前业界对人因事件定义与分类缺少共识, 这种现状既不利于核电厂内人因事件判定与分析, 也不利于核电厂间的经验交流和对标。

本研究综合调研、分析了国内外文件中与人因事件定义及分类相关内容, 整合了人因事件分析及共性问题分析数据, 提出了一套人因事件定义、判定方法及原因因素分类体系, 可为国内核电厂开展人因事件判定与分析工作提供参考。

### 1 人因事件定义与判定

#### 1.1 人因事件定义

核电业界对人因事件定义的分歧在于人因失误与非预期后果之间的关系, 是直接原因、根本原因还是促成因素, 以及非预期后果是不是必须是最终后果。

针对第一个分歧, 一起事件一般是由多个失效点及人员或设备动作按时间序列构成, 每一个失效点都是由于某个原因(人因失误、设备失效、外部环境等)导致了某个后果。如果用直接原因

收稿日期: 2020-09-04 修回日期: 2020-11-26

作者简介: 李红波(1987—), 男, 湖北黄冈人, 本科, 工程师, 核工程与核技术专业, 现主要从事核电人因管理工作

为人因失误来对人因事件进行定义的话,会遗漏大量滞后型人因失误、事件序列中重要人因失误等相关的事件,而用根本原因或促成因素对其进行定义的时候,会导致无限制的追溯,从而导致结果出现分歧。因此,在进行人因事件分析反馈时,既要考虑不遗漏,又要考虑聚焦于“人因”本身,那么用事件原因来进行定义是不合适的,应考虑从人的角度进行阐述。

针对第二个分歧,如果序列中某一个不正确的人员或设备动作能够得到制止,那么事件序列将不会发展到最终后果阶段。因此,从结果的角度来考虑的话,非预期的后果应是指事件序列中的不正确的人员或设备动作。

因此,本研究建议将人因事件定义如下:人

因事件是指事件主线中存在人因失误行为直接导致的失效点的事件。该定义中,事件主线是指按时间顺序排列的一系列正确或不正确的人员及设备动作形成的事件序列。

## 1.2 人因事件判定方法

根据各核电厂事件发生后开展的相关工作,本文结合事件发生后的不同阶段对人因事件的判定进行说明。

### 1.2.1 信息填报阶段

在事件发生后的信息填报阶段,由于事件信息有限,无论后果是否严重,可能只有有限的几个人员或设备动作信息及失效信息,但基本的失效及最终后果是肯定存在的,因此可以得到事件的初始序列示例如图1所示。

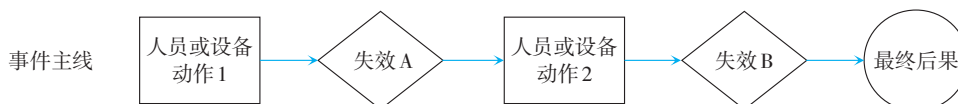


图1 事件初始序列

Fig. 1 The initial sequence of event

在这一阶段,如果需要对事件进行判定,可直接根据失效A、失效B是否是人因失误进行判定,即在事件主线中的失效只要是人因失误,则事件可判定为人因事件。

### 1.2.2 事件调查及原因分析阶段

在开展了事件调查或原因分析后,事件信息得以补充,可能得到一些新的人员或设备动作信息、失效信息、原因信息及失效屏障信息,因此可得到事件更新后的详细序列如图2所示。

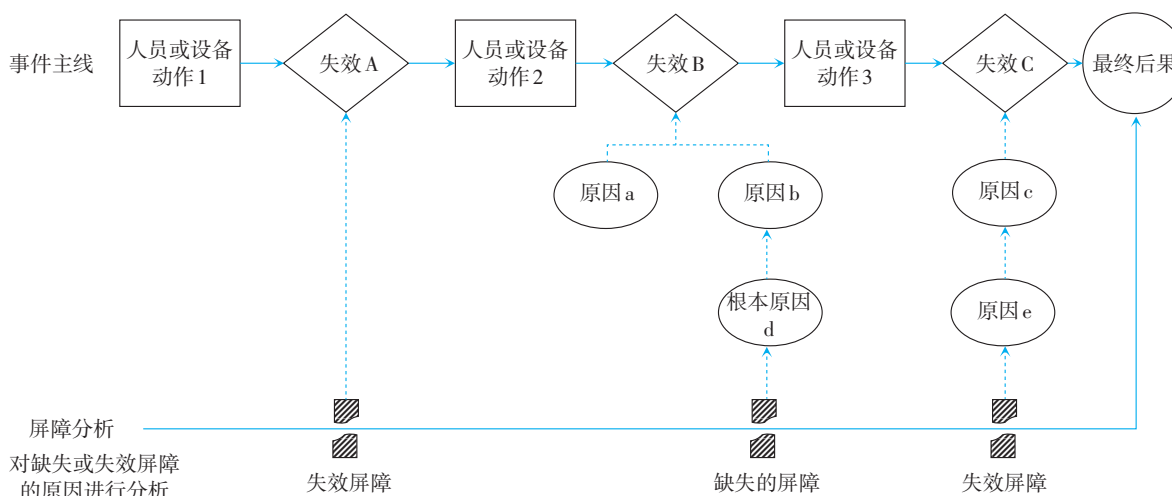


图2 事件详细序列

Fig. 2 The detailed sequence of event

在这一阶段,如果需要对事件进行判定,则应从以下两个方面考虑。

(1)直接判断事件序列中的失效A、失效B、失效C是否是人因失误,如果是,则事件可判定为人因事件;

(2)如果失效A、失效B、失效C均不是人因失误,则判断其直接原因是否是人因失误,即图中的原因a、原因b、原因c。如果原因a、原因b或原因c是人因失误,即相应失效是由人因失误直接

导致的,则事件可判定为人因事件。

上述判定完成后,可对原先判定的事件属性(人因、管理、设备等)进行调整。

## 2 人因失误原因因素

本研究结合历史人因事件数据分析结果,归纳形成一套人因失误原因因素分类,从个人行为偏差、组织行为偏差、人机接口偏差三个方面进行细化,如图3所示。

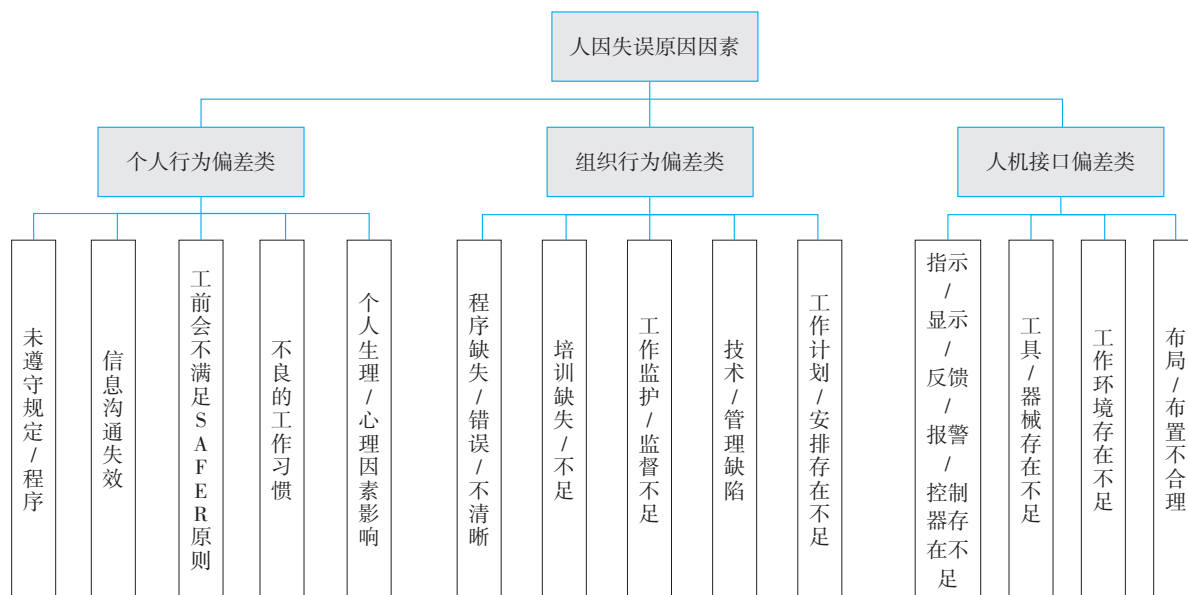


图3 人因失误原因因素分类

Fig. 3 The causal factor classification of human error

这三类偏差都是从“人”受影响的角度出发的。我们在完成三类偏差的统计分析后,可以分别从人员行为、组织管理、人机接口的角度提出改进建议,从而使建议更具针对性。

在人员行为偏差类事件中,起主导作用的是工作人员本身,且事件主要是由于人员违反规定引起。规定本身非常清晰明确,不存在需要作业人员额外的理解。在后续的改进行动中,重点应是观察指导、行为规范培训/复训、绩效考核、安全生产白/黑名单等方面。

在组织行为偏差类事件中,其表象是作业人员出现了失误,但更深层次的原因是组织上的支持和指导不够,问题具有普遍性和重复性。在后续的改进行动中,重点应放在组织层面,例如组织层面的研讨(例如如何做风险分析)、特定人员

的培训、组织管理体系的优化、文件的升版等。

在人机接口偏差类事件中,其表象也是作业人员出现失误,但是可通过变更改造、安全提示、额外防护等人机接口优化,可以避免此类事件的重复发生,从而降低对作业人员额外的要求。在后续的改进行动中,重点应是对系统/设备、环境、工具/器械等人机接口问题的改进,例如现场变更改造、标识管理、技术改进等方面。

## 3 案例验证

### 3.1 定义验证

国内核电厂2019年发生了30起执照运行事件(LOE),按照目前国内核电厂普遍使用的“直接原因为人因失误的事件”来判定,30起执照运行事件中人因事件为15起。根据本研究确定的人

因事件定义及判定方法,30起执照事件中人因事件为18起。

根据本研究的定义和判定方法确定的人因

事件包含了所有上述15起事件,多出的3起事件的主要事件清单及定义为人因事件的原因如表1所示。

表1 事件属性差异分析

Table 1 Difference analysis of event properties

事件名称	初始属性	现行属性	判定原因
1SEC021SP故障导致执行T1RPA030试验时机组非预期同时存在两个第一组事件	仪控	人因	运行人员未发现1SEC021SP信号异常,导致未识别出第一组随机事件
2号机组20%核功率平台失去CEX泵并最终导致蒸汽发生器液位高触发反应堆自动停堆	机械	人因	运行人员未监视和识别出2CEX212PO出口流量异常,直接导致了下游母管压力低,进而导致泵跳闸
3号机组30BEC母线失电导致第三通道安全系统启动事件	其他	人因	运行人员没有将备用电源开关断路器送至工作位,导致备用电源开关合闸失败

由表1可以看出,三起事件中均存在能够阻止事件最终后果发生的人因失误行为,在事件分析时应将其纳入人因事件。

### 3.2 原因因素分类验证

根据《中国运行核电厂事件经验反馈年报(2019年)》,30起事件按照WANO根本原因的分类情况如图4所示。

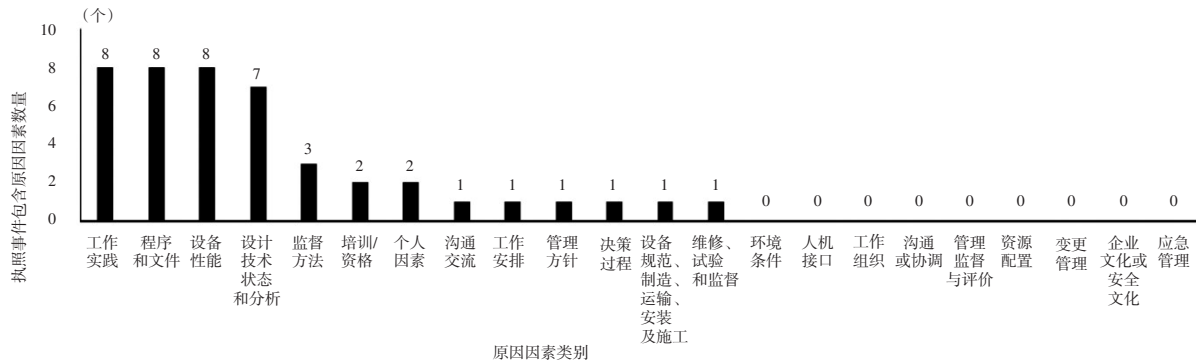


图4 2019年执照运行事件按照WANO根本原因分类

Fig. 4 Number of causal factors classified as WANO root causes of LOEs in 2019

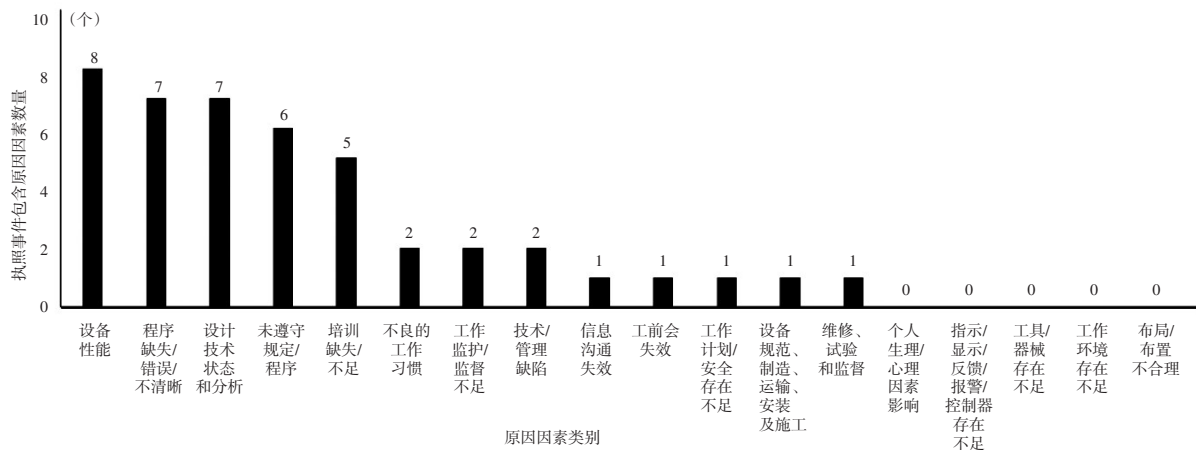


图5 2019年执照运行事件按照本研究原因因素分类

Fig. 5 Number of causal factors classified as this paper of LOEs in 2019

根据本研究确定的人因失误原因因素分类及设备原因分类,30起事件的根本原因分布如图5所示。

我们对图4、图5可见:组织行为偏差相关共性原因因素更为突出,如程序缺失/错误/不清晰、培训缺失/不足等,这对于共性问题分析及改进更有帮助;个人行为偏差相关共性原因因素则由工作实践大类细化为未遵守规定/程序及不良的工作习惯方面,这能够更好地指导后续的纠正行动及制订工作计划。

#### 4 总结与展望

本研究在调研国内外相关技术文件、管理程序、现行做法的基础上,给出了人因事件的定义、判定方法及原因因素分类,并通过案例进行验证。

本研究的相关结论在一定程度上可以缓解当前人因事件定义不清、判定不一、分类不明确

的局面。核电厂可在本研究基础上进行研讨、丰富和优化,确定各自范围内统一的人因事件定义与分类导则,为开展人因事件分析与人员绩效提升提供指导。此外,在有了明确的分类之后,结合各核电厂的管理要求及现有监测手段,监管部门可继续开发人因事件相关指标,结合不同权重来明确监管重点,提示各核电厂不断改进。

#### 参考文献

- [1] INPO. Human Performance Reference Manual. INPO 06-003 [R]. Atlanta:INPO, 2006.
- [2] WANO. Human Performance Key Performance Indicators. WANO GP ATL 10-001 [R/OL]. <http://www.wano.org>.
- [3] 全国科学技术名词审定委员会. 人因事件. [EB/OL]. <http://www.termonline.cn/list.htm?k=人因事件>.
- [4] IAEA. Human Error Classification and Data Collection. IAEA-TEC-DOC-538 [R]. Vienna:IAEA, 1989.
- [5] WANO. Operating Experience Sub- Programme. WANO MN 01, Rev.8 [R/OL]. <http://www.wano.org>.
- [6] 张锦, 张力. 人因失效模式、影响及危害性分析 [J]. 南华大学学报(理工版). 2003年6月第17卷第2期.

## Study of the Definition of Human-Factor Event and Classification of Causal Factors in Nuclear Power Plants

Li Hongbo, Hu Pan

(Research Institute Of Nuclear Power Operation, Wuhan 430223, China)

**Abstract:** In order to establish a clear definition and causal factors classification of human-factor event, and unify the understanding, judgment and analysis of human-factor event in nuclear industry, this paper formulates the definition and judgment methods of human-factor event, and develops the classification of human error causal factors based on the investigation of the definition and classification of human-factor event at home and abroad. The results show that the developed definition and judgment method of human-factor event can better identify the missing human factors in the current practice, and the classification results of causal factors can better reflect the common problems. Therefore, the definition, judgment and causal factor classification of human factors events determined in this study can be used for the judgment and classification analysis of human-factor event in nuclear power plants, and promote the improvement of human performance.

**Key words:** nuclear power plant; human-factor Event; definition; causal Factor; classification

(责任编辑:徐晓娟)

宋慧斌. 人因工程人员绩效监督大纲在核电厂的应用概述 [J]. 核安全, 2021, 20(4): 61-65.

Song Huibin. The Study of Human Performance Monitoring Program Application in Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 61-65.

## 人因工程人员绩效监督大纲在核电厂的应用概述

宋慧斌

(三门核电有限公司, 三门 317112)

**摘要:** 核电厂的安全高效运行基于良好的设计和建造、清晰准确的程序和训练有素的操纵人员。在装料前, 人因工程集成系统设计的验证和确认已证明其能够支持反应堆在装料后安全稳定运行。装料后, 人员绩效监督大纲可提供反应堆能安全稳定运行的证明。根据机组建设与评审实践提炼出普通员工将绩效改进视为核心业务的行动要素, 以及人员绩效监督大纲的构成要素和各要素的主要组成, 对新建核电项目构建人员绩效监督大纲有重要借鉴意义, 绩效改进的方法也适用于所有工业运行。

**关键词:** 人因工程; 人员绩效; 纠正行动大纲; 绩效指标; 人员绩效工具

**中图分类号:** T **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0061-05

随着国内外核电技术突飞猛进的发展, 改进及新建核电机组的安全性、可靠性已经得到显著提升。其中设备可靠性水平的不断提升, 使核电机组负荷因子持续提高。而与此同时, 在核电站安全、生产和效益等方面, “人因”所扮演的角色则愈发得到整个核电行业的关注。一方面, 对包括三哩岛事故在内的核事故调查研究表明, 事故的发生和加剧都与人员的失误有关。目前, 由人因失误导致的非计划停机停堆事件所占的比重正在逐年上升, 趋势明显。因此, 对人员绩效进行的监测, 对核电机组的安全可靠运行有重要意义。本文根据美国核管会(NRC)发布的NUREG 0711对人员绩效监测大纲的要求, 结合 AP1000 机组建设过程中与核岛设计方、美国绩效卓越的核电厂交流与合作的经验, 以及与核安全监管当局评审对话的经验, 提炼出人员绩效监测大纲构建的要素。

### 1 NRC对人员绩效监督大纲的要求

NUREG 0711 (Human Factors Engineering Program Review Model) 是 NRC 发布的人因工程大纲审查导则<sup>[1]</sup>, 将人因工程阶段划分为 4 个阶段 12 项要素<sup>[2]</sup>。如图 1 所示, 人员绩效监督大纲处于实施与运行阶段项目。根据人因工程大纲的要求, 集成系统设计的验证和确认在装料前已经完成。通过验证和确认活动可以提供充足的证据表明机组在装载核燃料后能安全稳定运行<sup>[3]</sup>。人因工程集成系统确认活动执行很复杂, 通过定期重复执行人因工程集成系统确认活动来证明机组的安全运行可行性不高。因此, 在装料后通过人员绩效监督大纲来监测。其目的是在装料后能提供充足的证据表明, 人因工程验证和确认提供的证据能得到维持, 对核电厂许可证基础进行的变更不会导致非预期的安全降级, 程序的完

收稿日期: 2020-09-13 修回日期: 2020-11-25

作者简介: 宋慧斌 (1982—), 男, 山西长治人, 正高级工程师, 学士, 核电厂运行专业, 现主要从事核电厂运行、核电厂人因工程研究工作

整性准确性得到保持,人员保持了其培训所要求的技能,反应堆能持续安全运行。人员绩效监测大纲适用于从装料开始后的整个反应堆运行的生命周期。

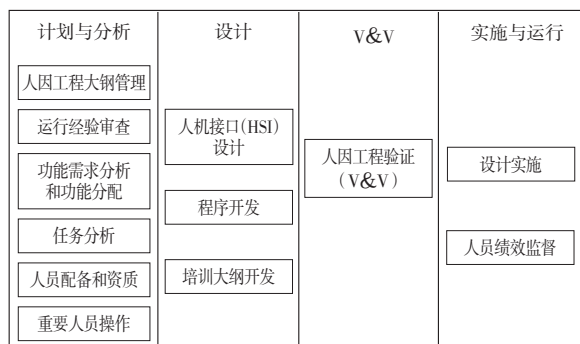


图1 人因工程阶段划分示意图

Fig. 1 Elements of the HFE program's review model

## 2 人员绩效监督大纲的构建

按照国际先进核电厂管理经验,人员绩效监督大纲由三部分组成,分别是:人员绩效工具、纠正行动大纲、指标体系。人员绩效监督大纲的理念符合业界内的绩效改进模型,包括问题识别、偏差分析、制订纠正行动、实施纠正行动、监测跟踪并持续改进。核电厂的绩效改进理念源于美国三哩岛核事故的调查结论和建议,绩效改进的基础是持续改进和学习的文化,其特征是高度的开放和自我批评。三哩岛事故报告强调:要更多地关注运营核电厂人员的行为;预防系统化的故障。三哩岛事故之后美国核电运行协会(INPO)成立,其成立的实质目的是自我改进。绩效改进的最初3项举措是:经验反馈、纠正行动大纲、培训。随着管理的深入,核电业界要求普通职员将绩效改进视为核心业务,其行动体现在:

- (1)向主管领导报告问题的趋势;
- (2)重视未遂事件;
- (3)质疑非预期的工况;
- (4)运用知识使核电站或工业的主要事故内化为工作实践,防止再次发生;
- (5)快速解决小的问题,并进行记录和趋势

跟踪管理;

(6)将绩效改进作为日常工作习惯。

### 2.1 人员绩效工具

人员绩效工具是一套促使人员提高工作可靠性的系统性的方法。这种方法通过提供一种经验证的技术来帮助预见、防止和解决问题,从而避免对人员、电厂和公众的伤害。人员绩效工具分为3个层级:管理工具、知识工具和动手工具。每个层级的工具又包含多个工具,见表1。

表1 人员绩效工具分类示意

Table 1 The list of human performance tool

工具类型	工具名称	适用情形
管理工具	事件时钟、观察指导	领导管理
知识工具	工程项目管理、承包商监督、工前会、自检、质疑态度、设计审查会、工后会、工作审查等	适用于基于知识型的行为之中,比如计划编制、程序编写等
动手工具	基本工具 工作预想、工作现场检查、质疑态度、不确定时暂停、自检、遵守程序、三向交流	只要工作需要,这些工具就要使用,不需要提示;如果认真严格使用,将是每日工作绩效成功的基石
	条件工具 工前会、验证、标识、进度跟踪、工作交接、工后会	根据任务风险、复杂程度、执行的频度、持续时间等决定

通常,这些工具会通过管理程序的方式进行明确规定,以三门核电厂为例,6份管理程序详细规定了整套人员绩效工具的用法,分别为:

- (1)人员绩效大纲;
- (2)人员绩效事件时钟管理;
- (3)人员绩效观察;
- (4)人员绩效工具;
- (5)知识型工作者人员绩效工具;
- (6)人员绩效工作小组。

在国内核电业界广泛应用的防人因失误工具<sup>[4]</sup>是动手工具,其更多地运用于一线生产人员。在出现人员操作失误时,国内核电厂通常将大部分责任归咎于操作的个人,而通过设计、规程、培训、标识等系统化的方法来进行分析的实

践尚有不足。

## 2.2 纠正行动大纲

在国内核电厂,通常纠正行动大纲也被称为状态报告流程,是反映所有生产问题的正式并且最重要的渠道。纠正行动大纲的重要性体现在公司对于解决问题的高度重视。公司依靠员工的经验来识别和解决问题,听取所有的观点,重视多元思维,并以此作为创建核安全文化的基石。通过挑战现状来优化业绩,致力于持续改进。卓越的纠正行动大纲包含以下要素:

(1)所有员工使用状态报告系统来识别需要改进的问题和状态,状态报告系统也用来识别不利或潜在不利趋势;

(2)根据重要性对状态报告进行评估和分配优先级;

(3)对重大问题进行分析,以识别技术、人员绩效、程序和管理方面的原因和促成原因;

(4)根据所纠正问题的重要性对纠正行动进行优先分析;

(5)各部门负责人确保为纠正行动大纲要素的实现提供资源和培训。

## 2.3 绩效指标

绩效指标是用于监测电站各项工作业绩达到或维持预期目标的量化方法<sup>[5]</sup>。在核电业内,通常利用维修规则(也称为维修有效性)来衡量有安全相关功能或纵深防御功能的系统设备的可用率,从而间接反映这些设备的可靠性。影响这些系统设备可用率的可能因素涉及设备故障、纠正性维修、预防性维修、维修活动的计划安排等。通常利用事件时钟来衡量组织对人员绩效的支持程度。

绩效指标中两项重要的内容是绩效指标的确定和指标限值的制订。三门核电厂以生产业绩指标体系作为监测工具。这一监测工具可以全面反映电厂的管理及运行状态,及时发现业绩缺陷和不良趋势。从而据此采取纠正措施,最终实现公司管理和运行业绩的不断提升。

### 2.3.1 生产业绩指标

三门核电厂生产业绩指标分为三级:

(1)一级KPI指标(电厂卓越计划指标):反映电厂最重要生产状态的综合性指标;

(2)二级KPI指标(其他WANO指标、行业对标指标、经公司讨论确定重要的指标);

(3)三级指标:反映低级别的业绩趋势和部门管理层所关注领域的其他指标。

第一级和第二级指标构成公司KPI(关键绩效)指标,按领域划分。第三级指标为领域级指标,由领域责任部门设置,并进行统计、计算、跟踪及评估和改进。

一、二级指标领域分类及数量见表2。以运行部门为例,三级指标设置了16项,如错误隔离、运行人员负担等。

表2 一、二级指标领域分类及数量

Table 2 The classification of KPI

领域	指标数量	领域	指标数量	领域	指标数量
一级指标					
安全性	4项	可靠性	4项	经济性	2项
二级指标					
核安全	17	设备管理	15	工业安全	2
运行	6	质量	2	通用	3
保健	4	保卫消防	7	培训	2
物理	4	工作控制	11	经验反馈	11
环境	4	经济	2		
应急	4				
维修	4				

### 2.3.2 指标的限值制定

指标通常分为红、黄、绿灯三种状态。

(1)绿灯:表示该指标目前运行或管理状态较为良好;

(2)黄灯:表示指标虽处于受控范围,但已偏离了正常或良好的状态,是一种应该分析原因并加强监督或需要改进的状态;

(3)红灯:表示该指标存在较严重的问题,已对电站管理和运行造成了负面影响,是一种应该尽快采取纠正行动的状态。

指标的限值通常不会一成不变,而会随着绩

效水平的提高而逐步提高。

### 3 事件时钟的量化应用

事件时钟为人员绩效项目的效果提供可视化的指示,并在班组级别、部门级别、公司级别为事件自我定位。设备两次故障之间的平均时间间隔用设备可靠性指标表示,事件时钟重新启动之间的平均天数则是组织支持人员绩效的效果指标。每发生一次人员绩效事件,事件时钟将重置并引发人员绩效事件调查,组织将从该事件中学习经验。

在二级指标经验反馈领域中包括电厂人因事件时钟复位率、人员绩效分数、观察指导率、部门人因事件时钟复位率。其中电站事件时钟和部门事件时钟复位准则数量见表3。

表3 电站和部门级事件时钟复位准则领域及数量

Table 3 The reset criteria for plant and department event clock

类别	电站事件时钟	部门事件时钟
核安全事件	5	4
辐射安全事件	3	4
工业安全事件	1	9
质量事件	1	2
环境事件	1	
消防保卫事件	2	2
生产管理事件	6	10

班组事件时钟复位准则包括通用准则 11 项 33 条,针对特定班组准则 8 项 26 条。

按照 WANO 推荐的计算方法,计算最近 6 次事件时钟停止的平均天数,用图表形式给出上面的计算值和最近事件时钟停止的天数,将此平均值与以前滚动的平均值进行比较,如果最近 6 次事件之间的平均天数逐步增加,说明在持续改进。如图 2 所示,平均无事件天数在 2020 年 5 月前持续向好,5 月份出现转折下滑,管理层需要认真分析原因并制订纠正行动,扭转绩效下滑的趋势。

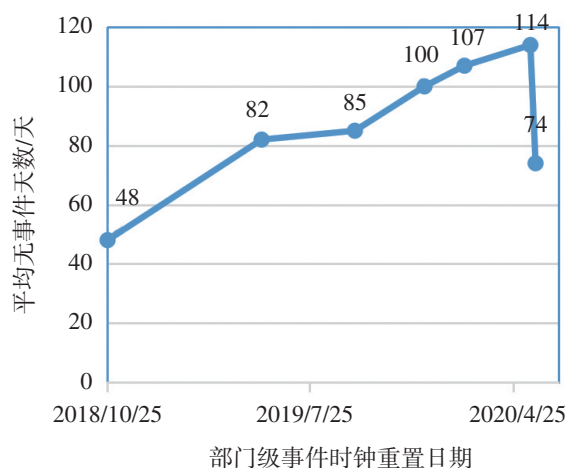


图2 平均无事件天数

Fig. 4 The average day for no event

### 4 结束语

三门核电厂通过建立人员绩效监督大纲并有效运用,特别是事件时钟的量化应用,从未遂事件和小事件中寻求学习机会,实现了 AP1000 全球首堆在装料后 23 个月内没有非计划停堆停机以及 2019 年 WANO 排名并列第一的运行业绩。

在信息交流相对频繁的时代,管理模型的对标与引进相对容易,但实施的效果可能相差甚多,其原因在于团队领导力的不同。团队领导力的建设应将技术能力与管理能力并重。领导层应秉承开放的心态,面对趋势向好的局面要避免自满情绪,强化团队内的忧患意识。在出现问题时,组织应采用系统化的方法从设计、程序、培训、标识 4 个方面全面分析原因,制订纠正措施时应避免层层加码,而应使设计、程序、培训、标识 4 个方面组合后效益最大化。

### 参考文献

- [1] NUREG-0711 Rev.3 U.S.NRC Human Factors Engineering Program Review Model.
- [2] 方舟, 核电厂人因工程集成系统确认 [J]. 中国核电, 2013, 6 (02): 111-114.
- [3] 冯燕, 李亮, 范瑾, 等. 核电厂先进控制室人因工程集成系统确认探讨 [J]. 自动化仪表, 2015, 36 (07): 37-39.

[4] 刘志勇. 核电厂人因管理基础 [M]. 北京: 原子能出版社, 2010.

[5] 沈曙光, 黄芳, 方朝霞. 平衡计分卡在核电厂业绩指标体系建立中的应用 [J]. 中国核电, 2013, 18 (05) :6-12.

## The Study of Human Performance Monitoring Program Application in Nuclear Power Plant

Song Huibin

(Sanmen Nuclear Power Company, Sanmen 317112, China)

**Abstract:** The safe and efficient operation of nuclear power plants is based on good design and construction, clear and accurate procedures and well-trained operators. Prior to loading, the design of the integrated system has been verified by the human factors engineering integrated system validation to support the safe and stable operation of the reactor after loading. After loading, the proof of the safe and stable operation of the reactor is provided through the personnel performance monitoring program. Based on the practice of unit construction and review, this paper summarizes the action elements of performance improvement as core business, and the component elements and main components of human performance monitoring program. It can be used for reference for the human performance monitoring program for the constructors of new nuclear power projects, and the method of performance improvement is also applicable to all industrial operations.

**Key words:** human factor engineering; human performance; correct action program; performance indicators; human performance tools

(责任编辑:徐晓娟)

赵木,范仲,石伯轩,等.核设施退役专业化成套装备研制总体考虑[J].核安全,2021,20(4):66-71.

Zhao Mu, Fan Zhong, Shi Boxuan, et al. The Integrated Consideration for the Development of Specialized Equipment About Decommissioning of Older Nuclear Facilities [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 66-71.

## 核设施退役专业化成套装备研制总体考虑

赵 木\*, 范 仲, 石伯轩, 张 磊, 姚振宇

(中核环保工程设计研究有限公司, 北京 100083)

**摘要:**核设施退役专业化成套装备研制是消除隐患、安全退役的基础。本文分析了核设施退役流程中专业化远程控制机械装置的重要作用与功能需求;根据早期老旧核反应堆退役、后处理厂退役及放射性去污装备的特点与方法,提出退役专用机械装置的应用需求,认为打造适合我国特点的退役专业化成套装备体系是发展战略需要,对指导设备研发和加快应用具有十分重要的意义。

**关键词:**核设施;退役;机械装置

**中图分类号:** TL943 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0066-06

我国早期老旧石墨反应堆、核燃料循环设施及相关涉核实验室等核设施已进入退役关键期,如何消除这些设施的安全隐患并实现安全退役是当前的迫切任务。放射性物质的危害使得核设施退役任务变得非常复杂与困难,退役所需专业化装备<sup>[1]</sup>的发展水平是退役进程与方式的决定性因素。

用远程控制机械装置代替人工进行强辐射场下的核设施辐射监测、去污和拆除等作业,能够减少或避免工作人员的受照剂量,提高工作的安全性,加快核设施退役的进程。近几十年来,国外<sup>[2,3]</sup>已研制出许多核设施退役专业化装备,并且这些装备得到了很好的应用。鉴于我国退役对象的不同特点,我们应在借鉴国外经验<sup>[4]</sup>的同时,围绕退役工作中的剂量检测、取样、去污、切割、拆除和废物整备等主要环节,开展满足核设施退役的专业化装备工作并形成体系,这一工作是退役工作有效实施的前提。本文根据早期核设施退役任务特点及所需要的专业化装备,提出建立我国退役专业化装备体系的建议。

### 1 基于数字化和远程控制的核设施退役流程

对于核设施的退役,科学、合理的退役方案的制订及有效实施是建立在数字化源项调查三维建模、仿真与冷态验证工作及专业化的远程控制装备基础上的。我们从图1可知,自主检测机器人集成搭载各种检测设备,建立待退役区域源项信息模型和三维实体模型。在此基础上进行的仿真模拟退役及场外冷态验证可以保证安全有效地完成退役任务。在现场具体实施任务时,应用可靠的远程控制装备与执行工具是在强辐射环境下实施退役任务的基础。

#### 1.1 源项调查及三维建模

源项调查与监测贯穿核设施退役的全过程,主要目的是通过对放射性存量、污染核素、污染分布、废物积存情况、废物类型、废物数量和放射性水平进行全面调查,明确待退役核设施不同阶段内部结构、设备和管道等的状态及污染水平。

早期老旧核施工工艺落后且图纸资料等不

收稿日期: 2020-02-06 修回日期: 2021-01-21

基金项目: 放射性污染金属材料协同去污解控技术及装备研究和工程示范, 项目编号: 2019YFC1907704

作者简介: 赵木(1981—), 男, 辽宁营口人, 研究员级高级工程师, 硕士, 核环保工程专业, 现主要从事核设施退役与放射性废物治理的技术与工程方面的工作

\*通讯作者: 赵木, E-mail: velvet010907@163.com

完善,所以源项调查任务非常繁重与艰巨。在空间小且难以到达的强辐射场的环境下,我们需要可远程操控的自主检测机器人,并且在机器人上集成搭载激光扫描仪、 $\gamma$ 相机和 $\gamma$ 谱仪等专业调查工具进入到设施内部进行数据采集。激光扫描仪对建筑物进行全景成像,然后操作人员通过

软件计算进行三维合成与场景模拟,明确整个建筑结构及其内部设备和管道坐标等。操作人员通过 $\gamma$ 相机成像及内部场景地图确定污染源具体位置。 $\gamma$ 谱仪对污染墙面、地面、管道和设备等进行扫描,然后操作人员通过频谱分析确定污染的核素种类与放射性比活度。

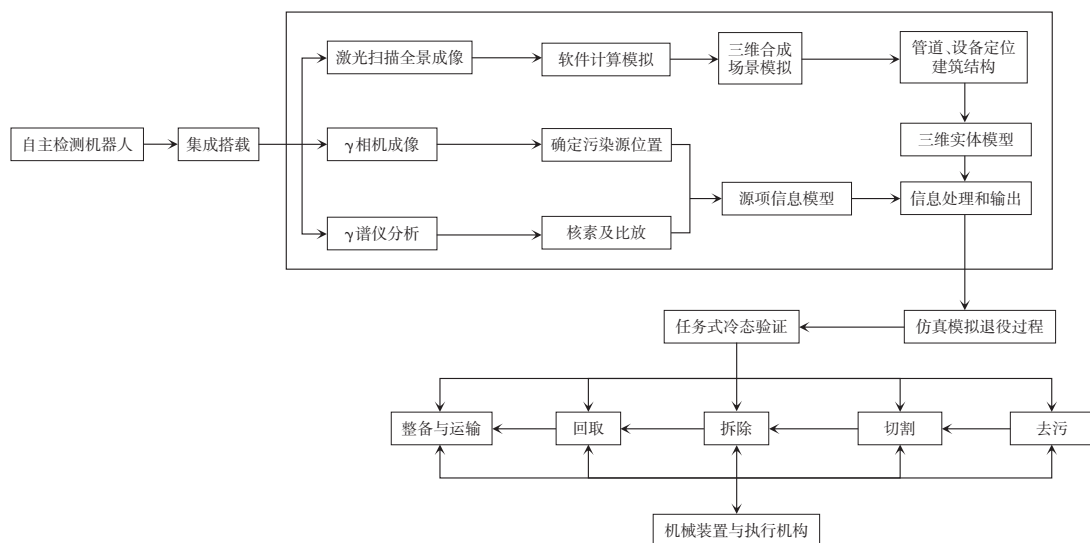


图1 基于数字化和远程控制的核设施退役流程

Fig. 1 Decommissioning process based on digitization and remote control

源项信息模型重点显示辐射热点分布与热点源项相关数据,分析是否有泄漏和残留等状况,与三维实体模型一起构成源项调查信息处理模型。同时,自主检测机器人可以搭载取样执行工具进行取样,以补充和验证源项信息,取样工作也可以由单独的取样机器人来实施。

## 1.2 仿真与验证

仿真模拟<sup>[5]</sup>与场外冷态验证是在退役任务正式实施前必须进行的。这样可以检验退役方案的合理性,在实施前发现并解决问题,优化退役方案及制订备选方案和应急预案等,保障强辐射场下退役工作的顺利与高效进行。

计算机仿真技术与虚拟现实技术可以从时间、空间和安全等角度为操作人员搭建虚拟仿真环境,实现核设施退役的模拟演练,使核设施退役工作变得更安全、有效和简单。对于强辐射场下的重点项目,我们可同时研制两套装置,其中一套专门用于任务执行前的场外冷态验证,建立

1:1任务场景原型模拟或重点任务及关键环节模拟,为正式执行任务提供经验。

机械装置自身的性能验证和工程任务验证包括:

(1)机械装置运动规划、步态优化和路径规划等控制验证,掌握机械装置本体的环境适应性及状态信息;

(2)工作具体任务中碰撞检测、状态诊断和智能避障等验证;

(3)多机器人协作,多执行工具同时工作协同性验证,机械装置间互救的措施验证;

(4)验证任务合理性,掌握环境特点与作业需求,现有机械装置及执行工具适用性分析等。

## 1.3 机械装置与执行工具总体要求

若待退役核设施环境剂量高且人员不可达,则需要使用远程控制装备实现退役目的。这些远程控制装备分两大类并按照需要组合:一类是通过远程控制实现探测与处理功能的执行工具,

如照相设备、检测设备、去污设备和清除设备等；另一类的主要任务是承载第一类装置和运输远程控制机械装置，它的功能是使第一类装置到达指定区域并支撑其完成任务。远程控制机械装置可以是比较通用的运载装置，也可以是根据重点与难点任务特点开发的专门装置。

现阶段，我国应根据核设施退役环境与退役工程任务特点，在国内外已有的智能机器人成熟技术基础上，进行核设施退役机械装置与执行工具二次研发；在核电站检修、应急和热室内机械臂等已有工具基础上，结合具体应用场景进行功能改进和产品化，研制核设施退役专业化机械装置与执行工具，以便未来在核设施退役流程中，形成监测、去污、切割、拆除、回取、整備与运输等各具体任务与机械装置和执行工具的映射关系，建立成套化的装备体系。这一体系的主要特点如下。

(1)在核反应堆和后处理厂等核设施中存在较多长寿命裂变产物和超铀核素，机械装置与执行工具需要适应强放射性环境（剂量率 $10^2$  Gy/h）。机械装置与执行工具应在器件层面、系统层面与整机层面进行抗辐射设计，其中器件层面的抗辐射加固技术是关键环节。同时，寿期内机械装置与执行工具可在多种场景执行任务，故应具有易去污性并配备专用的去污净化装置。

(2)通用型机械装置需要具有多样性搭载能力，以携带不同执行工具完成任务；执行手臂上需要设计标准化接口以自由切换不同的检测、去污和切割等执行工具，如在执行监测任务时，可同时携带摄像机、 $\gamma$ 剂量率仪和 $\gamma$ 谱仪等以完成多项指标；在执行切割任务时，能够携带冷、热切割工具潜到水下进行设备或管道的切割和解体。

(3)执行异物抓取、泥渣清洗和水下异物处置等不同任务时，机械装置需要穿越狭窄空间、翻越障碍和水中浮游生物等来完成操作任务，所以要满足大行程与高精度要求。

(4)具有系列任务一站式完成的能力，如切割过程中切割、抓取和转移等多任务同时执行，多臂机器人从多方向切割与固定，抓取切割解体后的废物并转移至废物桶内。

(5)兼顾移动性能和智能控制，提高机械装置智能水平是未来发展重要方向。由于核设施退役主要在信号封闭的环境中进行，目前的核设施退役以自动化机械装置为主，拖曳电缆会严重影响机械装置的机动性和任务可达性，所以在信号传输方面应加强信号放大技术、信息无损压缩技术和中继传输技术的研究。大多数大规模集成电路芯片的耐辐照性很差（ $10^2$  Gy量级），在智能芯片抗强辐射加固方面需加强物理屏蔽或关键部件更换等研究。

## 2 反应堆退役

### 2.1 反应堆退役特点

某早期老旧反应堆堆本体结构坐落在方形坑内，方坑四壁是厚的钢筋混凝土生物屏蔽墙；内部金属结构安全壳承受整个堆芯及部分本体结构重量，构成侧面和上下屏蔽层，围成堆主体空间；反应堆以天然铀为燃料，石墨作为慢化剂和反射层。经过多年的运行辐照，堆本体积累和残存了大量的放射性物质而成为一个强放射源，某些长寿命的超铀元素、裂变产物、活化产物（如 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 等）会在数百年、数千年甚至更长时间内释放放射性射线，威胁着周围的生态环境和公众安全；内部石墨砌体比活度尤其高，含有大量放射性物质 $^{14}\text{C}$ ，结构可能已有变形与坍塌等情况。

目前，反应堆堆本体已经停运并封闭几十年时间，退役将产生大量废石墨、废混凝土和废钢铁。由于反应堆结构复杂、系统繁多且辐射强度大，所以其退役高度依赖于远程控制装备。装备的功能与成熟度是关键因素。反应堆堆本体的拆除是退役的核心工作，安全壳、冷却剂压力管线、石墨和生物屏蔽防护层等具有很强放射性，切割解体任务艰巨，尤其切割和拆除反应堆安全壳厚钢板挑战更大，需要设计专门的大型机械装置。

### 2.2 切割方法

在借鉴国内外已完成的实验堆、生产堆和小型堆等退役经验基础上，针对老旧核反应堆不同切割部位，我们需要建立最优化的切割方法及方案。表1为反应堆退役已实践过的一些方法<sup>[6]</sup>。

表1 部分实践过的主要切割方法  
Table 1 The main partial cutting method

切割方法	切割对象
氢氧焰/氧乙炔	屏蔽水箱等
爆破切割	测量管道等
门形锯	工程套管、主管道等
电动往复锯	小直径管道、电缆等
水下等离子	堆内金属构件等
金刚石锯	安全壳
液压剪切	测量管道等
高压水流切割	钢筋混凝土

### 2.3 退役机械装置

退役机械装置主要解决反应堆安全壳厚钢板的切割问题,兼顾解决石墨、堆内构件和混凝土等切割和吊运问题。机械装置设置成环形轨道,具有大行程、重载、高定位精度、高耐辐照的特点。轨道可在反应堆上方或外部水平布置,机械装置沿着环形轨道移动。环形机械装置具备切割拆除过程中多任务同时执行、多方向切割和多方向固定的功能。环形轨道解决了机械手水平方向的行程问题,液压式机械臂或伸缩式套筒结构解决了机械装置在垂直方向上的行程问题。机械装置执行手臂上设计标准化接口,自由切换不同切割工具,实现对金属和混凝土等不同材料的切割。由于在去污和切割过程中产生大量气溶胶等放射性污染,所以需由环形机械装置携带工具进行堆内金属构件水下机械切割、水下热切割和水下爆炸切割等。安全壳厚钢板的切割与运输是环形轨道机械装置最重要的工作,环形轨道机械装置可携带金刚石锯等对安全壳厚钢板进行环形水平方向与垂直方向切割,将其切割成块状。

## 3 后处理厂退役

### 3.1 后处理厂退役特点

后处理厂有众多厂房和设备,工艺设备多数置于屏蔽室中,如燃料接收设施、燃料贮存水池、燃料脱壳或剪切设备等。设备表面一般有严重污染,存在较多长寿命裂变产物和锕系核素并且有核临界安全隐患。

后处理厂设备退役需要远距离操作或需要

施加临时屏蔽体和设置临时通风,其中最难退役的是工艺设备室。工艺设备室作为远距离操作的工艺场所,长和高都超过20 m,内部安装有操作强放射性物料的设备和管道等。设备室内的设备一般为圆柱体和长方体,管道密集且布置复杂,空间狭小且剂量率高。设备室退役的主要任务是切割拆除管道、设备、钢覆面和混凝土等,在源项调查基础上清理及整备积存废物,倒空系统残留液,展开去污、切割等工作。

### 3.2 切割方法

在强辐射条件下,切割机械装置需要完成设备、管道拆除和废物切割解体作业。由于设备室内操作空间小,所以切割机械装置不仅要安全性高,还要操作可达性好。后处理厂设备室内管道与设备切割主要有冷切割和热切割两大类,需要经过研究与验证,在工程实践中固化特定场景与工序下的专用切割工具。冷切割产生烟尘和气溶胶污染少、操作简单,但会产生较多的固体微粒废物,常用的切割方法如机械切割、高压水射流切割和磨料射流切割等。热切割的切割速度快,可切割厚件物体,但会产生较多的气溶胶和烟尘物,常用的切割方法如氧炔焰切割、电弧切割、微波切割、等离子体切割、爆炸切割、热反应切割和激光切割等。

### 3.3 机械装置

强辐射场下作业的机械装置具有作业场景三维感知能力,能够对拆除作业空间的分布及被拆除对象进行识别和智能修正,对狭窄空间复杂传动结构进行设计及控制。设备室退役机械装置在10 Sv/h的强辐射场下累计工作100 h以上,

可设置水平与垂直轨道以解决大行程问题,垂直工作范围为 7.2 m 以上,作业半径不小于 2.0 m。由于机械装置需要同时完成切割、抓取、回收一系列任务,抓取能力不小于 30 kg,需要多执行工具同时工作。机械装置与携带的执行工具需要根据不同任务快速切换冷、热切割工具,将设备切割解体成 400 mm×400 mm 的小块,将管道切割成长度小于 700 mm 小段,并能够将其转移至 200 L 标准废物桶内。

## 4 放射性去污装备

### 4.1 去污特点

核设施退役的各个阶段都需要去污,以降低放射性水平,便于切割解体和拆卸活动,降低屏蔽和远距离操作要求。去污是去除或减少核设施和厂址范围内放射性核素的沾附物,转移放射性核素存在的位置或方式,去污过程会产生二次废物。退役过程中,许多设备、槽罐、箱室、管道和厂房构筑物需要去污,去污面积大。污染核素种类复杂,常有垢物、沉积物和粉尘覆盖层等放射性核素载体。通常情况下,金属表层 1-10 μm 深度内集中 98% 的放射性污染核素,混凝土表层 3-5 mm 范围内集中了主要的放射性污染核素。

### 4.2 去污方法

一般情况下,常用的去污技术为机械-物理法(包括吸尘法、机械擦拭法、高压射流法、超声波去污法、微波去污法、激光去污法和等离子体去污法等)、化学法、电化学法和生物法等。在切割解体前,我们需要进行厂房松散污染去污、设备表面污染去污和设备内部污染去污;在切割解体后,需要对切割对象进行深度去污;在设备拆除后,需要进行建筑物表面去污,之后再拆除建

筑与场址修复。

### 4.3 机械装置

远程控制机械装置在强辐射场下搭载去污工具以及其他辅助设施系统进行去污作业。去污作业机械装置的运动性能、负载动力、动力方式及作业工具携带方式、作业流程和辅助设备设施均需要进行研究、设计和验证。机械装置应选择稳定可靠性高的方式,例如多关节伸缩机械手或伸缩筒式形式;有些去污场景可采用加宽履带式机器人行动方式,以避免在泥泞环境沉陷,减少机械冲击。

## 5 展望

老旧核设施的安全隐患消除及安全退役的进程与方式高度依赖专业化机械装置,针对不同核设施和不同任务特点研发并应用特定的功能装置,以形成专业化成套远程控制退役装备体系,不仅可助力早期老旧核设施退役顺利完成,而且有利于未来承担我国核电站退役及国际核退役任务。

### 参考文献

- [1] Derek W. Seward, Mohamed J. Bakari. The Use of Robotics and Automation in Nuclear Decommissioning 22<sup>nd</sup> international symposium on automation and robotics in construction [C]. Ferrara: ISARC, 2005.
- [2] EBY R, et al. Decommissioning of the Georgia Tech Research Reactor [C] // WM ' 01 Proceedings.2001.
- [3] Nishio B. decommissioning of Tokai Plant to Begion [M]. Nuke info Tokyo, Jan/FEB, 2002.
- [4] 王旭东. 英国对国防核设施退役的监管 [J]. 辐射防护通讯, 2008, 28 (2):10-15.
- [5] 刘中坤, 彭敏俊, 朱海山, 等. 核设施退役虚拟住址系统框架研究 [J]. 原子能科学技术, 2011, 45: 1080-1086.
- [6] 罗上庚, 张振涛, 张华. 核设施与辐射设施的退役 [M]. 北京: 中国环境科学出版社, 2009年.

# The Integrated Consideration for the Development of Specialized Equipment About Decommissioning of Older Nuclear Facilities

Zhao Mu, Fan Zhong, Shi Boxuan, Zhang Lei, Yao Zhenyu

(CNNC Environmental Protection Engineering CO., LTD., Beijing 100083, China)

**Abstract:** Older nuclear facilities have been shut down for many years, and decommissioning is very complicated and difficult. The research and development of specialized equipment is the basis of removing hidden dangers and safely decommissioning. This paper analyzes the important role and functional requirements of specialized remote control equipment in decommissioning process of nuclear facilities. In accordance with the characteristics and methods of decommissioning about older nuclear reactors, spent fuel reprocessing plants and radioactive decontamination equipment, it puts forward the main application requirements of special mechanical devices. Through the analysis, it is not only the need of development strategy, but also has very important practical significance to guide the research and accelerate the application.

**Key words:** nuclear facilities ; decommissioning ; mechanical device

(责任编辑:徐晓娟)

杨震,连茜雯,沈钢,等. 气态流出物取样不具代表性的案例浅析[J].核安全,2021,20(4):72-76.

Yang Zhen, Lian Qianwen, Shen Gang, et al. A Brief Analysis of an Unrepresentative Sampling of Gaseous Effluents [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 72-76.

## 气态流出物取样不具代表性的案例浅析

杨 震, 连茜雯, 沈 钢, 安 军

(生态环境部西北核与辐射安全监督站, 兰州 730020)

**摘要:** 本文通过对核燃料循环设施局部排风系统取样的工艺描述、取样现状调查研究、概率模型计算等对气态流出物局排取样不具代表性的问题进行了分析, 对其中反映出来的短板弱项问题, 如管理不够完善、核安全文化缺失、麻痹松懈等对营运单位落实核安全全面责任的不利影响进行了进一步分析, 提出了一些强化风险防控、排查管理隐患的思考。

**关键词:** 核安全; 气态流出物; 取样; 不具代表性; 全面责任

**中图分类号:** TL25+2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0072-05

核安全是国家安全的重要组成部分, 关乎核能事业的健康发展、从业人员和公众的健康与安全、环境安全和社会稳定<sup>[1]</sup>。《中华人民共和国核安全法》(以下简称《核安全法》)明确规定, “核设施营运单位对核安全负全面责任”。核燃料循环是核能利用中不可或缺的上、下游环节, 需要确保核燃料循环设施在正常运行状况下, 释放出的放射性物质所引起的辐射照射保持在合理可行尽量低的水平(并低于规定限值), 确保事故引起的辐射照射得到缓解<sup>[2]</sup>。随着核能事业的发展进步, 核燃料循环设施营运单位也在积极履行法律义务, 持续强化设施管理, 不断提升设施的安全水平, 但是在核安全监督中依然发现了一些核安全管理上的不足, 从中反映出的问题值得深思。本文以铀浓缩厂气态流出物局部排风系统(以下简称局排系统)取样不具代表性的问题为例进行解析, 进一步说明管理短板对核安全的重要影响。

### 1 现状调查

常见的核燃料循环设施包括铀化合物转化、

铀浓缩、铀燃料元件加工和后处理设施等。对核燃料循环设施中一些常见问题进行归纳分析后发现(如表1所示), 这些问题均存在管理上的短板, 如质保体系建设不完善、运转不够有效等。

表1 核燃料循环常见问题

Table 1 Common problems of nuclear fuel cycle

序号	问 题	直接原因
1	管理大纲、程序文件、技术文件存在不一致, 规程、计划文件与现场实际不符	文件编制不细致, 管理与生产一线脱节
2	内部管理评审、质保监查、安全检查发现不了实质性问题	开展不够深入
3	文件控制、记录执行不规范	规章执行不到位, “习惯性”补记录
4	超运行限值甚至安全限值	侥幸心理, 赶进度
5	环境、工艺、人员的测量或监测缺失	制订的计划难执行, 或打折扣
6	……	……

核安全无小事。核燃料循环设施对辐射危

收稿日期: 2020-07-29 修回日期: 2020-11-27

作者简介: 杨震 (1987—), 男, 苗族, 贵州松桃苗族自治县人, 本科, 核工程与核技术专业, 现从事核安全监管工作

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

害和环境影响而言,其放射性废物产生量和放射性水平都是不容忽视的,流出物排放超限值、检修人员剂量超限值等问题对工作人员及环境造成的污染和危害也是最为严重的。

IAEA 通过数据库对 1991—2002 年间研究堆、后处理厂、燃料加工厂、实验室和加速器等除核电厂之外的其他核设施(NFOPs)的 43 个事件数据和同期的核电厂事件进行了归纳与分析, NFOPs 的不良操作在事件起因中占比为 44%。作为起步最早的核能利用环节,普遍存在核安全风险防控重视不够、核安全文化建设不足、质量保证管理水平落后等问题,从而导致违章指挥,特别是违章操作频繁发生。

2020 年,某监督组在落实排查安全隐患过程中,认真研读了安分报告,深入分析了铀浓缩厂三废处理工艺,发现局排取样需要具备严苛的条件。通过对区域内铀浓缩厂的实际情况进行核实发现,这些铀浓缩厂的局排取样均不满足条件,且该问题已存在了数十年,对监管单位和被监管单位都有着深刻的教训。这是典型的管理短板导致的工艺与操作严重不符的问题,存在一定的核安全隐患。详细案例分析如下。

## 2 案例分析

### 2.1 局排取样的工艺联系

流出物排放与人的关系如图 1 所示。在绝大多数情况下,我们仅考虑经流出物向环境排放的放射性物质即可。

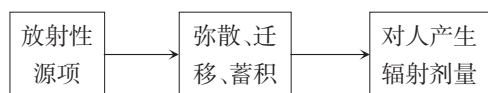


图 1 核与辐射设施流出物排放与人的关系

Fig. 1 Relationship between effluents from nuclear and radiation facilities and human beings

核燃料生产是核燃料循环各环节中最“干净”的环节,因为此时所操作的核素较为单一,主要是  $^{238}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$  和  $^{234}\text{U}$ ,经流出物排入环境中的放射性物质也较少。我国铀浓缩设施放射性流出物归一化排放量(单位为  $\text{GBq}(\text{GWh})^{-1}$ )如表 2 所示。

表 2 铀浓缩设施流出物归一化排放量<sup>[3]</sup>

Table 2 Normalized emissions of effluent from uranium enrichment facilities

辐射源	主要核素	1991—1995	1996—2000	2001—2005
铀浓缩	U	0.14	0.55	0.14

由于放射性物质在管道或烟囱流场中的分布可能不均匀,因此监测位置和取得的样品是否具有代表性,将直接影响流出物测量的准确性。营运单位在核设施运行期间,应对放射性物质的排放进行足够详细和准确地监测。

铀浓缩主工艺厂房气态流出物放射性总活度统计来源于厂房的局部排风和全部排风,其中 90% 以上为局部排风。根据国家核安全局的运行许可证及环评批复文件,最主要的就是做好流出物排放总量的控制<sup>[4]</sup>。

铀浓缩设施局排系统与真空系统相连,属于工艺废气处理的尾端。如图 2 所示,其中 A 部门为主工艺生产运行部门,主管主工艺系统、真空系统;B 部门为辅助运行部门,主管局排系统(包括局排风机的启停);C 部门为分析监测部门,负责取样、监测流出物排放是否合格<sup>[5]</sup>。

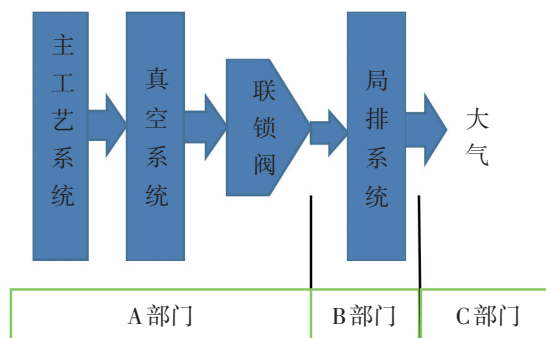


图 2 工艺系统与管理部門简图<sup>[6]</sup>

Fig. 2 Sketch of process system and management department

为了保证分析监测部门在局排尾端取样的有效性,必须在工艺尾气正在处理且真空系统运行、联锁阀打开、局排系统运行的情况下才能取样。而联锁阀要求在真空系统的真空泵启动后

才能打开,不用时手动或者自动处于关闭状态,即真空系统处于运行状态时联锁阀才会开启。在真空系统处于停运状态时,即使局排系统风机运行,所取样也不能反映工艺系统的真实情况。

## 2.2 局排运行方式的现状变化

早期铀浓缩厂因为规模小,主工艺局排系统使用频率及有效时长低,局排系统为间断运行,只有当真空系统运行时才将局排系统打开,此时局排系统运行代表了工艺尾气正在进行净化,对应的气态流出物取样监测是具有代表性的,符合核设施技术文件的描述。

近十年来,由于铀浓缩规模的扩大,部分设施主工艺局排系统使用频率及有效时长增加,业主为了运行方便将局排系统改为连续运行模式。此时,局排系统的运行就不能代表工艺尾气正在进行净化处理。如果C部门人员在没有处理尾气的工况下去取样,对应的气态流出物监测数据是不具有代表性的,不能反应实际的净化效果,更不能反应实际的放射性物质排放量。

## 2.3 建立模型数据分析

铀浓缩厂放射性污染物释放的主要途径有:主工艺系统正常运行中工艺台架、零部件、供取料容器及管道拆装过程中少量六氟化铀工作物料的泄漏;对容器、阀门等工艺设备清洗检修过程中的六氟化铀的释放;异常情况下可能产生的少量六氟化铀泄漏等<sup>[7]</sup>。

对于一个500 t SWU/a分离能力的工厂,假设供料丰度为0.711%,贫料丰度为0.25%,精料丰度为3%,物料容器统一为48X型容器<sup>[8]</sup>(容器参数如表3所示)。

表3 48X型容器使用参数<sup>[9]</sup>

Table 3 Operating parameters of 48X container

项目	参数
最大净重	9539 kg
最小容积	3.084 m <sup>3</sup>
同位素含量限值	4.5% <sup>235</sup> U

其中,48X型容器在工艺生产中按精料装料7 t、贫料装料10 t、供料装料10 t计算,供取料参

数拟定如表4所示。

表4 供取料参数表

Table 4 Parameter table of feeding and reclaiming

参数	供料	贫料	精料
丰度(%)	0.00711	0.0025	0.03
价值函数	4.869	5.959	3.268
Y		3.811 <sup>[10]</sup>	
铀元素量(t)	782.543	651.360	131.183
六氟化铀量(t)	1157.374	963.356	194.018
每年需要容器数(个)	116	97	28
合计每周需要容器数(个)		5	

正常工艺运行情况下,每周产生工艺尾气的频次及时长如表5所示。

表5 工艺尾气排放频次

Table 5 Process exhaust emission frequency

项目	频次	单次时长(h)	总时长(h)
容器拆装	5	1	5
供料闪蒸	7	0.5	3.5
物料净化	2	1	2

合计使用真空系统时长为10.5 h。假设该工作均集中在每天的9:00-12:00、13:00-17:00进行,每天按7 h计算,每周49 h,分布概率相同。而C部门取样固定为每周一次的某一时刻。则C部门取样恰好为尾气净化时的概率P为:

$$P = \frac{10.5}{49} = 21.4\%$$

即接近80%的取样是在非尾气排放时间,这样的样品是不具有代表性的。

真空系统是正常运行的,局排系统是正常运行的,分析室的采样是按时、按频次开展的,监测数据也是正常报告的。从各方面来看都是按照程序规程来开展工作的,实际上却存在监测结果名不符实的问题。造成这种问题的原因一方面是技术工艺不到位,但更主要的是对技术要求没有系统性把握、接口管理不到位、为监测而监测等管理方面的漏洞问题。

## 2.4 存在的风险及后续行动

气态流出物局部排风系统取样不具有代表性,就无法对流出物的排放实施有效地控制,进而使排入环境的放射性物质的浓度和总量也不能得到有效地控制。至少存在以下的风险:(1)年排放总量估算无效;(2)无法检验放射性废物处理设施的运行效能;(3)不能及时发现偶然误排;(4)发生事故时,不能准确判断事故排放量。

相关营运单位在发现问题后高度重视,举一反三,积极整改,采取以下措施,确保监测结果准确有效:(1)严格管理局排系统运行,确保符合安分要求;(2)加强部门间沟通配合,确保取样操作规范有序,满足取样要求等。

监督站针对发现的问题,及时进行监督性监测。结果表明,相关气体处理和净化设施设备工作正常,流出物排放浓度远低于安全限值。

## 3 原因分析

案例的发生,表面上是工艺理解不够、部门间沟通协调不够、工作人员责任心不强、制度措施不到位等原因,实际上却反映出了核燃料循环设施运行中存在一些管理短板弱项的根本问题。

### 3.1 技术能力管理薄弱

技术资料没有经过认真研究,技术人员没有将技术文件通篇阅读并全盘思考,技术资料照搬照抄,导致问题逐年延续。虽然铀浓缩厂在正常运行情况下,局排放放射性排放量不会很高,潜在风险不大,但反映出的管理上的问题却是值得营运单位、核安全监管部认真反思的,对于全国所有类似核设施的流出物监测排放都是具有借鉴意义的。

### 3.2 制度管理不够完善

作为核设施营运单位,企业的核安全管理归口部门缺少对现场的认真调研实践,质量保证体系制定出现纰漏。业务车间部门只关心与自己工作绩效挂钩的工作,对于跨部门的技术运用和接口缺少思考,虽然都执行了管理制度,却留下了不少漏洞。

### 3.3 核安全文化管理欠缺

员工把安排的工作干了,把该填写的记录填

写了,却不知道为什么要这样干;部分管理者盲目乐观,心存侥幸,回避问题,只要数据不超标就行。对核安全风险漠视影响了企业核安全文化的建设。例如,有的员工凭自己的感觉就敢在相关检查表上填写“检查无问题”;有的员工在局排取样时,面对局排风机未运行,擅自手动启动局排风机以完成取样工作。这样开展工作不仅毫无意义,而且还有虚填报表、违章操作等与核安全理念相悖的行为存在。

## 4 案例思考

核设施安全关系到防范重大风险和污染防治的攻坚战。要树牢安全发展理念,层层压实责任,深入排查各领域各环节安全隐患;加快建立健全安全生产责任和管理制度体系、隐患排查治理和风险控制体系,加强监管执法和安全服务,坚决遏制重特大事故发生,切实维护人民群众的生命财产安全<sup>[11]</sup>。针对该案例,建议对全国所有核设施的类似气态流出物取样监测进行排查。针对存在该问题的营运单位,建议采取以下措施。

### 4.1 完善质保体系

营运单位必须制定并有效实施符合核设施所有安全活动的质量保证大纲,营运单位及相关组织和人员必须遵守质量保证大纲规定的要求。质保体系运转顺畅,首先确保质保体系“有效”,质保体系的编制和审查必须要符合实际情况。质保体系的建设要以保障核安全为导向,而不是为了应付国家核安全局的监督检查。

### 4.2 增强技术水平

营运单位应当培养和鼓励能够通读熟知安分报告的技术人员,切实理解、弄懂工艺实际及安全措施要求,保持探索的工作态度、严谨的工作方法和互相交流的工作习惯,认真梳理技术文件与实际不符的问题。应当持续开发先进、可靠的核安全技术,充分利用先进的科学技术成果,提高核安全水平。通过更为可靠安全的技术手段规避部分人为因素,如增设气体流出物连续取样监测系统。

### 4.3 加强核安全文化建设

营运单位要不断推进和加强核安全文化建设,形成严谨的工作作风,培养员工的核安全意识,树立正确的核安全观。内化于心,外化于行,将按章遵守变为行动自觉,将良好的工作作风融入管理生产的各个环节,补短板、强弱项,提高核安全管理水平。

#### 参考文献

- [1] 许安标, 刘华, 王毅韧. 中华人民共和国核安全法释义 [M]. 北京:中国民主法制出版社, 2017.
- [2] 国家核安全局. 中华人民共和国核与辐射安全法规汇编 [M]. 北京:法律出版社, 2014.
- [3] 潘自强. 中国辐射水平 [M]. 北京:中国原子能出版社, 2010.
- [4] 国家核安全局. HAD 401/12—2020 核设施放射性废物处置前管理 [S]. 北京:国核安发 [2020] 105号, 2020.
- [5] 国家核安全局. 铀转化和铀浓缩设施的安全 (征求意见稿) [S]. 北京:2020.
- [6] 肖建华, 张晓文, 杨蓉, 等. 铀浓缩厂放射性废物管理与最小化实践 [J]. 辐射防护, 2019, 39 (1): 61-66.
- [7] 环境保护部核与辐射安全中心. 核安全专业实务 [M]. 北京:中国原子能出版社, 2018.
- [8] 全黄河, 陈卫峰. 六氟化铀 48 型货包火烧试验及其法规标准分析综述 [J]. 研究与探讨, 2015 (1): 2-7.
- [9] 美国能源部橡树林工厂. 六氟化铀实用操作手册 [M]. 北京:原子能出版社, 1995.
- [10] 应纯同. 同位素分离级联理论 [M]. 北京:原子能出版社, 1986.
- [11] 人民网. 习近平对安全生产作出重要指示强调 树牢安全发展理念 加强安全生产监管 切实维护人民群众生命财产安全 [N/OL]. 人民日报 [2020-4-11]. <http://cpc.people.com.cn/n1/2020/0411/c64094-31669712.html>.

## A Brief Analysis of an Unrepresentative Sampling of Gaseous Effluents

Yang Zhen, Lian Qianwen, Shen Gang, An Jun

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

**Abstract:** Based on analyses the description of processes connections, current investigation and probabilistic model calculation in the process of monitoring the local exhaust system gaseous effluents of the nuclear fuel cycle facilities. Then analysis of the management weakness's problems, lack of nuclear security culture and slackness for the operating organization implements the overall responsibility of nuclear safety, and puts forward some thoughts on how to strengthen risk prevention and manage hidden dangers.

**Keywords:** nuclear safety; gaseous effluents; sampling; unrepresentative ; overall responsibility

(责任编辑:梁晔)

邓云李,韩良文,李子彦,等. HFETR的老化管理研究与实践 [J].核安全,2021,20(4):77-83.

Deng Yunli, Han Liangwen, Li Ziyang, et al. Research and Practice of Aging Management for High Flux Engineering Test Reactor [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 77-83.

## HFETR的老化管理研究与实践

邓云李\*, 韩良文, 李子彦, 蔡文超, 刘鹏, 赵鹏, 高业栋, 赖立斯

(中国核动力研究设计院, 四川成都 610213)

**摘要:**高通量工程试验堆(HFETR)建造于20世纪70年代,在达到20年的设计寿期并进行HFETR的延寿工作时,应国家核安全局对定期安全审查的要求,才开始开展系统性的老化管理研究。经过多年的研究工作,已建立了一套HFETR老化管理方法,其中明确了老化管理的组织机构及职责,完成了老化管理分类及老化机理分析,并编制了有效的老化管理大纲和老化管理对象的老化管理程序,保障了老化管理活动的有效开展。例如HFETR的压力容器(RPV)按照老化管理大纲和RPV老化管理程序开展了老化管理的实施、监督检查等活动,并采取缓解措施有效地降低了RPV纵焊缝处的辐照损伤,从而保证了RPV在延寿期内的安全性。经过十几年的老化管理实践,HFETR目前还保持有足够的水平,寿命也已成功延长至40年以上,表明HFETR的老化管理方法是有效的。

**关键词:** 研究堆;老化管理;反应堆安全;压力容器

**中图分类号:** TL **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2021)04-0077-07

高通量工程试验堆(High Flux Engineering Test Reactor,简称HFETR)是我国自主设计建造的压力容器式多用途研究堆,其设计功率125 MW,最高热中子注量率 $6.2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ ,最高快中子注量率 $1.7 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 。HFETR于1968年5月15日批准设计建造,1971年3月破土动工,1979年12月达临界,设计寿命20年。

由于缺乏技术、经验和监管要求<sup>[1]</sup>,在达到设计寿期后,还未对HFETR的构筑物、系统和设备(Structures Systems and Components,简称SSCs)开展系统性的老化管理研究工作,直到在2001年7月的国家核安全局(The National Nuclear Safety Administration,简称NNSA)与中国核动力研究设计院(Nuclear Power Institute of China,简称NPIC)的对话会上,确定对HFETR进行定期安全审查<sup>[2]</sup>,并将老化管理作为定期安全审查的关键要素之一。通过调研国内外核动力厂及研究堆相

关法规、导则、标准及老化管理相关的文献资料<sup>[3,4]</sup>,NPIC开始进行SSCs的老化认知及机理研究,完成老化管理对象筛选,编制了老化管理计划即HFETR老化管理大纲,并按照老化管理计划积极开展定期试验、预防性维修、监督检查等老化管理活动。

通过系统性的老化管理研究,HFETR的老化管理得到了NNSA的认可,满足定期安全审查的要求。通过NNSA组织的三次定期安全审查,HFETR已延寿至40年,HFETR的安全运行历史和当前设备的实际状态表明,HFETR的老化管理研究与实践是有效的,有望延寿至50年。

### 1 HFETR的老化管理

老化是SSCs的特征随时间或使用逐渐变化的过程,使SSCs的老化控制在可接受限值内而采取的工程、运行和维护等活动,称为老化管理<sup>[5]</sup>。

收稿日期: 2020-11-27 修回日期: 2021-01-04

作者简介: 邓云李(1990—),男,四川资中人,工程师,硕士,核科学与技术专业,现主要从事核安全与反应堆运行工作

\*通讯作者: 邓云李, E-mail: 276961539@qq.com

对SSCs实施有效的老化管理,能够确定降低反应堆安全裕度的老化影响因素,并能够在SSCs的完整性或功能丧失之前采取纠正行动,从而维持了反应堆的安全水平。

由于缺乏研究堆老化管理相应的法规与标准,HFETR的老化管理主要参考IAEA的老化管理导则与标准<sup>[6,7]</sup>及依据核动力厂老化管理导则HAD 103/12—2012<sup>[5]</sup>编制了老化管理大纲,通过老化管理组织机构的有效运作,协调包括维修、在役检查、检查监督、定期试验等已有的各个大纲,建立了“计划-实施-检查-行动”(PDCA)系统性的老化管理方法。

### 1.1 老化管理组织机构

老化管理活动是一个复杂的过程,涉及的设备数量及设备种类众多,涵盖机械、电气、仪控、运行、化学、反应堆物理热工等专业,为确保

HFETR老化管理活动的有效实施,建立了如图1所示的老化管理组织机构。

依据HAD 103/12—2012的要求,NPIC高级管理层即主管副院长领导推动HFETR的老化管理活动,负责批准老化管理大纲并为老化管理活动调配必要的资源。科技处为老化管理的协调部门,负责老化管理计划的协调开展、老化管理结果的评估以及重大问题的审查。安防处和技质处负责处理老化管理相关的问题,如组织制定老化管理大纲、检查老化管理实施情况等。NPIC一所作为HFETR的直接营运单位,负责老化管理活动的具体实施,包括开展老化监测与检查、老化预防及老化缓解等活动。外部单位作为技术服务方,主要向核动力院提供老化机理分析、老化检查技术、老化评估方法等方面的服务,并由科技处进行接口协调。

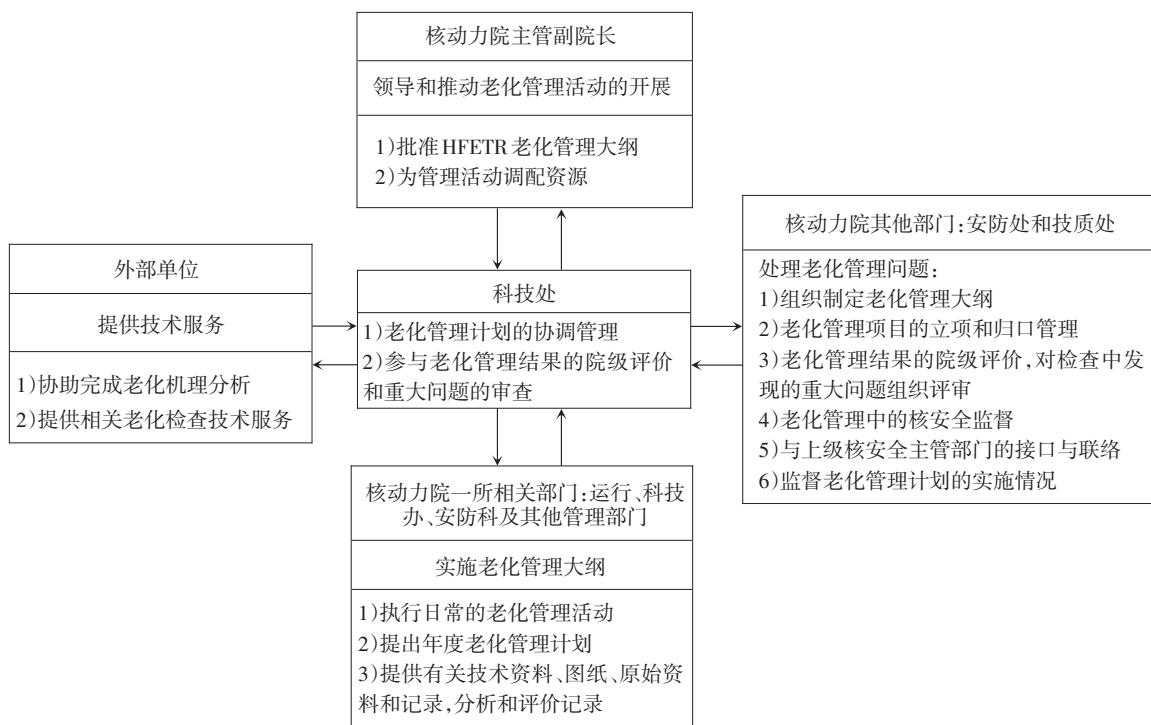


图1 HFETR老化管理组织机构

Fig. 1 Aging management organization of HFETR

### 1.2 老化管理方法

依据HAD 103/12—2012中的PDCA方法建立了HFETR的老化管理方法,如图2所示。

对老化的认知是有效监测和缓解老化的基

础,同时也是编制老化管理大纲的前提,需要开展SSCs老化管理对象的筛选、SSCs基本资料的收集及老化管理对象的老化机理分析,为老化的预防、检测、缓解等提供科学依据。

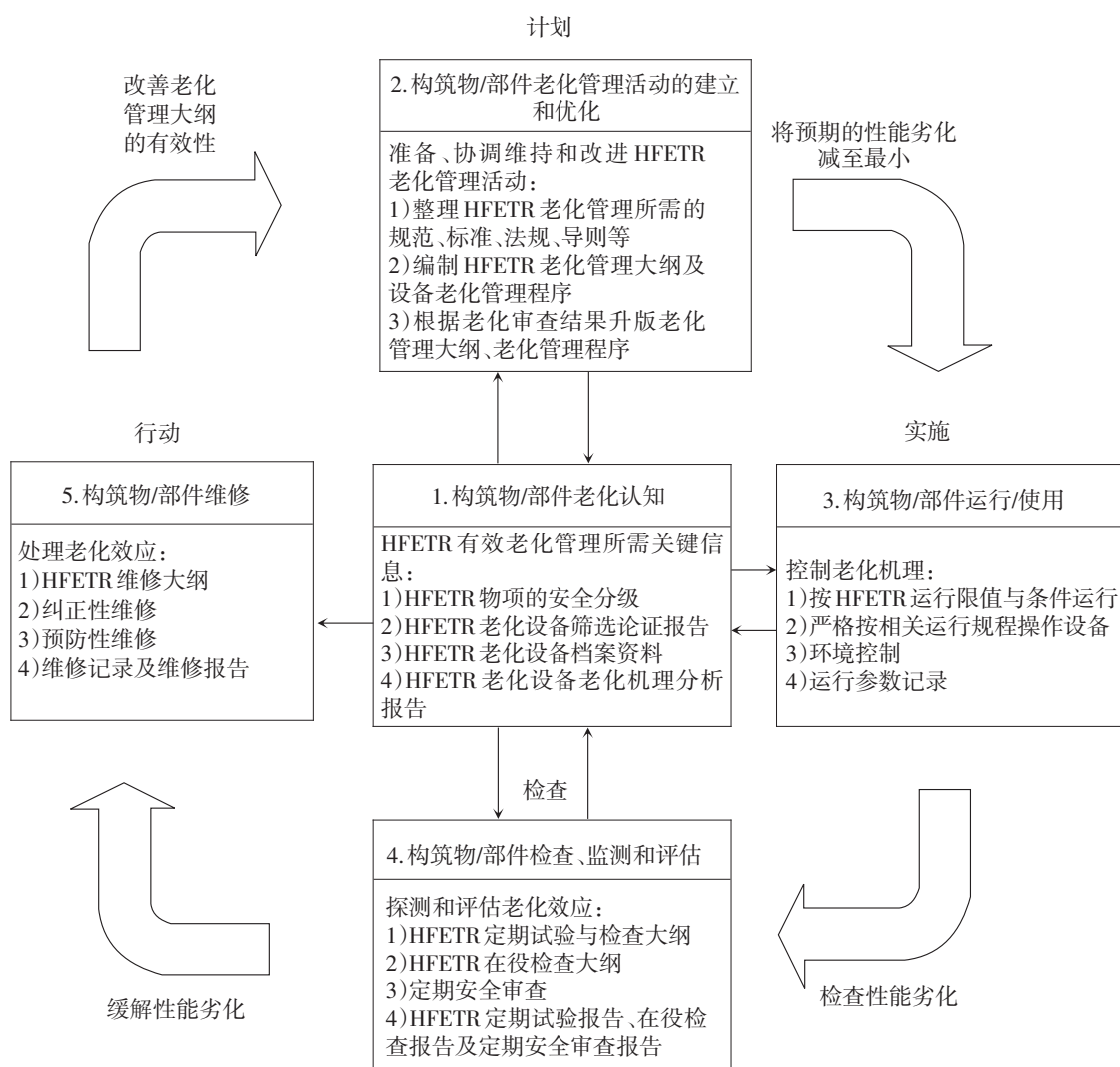


图2 HFETR 的老化管理方法  
 Fig. 2 Aging management method of HFETR

(1) 老化认识

HFETR 进行 SSCs 老化管理的原则为分类管理, 根据 SSCs 是否安全重要、是否易更换和老化的可能性及经验反馈的结果进行分类<sup>[8,9]</sup>, 其分类原则如图3所示。对于不可更换的安全重要 SSCs 作为老化管理对象, 必须进行老化评估并编制相应的老化管理程序, 按照程序实施老化管理活动; 对于易更换的安全重要设备, 在必要时进行老化评估, 通过协调已有的大纲, 如在役检查大纲、维修大纲、定期试验与检查大纲以及其他文件等进行老化监测与管理; 而非安全重要设备不纳入老化管理的范围。

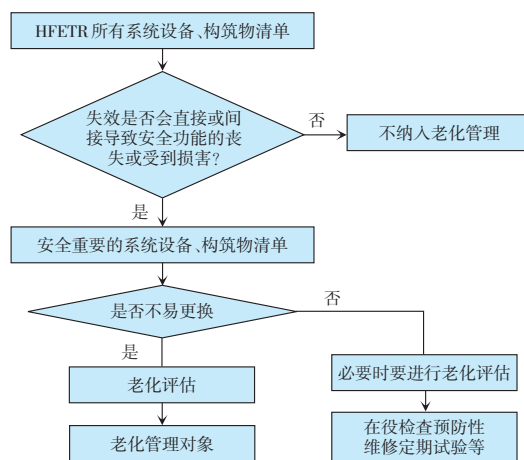


图3 老化管理的分类原则  
 Fig. 3 Aging management classification principle

按照图3所示的分类原则确定了7个SSCs作为HFETR老化管理对象,如表1所示。

表1 HFETR老化管理对象  
Table 1 Aging management object of HFETR

序号	名称	是否安全重要	是否易更换
1	安全棒	Y	N
2	堆出口母管	Y	N
3	压力容器	Y	N
4	栅格板	Y	N
5	主泵	Y	N
6	控制棒导管及其压架	Y	N
7	安全重要电缆	Y	N

逐个对表1中的SSCs进行老化机理分析,主要考虑运行环境及运行方式引起的老化<sup>[10]</sup>,分析结果如表2所示。

表2 HFETR老化管理对象的老化分析  
Table 2 Aging analysis for aging management object of HFETR

序号	名称	老化机理	影响因素
1	安全棒	1)辐照肿胀 2)腐蚀 3)磨损	1)强中子 2)水质 3)机械循环
2	堆出口母管	1)焊缝破裂 2)腐蚀 3)疲劳	1)系统压力 2)水质 3)瞬态变化
3	压力容器	1)辐照脆化 2)腐蚀 3)疲劳 4)热老化	1)强中子 2)水质 3)瞬态变化 4)温度
4	栅格板	1)辐照损伤 2)形变 3)设备定位变化 4)腐蚀 5)疲劳	1)强中子 2)载荷 3)震动 4)水质 5)瞬态变化
5	主泵	1)部件磨损及位移 2)腐蚀 3)疲劳	1)机械振动、机械循环 2)水质 3)瞬态变化
6	控制棒导管及其压架	1)定位精度变差 2)磨损 3)腐蚀 4)辐照损伤	1)震动 2)机械循环 3)水质 4)强中子
7	安全重要电缆	绝缘性能下降	热、氧化、湿度、电压(电场、)机械作用力(离心力、磨擦力)、风、电晕、臭氧(有害气体)、微生物、放射性

## (2)老化管理活动的建立

根据HFETR SSCs的基本资料和基于老化的认识,编制HFETR老化管理大纲,对老化管理过程提出基本要求及指导。老化管理大纲通过协调已有的各个大纲包括维修、定期试验与检查、在役检查,以及运行规程、运行限制与条件、技术支持文件等,有效地实施老化管理活动。依据老化管理大纲对每个老化管理对象制定了相应的老化管理程序,规定了老化管理对象在老化管理中的活动内容和方法。

## (3)老化管理的实施

老化管理活动实施的目的是在SSCs的使用或运行过程中,通过控制造成SSCs老化的运行环境及运行方式等因素,将SSCs性能劣化的降低到最低。老化管理活动实施过程中常采用的方法有水质管理、一次水泄漏率监测、减少瞬态变化次数、最高温度控制、参数波动范围控制等,并根据运行规程进行相关设备操作,使HFETR运行过程严格遵守运行限值与条件。

## (4)老化的监测、检查和评估

目的是通过对SSCs的检查和监测,及时探测和表征其显著的性能劣化,并对所观测到的性能劣化作出评估,以便确定所需纠正行动的类型和时机。HFETR SSCs老化监测、检查的方法主要有定期试验、在役检查(如无损检查)、维修后的性能测试、运行过程中的参数及状态检测(如系统泄露率,泵的运行震动、温度、声音、水质核素分析)等,并通过监测、检查的结果对设备的老化情况进行老化评估。

## (5)行动措施

对出现明显老化的SSCs,依据HFETR的维修大纲对老化设备进行纠正性维修、预防性维修或进行技术改造更换,有效缓解设备的老化。对于具体的SSCs,应制订出具体的预防和缓解措施。设备老化的预防和缓解措施主要包括以下几个方面:

- 评价部件和系统降质的监督和检验活动;
- 制定预防性维修大纲;
- 进行运行经验的阶段性评价;
- 优化运行条件;
- 进行部件的检修或更换。

### (6) 老化管理的更新

老化管理的更新就是老化管理的过时管理,主要包括两个方面:第一,当法律法规、标准等更新时,已由 HFETR 的运行质量保证大纲规定,需组织进行相应的大纲文件的更新;第二,基于自身经验或外部经验反馈,持续对老化管理大纲进行改进。

## 2 HFETR 老化管理的实践

HFETR 建立的老化管理方法已经过十几年的老化管理实践,通过 HFETR 的安全运行历史和当前设备实际状态表明 HFETR 实施的老化管理活动是有效的,同时在老化管理过程中也积累了宝贵的经验,以 HFETR 压力容器(Reactor Pressure Vessel, 简称 RPV)为例<sup>[11]</sup>,简单介绍 HFETR 老化管理方法的实施过程。

### 2.1 PRV 的焊缝缺陷

HFETR RPV 筒体部分共分为 3 节,由不锈钢板卷焊而成,中筒节容器内侧采用手工打底焊,外层采用自动焊,对接焊的坡口型如图 4 所示,焊接厚度均为 15 mm。RPV 组焊后,所有主焊缝都经过 100% 超声波、100% X 射线探伤,检查合格。

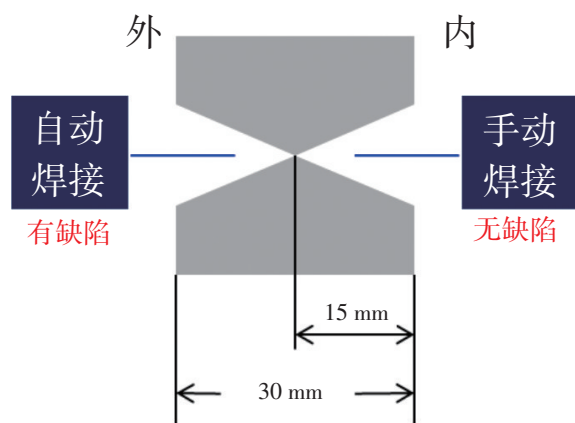


图 4 中筒体对接焊坡口型式

Fig. 4 Butt welding groove type for middle cylinder

筒节组焊后,为了消除残余应力分上下两段放在台式炉内进行稳定处理。由于自动焊丝采用 H08Cr18Ni11Mo2,在稳定化热处理时其中的钼元素促使焊缝材料的  $\alpha$  铁素体向  $\sigma$  相转变。 $\sigma$

相是复杂的正方晶体结构,是硬而脆的无磁相,导致了焊缝  $a_k$  值偏低,不能满足  $a_k \geq 10 \text{ kgm/cm}^2$  的设计要求。因此 49-3 堆压力容器部分纵焊缝性能降低,并且到发现问题时已无法消除  $\sigma$  相,焊缝  $a_k$  值偏低成了 PRV 不能消除的缺陷<sup>[12]</sup>。

问题发现后,在压力容器上筒体段(50 mm 厚度)切下一块焊缝作实物试件,由哈尔滨焊接研究所作 U 形缺口冲击试验,主要结果见表 3。

表 3 筒体对接焊缝的冲击性能

Table 3 Impact property of cylinder weld

位置	U 形缺口冲击值 $a_k$ (kgm/cm <sup>2</sup> )			
	最大值	最小值	平均值	设计值
焊缝	上层	7.74	5.48	6.54
	中层	10.02	6.84	8.35
	下层	17.6	12.0	14.1
母材	上层		19.8	$\geq 10$
	中层		21.2	
	下层		20.5	

经 RPV 的应力强度模拟计算表明,壁厚为 11.98 mm 就能够满足 ASME 对屈服强度的规定。由表 3 可知,手工焊缝部分(焊缝下层)  $a_k$  满足设计要求,而手工焊厚度有 15 mm,实际运行时满足强度要求。

### 2.2 PRV 的老化管理活动

经研究表明 RPV 材料老化的机理主要:辐照脆化、热老化、回火脆化、疲劳、腐蚀、磨损<sup>[13]</sup>,而限制 RPV 寿命的最重要的老化机理是堆芯筒体段的辐照脆化<sup>[14,15]</sup>。由于 HFETR PRV 材料为奥氏体不锈钢,基本上没有脆化转变点<sup>[16]</sup>,但由于 PRV 的焊缝缺陷, HFETR PRV 中筒节焊缝的辐照脆化成了 HFETR 老化管理的一个关键问题。根据 HFETR PRV 各部件的材料、运行环境进行老化识别,其中主要的老化机理为:辐照脆化、疲劳、应力腐蚀、点蚀、热老化几个方面。并依据 HFETR 的老化管理大纲编制了 HFETR RPV 老化管理程序,规定了老化管理中具体的实施、监督检查等活动, HFETR RPV 的老化管理活动如表 4 所示。

表4 HFETR RPV老化管理活动

Table 4 Aging management operations of HFETR RPV

老化机理	典型部件	老化管理活动	内容	监督检查活动
辐照脆化	中筒节中筒节焊缝	堆芯监测管理活动	监测和记录对反应堆启动、功率运行、停堆过程中的反应堆功率、堆芯功率分布等参数	孔道快中子注量测量；压力容器焊缝快中子注量跟踪计算；累积中子注量率控制；
疲劳	封头及平顶盖螺栓各盖板螺栓	瞬态管理活动	监测和记录RPV运行期间产生的瞬态	定期安全检查,定期对封头及平顶盖螺栓进行抽样外观检查;
		密封面泄露检查管理活动	正常升压检漏。记录压力容器内压力波动及二次包容液位变化	
应力腐蚀	封头压力容器筒体	水质管理活动	监测和记录RPV在各种状态下的水质状况,并评估水质偏离对RPV腐蚀的影响	在役检查,开盖检查压力容器及筒体的完整性、裂纹、焊缝外观,拍照存档;
点蚀	各盖板密封封头及平顶盖“O”形密封圈			定期安全检查,密封性能检查使用水压试验进行检查;
热老化	封头及平顶盖“O”形密封圈	运行期间的温度管理活动	监测和记录RPV在各种状态下的温度,按照运行限制与条件严格控制	

### 2.3 HFETR RPV的老化缓解措施

为了限制HFETR RPV中筒节焊缝的辐照脆化程度并保证在正常运行或事故工况下的反应堆安全,采取了如下缓解措施。

#### (1)提供安全保障

为限制HFETR RPV焊缝破裂事故发生的后果,利用生物屏蔽层内的3 mm的碳钢板与RPV之间的夹层形成一个不漏水的包容空间,该包容空间可在RPV中筒节焊缝破裂时,确保RPV内有足够高的水层不至于燃料元件裸露,该设施被称为RPV二次包容;为了消除了RPV焊缝破裂及二次包容失效而导致堆芯裸露的安全隐患,先后增

设了第二套回补水系统、应急消防注入水系统、移动式应急供水装置等专设安全设施,保证事故工况下的反应堆安全。

#### (2)降低中子辐照损伤

为了降低HFETR RPV中筒节纵焊缝处的辐照损伤,采取了以下办法:用SUS321不锈钢棒代替堆内最外一圈反射层铝棒;堆芯采用低泄露装载方式;堆芯燃料区外布置一定数量的吸收体靶件,因而大幅度降低了RPV焊缝处的快中子注量率。

### 2.4 RPV的老化管理评价

HFETR的RPV老化管理活动,开展了主要部件、材料的老化机理研究,并按要求开展了监测、监督、检查等老化活动,并通过采取缓解措施有效地降低了RPV纵焊缝处的辐照损伤,从而保证了RPV在延寿期内的安全性。

## 3 结语

HFETR已建立了一套老化管理方法,完成了老化机理分析和老化管理对象的筛选,并编制了老化管理大纲和老化管理程序。从HFETR RPV的老化管理活动可以看出,HFETR的老化管理按照老化管理大纲、程序的要求得到了有效地开展。目前HFETR也已经通过了三次定期安全审查,寿期也已成功延长至40年以上,且目前系统设备还保持有足够的安全水平,表明HFETR的老化管理方法是有效的。

### 参考文献

- [1] 高泉源. 研究堆老化管理的法规依据、现状及建议 [J]. 核安全, 2006 (04):1-8.
- [2] 袁志敏, 李子彦, 彭学成, 等. 研究堆定期安全审查方法探讨 [J]. 设备管理与维修, 2020, 473 (11):25-27.
- [3] 鲁万乾, 薛翔. 核电厂老化与寿命管理组织模式探讨 [J]. 设备管理与维修, 2017 (11):12-14.
- [4] 龚巍, 窦一康. 美国核电厂GALL报告解读 [J]. 核安全, 2014, 13 (02):88-94.
- [5] 国家核安全局. HAD103/12-2012核动力厂老化管理导则 [S]. 北京: 国家核安全局, 2012.
- [6] IAEA. No. SSG-10, Ageing Management for Research Reactor [S]. A-1400 Vienna, Austria: IAEA, 2010.
- [7] IAEA. IAEA-TECDOC-792, Management of Research Reactor Ageing [R]. 1400 Vienna, Austria: IAEA, 1995.
- [8] 张晓媚, 贾亚青, 刘鹏, 等. HFETR老化管理研究及老化管理

- 数据库系统研发 [J]. 核动力工程, 2014, 35 (02) :166-169.
- [9] 马若群, 吕云鹤, 盛朝阳, 等. 浅析美国核电厂执照更新的物项筛选原则 [J]. 核安全, 2020, 19 (04) :39-44.
- [10] U.S.NRC.NUREG-1801, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report [S]. Washington DC: U.S.NRC, 2010.
- [11] 罗强, 徐祺, 陈勇, 等. 压水堆核电厂反应堆压力容器老化管理 [C]. 中国核动力研究设计院科学技术年报 (2012). 2014.
- [12] 王鑫, 唐学仁, 林继森, 等. HFETR 压力容器焊缝韧性研究 [C]. 高通量工程试验堆安全运行20周年论文集. 2000.
- [13] IAEA. IAEA-TECDOC-1556, Assessment and Management of Aging of Major Nuclear Power Plant Components important to Safety: PWR Pressure Vessels [R]. 1400 Vienna, Austria: IAEA, 2007.
- [14] 罗强, 徐琪, 赵继松, 等. 压水堆核电厂反应堆压力容器老化管理 [J]. 核动力工程, 2012 (S2) :114-119.
- [15] 黄鹤飞, RADIGUET Bertrand, PAREIGE Philippe. 化学成分以及辐照条件对压力容器钢中子辐照损伤的影响 [J]. 材料导报, 2013, 27 (23) :106-112.
- [16] 中国核情报中心. CNIC-00540, HFETR 压力壳辐照监督试验 [R]. 中国核技术报告, 北京: 1991.

## Research and Practice of Aging Management for High Flux Engineering Test Reactor

Deng Yunli\*, Han Liangwen, Li Ziyang, Cai Wenchao, Liu Peng, Zhao Peng, Gao Yedong, Lai Lisi  
(Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China)

**Abstract:** High Flux Engineering Test Reactor (HFETR) was built in the 1970s. the systematic aging management research was just started according to the requirements of the National Nuclear Safety Administration (NNSA) for periodic safety review after reaching 20 years design life period. Aging management methods of HFETR has been completed for years of research work, which contains defining the organization and responsibilities, completes aging management classification and aging mechanism analysis, compiles the effective aging management program and aging management program of aging management object, and ensures the effective development of aging management activities. For example, the Reactor Pressure Vessel (RPV) of HFETR has carried out including supervision and inspection according to aging management program and RPV aging management procedure. For taking effectively mitigation measures to reduce the radiation damage of RPV, the safety of RPV has been ensured in the life extension period. After more than ten years of aging management practice, HFETR still maintains a sufficient safety level, and its service life has been successfully extended to more than 40 years, which shows that the aging management method of HFETR is effective.

**Key words:** Research Reactor; Ageing Management; Reactor Safety; Pressure Vessel

(责任编辑: 梁晔)

王韶轩,郭丁情,李学礼,等.动态故障树技术及其在复杂核能系统概率安全评估中的应用展望[J].核安全,2021,20(4):84-91.

Wang Shaoxuan, Guo Dingqing, Li Xueli, et al. Dynamic Fault Tree Technology and its Application Prospects in Probabilistic Safety Assessment of Complex Nuclear Energy Systems [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 84-91.

## 动态故障树技术及其在复杂核能系统 概率安全评估中的应用展望

王韶轩<sup>1,2</sup>, 郭丁情<sup>3,4</sup>, 李学礼<sup>1,2</sup>, 林志贤<sup>1,2</sup>, 戈道川<sup>1,\*</sup>, 汪建业<sup>1</sup>

- (1. 中国科学院合肥物质科学研究院, 中子输运理论与辐射安全重点实验室, 合肥 230031;  
2. 中国科学技术大学, 合肥 230026; 3. 上海交通大学, 核科学与工程学院, 上海 200240;  
4. 中广核工程设计有限公司, 广东深圳 518000)

**摘要:** 用动态故障树弥补传统故障树对系统时序失效行为建模能力的不足, 改进和完善现有核电厂系统可靠性和概率风险评价方法, 已成为核电厂概率安全研究的一种发展趋势。近 30 年来, 动态故障树的建模理论和分析技术已日趋成熟, 并初步形成了以蒙特卡洛 (MC) 数值模拟、马尔科夫链模型以及组合法三类主要分析方法。本文将从动态故障树的分析方法、在核能系统可靠性评价中的应用、未来的发展趋势三个方面进行阐述, 着重分析动态故障树分析方法的特点, 提出了核电厂时序失效行为与特性以及未来动态故障树在核能系统中的发展方向, 为动态故障树方法在核能系统可靠性和概率风险分析中的应用提供理论依据和实践指导。

**关键词:** 动态故障树; 核能系统可靠性; 蒙特卡洛数值模拟; 马尔科夫链模型; 组合法

**中图分类号:** TL364 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0084-08

动态故障树 (DFT) 概念最早由弗吉尼亚大学 Dugan 教授于 1992 年提出<sup>[1]</sup>, 其诞生背景是计算机容错系统因采用冗余设计、动态冗余管理以及复杂故障恢复技术而导致的系统时序失效行为。Dugan 教授为描述系统这一时序失效行为, 并对其可靠性进行精准的建模和分析, 发展了 6 种动态逻辑门, 因此 DFT 被定义为至少包含一种动态逻辑门的故障树。由于集成了动态逻辑门, DFT 具备比静态故障树更强大的系统失效建模能力, 一经提出, 便引起了可靠性领域专家的关注并在实践中获得大量应用。目前, DFT 的三大主要分析方法为: Monte Carlo 数值仿真、马尔科夫链模型以及被统称为“组合法”的容斥原理法

和不交化积之和模型法。随着快速定量分析技术的提升以及系统可靠性学科的发展, DFT 也开始在其他安全重要领域得到应用, 例如核能系统、化工过程系统和航空航天系统等。

尤其是核能系统, 安全一直是其可持续健康发展的生命线<sup>[2]</sup>。为了保障安全, 核电厂大量采用冗余管理和设计理念, 比如纵深防御和单一故障准则<sup>[3]</sup>。由于大量冗余系统/设备的存在, 使得核电厂系统广泛存在复杂时序失效行为, 例如大亚湾核电站给水泵系统采用 2×65% 汽动泵+1×65% 电动泵配置方式。正常运行时, 2 台汽动泵工作, 另一电动泵作为冷备用。在一台汽动泵跳闸的情况下, 电动泵在极短时间内启动并替换跳

收稿日期: 2020-10-11 修回日期: 2020-12-17

基金项目: 国家自然科学基金项目, 项目编号: 71901203

作者简介: 王韶轩 (1997-), 男, 甘肃临夏人, 硕士研究生, 核能科学与工程专业, 现主要从事核能系统可靠性和概率风险评估研究工作

\*通讯作者: 戈道川, E-mail: daochuan.ge@inest.cas.cn

闸的汽动泵。给水泵系统功能失效的DFT模型如下图1所示。显然,给水泵系统存在四种时序失效模式: $A \rightarrow S, A \rightarrow B, B \rightarrow S, B \rightarrow A$ <sup>[4]</sup>。这种时序失效行为给利用传统故障树对系统进行可靠性建模和分析的方式提出了挑战。核电厂时序失效行为不仅影响系统失效概率也会影响事故后果。在对失效概率的影响方面,有研究结果表明<sup>[5]</sup>:对于两输入优先与门和静态与门,当设备的失效率 $\lambda$ 和修复率 $\mu$ 满足一定关系时( $\lambda_A \gg \lambda_B, \mu_A > \mu_B$ 或 $\lambda_A \ll \lambda_B, \mu_A \ll \mu_B$ ),DFT与静态故障树的计算结果存在量级的差别。即便不考虑设备的维修性,DFT与静态故障树的计算结果往往也存在倍数的差别,而差别大小是由系统时序失效特性以及设备失效可靠性参数共同决定。本文中时序失效特性主要是指系统时序失效行为的类型、时序失效行为之间的耦合度,以及系统的结构和规模等。对事故后果的影响方面,有研究结果表明<sup>[6]</sup>:事故后安全系统发生失效的前后顺序不同,则导致事故后果严重程度不一。因此,应用DFT对核能系统的时序失效行为进行建模分析,有助于识别核电厂危险的事故场景、释放保守的事故风险,对提升核电厂的经济性和安全性具有重要的现实意义。

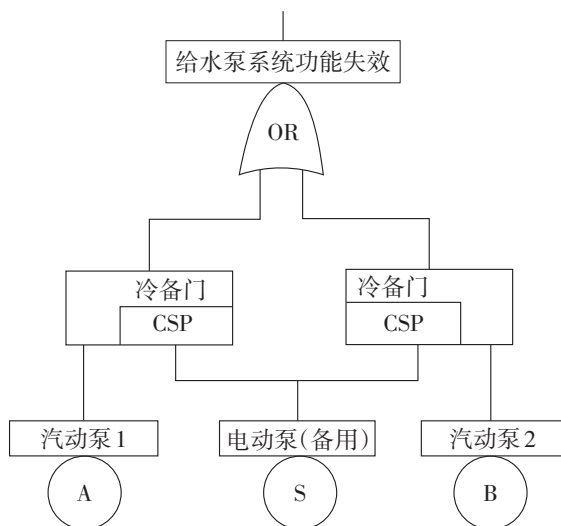


图1 大亚湾核电厂给水泵系统功能失效DFT模型

Fig. 1 DFT model of failure of feedwater pump system in Daya Bay nuclear power plant

当前,DFT已经在核能系统可靠性评价中得到了初步应用,但也仅限于时间相关的失效系统

或部件。核能系统中的共因失效、设备启动失败、稀有始发事件发生(如LLOCA)概率/频率等并没有显著的时间分布特性,常表现为一个独立于时间维度的概率值或频率值,这给DFT传统定量求解算法提出了挑战,目前很少有文献对此开展研究。本文对近30年DFT分析方法进行综述,介绍国内外DFT理论、方法和核安全领域的研究现状和未来趋势,并分析不同分析方法的特点与适用场合,最后结合核能系统的时序失效行为特性,给出核电领域DFT未来的发展方向及待解决的问题,为DFT方法在我国核能系统可靠性和概率安全分析中的进一步应用与研究提供有益的帮助。

## 1 DFT理论及分析方法

### 1.1 DFT理论及研究现状

DFT具备对复杂系统的时序失效行为进行系统可靠性建模的能力,其是在静态故障树的基础上集成了6种动态逻辑门,分别为优先与门(PAND)、功能相关门(FDEP)、顺序强制门(SEQ)、冷备门(CSP)、温备门(WSP)和热备门(HSP),如图2所示<sup>[1]</sup>。国内外众多研究机构和学者均开展了DFT建模理论及分析方法研究,早期主要侧重单个动态逻辑门的失效语义表述、时序失效逻辑表达、时序失效逻辑运算以及时序失效概率计算,分析对象的规模相对较小、系统时序失效逻辑相对简单<sup>[7,8]</sup>。近年来,得益于系统可靠性理论的进步以及快速评价方法的发展,DFT建模能力和求解效率得到了很大提升。其中,动态逻辑门失效语义的明确和统一<sup>[9,10]</sup>,加深了人们对系统时序失效行为的理解,进一步明晰了动态逻辑门与系统时序失效行为之间的映射关系,为建立更大规模的时序失效系统的DFT模型提供了理论依据。此外,基于DFT不交化积之和模型<sup>[11,12]</sup>,有学者发展了系列DFT快速计算方法,为分析更大规模系统DFT提供了技术支持,但是这种快速计算方法也存在一定的局限性,如分析对象必须是不可修系统、系统部件失效时间必须服从指数分布,这也在一定程度上限制了这些方法在核能系统中的实际应用。当前,学者正围绕DFT的两个方面开展深入研究,一是研究更加快速的计算方法,使之能够同时适用于分析可修和不可修系统;另一个是开展广泛的工程应用研究,优化系统设计以提高系统运行安全和经济

性。尤其对安全性和经济性极为重视的核能系统,开展相适应的DFT快速计算方法以及工程应用研究更具有现实意义。

## 1.2 DFT分析方法分类

经过近20年的发展,目前DFT分析方法主要分为以下几类(如图3所示):状态空间法、组合法、随机法以及其他方法(贝叶斯网络法和Petri Net法)。其中马尔科夫链模型法、组合法以及其他方法属于解析法,随机法则属于近似法。

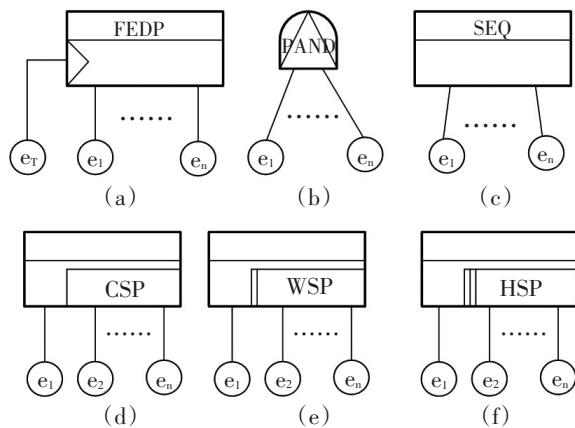


图2 6种动态逻辑门

Fig. 2 6 kinds of dynamic logic gates

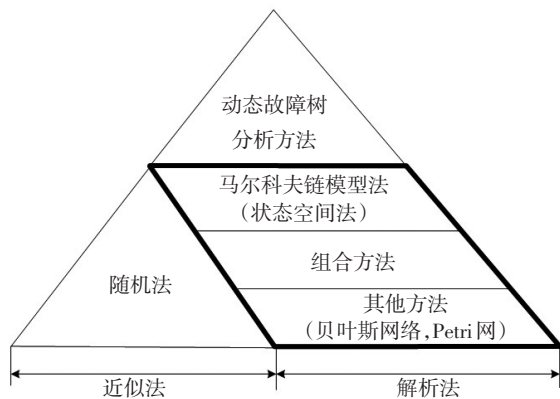


图3 DFT分析方法分类

Fig. 3 Classification of DFT analysis methods

### 1.2.1 状态空间法

状态空间法,即Markov链模型法,其主要研究系统“状态”与“状态”之间的概率转移特性,在DFT的定量计算中得到了广泛的应用。1992年,Dugan JB首次利用基于系统状态空间的马尔科夫链模型实现了对DFT的定量分析<sup>[1]</sup>,但也明确指出马尔科夫链状态空间会随着系统部件的增

加呈指数级增长,对规模较大的系统而言,计算成本较高。对于一个含有 $n$ 个部件的二元状态系统,其马尔科夫链模型计算复杂度为 $o(m^3)$ ,其中 $m$ 为马尔科夫链中的状态个数,大小为 $o(2^n)$ <sup>[13]</sup>。随后,为提高计算效率,大量学者开展缩减马尔科夫链状态空间的技术研究<sup>[14,15]</sup>。而实际上,工业系统DFT的规模往往较大,即使马尔科夫链模型能缩减规模,但仍面临“状态空间爆炸”难题。其次,马尔科夫链模型要求设备失效时间和修复时间均服从指数分布以满足时间无记忆性,即无法对非指数失效时间分布的设备系统进行分析。

### 1.2.2 组合法

组合法基本克服了Markov状态空间爆炸的问题和强制要求设备服从指数失效时间分布的约束,具有较好的求解效率和适用性。因该方法的实施基于DFT结构函数,所以也被称之为结构函数法。研究人员就如何获取DFT的结构函数,已经开展大量研究并取得了系列成果<sup>[16-18]</sup>。关于组合法的研究现主要集中在两个方面:一个是容斥原理(Inclusive-Exclusive Principle, IEP)法;另一个是不交化积之和(Sum of disjoint products, SDP)法。

IEP是分析DFT的常用方法,该方法首先对DFT的结构函数按照容斥原理进行展开,通过求解每个容斥项的发生概率最终得到整个DFT的发生概率<sup>[8]</sup>。需要注意的是,对一个结构函数含有 $m$ 个逻辑项的DFT,IEP法展开后将产生 $2^m - 1$ 个容斥项。因此,这种方法在处理大型DFT时也较容易产生因组合爆炸而导致无法求解的问题。

SDP法是目前求解不可修DFT的最高效算法之一,该方法将DFT的割序集转化为“不交化积之和”形式,从而将求解过程简化为对各不交化割序的概率进行直接求和。近年来,多名学者针对SDP法的理论与应用进行了深入研究,逐步解决了使用SDP法求解DFT的技术障碍,并且发现SDP法计算复杂度与不交化路径的个数成线性关系,通过大量的案例分析表明,SDP法比马尔科夫链模型法以及容斥原理法计算效率都要高<sup>[18-20]</sup>。

### 1.2.3 随机法

DFT的随机量化方法主要有两种:一种是基于蒙特卡洛的随机抽样方法<sup>[22]</sup>,另一种是基于非伯努利随机序列的试验方法<sup>[23-25]</sup>。蒙特卡洛方法又称为随机模拟法、随机抽样法、统计实验法等,该方法以概率论和数理统计为基础,利用重复抽样、计算机生成的随机数、统计实验来求解一些

可以用随机过程来描述的问题,并且随着计算机的快速发展,蒙特卡洛法得到了越来越广泛的应用。该方法的优点在于收敛速度与问题维度无关、计算误差可以度量、解决问题时受限小、适应性广。但其复杂度与结果要求的精度有关,对于小概率事件,该方法的计算成本较大且只能提供一个在统计学意义下的近似解,且与其他方法相比该方法在处理低维数的实际情况时效果可能不是很好,在保持置信水平不变抽样数为 $N$ 时,收敛速度较慢为 $o(1/\sqrt{N})$ <sup>[26]</sup>。

基于非伯努利随机序列的试验方法,其利用0, 1随机排列组成的非伯努利序列作为基本事件的概率来分析DFT,与传统的伯努利序列在随机计算中的使用相反,该方法将非伯努利序列(作为固定数目的1和0的随机排列)用于初始输入与门故障概率。相关学者通过对两输入和三输入不可修复优先与门的计算,发现相比于蒙特卡洛抽样法,该方法有更高的计算精度和更快的收敛速度<sup>[24]</sup>。但是目前仅适用于不可修DFT,计算效率依赖于随机伯努利序列长度。

#### 1.2.4 其他方法

其他方法主要是指贝叶斯网络分析法和Petri Net法。贝叶斯网络分析法将DFT转化为贝叶斯网络再进行相应的求解<sup>[27, 28]</sup>。贝叶斯网络

(Bayesian Networks, BN)又称信任网络(Belief Networks),是近10年来受到广泛关注的可靠性模型,其结合了概率论和图论,是一个赋值的因果关系图,本质上是一种基于概率推理的数学模型,具有坚实的概率论基础。这种方法的计算复杂度类似容斥原理法,避免了全局状态空间爆炸的问题,但其也存在条件概率表的参数组合爆炸和备件节点失效时间仅能是指数分布的不足。

Codetta-Reiteri提出一种广义Petri Net来分析DFT<sup>[29]</sup>。Petri网(Petri Net, PN)是一种用来描述离散系统的数学建模工具,提出后被广泛用于各种实际系统的建模和分析。关于这种方法的研究目前还比较少,其在DFT领域的应用仍处于探索阶段,对于大型复杂系统,因为PN模型的可达图难以获取,故而很难进行定性和定量分析。此外,PN可靠性指标求解是基于马尔可夫或半-马尔可夫理论,也面临着适用范围较窄和指数爆炸的问题。目前,这两种方法仅限于不可修DFT。

以上DFT分析方法的优缺点对比如表1所示。这些分析方法除了Markov链模型法都是建立在基本事件不具有维修性这一假设的基础上,但是在现实中系统部件普遍具有可修复性。因此,发展可修DFT的快速计算方法具有重要的现实意义。

表1 DFT分析方法优缺点对比

Table 1 Comparison of advantages and disadvantages of DFT analysis methods

方法	优点	缺点
马尔可夫模型	通过图形化的方式,使得系统“状态”之间的转移有清晰直观表示;可以用于可修系统	面对较大规模DFT,马尔可夫模型容易面临“状态空间爆炸”难题,从而导致求解困难;设备失效时间和修复时间需服从指数分布
组合法	克服了Markov状态空间爆炸难题和强制要求设备服从指数失效时间分布的限制	对于DFT结构函数的依赖较大;部分方法存在求解过于繁琐的问题,且在DFT规模较大时仍存在难以求解的情况
随机法 Monte Carlo随机模拟法	该方法对于系统组成、结构没有严格的限制,并能真实模拟系统随机响应的特点;能够对复杂的、多分布的DFT进行分析;维数的改变,仅可能造成抽样时间和估计量计算时间的增加,对误差毫无影响	对于小概率事件,计算成本较大,仅提供在统计意义下的近似解;当设备参数发生变化时,需要重新运算;相比于其他方法,在解决处理较低维数的实际状况时,收敛速度较慢
非随机伯努利序列法	相比于蒙特卡洛抽样法等其他方法,该方法有更高的计算精度和更快的收敛速度	仅适用于不可修DFT;计算效率依赖于随机伯努利序列长度
其他法 贝叶斯网络分析法	可对多状态系统可靠性进行定性分析与定量评估;可直观表示系统和部件的多种状态和状态概率	条件概率表的参数组合爆炸和备件节点失效时间仅能是指数分布;系统较大时,求解难度高,面临状态爆炸的问题
Petri网	可以较好地描述各种复杂系统的动态行为	对于大型复杂系统,因为PN模型的可达图难以获取,故而很难进行定性和定量分析;PN可靠性指标求解也面临着适用范围较窄和指数爆炸的问题

## 2 核能系统中的时序失效行为及其特性

纵深防御理念和单一故障准则是保障核安全的基本思想和重要途径。采用大量冗余设计是核电厂安全设计的一个重要方面,这也决定了核能系统广泛存在时序失效行为。通过对核能系统进行设计和运行分析,核能系统的时序失效行为主要存在于如图4所示的几种情况:

(1)数字化仪控系统(Digital I&C System)。数字化仪控系统通过计算机硬件和控制系统软件平台执行各种复杂的核电厂控制功能,与纯硬件系统相比,计算机软件系统具有显著的冗余设计特性,广泛存在时序失效行为。例如反应堆功率数字化冗余控制系统(简称RRS)采用热冗余双处理器配置,分别为系统A和系统B,每一个系统又都含有双冗余微处理器,时序失效行为显著。

(2)安全系统内部。核能安全系统需要在事故工况下执行规定的安全功能,需要较高的运行可靠性,因此,关键安全系统内部一般采用多样化冗余设计,比如压水堆,其高压安注系统中泵往往采用三组备用列配置。此外,给水泵系统也采用主给水泵和备用给水泵的冗余配置结构。

(3)安全系统之间。核能系统发生始发事件后,会触发安全系统系列响应,这些安全系统会以一定的响应规程依次投入运行,同时安全系统的响应依赖于某些监测设备的触发信号,一旦这些监测设备提前失效,安全系统就无法正常启动。因此,始发事件发生后,安全系统之间会呈现时序失效行为。

(4)能动系统与动力源。核能系统采用大量的能动系统,如泵系统、阀系统、控制棒系统,仪表系统等,这些能动设备的功能依赖厂内或场外的动力源支持(如电、压缩空气等),一旦丧失动力源,所有相关系统就会失效,而相关系统失效对动力源不产生影响,其属于功能相关失效(时序失效的一种)。因此,能动系统与动力源之间往往出现功能相关时序失效行为。

(5)操作员的干预行为。按照操作规程,核电厂发生事故后,在某些设备(如能动阀门、自动开关等)无法正常开启时需要操作员手动干预。在某些事故场景下,操作员会随着事故演进进行不同的干预,由于受到各种主观和客观因素的影响,操作员可能会干预失败。因此,在核能系统

事故进程中,操作员的干预行为可能会出现时序失效行为。

为确保反应堆的安全,核能安全系统往往需要发挥三大安全功能:反应性控制、余热排除、放射性物质包容。这些安全功能的实现往往需要投入大量的安全系统、操作人员、仪表仪控以及其他辅助设施协同执行。由于人机交互、软硬件交互、严格的操作规程以及安全系统遵循纵深防御理念依次投入,相对于其他工业系统,核能系统的时序失效特性更为复杂,主要表现为复杂耦合的时序失效行为以及系统规模较大。其中,复杂耦合的时序失效行为体现在系统和设备两个层级,在系统层面,由于多个系统因共享设备的耦合,可能出现多种时序失效行为在时间和空间上的深度耦合;在设备层面,设备的失效概率可能在特定的任务时间上出现频率型、概率型以及时间分布型的叠加效应。

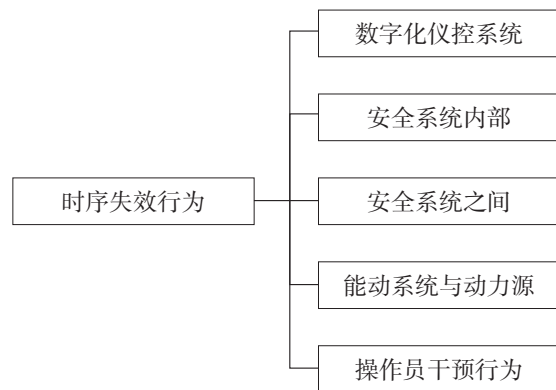


图4 时序失效行为的存在场景

Fig. 4 Scenarios with temporal failure behaviors

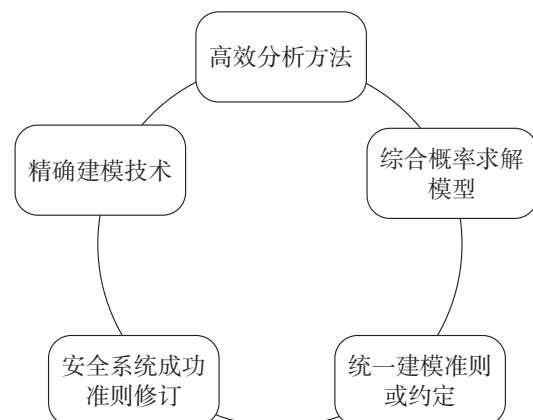


图5 未来DFT在核能系统中的发展方向

Fig. 5 The future development direction of DFT in nuclear energy systems

### 3 DFT在核能系统可靠性评估中的应用现状与前景展望

核能系统由于冗余设计而广泛存在时序失效行为,传统静态故障树无法对此进行建模分析。近年来,基于DFT的系统可靠性评估方法在核能领域有了初步的应用,2008年,Dehlinger J对核电厂数字化给水控制系统可靠性进行了DFT建模和分析,并就DFT如何在核电厂PSA应用给出了建议<sup>[30]</sup>。2009年,K. Durga Rao使用DFT对核电厂电力供应系统和功率控制系统进行建模并使用蒙特卡罗模拟的方法进行求解,论证了DFT方法应用于解决大规模问题的可行性<sup>[31]</sup>。2015年,戈道川通过DFT建模和数值仿真,对含有多失效行为的核电厂供电系统进行了可靠性分析,结果显示相比于以往方法DFT方法更具优势<sup>[32]</sup>。2018年,吴镛针对AP1000安全级仪控系统的PMS系统进行了DFT建模,最终得到了安全技术仪控系统的失效模式和对系统失效影响较大的部件<sup>[33]</sup>。2019年,钱虹针对核反应堆稳压器数字压力控制装置开展了基于DFT的可靠性分析,给出了可靠性优化程度相对较高的控制逻辑模块<sup>[34]</sup>。2020年,戈道川对聚变装置一体化除氚系统可靠性进行了DFT建模分析,得到关键部件的重要度排序,并就系统可靠性优化给出了见解<sup>[5]</sup>。总体而言,DFT在核能系统中应用范围和深度较为有限,主要限于关键安全系统以及仪表仪控系统的可靠性评估。

DFT在核能系统可靠性评估中所具有的优势是无法被忽视的,DFT集成动态逻辑门可以对核能系统的时序失效行为进行精确建模,分析的结果更加贴近实际。大量研究结果表明,DFT可以识别潜在的事故场景以及释放核能系统被保守评估的风险,有助于提高核能系统的安全性和经济性。未来可利用DFT建模和分析技术对核能系统进行可靠性分析,识别潜在隐含的设计薄弱环节,进行有针对性的优化设计,进而提高核能系统整体安全性;此外,利用DFT还可以对核能系统的维修大纲进行优化,减缓由于保守风险导致过高的维修强度(减少维修频次和持续时间等),提高经济性。目前核电厂概率安全研究趋势正朝着对真实系统的失效行为进行精确建模分析(即最佳估算)的方向发展,虽然现在DFT在

核能系统中的应用并不充分,但其特性决定了其在核能系统可靠性精确评估与概率安全分析有着广阔的应用前景和较大的研究价值。受限于建模方法和分析技术,DFT的分析对象相对简单,规模较小(限于系统级),未能针对核能系统的时序失效特点进行深度DFT建模和分析,未能研究时序失效对整个核能系统事故风险的影响。当前设备失效类型也仅限于时间相关失效,未能分析设备频率型和概率型失效的叠加影响。此外,鉴于核能系统可靠性和风险模型规模较大,需要高效的求解算法,这些都为未来发展先进核电厂DFT评价方法和技术提出了新的要求。

### 4 未来DFT在核能系统中的发展方向

综上所述,由于核能系统规模较大、设备部件失效类型复杂,加之当前DFT的建模方法和分析技术有所不足,导致了DFT在复杂核能系统可靠性评价应用范围较小的现状。为了进一步提升和拓展DFT计算效率和建模能力,同时结合当前DFT在核能系统实际应用中存在的主要问题,本文提出了5个未来发展方向(如图5所示):

(1)高效分析方法:为了保障运行安全,核能系统需要对高风险的配置进行快速评估和响应,而核能系统结构复杂且规模较大,这为大型DFT的求解效率提出了更高的要求。尤其是含有维修事件的DFT,目前分析方法主要依赖于马尔科夫链模型法,对大系统的求解效率低;

(2)精确建模技术:核能系统普遍存在典型的共因失效,共因失效分析是传统PSA分析的重要内容,这些共因失效可能与系统时序失效耦合在一起,形成更为复杂的失效行为,如何在DFT中体现对共因失效的建模能力,尚需要发展更为精确的建模技术;

(3)综合概率求解模型:当前DFT概率求解模型的建立依赖于设备或部件的失效时间,核能系统广泛存在频率型和概率型的设备失效事件,其发生概率在时间尺度上是一个独立的常量,如何对含有频率型和概率型的时序失效事件(割序)进行概率建模和求解,仍然是一个技术挑战;

(4)安全系统成功准则修订:传统核能系统PSA模型的建立,需要借助确定论分析技术给定安全系统的成功准则,而在动态事件树和故障树的核能系统风险模型中,时序失效行为必将影响

安全系统的成功准则,未来利用DFT分析核能系统的事故风险时,必然要对安全系统成功准则进行修订,以便建立的风险模型与客观实际一致;

(5)统一建模准则或约定:为了减少人为建模的不确定性,需要更全面地梳理和分析核能系统的时序失效特性,建立时序失效场景与动态逻辑门之间的映射关系,制定统一的核能系统DFT建模准则或约定,尽量在统一的建模准则或约定下,建立的DFT模型相差不多,以更好地推动DFT在核能系统可靠性和PSA中的应用。

截至目前,DFT在核能系统可靠性评估中的应用范围和水平都较低,本文期望可以为动态故障树方法在核能系统可靠性和概率风险分析中的深入应用提供理论依据和实践指导,并为进一步提升核能系统的安全性和经济性提供有益的参考和建议。

### 参考文献

- [1] Dugan JB, Salvatore JB, Boyd MA. Dynamic fault-tree models for fault-tolerant computer systems [J]. IEEE Transactions on Reliability, 1992, 41 (3):363-373.
- [2] 田嘉夫.安全经济高效的先进能源 [J].核科学与工程, 2016, 36 (05):579-589.
- [3] 董毅漫,张弛,宋大虎,等.我国核电安全目标发展取向的思考 [J].核安全, 2012 (04):10-15.
- [4] 欧阳中华,胡劲松.M310型核电站给水泵配置优化探讨 [J].核动力工程, 2006 (02):78-82.
- [5] Ge DC, Chen SQ, Chen Chao, et al. Reliability evaluation of integrated detritiation system for fusion reactors based on DBDT approach [J]. Fusion Engineering and Design, 2020, 160:1-8.
- [6] ITER. Accident Analysis Report (AAR) - III.
- [7] Liu D, Zhang C, Xing L, et al. Quantification of cut sequence set for fault tree analysis [C]. HPCC lecture notes in computer science. 4728. Houston, USA: Springer-Verlag; 2007.
- [8] Merle G, Roussel JM, Lesage JJ. Algebraic determination of the structure functions of dynamic fault trees [J]. Reliability Engineering and System Safety, 2011, 96:267-77.
- [9] Rauzy A, Chaire Ble'riot-Fabre. Towards a sound semantics for dynamic fault trees [J]. Reliability Engineering and System Safety, 2015, 142:184-191.
- [10] Rauzy A. Sequence Algebra, Sequence Decision Diagrams and Dynamic Fault Trees [J]. Reliability Engineering and System Safety, 2011, 96:785-792.
- [11] Heidtmann KD. Smaller Sums of Disjoint Products by Subproduct Inversion [J]. IEEE Transactions on Reliability, 1989, 38 (3):305-311.
- [12] Rauzy A, Chatetet E, Dutuit Y. A practical comparison of methods to assess sum-of-products [J]. Reliability Engineering and System Safety, 2003, 79:33-42.
- [13] Xing L, Shrestha A, Dai Y. Exact combinatorial reliability analysis of dynamic systems with sequence-dependent failures [J]. Reliability Engineering and System Safety, 2011, 96 (10):1375-1385.
- [14] Merle G, Roussel J, Lesage J. Dynamic fault tree analysis based on the structure function [C]. 2011 Proceedings-Annual Reliability and Maintainability Symposium. IEEE, 2011.
- [15] Shrestha M, et al. complete sequence set generation algorithm for reliability analysis of dynamic systems with sequence-dependent failures [C]. Proceeding of the 16th ISSAT International Conference on Reliability and Quality in Design, 2010.
- [16] 刘东,王波,张红林.割序集模型中顺序失效符的推演规则 [J].计算机科学, 2012, 39 (05):234-238.
- [17] Ni J, Tang W, Xing Y. A simple algebra for fault tree analysis of static and dynamic systems [J]. IEEE Transactions on Reliability, 2013, 62 (4):846-861.
- [18] Ge DC, Lin M, Yang YH, et al. Reliability analysis of complex dynamic fault trees based on an adapted K.D. Heidtmann algorithm [J]. Proceedings of the Institution of Mechanical Engineers, Part O: Journal of Risk and Reliability, 2015, 229 (6):576-586.
- [19] Ge DC, Yang YH. Reliability analysis of non-repairable systems modeled by dynamic fault trees with priority AND gates [J]. Applied Stochastic Models in Business and Industry, 2015, 31 (6):809-822.
- [20] Ge DC, Lin M, Yang YH, et al. Quantitative analysis of dynamic fault trees using improved sequential binary decision diagrams [J]. Reliability Engineering and System Safety, 2005, 142:289-299.
- [21] Ge D, Yang Y. Negating a generalized cut sequence: Bridging the gap between dynamic fault trees quantification and sum of disjoint products methods [J]. Quality and Reliability Engineering International, 2017, 33 (2):357-367.
- [22] Ge D, Li D, Lin M, et al. SFRs-based numerical simulation for the reliability of highly-coupled DFTs [J]. Eksploatacja i Niezawodnosć - Maintenance and Reliability, 2015, 17 (2):199-206.
- [23] Han J, Chen H, Liang J, et al. A stochastic computational approach for accurate and efficient reliability evaluation [J]. IEEE Transactions on Computers, 2014, 63 (6):1336-1350.
- [24] Zhu P, Han J, Liu L, et al. A stochastic approach for the analysis of fault trees with priority AND gates [J]. IEEE Transactions on Reliability, 2014, 63 (2):480-494.
- [25] Zhu P, Han J, Liu L, et al. A stochastic approach for the analysis of dynamic fault trees with spare gates under probabilistic common cause failures [J]. IEEE Transactions on Reliability, 2015, 64 (3):878-892.
- [26] 苗祚雨.基于确定随机Petri网和蒙特卡洛仿真的动态故障树定量可靠性分析方法研究 [D].北京交通大学, 2014.
- [27] Boudali H, Dugan JB. A discrete-time Bayesian network reliability modeling and analysis framework [J]. Reliability Engineering and System Safety, 2005, 87 (3):337-349.

- [28] Boudali H, Dugan JB. A continuous-time Bayesian network reliability modeling, and analysis framework [J]. IEEE Transactions on Reliability, 2006, 55 (1) :86-97.
- [29] Codetta-Raiteri D. The conversion of dynamic fault trees to stochastic Petri nets, as a case of graph transformation [J]. Electronic Notes in Theory Computer Science, 2005, 127 (2) :45-60.
- [30] Dehlinger J, Dugan J B. Analyzing dynamic fault trees derived from model-based system architectures [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2008, 40 (5) :365-374.
- [31] K. Durga Rao, V. Gopika, V.V.S. Sanyasi Rao, et al. Dynamic fault tree analysis using Monte Carlo simulation in probabilistic safety assessment [J]. Reliability Engineering and System Safety, 2008, 94 (4) .
- [32] 戈道川, 杨燕华, 张若兴, 等. 考虑多失效行为的核电厂可修系统可靠性数值仿真 [J]. 原子能科学技术, 2015, 49 (08) :1410-1416.
- [33] 吴镔. 基于动态故障树的核电安全级仪控系统可靠性分析及应用 [D]. 东南大学, 2018.
- [34] 钱虹, 古雅琦, 刘鑫杰. 基于动态故障树的核反应堆稳压器数字压力控制装置可靠性研究 [J]. 核动力工程, 2019, 40 (03) :103-108.

## Dynamic Fault Tree Technology and its Application Prospects in Probabilistic Safety Assessment of Complex Nuclear Energy Systems

Wang Shaoxuan<sup>1,2</sup>, Guo Dingqing<sup>3,4</sup>, Li Xueli<sup>1,2</sup>, Lin Zhixian<sup>1,2</sup>, Ge Daochuan<sup>1,\*</sup>, Wang Jianye<sup>1</sup>

(1. Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, HIPS, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China; 2. University of Science and Technology of China, Hefei 230026, China; 3. School of Nuclear Science and Engineering, Shanghai Jiaotong University, Shanghai 200240, China; 4. China General Nuclear Power Engineering Design Co., Ltd., Shenzhen 518000, China)

**Abstract:** Using dynamic fault trees (DFTs) to make up for the deficiency of traditional fault tree to model the time series failure behavior of the system, and to improve and perfect the reliability and probabilistic risk analysis (PSA) method of the existing nuclear power plant system, has become a trend of the probabilistic safety research of nuclear power plants. During the past 30 years, the modeling theory and analyzing techniques of DFTs have become more and more mature, three main analysis methods are formed: Monte Carlo (MC) numerical simulation, Markov chain model and combination method. This article explained DFTs analysis methods, their applications in the reliability evaluation of nuclear energy systems, and the future development trend. This paper focused on analyzing the characteristics of the DFTs analysis methods, and put forward the sequential failure behaviors and characteristics of nuclear power plants, as well as the future development direction of DFTs in nuclear energy systems. This article was expected to provide theoretical basis and practical guidances for the application of DFTs methods in nuclear energy systems reliability and probabilistic risk analysis.

**Key words:** Dynamic fault tree, Nuclear systems reliability, Monte Carlo numerical simulation, Markov chain model, Combinatorial method

(责任编辑:梁晔)

李文蛟. 冬季SEC泵备用状态下积气形成机理的理论及模拟实验研究 [J]. 核安全, 2021, 20(4): 92-99.

Li Wenjiao. Theoretical and Simulation Experiment Research on the Formation Mechanism of Gas Accumulation Under the Standby State of Seawater Pump in Winter [J]. Nuclear Safety, 2021, 20(4): 92-99.

## 冬季SEC泵备用状态下积气形成机理的理论及模拟实验研究

李文蛟

(辽宁红沿河核电有限公司, 辽宁, 大连 116319)

**摘要:** 某北方核电站重要海水系统的海水泵 (SEC 泵), 在冬季备用状态下发生积气而无法启动, 针对该现象, 开展了静态条件下低温海水受环境加热析气特性的理论研究; 建立了模拟实验系统, 研究 SEC 泵的泵腔积气形成过程、海潮涨落下泵腔积气的演化特征、不同排气管倾角下气液两相流特征; 在此基础上, 分析了现场条件、排气系统缺陷等导致泵腔积气的机理, 提出了 SEC 泵排气系统改造方案。研究表明, 环境温度、海水的初始温度对海水中溶解氧总析出速率和氧气析出总量影响较大、盐度对海水中溶解氧总析出速率影响较小; SEC 泵的泵腔积气形成过程具有明显的阶段性特征; 在某核电站重要厂用海水系统的布置方式下, SEC 泵区域海水的赋存量、SEC 泵运行状态切换周期及运行环境等因素, 均有利于冬季 SEC 泵备用期间海水溶解气体的大量析出; 海潮的涨落, 均有助于积气的排放; 排气管倾角对气液两相流动特征有显著影响, 该排气系统存在的设计缺陷, 导致海水析出气体在泵腔区域的积聚而形成体积可观的气腔。基于上述研究结论, 提出的排气系统改造方案并在 4 台机组上应用, 成功解决了该核电站冬季备用期间 SEC 泵积气无法启动而可能丧失核岛热阱的风险。

**关键词:** 重要厂用海水系统; 低温海水; 析气; 积气; 两相流

**中图分类号:** TL38 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2021) 04-0092-08

核电站的运行经验表明, 在安全系统中不凝气体的堆积可能会影响系统既定安全功能的实现。这个问题已经引发了业界的高度关注。比如美国核电运行研究所 (INPO), 针对不凝气体积聚问题, 发布了一系列文件<sup>[1]</sup>。随着我国核电运行堆年的增加, 近年来也发生多起因不凝气体积聚引发的事件, 其中, 作为核岛最终热阱的核电站重要厂用水系统 (SEC), 因 SEC 泵的泵腔积气而无法启动的事件, 尤为重要。比如国内某北方核电站重要厂用水系统, 在冬季曾发生多起因泵腔存在大量积气而无法实现自动启动的重要事件。

由于行业的特殊性以及 SEC 系统的复杂性, 对于 SEC 泵积气而无法启动的问题, 目前报道的研究很少。刘生根等人对国内核电站出现的 SEC

泵积气现象作了一般性理论分析, 认为积气的来源, 通过发生在排气管内的“倒虹吸”现象把空气吸入泵腔<sup>[2]</sup>。然而这一分析, 无法解释为何北方核电站 SEC 泵积气而启动失败的事件均发生于冬季。胡新泽等人则认为, SEC 泵积气的来源, 主要来源于因停泵水锤导致的排气管抽气<sup>[3]</sup>。这一分析也无法解释一些机组现象, 比如当排气管阀门处于关闭状态, 从排气管不可能抽气, 但依然会发生 SEC 泵腔积气无法启动的事件。

国内某北方核电站 SEC 泵积气而无法启动的事件, 均发生在冬季 SEC 泵处于备用状态一段时间之后。对这一过程中机组的状态进行大量分析, 发现泵腔大量积气来源于海水受热析出的溶解气体; 而 SEC 泵排气系统存在缺陷导致析气无法顺利排泄, 进而在泵腔区域形成积气。然而

收稿日期: 2020-10-22

修回日期: 2020-12-31

作者简介: 李文蛟 (1967—), 男, 陕西富平人, 工学博士, 教授, 工程热物理专业, 现主要从事核电技术工作

对SEC泵积气过程的详细机理尚不清楚,需要开展深入研究,以期在此基础上解决这一重要机组问题。

本文开展了静态海水中溶解气体动态析出动态特性分析,研究了环境温度、水的初始温度、盐度等关键参数对水中溶解氧动态析出过程的影响;在分析SEC系统及运行特征等基础上,建立了针对SEC泵积气现象的简化模拟实验系统;在模拟实验系统上,对低温海水受热析气现象进行直接观察;研究泵腔积气形成的过程特征、海潮涨落影响下的气腔演化特征、排气管中气液两相流特征等。在此基础上,寻求解决这一机组重大技术问题的方案。

## 1 静态海水中溶解气体析出动态特性分析

首先构建了简化的研究对象(如图1),选取以氧气作为代表性气体。该简化的研究对象由一个球形容器和稳压箱构成。球形容器内径300 mm,器壁为25 mm 铸钢。与大气联通的稳压箱中,海水的溶解氧与空气中的氧气达到平衡态。稳压箱中的水温可在研究范围(0~40℃)内调节并保持恒温。球形容器置于一相对大空间(如图中虚线范围),该空间的大气处于设定的恒温状态。该球形容器中的压力被稳压箱保持在标准大气压条件下。

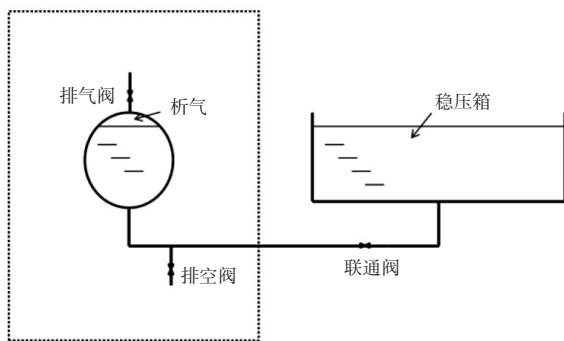


图1 简化的研究对象示意图

Fig.1 Simplified schematic diagram of research object

该研究对象的初始状态是这样设定的:开启排气阀、排空阀,待球形容器里的液体排空后,关闭排空阀;开启联通阀,给球形容器注入设定温度的海水;当排气阀中有液体排出时,关闭排气阀。

研究过程中,球形容器内的海水受大空间环境的加热。针对研究对象的特点,其毕渥准则数  $Bi = \alpha\delta/\lambda < 0.1$ ,对该加热过程,可以采用集中参数法<sup>[4]</sup>。

环境对水的加热量率:

$$Q_1 = FK\Delta T = 4\pi R^2 K(T_a - T_\tau) \quad (1)$$

式中: $R$ ——球形容器的内径;

$K$ ——总传热系数;

$T_a$ ——球形容器所在空间的环境温度;

$T_\tau$ :球形容器中海水 $\tau$ 时刻的温度。

水在升温过程中的吸热率:

$$Q_2 = (V_s - V_{gr})\rho C_p \frac{dT_\tau}{d\tau} \quad (2)$$

式中: $V_s$ ——球形容器的内体积;

$V_{gr}$ ——球形容器内 $\tau$ 时刻水受热析气所占体积;

$\rho$ ——海水的密度;

$C_p$ ——水的等压比热。

(1)、(2)联立成为稳态方程:

$$4\pi R^2 K(T_a - T_\tau) = (V_s - V_{gr})\rho C_p \frac{dT_\tau}{d\tau} \quad (3)$$

初始条件: $\tau=0$ 时, $T_\tau = T_0$ 。

在本研究条件下,由于析气过程比较缓慢,可作为准平衡过程处理。因此球形容器内水受热析气所占体积表述为:

$$V_{gr} = V_{T_0} - V_{T_\tau} \quad (4)$$

式中: $V_{T_0}$ ——初始温度时海水的溶解氧;

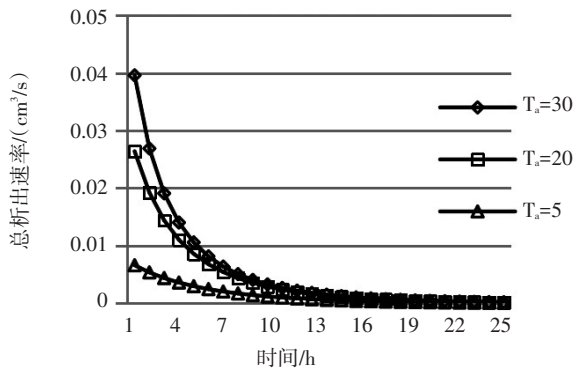
$V_{T_\tau}$ 为某温度时水的溶解氧。

水中的平衡溶解氧量计算,我们采用 Weiss 气体溶解度计算公式<sup>[5]</sup>。水中的平衡溶解氧量是水的温度、盐度的非线性函数。

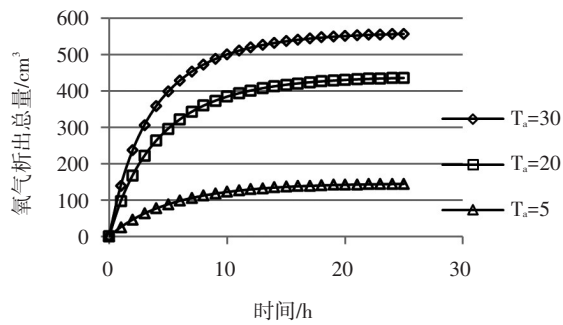
针对研究对象,采用上述数学模型,开展数值计算,可得到环境温度 $T_a$ 、海水的初始温度 $T_0$ 、盐度 $S$ 等特征参数对海水受环境加热溶解氧析出过程影响的规律。

(1) 环境温度对海水溶解氧析气过程的影响

图2显示了在水的初始温度为0℃,盐度为0的条件下,环境温度对海水溶解氧气析出的影响。在开始阶段,环境温度对氧气总析出速率有较大的影响。环境温度越高,氧气总析出速率越大。随着时间的延长,氧气总析出速率呈递减趋势。环境温度越高,氧气析出总量也越大。在持续20小时之后,氧气总析出量基本不变。



(a)环境温度对溶解氧总析出速率的影响

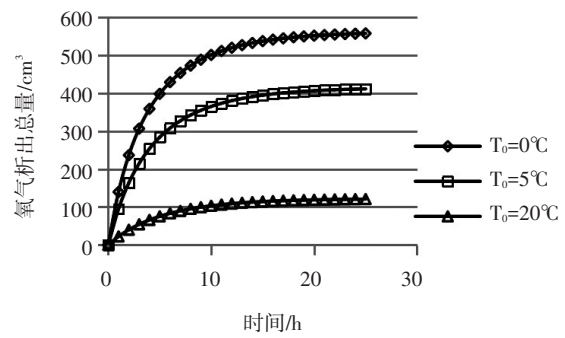


(b)环境温度对氧气析出总量的影响  
图2 环境温度对海水溶解氧气析出的影响

Fig. 2 Effect of ambient temperature on dissolved oxygen evolution in seawater

(2) 海水的初始温度对海水溶解氧析气过程的影响

图3显示了在环境温度为30°C,盐度为0的条件下,不同的海水初始温度对海水溶解氧气析出的影响。在开始阶段,海水初始温度越低,氧气总析出速率越大。氧气总析出速率随时间而衰减。海水初始温度越低,氧气析出总量也越大。

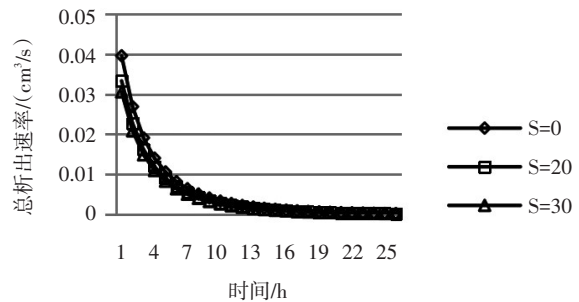


(b)海水初温对氧气析出总量的影响

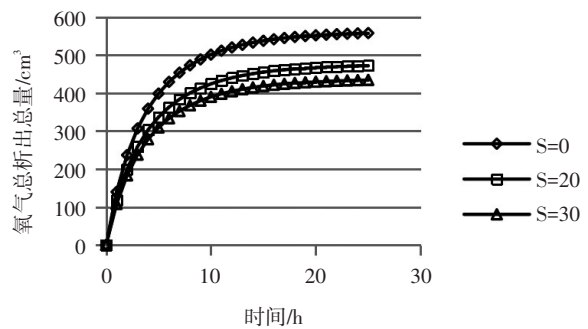
图3 水的初始温度对海水溶解氧气析出的影响

Fig. 3 Effect of initial temperature on dissolved oxygen evolution in seawater

(3) 盐度对海水溶解氧析气过程的影响



(a)海水盐度对溶解氧总析出速率的影响

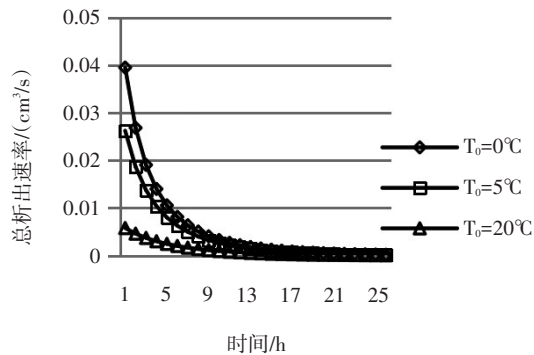


(b)海水盐度对氧气析出总量的影响

图4 盐度对海水溶解氧气析出的影响

Fig. 4 Effect of salinity on dissolved oxygen evolution in seawater

图4显示了在环境温度为30°C,海水的初始温度为0°C的条件下,不同的海水盐度对海水溶解氧气析出的影响。盐度越低,氧气总析出速率高,但差异不显著。同样,盐度越低,氧气析出总量也稍高。



(a)海水初温对溶解氧总析出速率的影响

## 2 SEC泵积气现象的模拟实验研究

### 2.1 实验系统简介

实验系统的设计,应能体现以下要求:符合SEC系统的空间分布特征;SEC泵腔积气过程的可视化;可模拟SEC泵备用状态下海潮涨落特征;可模拟排气管倾角对排气性能的影响。

建立的实验系统主要由稳压箱、实验段、相应的管线及测量装置构成(图5)。稳压箱是内径220 mm的圆柱形容器,有效高度260 mm;实验段是透明容器,容积1.5 L,其上部设析气监测段(ab),用来检测析气空间的状态;排气管(bcde)为内径6 mm的透明PVC管。在实验状态下,实验段析出的气体容积与稳压箱的容积相比很小,气体析出现象所导致稳压箱的液位变化可以忽略,因此该稳压箱用来模拟海面水位是合适的。实验段上部的析气监测段,用来模拟SEC泵的泵腔;实验段析气监测段的下部,用来模拟与SEC泵腔有连接管系中的局部海水区域。实验段的初始注入的低温海水,被环境加热。实验段设有水温检测点。实验段析出的气体,在实验段容器的顶部检测段聚集(析气监测段内径20 mm),积气的容积可由析气监测段检测;排气管模拟SEC泵的排气管道,cd段的倾斜度可调,排气立管上设有液位检测。

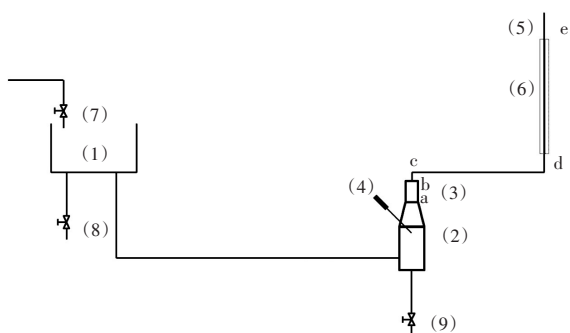


图5 实验系统流程简图  
 (1)稳压箱;(2)实验段;(3)析气监测段;(4)水温检测;(5)排气立管;(6)排气立管液位检测;(7)稳压箱补水阀;(8)稳压箱排水阀;(9)实验段排空阀

图5 实验系统流程简图

Fig. 5 Flow chart of experimental system

### 2.2 实验方法

实验用海水:在冬季,实验用海水直接从核

电厂附近大海中提取。

实验时,开启实验段排空阀、稳压箱排水阀,分别将实验段、稳压箱排空后关闭阀门。将低温海水注入稳压箱,低温海水逐渐注入实验段及排气管,注水阶段完成后,实验段为水实体,稳压箱、排气管液位稳定在某一高度。室温维持在恒定状态。实验段中的初始低温海水受环境加热而升温。实验过程中,间隔测量室温、实验段海水温度、析气监测段气腔高度、排气立管液位。

海潮涨落影响下的气腔演化特征实验,是在析气过程达到动态平衡,当系统处于稳定状态时,打开稳压箱的补水阀,给稳压箱补水以改变其液位,模拟海水涨潮过程;同样,系统处于稳定状态时,打开稳压箱的排水阀,以降低其液位,模拟海水落潮过程。

以c为原点,通过调节cd段管道与水平线之间的夹角,模拟排气管倾角对排气过程气液两相流动的影响。

### 2.3 结果与讨论

#### 2.3.1 气体析出过程中的主要特征

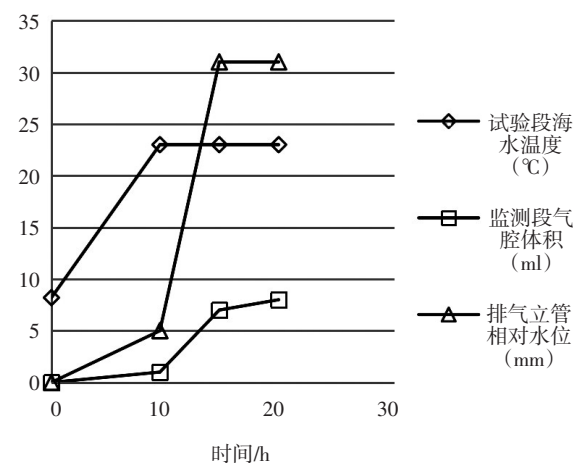


图6 主要监测参数随时间变化曲线  
 (室温:23℃;海水初始温度8.2℃)

Fig. 6 Curve of main detection parameters with time  
 (ambient temperature, 23℃;  
 initial temperature of seawater, 8.2℃)

图6显示了实验段容器中的低温海水,在环境加热下其温度升高过程中主要监测参数随时间变化的曲线。实验环境温度23℃,海水初始温度8.2℃。由图可见,实验段海水温度在经历一

个阶段的上升和环境温度达到平衡后趋于稳定。从监测段气腔体积的变化特征来看,实验段容器中海水受热气体析出过程包括三个阶段:起始段的缓慢析出阶段、快速析出阶段和平衡段。排气立管中相对水位的变化趋势和监测段气腔体积的演化趋势呈现一致。

气体在水中的溶解,存在以下两种机理<sup>[6]</sup>:(1)气体间隙填充溶解机理。该机理认为水分子之间存在间隙,气体分子则填充于间隙;间隙中的气体可以采用气体状态方程描述。(2)气体水合作用溶解机理。认为气体和水分子之间存在水合作用。在一定温度和压力条件下,气体和水分子形成水合物,存在下述平衡: $G_{(g)} + nH_2O_{(l)} \rightleftharpoons G \cdot nH_2O_{(l)} + Q$ 。海水中的气体溶解度,就是由上述两种溶解机理共同决定的。当海水温度提高而压力维持稳定时,这两种溶解机理都存在气体的溶解度降低的效应,导致海水中溶解气体的析出。

在实验开始时,监测段没有气体;排气立管中的水位和稳压箱中液位在同一水平面,将其标记为排气立管液位原点。

从实验段析出的气体,会逐渐在析气监测段聚集而形成积气。积气的出现导致局部压力抬升,引发流体压力场的失稳,积气段上、下部分的海水出现调整性运动。积气段上部的海水向排气立管方向流动,使得排气立管中相对水位上升;积气段下部的海水,沿实验段与稳压箱之间的连接管,向稳压箱方向流动。但是由于这部分流量比较小,不足以使稳压箱水位发生明显的改变。当实验段海水温度和环境温度达到平衡,析气达到了动态平衡,排气立管中相对水位便保持稳定。

在实验达到平衡稳定状态时,观察到排气立管中水位的相对上升高度,和析气监测段中气体的高度是基本一致的。这一实验系统,宏观上构成一个U形管。在稳定状态时,气腔高度和排气立管中水位的相对上升高度接近时,才能维持U形管两侧液体的静力平衡。基于此,可以分析气腔高度可能达到的极限。在气体析出过程,实际上在cd段,气体在不断挤压其中的液体向右侧运动,只有当气体把cd段的原有液体全部挤出后,气体的排放通道才会打通。因此,排气立管中水位的相对最大上升高度,应该基本接近与cd段的

长度(cde管段的内径相同)。平衡稳定状态时,析气监测段中气体的高度,即气腔高度,可能达到的极限和cd段的长度接近。由此我们可以推断,在实际机组上,如果SEC泵排气管线内径一致,排气管线中液面高度以下的所有近水平段(或下倾段)管线长度之和,是在析气稳定状态下,泵腔区域所形成的气腔高度的极限值。

### 2.3.2 海潮涨落影响下的气腔演化特征

图7显示了模拟涨潮过程中主要参数的变化。从图可以看到,随着稳压箱相对水位的上升,监测段气腔体积有所下降,但变化幅度不很大;而排气立管中相对水位的变化很明显。

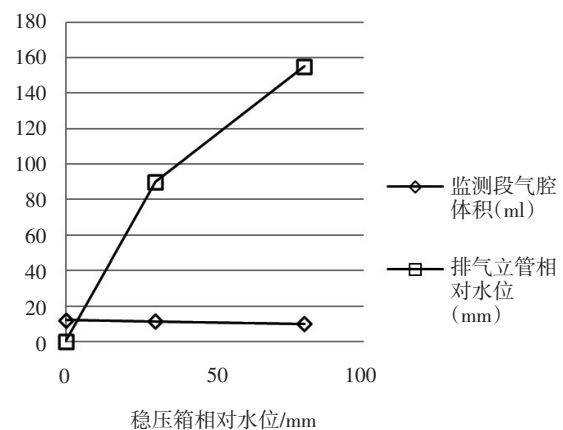


图7 模拟涨潮过程的参数变化

Fig. 7 Parameter variation of simulated rising tide process

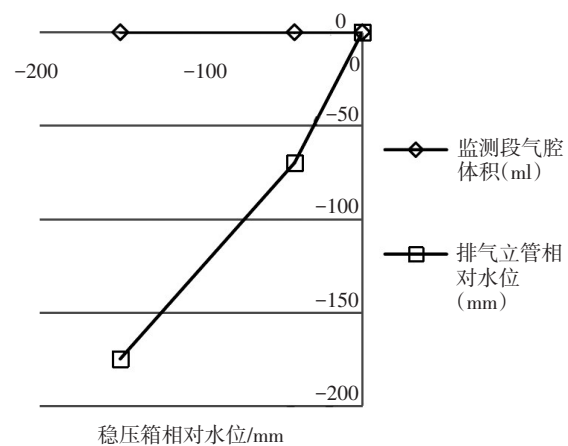


图8 模拟落潮过程的参数变化

Fig. 8 Parameter variation of simulated falling tide process

随着稳压箱水位的上升,压力波通过连接管道传导至析气监测段的气腔,引起气腔压力的震

荡式提高。气腔压力的升高,产生两方面的效应:其一,根据气体状态方程,气腔的体积会出现收缩趋势;其二,气腔压力的改变,打破了气腔与上部流体之间界面的压力平衡,导致气腔向上游的扩张趋势并推动流体在排气管内的运动。这一动态过程一直持续到新的平衡的建立。随着稳压箱水位的继续上升,可观察到气体呈弹状,开始沿cd管向垂直排气管方向运动。当弹状气体从水平段进入垂直排气管后,引起排气立管中相对水位的迅速上升,直至气体排出液面而出现液面的塌陷收缩。

图8是模拟落潮过程的参数变化。从图中可以看到,随着稳压箱相对水位的下降,监测段气腔体积基本维持不变,而排气立管中相对水位明显下降。稳压箱液位的下降,引起气腔压力的震荡式下跌,气腔下部液位出现回落的趋势;气腔与上部液体交界面压力不再平衡,导致液体由排气管道向气腔区域的逆向流动而进入气腔,使得气腔下部液位回落的趋势得到补偿,实验发现监测段气腔底部位置未发现明显改变。随着稳压箱液位的持续下降,cd管道的左端出现气体空间,并向与液体运动相反方向缓慢移动,直至弹状气团离开cd末端进入垂直排气管段而排掉。

以上分析可见,海潮的涨落,均有助于积气的排放。

### 2.3.3 不同倾角下排气管中气液两相流特征

国内外对倾斜管道中气液两相流的研究,文献报道很少,而且主要是针对强迫流动,如马俊等人开展的研究<sup>[7]</sup>。本文涉及的倾斜管道中气液两相流,属于存在气液两相的自然流动现象。图9显示了排气管倾角对气液两相流影响。在模拟排气管倾角对排气过程影响之前,实验系统主要状态如下:cd段管道与水平夹角 $\alpha=0^\circ$ ,监测段气腔体积6 ml,cd段管道入口气体段长度45 mm,气相处于静平衡状态,排气立管中水位保持稳定并作为随后实验中排气立管中水位监测原点。调节 $\alpha=10^\circ$ 进行观察,发现cd段管道中气体呈弹状,占据管道的截面上部,向出口方向缓慢运动。这是因为随着管道倾角的增大,气相浮力在管道方向的分力 $f_s$ 克服了气块的移动阻力(液相剪切力 $\tau_l$ 及管壁剪切力 $\tau_w$ ,如图10)。气块进入立管后,占据了立管入口的整个管道截面,在迅速增加的运动方向的浮力作用下,气块移动速度加快,推

动立管水位上升,当气块排出立管后,立管水位迅速坍塌,液位下降。调节 $\alpha=15^\circ$ 进行观察,情况与 $\alpha=10^\circ$ 基本一致。当调节 $\alpha=20^\circ$ 时,发现cd段管道中的弹状气块被拉长,移动速度加快,进入立管后迅速排出。

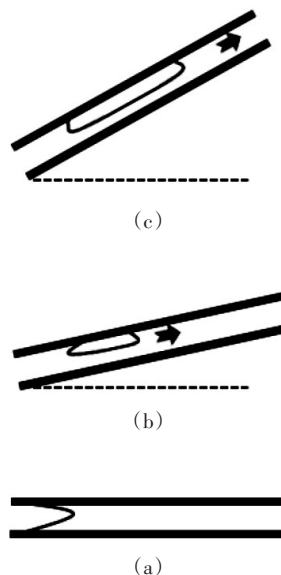


图9 排气管CD段倾角对气液两相流影响的特征示意图  
(a) $0^\circ$ ; (b) $10^\circ$ ; (c) $20^\circ$

Fig. 9 Characteristic diagram of influence of exhaust pipe (CD) inclination angel on gas liquid two phase flow: (a) $0^\circ$ ; (b) $10^\circ$ ; (c) $20^\circ$

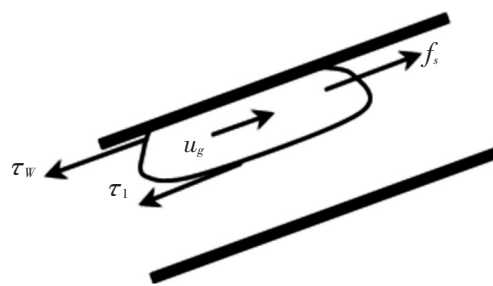


图10 倾斜排气管中弹状气流示意图

Fig. 10 Schematic diagram of slug flow in inclined exhaust pipe

## 3 SEC泵在现场备用状态下海水析气特征、气腔形成机理及改造方案

从上述理论研究和实验分析中可以看到,初始状态下,低的海水温度、高的环境温度、相对较长的析出过程持续时间以及海水容量的增加,均

有利于该过程中更多气体的析出。

图 11 是该重要厂用水泵总装图。重要厂用水系统的 SEC 泵被置于重要厂用水系统的泵坑。由泵坑的采暖和通风系统,将泵坑的温度维持在设计温度(5~40℃)。

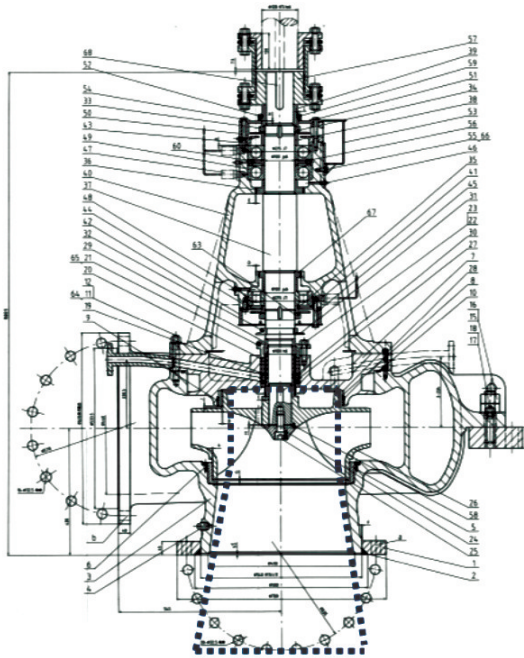


图 11 重要厂用水泵总装图

Fig. 11 General assembly drawing of essential service water pump

在冬季,该核电厂海水取水口海水温度很低,历史最低海表温度达 $-2.5^{\circ}\text{C}$ 。电厂的备用泵一般至少处于1周左右的备用状态,海水中溶解气体的析出时间很充分。泵壳区域以及下部的入口管线,所赋存的海水量很可观(见图中虚线区域)。

这些条件,使得在冬季 SEC 泵较长的备用期间,可以析出大量的溶解气体。

对改造前重要厂用 SEC 泵排气管道分析发现,在平均海平面设计水位以下,有几个排气管段是近水平布置的。实验研究已经发现,这些近水平布置的管道的存在,不利于积气的排放。

综合模拟实验的结果及分析发现,SEC 泵布置及运行切换特征等条件,使得冬季在 SEC 泵备用期间产生大量析气,而排气系统的布局设计所存在的缺陷,导致析气无法及时顺畅的排放,从而在泵腔叶轮区域形成很大的气腔。

要解决泵腔叶轮区域形成的积气问题,在理论上两个途径,其一,抑制泵腔区域海水析气

现象;其二,改造现有排气管道系统,使海水析气能及时排掉,避免积气的发生。但从上述研究来看,第一个技术路径是不现实的,而第二个技术路径,是比较可行的方法,也不存在核安全风险。

基于此,提出了通过对排气管道布局进行改造,以解决问题的方案(图 12)。该方案,将排气管道系统中几个近水平布置的排气管道部分,改成垂直布置或高倾角上扬布置。该核电厂组织合作单位,对在运的四台机组完成了工程改造。机组运行表明,SEC 泵冬季备用期间泵腔积气无法启动的重大技术问题,得到了彻底解决,确保了核岛最终热阱的可靠性。

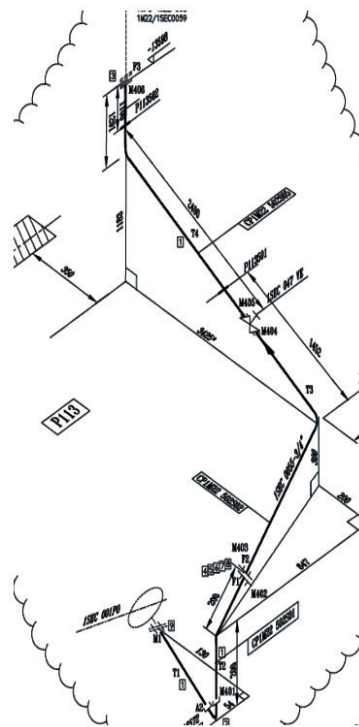


图 12 改造后 SEC 泵排气系统局部管道安装图

Fig. 12 Local pipeline installation drawing of exhaust system after transformation

## 4 结论

(1)环境温度、海水的初始温度对海水中溶解氧总析出速率和氧气析出总量影响较大、盐度对海水中溶解氧总析出速率影响较小;

(2)SEC 泵的泵腔积气形成过程具有明显的阶段性特征;

(3)在某核电厂重要厂用海水系统的布置方式下,SEC 泵区域海水的赋存量、SEC 泵运行状态

切换周期及运行环境等因素,均有利于冬季SEC泵备用期间海水溶解气体的大量析出;

(4)海潮的涨落,均有助于积气的排放;

(5)排气管倾角对气液两相流动特征有显著影响,该排气系统存在的设计缺陷,导致海水析出气体在泵腔区域的积聚而形成体积可观的气腔。

(6)提出的排气系统改造方案并在4台机组上应用,成功解决了该核电厂冬季备用期间SEC泵积气无法启动而可能丧失核岛热阱的风险。

#### 参考文献

[1] 赵丹妮, 刘乐, 杨鹏, 等. 美国核电厂不凝气体管理问题研究

现状与进展 [J]. 核安全, 2014, 13 (4): 45-50

[2] 刘生根, 李德睿, 吴桐. 核电厂重要厂用水泵腔积气共性问题原因分析及改进 [J]. 水泵技术, 2019, 3: 49-52

[3] 胡新泽, 杨富江, 姚正军. 核电厂核岛重要厂用水泵气缚故障分析及处理 [J]. 水泵技术, 2019, 4: 50-52

[4] 杨世铭, 陶文铨. 传热学 [M]. 北京: 高等教育出版社, 2018;

[5] 王江涛, 谭丽菊. 海洋物理化学 [M]. 青岛: 中国海洋大学出版社, 2015;

[6] 付晓泰, 王振平, 卢双舫. 气体在水中的溶解机理及溶解度方程 [J]. 中国科学, 1996, 26 (2): 124-130

[7] 马俊, 韦蓝兰. 上斜管线两相流型转换条件的研究 [J]. 石油化工应用, 2015, 34 (12): 98-101, 112

## Theoretical and Simulation Experiment Research on the Formation Mechanism of Gas Accumulation Under the Standby State of Seawater Pump in Winter

Li Wenjiao

(Liaoning Hongyanhe nuclear power plant, Co., Ltd., Dalian 116319, China)

**Abstract:** The sea water pump (SEC pump) of an important seawater system in a North nuclear power plant failed to start up due to gas accumulation in winter. In view of this phenomenon, the theoretical research on the gas evolution characteristics of low-temperature seawater heated by the environment under static conditions is carried out; a simulation experimental system is established to study the formation process of gas accumulation in the pump chamber of SEC pump, the evolution characteristics of gas accumulation in pump chamber under sea tide fluctuation, and the characteristics of gas-liquid two-phase flow under different exhaust pipe inclination angles; on this basis, the causes of gas accumulation in pump cavity caused by field conditions and exhaust system defects are analyzed. The results show that the environmental temperature and the initial temperature of seawater have great influence on the total dissolved oxygen release rate and total oxygen release rate, while the salinity has little effect on the total dissolved oxygen release rate; the formation process of gas accumulation in the pump chamber of SEC pump has obvious stage characteristics; under the layout of the important plant seawater system of a nuclear power plant, the storage capacity of seawater in SEC pump, the standby period of SEC pump in winter and operating environment are conducive to the large amount of dissolved gas in seawater during the standby period of SEC pump in winter; the fluctuation of sea tide is conducive to the discharge of accumulated gas; the inclination angle of exhaust pipe has a significant impact on the gas-liquid two-phase flow characteristics, and the design defects of the exhaust system lead to the accumulation of seawater precipitated gas in the pump cavity area and form considerable gas volume Cavity. Based on the above research conclusions, the exhaust system retrofit scheme was put forward and applied to four units, which successfully solved the risk of loss of heat sink of nuclear island due to failure to start sec pump accumulated gas during winter standby.

**Keywords:** essential service water system; seawater with lower temperature; gaseous release; gaseous accumulation; two phase flow

(责任编辑:梁晔)

# 中国核动力创新发展之路

——从第一度核电到“华龙一号”



图1 国家核动力研发基地实景图

1970年8月30日,在中国核动力事业历史上,是载入史册的重要日子。第一代核动力人用短短5年时间建成了我国第一代核潜艇陆上模式堆,并实现了满功率运行,解决了海基战略核威慑力量建设中最关键的动力问题,发出了中国大陆的第一度核电。

现如今,由我国自主研发的第三代核电技术“华龙一号”已具备装料条件,模块式小堆“玲龙一号”示范工程启动建设,自主燃料组件CF3实现了工程应用,我国核动力事业从无到有、从小到大、从弱到强发展至今,已走过了51年的征程。

## 一、牢记使命责任 不忘光荣历史

半个多世纪前,核动力人从祖国各地奔赴四川,隐姓埋名、白手起家、自力更生、艰苦奋斗、无私奉献,建成了中国第一代核潜艇陆上模式堆。1970年12月,我国自主研制的第一艘核潜艇下水。1971年,第一艘核潜艇成功试航,我国成为世界上第五个拥有核潜艇的国家,极大地提高了新中国的国际地位。

### 1. 第一代核动力建设背景

1954年,美国建造的世界第一艘核潜艇

“鹦鹉螺”号服役。1957年,苏联第一艘核潜艇下水。核潜艇以核动力装置作为推进动力源,是区别于常规潜艇的重要标志。它具有隐蔽性好、续航力大、机动性强、突击威力大等特点,具备毁灭性的攻击力和强大的威慑力。核潜艇的出现,把一个国家的战略防御推向远海,装备核潜艇是海军现代化建设的一个重要方面。

1958年6月27日,聂荣臻元帅向中央呈送了一份绝密报告《关于开展研制导弹原子潜艇的报告》,在两天内得到了毛泽东主席的圈阅批准,一支年轻的潜艇核动力设计团队随即被组建起来,拉开了中国核动力事业的序幕。

核潜艇被认为是保护国家核心利益的“杀手锏”,苏联对核潜艇的技术守口如瓶。赫鲁晓夫曾说,“核潜艇的技术太复杂,你们搞不了,花钱也太多,你们不要搞”,随后,苏联政府撤走了全部的原子能专家。当时中国人要搞核潜艇,被国际上认为是异想天开。

周恩来总理讲,“不仅原子弹要搞,核潜艇也要搞”,“苏联不援助,我们就自己干”。

毛泽东主席说,“核潜艇,一万年也要搞出来”。

20世纪60年代初,我国经济困难,核潜艇研制工作被暂时下马,但核动力堆的研究设计工作一直没有停顿,技术人员仍在继续进行理论攻关和科学试验,没有资料、没有图纸、没有设备、没有经验,连核潜艇的实物都没看到过。就这样,新中国的核潜艇研制在一穷二白的基础上起步了。

### 2. 第一代核动力建设历程

中国第一代潜艇核动力装置是在“大跃进”和“文化大革命”的特殊历史条件下被设计与建造出来的。

1965年,中央决定选择地处西南的一片山区作为建造核潜艇陆上模式堆的厂址。以北京团队为核心,从全国调集数千名工程技术人员,要

在这个毫无工业基础的地方建立一个比较完善的核动力研发综合基地,代号九〇九。当时的九〇九基地什么都没有,刚来的人住在老乡家,喝的是稻田和池塘水,自己盖草棚和干打垒房子。为了配合建造核潜艇陆上模式堆,还同时设计建造了第一批大型试验台架。在完成核潜艇陆上模式堆初步设计的同时,物理热工、结构、应力、焊接、水力、化学、控制等15个实验室的设计工作也相继开展。

1966年2月,来自北京715所和194所的人员组成了九〇九基地“工艺队”。1967年4月,核潜艇陆上模式堆主厂房破土动工,建设正式启动。到1968年,大多数试验装置陆续建成并投入试验。为了加强陆上模式堆的建造,1969年,中央军委批准715所从北京迁至四川,715所留在北京的全体科研人员和部分家属登上了一列人、货混装的闷罐车,告别北京。



图2 第一座核潜艇陆上模式堆厂址

1969年,核潜艇陆上模式堆主厂房的土建施工完成,在当时的条件下,设备安装十分困难。重达60t的反应堆压力容器要由十多辆大马力汽车车群牵引,翻越十几公里山路后才能运抵现场;没有大型装卸设备,指挥部只能发动群众,采用推、拉、顶、吊等方法将其“盘”进厂房。

1970年4月,中国第一个核潜艇陆上模式堆安装完毕,迎来了启堆的时刻。启堆前,周恩来两次听取了军管会主任王汉亭和工程技术负责人彭士禄的汇报,并作出指示,“精心组织,万勿

一失,确保一次成功”。1970年7月25日,核潜艇陆上模式堆开始提升功率。8月30日,反应堆满功率运行,试验一次成功!在山谷间的一片欢呼声中,现场总负责人彭士禄立即打电话向周总理报告。

1970年12月26日,中国第一艘核潜艇下水,经过半年的反应堆安装和调试,于1971年9月试航成功。1974年8月1日,中国第一艘核潜艇——“长征一号”攻击型核潜艇正式交付海军服役,88岁高龄的朱德元帅在海军司令肖劲光大将的陪同下检阅了中国核海军第一艇。1982年,美国“核海军之父”访华,爬上了“长征一号”核潜艇,他在参观后称赞说:“这完全可以与同时代先进国家的核潜艇媲美!”。

### 3. 第一代核动力建设经验

陆上模式堆经过多年的运行试验,完成了数百项试验任务,验证了整个核动力装置设计和总体布局的合理性,检测了安装质量;测试了设备和系统,消除了运行中暴露的缺陷,基本摸清了核动力装置的工艺特性和设备性能;强化技术人员培训,向有关单位输送了一批有实践经验的技术骨干力量;积累了大量的运行、检修、管理经验,建立并完善了整套运行、检修规程。多项运行试验证明,中国自行研制的潜艇核动力装置不仅能实现满功率运行,而且在各种运行工况下反应堆均可控。

这段历史是我国核动力乃至整个国防科技工业的宝贵财富,帮助我们获得了三条重要的经验。一是党中央的集中统一领导、高效决策。毛主席专门批示,周总理亲自抓,使工程在经历“三年困难时期”下马和“文革”严重干扰的情况下,能够顺利完成。二是全国大力协同。当时全国有26个省级行政单位和1200多个单位的科技人员、工人、干部、解放军指战员,共计8000多人参加了攻关会战。三是尊重科学规律。周总理说核潜艇是比“两弹”更为复杂、更为艰巨的工程。这其中最关键的就是核动力技术,因此以突破核动力技术为整个核潜艇工程的中心,并建立陆上模式堆,充分释放技术风险。

中国的核动力事业,终于缚住苍龙,向着更辉煌的明天起步。

## 二、探索发展之路 坚守初心不改

核动力人前赴后继,带着强军富国的美好梦想,用青春、热血和汗水,奠定了中国核动力事业发展的根基,开拓了中国核动力事业持续发展的道路。以推动核科学技术进步为目标,进行了三次创业,走出了自主创新、勇攀高峰的核动力事业发展之路。

### 1. 第一次创业:刻苦攻关重责任

为了提高核动力的研发能力,陆上模式堆建成后,核动力院刻苦攻关,用了不到十年时间,自行设计并建成了中子通量居亚洲第一、世界第三的高通量工程试验堆,它的建成标志着我国具有了独立自主的核动力技术能力。如今,高通量堆已经安全运行了40多年,为我国核反应堆用材料、燃料的研究和辐照试验提供了重要手段,为反应堆的综合利用做了许多有效的尝试,积累了成功的经验。通过技术改造,高通量堆可以同时满足多种需求的辐照试验和同位素生产。

随着高通量堆的建成,以及模式堆的运行试验,一个完整的核动力研发基地在西南的大山深处初步形成,为我国核动力技术发展奠定了坚实的基础。

### 2. 第二次创业:拼搏进取求发展

20世纪80年代,国防科技工业实施了战略调整,在保军转民的转折时期,核动力院面临着科技人员流失、队伍不稳的巨大压力。在极其困难的条件下,核动力院自筹部分资金,开展了多种新型反应堆的研究,并瞄准了当时被美国独家垄断的新型反应堆——脉冲堆的技术研究。核动力院通过艰苦卓绝的努力,克服重重困难,于80年代末期,成功建成了我国首座脉冲型反应堆,打破了美国对该项技术的独家垄断,展现了中国科技人员的智慧和力量,也体现了中国人敢于向世界强国挑战的勇气和信心。

1991年6月15日,江泽民总书记批示,支持

核动力研究开发基地的建设。随后,在成都建设了一批核动力试验设施,被称为“615工程”。工程完成后,核动力院拥有了在世界上也堪称一流的完整试验装置,为后来的秦山二期核电站压水堆的自主设计和建造做出了不可替代的贡献。

1977年6月,核动力院成功研发了秦山一期300MW核电站的燃料元件制造工艺。1988年1月,在秦山二期核电站的招标过程中,核动力院以雄厚的实力,最终在反应堆及主冷却剂系统设计任务中一举中标,其自主设计和建设的秦山二期核电站,开启了我国核电自主化进程。在以后近十年的建设过程中,核动力院既承担了工程设计也承担了试验验证及科技攻关,为我国核电自主化的重大跨越做出了历史性贡献。2002年4月15日,秦山二期核电站提前并网发电,其主要经济技术指标接近或达到国际先进水平,表明中国具备了自主设计、自主建造以及自主运营大型核电站的能力。

### 3. 第三次创业:自主创新谱新篇

21世纪,我国核动力技术的发展迎来了“黄金期”。核动力院在引进、消化、吸收国外核电技术的基础上,通过岭澳核电二期、秦山核电二期扩建等一系列工程实践,不断改进和提高,形成了具有中国特色的二代改进型核电技术品牌CP600、CP1000、CPR1000,先后完成了国内二代改进型核电工程中24个机组反应堆及一回路系统的工程设计任务。



图3 “华龙一号”福清现场

核动力院成功研发了被李克强总理赞誉为“国家名片”的自主三代核电品牌“华龙一号”,研

发了首个通过世界原子能机构认证的小堆技术“玲龙一号”，即将实现工程化应用；自主研发的先进燃料组件CF3已实现工程化应用，CF4燃料研发取得了重大突破；蒸汽发生器、驱动棒控制机构研制等关键设备实现了自主化；安全级DCS“龙鳞”系统的成功运行让我国核电站有了自己的“中枢神经”；NESTOR核电设计与分析软件包的横空出世，让三代核电有了“中国魂”。第四代核电相关成果达到了国际先进水平，拥有自主知识产权的核电技术体系全面建立。

核动力院践行“强核强国，造福人类”的使命，进一步加强核动力事业在国民经济生活中的创新与应用。医用同位素生产堆已具备工程建设条件；同位素产品、放射性医疗设备和放射性药物的生产销售业绩保持稳定并已部分实现产业化；核技术服务保障体系全面建立，建成了技术支持、设备供货和核电维修三大业务板块21个专业技术中心，核电检修业务实现了产业化运营，市场占有率大幅提升；核技术服务的收入逐年上升，取得了较好的经济效益；技术成果转化效率提升，硼表、电气贯穿件、棒控棒位系统、仪控设备等已实现了完整的产业链。



图4 同位素提取

核动力院作为中核集团科技创新的重要支撑，始终聚焦于国家战略发展需求，以应用为目标，与市场相结合，经过不断地积累和跨越，逐步发展成为我国唯一一个集研究设计、试验运行、小批量生产于一体的国家大型骨干科研院所，积极推进全院学术交流与国际合作，培养了一大批核动力骨干科研人才，在我国高科技战略领域占

据十分重要的地位，被吴邦国誉为“中国核动力工程的摇篮”，也是中国核动力的发源地。

### 三、瞄准民族复兴 推动四次创业

中国核动力事业的创立和发展是党领导社会主义建设和改革开放事业的重大成就。核动力技术在新时代国家发展战略中的地位和作用更加凸显。核动力院始终把习近平新时代中国特色社会主义思想 and 习近平总书记在我国核工业创建六十周年之际做出的重要批示作为新时代发展的根本原则，助力集团公司实现新时代“三位一体”的奋斗目标，实现中华民族的伟大复兴。

11月6日，在纪念第一代核潜艇陆上模式堆满功率50周年暨核动力院建院55周年座谈会上，核动力院正式发布了新时代发展战略。战略提出了“一体两翼三高”的新时代奋斗目标，明确了“国际一流的核动力研发基地、核动力技术的引领者、先进核能的开创者、核技术应用的主力军”四大定位。在现有三代研发平台的基础上，超前谋划，科学统筹，协调推进，系统升级，整体跨越，全面开启了核动力事业第四次创业。

核动力院以“强化基础、创新引领，开放合作、做专做强，一院两制、研产一体”为原则，以“党委领导发展、战略引领发展、创新驱动发展、改革促进发展、项目推动发展、协同共谋发展、安全保障发展、文化支撑发展”为策略，系统制定“十四五”规划。优化形成了涵盖1项综合发展规划、2项业务规划、4项能力及区域规划、12项职能规划、8项院属单位规划的“1+2+4+12+8”规划体系。

部署“四大基地建设、四大业务方向、四大工程应用、四大改革任务、四大集成能力、四心党建工作”的“六个四”重点任务。力争到2025年，在技术、设施、人才、管理、环境、文化六个方面实现“国际一流”。

如月之恒，如日之开。回首过去，雄关漫道真如铁，荣光值得书写；展望未来，长风破浪会有时，在不断追求清洁能源和不竭动力的使命中，核动力院将继续砥砺前行。

## 《核安全》近年可被引文献目录

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

## 2017年第一期

- [1] 江光,崔毅,徐俊龙. 理性竞争, 坚守核安全设备价格底线 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 1-4.
- [2] 李国光, 李明龙, 韩丽英. 浅谈如何加强核安全监督员发现问题能力 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 5-7+14.
- [3] 刘芳茗. 安全壳及其内部结构安全的可靠性分析方法研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 8-14.
- [4] 凌礼恭, 路燕, 房永刚, 等. 加强紧固件质量管理的要素分析与建议 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 15-20.
- [5] 张芳娣, 顾杰兵. 铀浓缩厂物料容器辐射水平调查研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 21-25.
- [6] 吴彦农, 王娅琦, 候秦脉, 等. 海洋异物堵塞核电厂取水系统事件的经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 26-32.
- [7] 李小华, 杨钧翔, 陈远登, 等. 2004—2009年俄罗斯西北部放射性同位素热电发生器退役的风险和环境影响评价 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 33-47.
- [8] 董晓璐, 丁超, 刘鹏, 等. 核电人员可靠性分析方法综述和发展趋势 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 48-55.
- [9] 孙树海, 赵力, 郑丽馨, 等. 核电厂异常重要性判定 (SDP) 方法及其应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 56-62+69.
- [10] 李海龙, 徐宇, 董晓璐, 等. 基于抗震鉴定试验的开关柜的抗震裕度分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 63-69.
- [11] 李勇, 吕科锋, 陈刘利, 等. 铅基研究堆燃料组件阻力特性模拟实验与分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 70-74+81.
- [12] 孔静, 张奇, 应亮, 等. 压水堆核电厂应对全厂断电的电源设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 75-81.
- [13] 肖增光, 孙雪霆, 陈林林, 等. 安全壳内气溶胶沉积试验的浓度测点设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 82-85+94.
- [14] 尹训强, 袁文志, 王桂莹. 基于DSEM的核电厂结构-土-结构相互作用模型 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 86-94.
- [15] 安全壳潜在失效影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 24-28.
- [6] 杨英豪, 肖军, 朱桂学, 等. 田湾核电厂3、4号机组风险指引型防水淹设计改进措施研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 29-34.
- [7] 焦峰, 赵丹妮, 褚倩倩, 等. 核电厂薄壁大直径贮水容器负压变形事件经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 35-41.
- [8] 湛登华, 姜宏, 张翔宇, 等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 42-49.
- [9] 杨丽丽, 宋大虎, 张巧娥, 等. 核电厂数字化仪控系统信息安全监管要求探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 50-55.
- [10] 刘宇生, 许超, 谭思超, 等. 矩形通道内脉动湍流流动特性实验研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 56-62.
- [11] 魏超, 李铁萍, 温爽, 等. 堆芯下支撑板应力评定等效模型的适用性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 63-68.
- [12] 赵传奇, 胡文超, 刘健, 等. 基于三维输运方法的压水堆主冷却剂~(16)N源项计算分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 69-73+79.
- [13] 徐小照, 潘保林. 基于BP神经网络的核电厂核安全文化评级模型研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 74-79.
- [14] 何孝园, 朱鹏树, 李大伟, 等. 核电厂应急柴油发电机组修改试验启动方式的分析和讨论 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 80-84.
- [15] 刘卓, 金卉馨, 李晓洋, 等. 基于非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, 逮馨华, 等. 基于表面改性技术的PCS强化换热效果分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 91-94.

## 2017年第三期

- [1] 孙冶, 王鑫, 何荣天, 等. 一起口岸放射性物品非法入境处置案例简析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 1-5.
- [2] 张弛, 刘泽军. 瑞典核能立法与监管体制 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 6-11.
- [3] 李世欣, 郑睿鹏, 郎爱国, 等. 核电厂1E级电缆一致性判别方法的研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 12-17.
- [4] 张亚平, 施国龙, 钟志民, 等. 堆外中子剂量计在RPV辐照监督中的应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 18-23.
- [5] 王冠, 蒋忠湧, 翟国庆. 输变电设施电磁环境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. 泰山核电自然灾害的预防 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 35-41.
- [8] 兰瑞果, 杨新利. 核安全设备供应商实践核安全文化的途径和

- 方法探索 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 42-47.
- [9] 韩治, 唐晖, 张春明, 等. 核电厂应急水箱 (ASG) 地震响应对比分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 48-54.
- [10] 逮馨华, 张红见, 魏方欣, 等. 核电厂放射性废树脂处理技术对比研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 55-61.
- [11] 杨德锋, 肖小祥, 张晔, 等. 基于 RELWVER 程序的 WWER 型核电厂燃料棒破损分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 62-67.
- [12] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 考虑结构-地基-结构相互作用的核电厂结构地震响应分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 68-74.
- [13] 张舒, 吴鹏, 张丹, 等. 先进三代核电 AP1000 丧失正常给水事故研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 75-84.
- [14] 奚坤, 沈曙光, 杨晓强, 等. WWER-1000 反应堆 APP 工作棒组的选取及其氦瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 90-94.

### 2017年第四期

- [1] 肖志, 陶书生, 韦力, 等. 关于加强国内核安全经验反馈工作的思考 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 1-5.
- [2] 袁嘉琪, 马刚, 杨志义. 核电厂后福岛时代的核安全独立监督 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 6-10.
- [3] 马凤金, 郭京, 陈荣达. 浅谈运行核电厂核安全监督的核安全文化建设 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 11-15.
- [4] 邓冬, 张发云, 赵立彬, 等. 核电厂稳压器 SEBIM 安全阀自主化检修经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 16-21.
- [5] 冯燕, 路燕, 刘景宾, 等. 中国 AP1000 的人因工程安全审评的几个问题 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 22-28.
- [6] 张瑾珠, 吕钢, 李佩, 等. 乏燃料海运实物保护系统初步设想 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 29-34.
- [7] 周卫国. 核电站控制棒驱动机构驱动杆组件锁紧销安装质量管理案例分析与回顾 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 35-38.
- [8] 孙树海, 马国强, 邹象, 等. 核电厂火灾异常重要性判定方法简介及适用性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 39-45.
- [9] 毕金生, 靖剑平, 乔雪冬, 等. 严重事故下安全壳内氢气行为与风险分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 46-52.
- [10] 卞玉芳, 周林, 李晶, 等. 国家核安全局核与辐射安全法规标准管理信息系统设计及关键技术研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 53-60.
- [11] 房永刚, 王庆, 苏岩, 等. LBB 和 BP 在核电厂高能管道上应用的差异性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 61-65.
- [12] 胡安中, 赵国斌, 黄炳臣, 等. 浅析我国焊工资格考核的技术区别 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 66-70.
- [13] 胡健, 温丽晶, 石兴伟, 等. 基于 WGOTHIC 程序的非能动安全壳冷却系统传热特性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 71-77.
- [14] 胡文超, 靖剑平, 赵传奇, 等. 基于 AP1000 型反应堆嬗变~(237)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. 核电厂堆芯水箱抗震分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 90-94.

### 2018年第一期

- [1] 甘学英, 蒋婧, 祝兆文, 等. 核电厂放射性有机废液安全管理的建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 1-5+94.

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

### 2018年第二期

- [1] 姜子英. 浅议核能、环境与公众 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 1-5.
- [2] 张露, 汪萍, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址无限期开放利用 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 6-10.
- [3] 王娅琦, 李世欣, 庄少欣, 等. 浅谈美国核管会反应堆监督管理体系 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 11-17.
- [4] 刘宇, 崔贺锋, 庞宗柱, 等. 非能动核电厂非安全系统实施监管时的若干问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 18-25.
- [5] 孙颀, 刘锐, 杨未东, 等. 某研究堆一回路冷却剂泄漏事件的审评 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 26-30.
- [6] 焦振营, 张建文, 于枫婉, 等. CPR1000 核电厂乏燃料水池重力补水的有效性分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 31-37.
- [7] 贺振宇, 张发云, 邓冬, 等. 高温气冷堆压力容器内壁浅表性缺陷检验规则的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 38-42.
- [8] 俞杰, 吴振龙, 凌学会, 等. 碘吸附器有效性试验方法及评价 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 43-47.
- [9] 韦享雨. 快速提升功率速率对芯块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物的放射性重金属特性 [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. 我国核能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, 文富平, 等. 放射性废物库退役源项的调查 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 30-36.
- [7] 路燕, 初起宝, 徐宇, 等. 核动力厂蒸汽发生器模态分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 37-43.
- [8] 刘泽军, 李华升, 刘宇, 等. 核电厂应急给水系统的设计配置及多样性问题研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 44-50.
- [9] 陈钊, 崔大伟, 石秀安. 加速器驱动次临界系统束流瞬态分析模型的开发 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 51-58.
- [10] 祝璐颖, 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<sup>60</sup>Co源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

### 2018年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂

- 志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊15周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊15周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚. 《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电站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. 我国核电站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. 《改进核电站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连锁系统设计 [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. 福清核电站安全壳的老化管理 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 40-46.
- [8] 尹剑航, 苏小雨, 胡宇航. 核电站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核算与评价的难点分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 53-57.

- [10] 许利民. “华龙一号”压力容器的设计改进和优化 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 58-65.
- [11] 何川, 邹全, 李松发, 等. 核动力装置的事故诊断系统 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 66-71.
- [12] 赵祥鸿, 周鑫, 孔晓中, 等. AP1000蒸汽排放组件卡涩问题及解决 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 72-76.
- [13] 段锋, 张珍. 中国核能协会的同行评估与国际原子能机构的运行安全评审的比较分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 77-82.
- [14] 荆旭, 肖军. 浮动堆抗地震设计问题 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 83-87.
- [15] 王康, 高桂清, 张晶晶, 等. 军队加强核安全能力建设的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 88-94.

### 2019年第二期

- [1] 董晓璐, 刘景宾, 孔静. 小型模块堆的人因工程评审——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. 中美核电站执照申请者关于运行事件报告的比较研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 71-76.
- [10] 岑腾跃. 三代核电堆芯补水箱制造中不符合项及处理意见 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 77-82.
- [11] 肖军, 曾广建, 梁梅燕, 等. 浙江省辐射应急演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. 核电站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·亚甫甫, 庄少欣, 等. 自然循环装置试验初始条件实现方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 56-61.
- [11] 蔡志云, 赵禹, 王保平. 模块式小型堆化学和容积控制系统的仿真分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 62-66.
- [12] 苑晨亮, 马亮, 崔家文, 等. 核电厂工控系统信息安全评估方法的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 67-73.
- [13] 赵立彬, 石红, 李海涛, 等. 浅析 ISO9606 对我国 HAF603 修订的借鉴 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 74-79.
- [14] 段军, 邹象, 于大鹏, 等. 压水堆一回路抽真空排气造成压力温度超值的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 80-83.
- [15] 赵国志. 铀浓缩厂人因失效分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 84-88.
- [16] 张敏, 曹芳芳, 张亮, 等. 核燃料组件运输容器的临界安全分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 89-94.

#### 2019年第四期

- [1] 齐媛, 杨岩飞, 郑洁莹, 等. 美国核安全文化监督管理及启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 1-6.
- [2] 孙亚敏, 丁逊, 方剑青, 等. 高压电离室校准周期的分析和调整 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 7-11.
- [3] 甄丽颖, 林颖慧. 阳江核电站的排放物及环境样品中氚的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 12-17.
- [4] 王杰, 周兆宇, 陈运利, 等. 飞凤山处置场各阶段活动许可取证的经验反馈 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 18-23.
- [5] 于世昆, 肖春梅. 核电厂放射性废气处理工艺设备的抗震设计要求 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 24-27.
- [6] 王聪, 朱文韬, 王高鹏, 等. 严重事故下核电厂设备可用性论证 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 28-32.
- [7] 贾梅兰, 刘敏, 李澎, 等. 日本乏燃料的安全管理及对我国的启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 33-40.
- [8] 王梦溪, 龙亮, 薛娜, 等. 华龙一号事故后食品污染水平评价? [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 41-47.
- [9] 崔军, 鲍杰, 时维立. 核电厂传热管破裂后防止蒸汽发生器满溢的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 48-55.
- [10] 马应林, 李俊刚, 张会杰, 等. 大型粒子加速器安全联锁钥匙系统的设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 56-62.
- [11] 庄少欣, 王娅琦, 孙微, 等. 基于 TRACE 的大功率非能动核电厂 SBLOCA 事故计算及敏感性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 63-69.
- [12] 王飞, 宋辉. 核动力装置混合式状态监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 70-78.
- [13] 杨旭, 邱金荣, 杨永强, 等. 反应堆准确实时仿真程序的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 79-86.
- [14] 米宇豪, 曾志, 马豪, 等. 非人类物种剂量评价低水平放射性测量的应用进展 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 87-94.

#### 2019年第五期

- [1] 陈胜. 民用核安全设备成套供货质量保证大纲的建立及运行特点 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 1-5.
- [2] 刘成运, 张延云, 王玢, 等. 核电厂运行安全性能指标的监督

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  $\gamma$  能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修堆堆模式下完全丧失余热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

#### 2019年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.
- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等.  $\gamma$  射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. AP1000 核电站严重事故下熔融物与混凝土相互作用的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 37-43.
- [8] 付浩, 王列辉, 甄飞强, 等. 超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 44-48+55.
- [9] 耿璞, 凌礼恭. 核电厂核级管道与支管管座焊缝质量问题的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 49-55.
- [10] 王照, 冯丙辰. 浮动核电厂的海浪灾害设计基准探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 56-61.

- [11] 周涛, 秦雪猛, 朱亮宇, 等. 超临界水喷放泄压因素的权重计算 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 62-66.
- [12] 刘大虎, 张强升, 江国梁. 基于反应谱法的1E级配电盘抗震性能试验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 67-73.
- [13] 杨智博, 周国良, 杨宇, 等. 核电站地震后的处置及恢复策略 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 74-79.
- [14] 李华, 孟祥盖, 霍嘉杰, 等. 核电站关键设备事故工况下抗震性能研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 80-84.
- [15] 张盼, 潘昕怿, 赵传奇, 等. 核电厂反应堆小幅功率提升技术的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 85-90.

### 2020年第一期

- [1] 张子杰, 赵坤, 刘勇, 等. 以案例来探讨人员素质与辐射安全的关系 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 1-7.
- [2] 李小华, 王超, 任廷伟, 等. 一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 8-31.
- [3] 黄高峰, 宫宇, 方立凯, 等. CANDU6核电厂无过滤安全壳通风模式的研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 32-35.
- [4] 米宇豪, 以恒冠, 廖运璇, 等. 油气工业中放射性废物的处理和处置 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 36-42.
- [5] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 摇摆条件下两环路自然循环回路特性分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 43-49.
- [6] 夏凡, 廉超, 王明煌, 等. 空气污染排放视角下中国核电的健康效益 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 50-57.
- [7] 陈永祁, 崔禹成, 马良喆. 核电厂阻氦器的应用及创新 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 58-67.
- [8] 王璟增. 一回路核级设备磨损的监测模型 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 68-74.
- [9] 徐园, 孔海宇, 王希涛, 等. 水体环境中的放射性污染及测量 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 75-79.
- [10] 马谷剑, 魏松林, 陈平. 核电厂埋地管的综合监测及评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 80-84.

### 2020年第二期

- [1] 王海峰, 于家欢, 赵锋, 等. 新冠肺炎疫情响应与核应急的异同及经验互鉴 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 1-6.
- [2] 邹屹峰. 新冠肺炎给核应急工作带来的三点启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 7-12.
- [3] 肖鹏, 张文芊, 喻正伟, 等. 雄安新区 $\gamma$ 辐射剂量率水平初步调查 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 13-17.
- [4] 熊铁军, 钟丁生, 蔡小杰, 等. 核辐射探测实验中核辐射场模拟与安全研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 18-22.
- [5] 黄伊林, 陈宝才, 冯亮亮, 等. 海域自动连续监测辐射剂量率影响机制初步研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 23-28.
- [6] 林天龙, 苏志勇, 王用超, 等. 减少反应堆内活化腐蚀产物进入保水水池的方案研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 29-32.
- [7] 李华, 赵英昆, 孟祥盖, 等. 核电站关键设备存储装置的抗震性能研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 33-38.
- [8] 傅小城, 黄晓冬, 杜凤雷. 城镇化对我国核电厂厂址选择的影响研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 39-44.
- [9] 刘燕芳, 李楠, 田瑞. 提高核电站DCS机柜中保险丝检测效率的一种方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 45-50.
- [10] 王登辉, 赵宗方, 何振林, 等. 锂玻璃探测器辐射特性的试验研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 51-55.

- [11] 赵培祥, 江俊, 曾毅, 等. 实物保护系统的定量评估模型之研究现状及发展 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 56-63.
- [12] 徐智, 高泉源. 熔盐堆非安全级电源向安全级仪控系统供电的设计评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 64-71.
- [13] 邓纯锐, 张明, 张航. 概率安全评价在核电厂安全设计中的应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 72-77.
- [14] 吴鹏, 王冠一, 张阳. CPR1000核电厂全厂断电事故情况下严重事故缓解措施有效性研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 78-85.

### 2020年第三期

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

### 2020年第四期

- [1] 周兆宇, 王杰. 飞凤山低、中放固体废物处置场运行与处置管理实践 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 1-7.
- [2] 丁超, 徐朋, 杨志义. 严重事故氢气监测仪定期试验现场监督 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 8-12.
- [3] 郝丽娜, 柴蕊, 王茂杰, 等. 我国核电厂运行许可证内容演化概论 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 13-19.
- [4] 刘国柱. 1250MW核电机组汽轮发电机组非核蒸汽冲转实践 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 20-25.
- [5] 郭鑫, 安洪振, 朱剑伟, 等. 技术状态管理方法在核电厂设计过程中的应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 26-30.
- [6] 温玉姣, 封祯, 栾海燕, 等. 英国核安全监管实践 (2018—2019) 研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 31-38.
- [7] 马若群, 吕鹤鹤, 盛朝阳, 等. 浅析美国核电厂执照更新的物项筛选原则 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 39-44.
- [8] 王不二, 汪振, 陈超, 等. 核电厂定量安全目标溯源及其存在问题剖析 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 45-52.
- [9] 杨晓. 乏燃料后处理屏蔽小室地震下安全性能分析 [J]. 核安

- 全, 2020, 19 (4): 53-62.
- [10] 卢俊晶, 朱柏霖, 张天琦, 等. 熔融物与混凝土相互作用时熔池内的化学反应研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 63-70.
- [11] 胡玉杰, 王杰, 程芳权, 等. 一种基于 AES 和 RSA 的核应急安全数据通信系统 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 71-75.
- [12] 周家驹, KIKURA Hiroshige. LFCM 炉内流动特性的数值分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 76-82.
- [13] 谢树青, 安宁, 吴磊, 等. 中子周围剂量当量率测量技术的发展与现状 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 83-87.
- [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 23-28.
- [6] 吴敏, 郑佳强. 某核电站高压空压机高温报警停机故障处理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 29-35.
- [7] 盛美玲, 丘锦萌, 唐辉, 杨志义. 华龙一号余热排出系统破口事故分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 36-43.
- [8] 董晓璐, 孔静, 刘景宾. 核电站控制室布置与盘台设计中的人因工程准则 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 44-49.
- [9] 姜韶莹, 赵罗生, 杨志义, 詹惠安, 陶志勇, 赵宁, 丁超. 严重事故下氢气爆燃环境模拟试验 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 50-53.

### 2020年第五期

- [1] 汤日辉. 核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 1-4.
- [2] 程芳, 窦义芳, 王玉超. 辐射环境政府信息服务体系的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 5-10.
- [3] 滕磊, 王帅, 彭婧. 浅谈我国核电厂退役安全监管现状 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 11-15.
- [4] 蔡军, 徐杰, 黄文博, 等. 电子辐照实验装置辐射安全联锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 16-21.
- [5] 陈德育, 汤泽平, 龚杰. 我国城市放射性废物库潜在污染因素分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 22-26.
- [6] 黄彦君, 沙向东, 祝兆文, 等. 压水堆核电厂流出物监测的关键核素研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 27-34.
- [7] 丁超, 徐朋, 仇苏辰, 等. 核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 35-40.
- [8] 宫宇, 王宝祥, 詹文辉, 等. 风险指引型安全分级及应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 41-48.
- [9] 赵世成, 王凯佩, 杨静远. 经验反馈在核电厂建设过程中的作用 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 49-52.
- [10] 马帅, 魏超, 贾斌, 等. 核电厂主泵转子临界转速研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 53-57.
- [11] 刘宇生, 吴鹏, 刘希瑞, 等. 浮动小型堆堆芯热工水力验证能力分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 58-63.
- [12] 陈一伟, 张正春, 张强升, 等. 核级过滤器的抗震计算方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 64-68.
- [13] 刘春容, 陈薪正, 贺东钰, 等. CPR1000 核电厂严重事故环境条件计算分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 69-74.
- [14] 乔宁, 刘景宾. 故障树方法计算核电厂数字化保护系统可靠性 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 75-79.
- [10] 吴康巍, 闫超星, 杜为安, 张翼, 刘成洋. 摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 54-59.
- [11] 韩瑞, 段亚飞, 赵懿珺, 纪平, 康占山, 王韶伟. 气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 60-66.
- [12] 陈玉修, 王煜宏, 罗海英. 英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 67-72.
- [13] 胡帮达, 贾晗. 日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 73-79.
- [14] 王桂敏, 张瀛, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏, 李杨. 核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 80-85.
- [15] 张瀛, 王桂敏, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏. 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 86-92.
- [16] 高晨, 盛朝阳, 初起宝, 马若群, 贾盼盼. 核电机设备国产化材料力学性能验收值确定方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 93-98.
- [17] 朱光昱, 全峰阳, 曾晓, 元一单. 压水堆核电厂安注管线内不凝结性气体聚集现象仿真研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 99-103.
- [18] 申红, 吉辉, 张志保, 杨晓伟, 张宇, 刘运陶, 阙骥, 赵善桂, 刘天舒. 液化均质系统两种工艺改进方案的安全性及适用性分析比较与建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 104-107.
- [19] 陈一伟, 黄炳臣, 沈伟, 石红, 张强升. 核级设备抗震分析中螺栓应力的评定方法 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 108-110.
- [20] 孙海涛, 吴彩霞, 吕云鹤, 张晏玮, 初起宝, 车树伟, 侯春林, 马若群. 全国核电厂关键物项材料老化数据平台建设分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 111-115.
- [21] 王杨, 王海理, 苒瑾. ~ (60) Co 辐照装置退役存在的问题及解决对策 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 116-120.
- [22] 刘景宾, 乔宁, 董晓璐, 陈子溪. 核电厂仪控系统的网络安全等级防护研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 121-126.
- [23] 刘健, 李帷, 张琨, 王一川, 李扬, 兰兵. 压水堆核电厂氚产生量的影响因素计算与分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 127-132.
- [24] 张强升, 王德军, 史强, 陈一伟, 沈伟, 李亮. 核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计及抗震分析研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 133-141.
- [25] 程芳, 姜启英, 阙丽萍, 窦义芳. 微塑料污染防治的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 142-146.

### 2020年第六期

- [1] 项媛媛. 浅谈核电工程 EPC 和独立监理模式下的业主质量管理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 1-5.
- [2] 栾海燕, 封祎, 韩福眷, 余少青, 谿馨华. 全球新冠肺炎疫情时期的核安全监管 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 6-11.
- [3] 负彦祺, 任坤贤, 王强, 李晨晖. 某高速公路绿色通道 X 射线车辆检查系统环境辐射剂量率计算与实测对比研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 12-16.
- [4] 徐永良. 浅谈核电厂工作场所放射性空气污染应对措施 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 17-22.
- [5] 滕磊, 刘志辉, 袁和川. 我国核电厂退役过程监管要求及建议



# 坚持推进国家安全 体系和能力现代化





# 坚持理性、协调、 并进的核安全观

理性  
核安全观  
协调  
并进

