核安全

NUCLEAR SAFETY

2020年第6期 总第77期
双月刊 公开发行
2020年12月30日出版

主 管 单 位 中华人民共和国生态环境部
主 办 单 位 生态环境部核与辐射安全中心
出 版 单 位 《核安全》编辑部
主 编 周启甫
编辑部主任 王晓峰
地 址 北京市海淀区红联南村54号
邮 编 100082
信 箱 北京8088信箱
编 辑 部 010-82205563 82205716
010-82203547
广 告 部 010-82205645
发 行 部 010-82205713
18910796298 汪瑞
传 真 010-82203590
官 网 http://haqy.cbpt.cnki.net(在线投稿)
邮 箱 heanquanzazhi@263.net.cn
广告发布登记 京海工商广登字20180003号
国际标准刊号 ISSN 1672-5360
国内统一刊号 CN11-5145/TL
印 刷 北京一二零一印刷有限公司
国 内 定 价 50.00元

版权所有 未经许可 不可转载

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

阅读·检索

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

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

孙玉发

中国核动力研究设计院·工程院院士

郑建超

中国广核集团有限公司·工程院院士

魏炳波

西北工业大学·科学院院士

吴祖泽

军事医学科学院·科学院院士

徐　鉷

中国原子能科学研究院·工程院院士

叶奇蓁

秦山核电集团筹备组·工程院院士

于俊崇

中国核动力研究设计院·工程院院士

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

编委会委员

黄小桁

中国广核集团有限公司·安全副总监

周涛

东南大学·核专业负责人

陈义学

国家电投科学研究院·总监

顾汉洋

上海交通大学·核科学与工程学院院长

谭思超

哈尔滨工程大学·核科学与技术学院党委书记

于涛

南华大学·核科学技术学院学科带头人

田文喜

西安交通大学·核科学与技术学院院长

蒋诗平

中国科学技术大学·国家同步辐射实验室
辐射安全与防护负责人

目 次

◆ 监督管理

1 浅谈核电工程EPC和独立监理模式下的业主质量管理 …… 项媛媛
6 全球新冠肺炎疫情时期的核安全监管 …… 栾海燕,封 祎,韩福眷,等

◆ 辐射安全

12 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 …… 负彦祺,任坤贤,王 强,等

◆ 核电厂实践

17 浅谈核电厂工作场所放射性空气污染应对措施 …… 徐永良
23 我国核电厂退役过程监管要求及建议 …… 滕 磊,刘志辉,袁和川
29 某核电站高压空压机高温报警停机故障处理 …… 吴 敏,郑佳强
36 华龙一号余热排出系统破口事故分析 …… 盛美玲,丘锦萌,唐 辉,等
44 核电站控制室布置与盘台设计中的人因工程准则 …… 董晓璐,孔 静,刘景宾
50 严重事故下氢气爆燃环境模拟试验 …… 姜韶堃,赵罗生,杨志义,等
54 摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究 …… 吴廉巍,闫超星,杜为安,等
60 气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用 …… 韩 瑞,段亚飞,赵懿珺,等

◆ 国际瞭望

67 英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究 …… 陈玉修,王煜宏,罗海英
73 日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示 …… 胡帮达,贾 啥

◆ 公众沟通

80 核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议 …… 王桂敏,张 瀛,戴文博,等
86 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究 …… 张 瀛,王桂敏,戴文博,等

◆ 研究与探讨

93 核电机械设备国产化材料力学性能验收值确定方法研究 …… 高 晨,盛朝阳,初起宝,等
99 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 …… 朱光昱,全峰阳,曾 骁,等
104 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 …… 申 红,吉 辉,张志保,等
108 核级设备抗震分析中螺栓应力的评定方法 …… 陈一伟,黄炳臣,沈 伟,等
111 全国核电厂关键物项材料老化数据平台建设分析 …… 孙海涛,吴彩霞,吕云鹤,等
116 ^{60}Co辐照装置退役存在的问题及解决对策 …… 王 杨,王海理,葸 瑾
121 核电厂仪控系统的网络安全等级防护研究 …… 刘景宾,乔 宁,董晓璐,等
127 压水堆核电厂氚产生量的影响因素计算与分析 …… 刘 健,李 帷,张 琨,等
133 核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计与抗震分析研究 …… 张强升,王德军,史 强,等

◆ 限塑减塑

142 微塑料污染防治的建构研究 …… 程 芳,姜启英,阚丽萍,等

◆ 一线风采

147 “核电粮仓”保障我国核电仓廪安全 …… 中核建中核燃料元件生产发展纪实 马骞
151 核力共建自贸港 同心共创新时代 …… 海南核电有限公司董事长、党委书记 魏国良
153 自由贸易港上的核能华章 …… 海南昌江核电站
156 以核为始 以核为先 …… 国家电投集团中央研究院

（执行编辑:梁晔）

CONTENTS

1 Owner Quality Management of Nuclear Power Engineering Under EPC and Independent Supervision Model
（Xiang Yuanyuan）
6 Nuclear Safety Regulation During the COVID-19 Pandemic
（Luan Haiyan, Feng Yi, Han Fujuan, Yu Shaoqing, Lu Xinhua）
12 Comparative Study on Calculation and Measurement of Environmental Radiation Dose Rate of X-Ray Vehicle Inspection System in Green Channel of an Expressway
（Yun Yanqi, Ren Kunxian, Wang Qiang, Li Chenhui）
17 Discussion on the Countermeasures for Radioactive Air Pollution in the Workplace of Nuclear Power Plant
（Xu Yongliang）
23 Superrision Requirements and Suggestions on Decommissioning Process of Nuclear Power Plants in China
（Teng Lei, Liu Zhihui, Yuan Hechuan）
29 High Temperature Alarm Shutdown Fault Treatment of High Pressure Air Compressor in a Nuclear Power Station
（Wu Min, Zheng Jiaqiang）
36 Break Accident Analysis of Residual Heat Removal System of HPR1000
（Sheng Meiling, Qiu Jinmeng, Tang Hui, Yang Zhiyi）
44 Human Fguidelines for the Layout of Control Rooms and Workstation Design in Nuclear Power Plants
（Dong Xiaolu, Kong Jing, Liu Jingbin）
50 Simulation Experiments of Hydrogen Deflagration Environments for Severe Accidents
（Jiang Shaokun, Zhao Luosheng, Yang Zhiyi, Zhan Huian, Tao Zhiyong, Zhao Ning, Ding Chao）
54 Study on the Movement Characteristics of Spray Droplets Under Rolling Condition
（Wu Lianwei, Yan Chaoxing, Du Wei'an, Zhang Yi, Liu Chengyang）
60 The Applications of Air Bubble Curtains in the Prevention and Control of Water Intake of Costal Nuclear Power Plants
（Han Rui, Duan Yafei, Zhao Yijun, Ji Ping, Kang Zhanshan, Wang Shaowei）
67 Research on Hierarchy of Legislation, Codes and Standards System and Ideas of Supervision of UK Nuclear Power Plant Project
（Chen Yuxiu, Wang Yuhong, Luo Haiying）
73 Japan's Alternative Dispute Resolution Mechanism on Nuclear Damage Compensation and Its Implications
（Hu Bangda, Jia Han）
80 Present Situation Analysis of the Construction of the Science Popularization Exhibition Hall of Nuclear and Radiation Safety and the Suggestions
（Wang Guimin, Zhang Ying, Dai Wenbo, Liu Ruihuan, Yu Dapeng, Li Yang）
86 Research on Public Communication Strategy of Spent Fuel Reprocessing Project in China
（Zhang Ying, Wang Guimin, Dai Wenbo, Liu Ruihuan, Yu Dapeng）
93 Study on the Method for Determining the Acceptance Value of Material Properties of Localized Material of Nuclear Power Machinical Equipment
（Gao Chen, Sheng Zhaoyang, Chu Qibao, Ma Ruoqun, Jia Panpan）
99 Sation Study on Noncondensable Gas Accumulation Phenomenon in Safety Injection Piping System of PWR NPP
（Zhu Guangyu, Quan Fengyang, Zeng Xiao, Yuan Yidan）
104 Suggestions on the Analysis and Comparison of the Safety and Applicability of Two Process Improvement Schemes in the Liquefaction Homogenization System
（Shen Hong, Ji Hui, Zhang Zhibao, Yang Xiaowei, Zhang Yu, Liu Yuntao, Que Ji, Zhao Shangui, Liu Tianshu）
108 Evaluation Method of Bolt Stress in Seismic Analysis of Nuclear Grade Equipment
（Chen Yiwei, Huang Bingchen, Shen Wei, Shi Hong, Zhang Qiangsheng）
111 Analysis of Nationwide Material Aging Data Platform Construction for Key Items of Nuclear Power Station
（Sun Haitao, Wu Caixia, Lv Yunhe, Zhang Yanwei, Chu Qibao, Che Shuwei, Hou Chunlin, Ma Ruoqun）
116 Problems Existing in the Decommissioning of the ^{60}Co Irradiation Device and the Countermeasures
（Wang Yang, Wang Haili, Xi Jin）
121 Research on Cyber Security Grade Protection of Nuclear Power Plant Instrument and Control System
（Liu Jingbin, Qiao Ning, Dong Xiaolu, Chen Zixi）
127 Calculation and Analysis of the Influencing Factors of Tritium Production in PWR
（Liu Jian, Li Wei, Zhang Kun, Wang Yichuan, Li Yang, Lan Bing）
133 Structural Design and Seismic Analysis of Spring Type Safety Valve of Air Conditioning Water System in Nuclear Power Plant
（Zhang Qiangsheng, Wang Dejun, Shi Qiang, Chen Yiwei, Shen Wei, Li Liang）
142 Research on the Construction of Microplastic Pollution Prevention and Control
（Cheng Fang, Jiang Qiying, Kan Liping, Dou Yifang）

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(6):1-5.
Xiang Yuanyuan. Owner Quality Management of Nuclear Power Engineering Under EPC and Independent Supervision Model[J]. Nuclear Safety,2020,19(6):1-5.

浅谈核电工程EPC和独立监理模式下的业主质量管理

项媛媛
（苏州热工研究院有限公司，苏州 215004）

摘要：本文通过研究相关法律法规，结合我国核电工程总承包建设模式的现状，分析了核电业主、工程总承包商、监理单位、分供方/分包商等各方在核电工程项目管理中的定位和职责，探讨了核电工程建设阶段核电业主的质量管理思路，并具体阐述了核电业主的质量管理方式。本文认为，业主应基于质保分级管理和分层监督的思路，综合考虑人力资源、经验和能力等因素，选择性地参与重要活动的质量管理工作，以实现有限资源的最大化利用。

关键字：工程总承包模式；独立监理；核电业主；质量管理
中图分类号：TM623；TU712+.3 **文章标志码：**B **文章编号：**1672-5360（2020）06-0001-05

自21世纪初，我国核电项目建设阶段开始采取工程管理总承包（Engineering Procurement Construction，以下简称EPC）模式，该模式意味着“小业主+大工程公司”的关系，即由工程公司受业主委托进行核电工程建设管理。同时，核电工程需要实行监理，特别是近年来受到某核电建安阶段质量造假事件的影响，国家监管当局更加强调独立监理的重要性，要求业主将建安阶段质量监理工作委托给具有相应资质的监理单位。本文简要分析了在EPC模式下，业主如何利用有限的资源配置充分发挥监理单位的作用，做好核电工程质量管理工作。

1 相关法律法规规定

1.1 关于核电业主责任的规定

根据相关法律法规对核电业主职责的规定（见表1），核电业主是核电项目的责任主体，无论是否采取EPC模式，业主都必须承担“全面安全责任”，必须对质量保证体系的有效性负责。因此，业主需要参与EPC项目管理，对EPC总承包商进行监督管理，以确保核电工程质量受控。

表1 关于业主公司责任的相关规定

Table 1 Relevant provisions on the responsibilities of the NPP owner

法律法规	相关规定
《中华人民共和国核安全法》	核设施营运单位对核安全负全面责任
《核电厂质量保证安全规定》	核电厂营运单位可以委托……但必须仍对所有大纲的有效性负责
国核安发〔2010〕11号文	核电厂营运单位必须保证核电厂建造期间质量保证体系的有效运行……总承包活动不转移且不减轻营运单位对核电厂的全面安全责任

1.2 关于独立监理的规定

根据相关法律法规对独立监理的规定（见表2），核电业主必须委托具有相应资质的监理单位，依据国家有关法律法规、工程委托监理合同，对核电厂建设工程实施专业化监督管理。监理单位必须独立于工程总承包商，代表业主开展监理工作。

收稿日期：2020-03-15 **修回日期：**2020-04-29
作者简介：项媛媛（1986—），女，安徽黄山人，工程师，硕士，质量管理专业，现主要从事核电行业质量管理工作

表2 关于独立监理的相关规定

Table 2 Relevant provisions on independent supervision

法律法规	相关规定
《中华人民共和国建筑法》	实行监理的建筑工程，由建设单位委托具有相应资质条件的工程监理单位监理
国核安发〔2010〕11号文	核电厂营运单位应……委托具有核工程监理经验和相应资质条件的工程监理单位对核岛工程实施监理

2 核电工程建设阶段主要单位及职责

核电项目工程建设阶段的主要单位包括核电业主、工程总承包商、监理单位、各分供方/分包商等，各单位需各司其职、协调配合，共同保证工程的顺利开展。各单位的接口关系如图1所示，主要职责见表3。

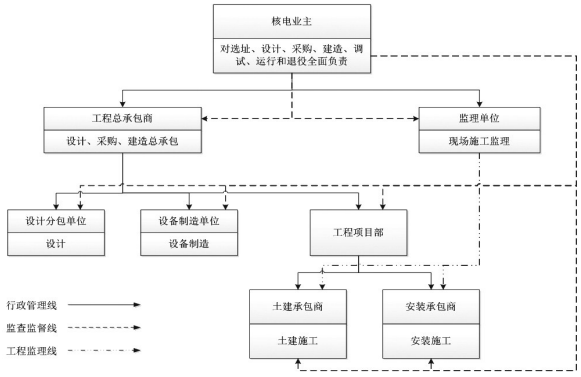


图1 核电工程建设相关单位关系图

Fig. 1 Relationship diagram of NPP construction related units

表3 核电工程建设相关单位主要职责

Table 3 Main responsibilities of NPP construction related units

法律法规	相关规定
核电业主	侧重于对工程质量的监督管理，承担其应负有的“全面核安全责任”
工程总承包商	受业主委托，按照合同中规定的供货和服务范围、工程进度和质量要求，全面负责电厂的工程建设直到临时验收
监理单位	代表业主对现场的投资、进度和质量等方面实施控制
分供方/分包商	受工程总承包商委托，具体实施核电工程设计、土建、安装、设备制造等活动

3 核电工程建设阶段业主质量管理思路

3.1 质保分级管理原则

为了充分有效地履行“全面负责”的职责，核电业主必须按照《核电厂质量保证安全规定》（HAF 003）及其系列导则的要求开展核电工程项目质量管理。但是EPC模式下，业主的资源配置有限，不能全面介入核电项目质量管理。业主处在“不管不行，全管也不行”的两难境地。“管多少、管多深”成为业主质量管理的难点。

《核电厂质量保证安全规定》提出了核电业主可行的质量管理方式，即质量保证分级原则。业主根据工作的重要性，明确参与项目管理的广度和深度，重点关注重要的活动，以实现有限资源的最大化利用。核电工程应根据物项或服务的重要性、复杂性、成熟度，实施质量保证分级管理。因技术路线不同，质保分级的方式也不同，常见的几种分级方式见表4。

表4 几种常见的质保分级方式

Table 4 Several common ways of quality assurance classification

技术路线	质保分级方式
CPR1000	QA1、QA2、QA3、QNC
EPR	NUC、ISO、NC
	Q1、Q2、Q3、QNC
AP1000	QSA1、QSA2、QSA3
	QRA1、QRA2、QRA3、QNA
华龙一号	QA1、QA2、QA3、QNC

3.2 分层质量监督体系

EPC和独立监理模式下，核电工程参与单位众多、涉及专业广、管理链条长，监督管理工作要做到全面覆盖、重点突出。因此，业主需要做好分层管理工作，统筹考虑图1中核电工程建设相关单位的关系，建立能够适度缩短路径的、提高实效的质量监督管理体系，不宜链条太长、层级太多、时效过长。根据上述原则，由于业主必须承担全面安全责任，结合核电工程监理实践，业主可构建三级质保QA、四级质控QC的质量监督管理体系，将工程总承包商和监理单位的质保QA、质控QC划分到同一个层

级，以缩短管理路径，如图2所示。

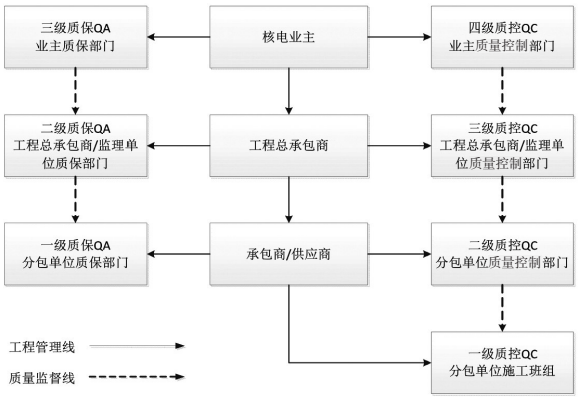


图2　核电工程项目质量监督层级图

Fig. 2　Quality supervision level chart of NPP

4　核电工程建设阶段业主质量管理方式

根据上述分析，业主以质保分级模式参与项目质量管理，并构建分层质量监督体系，以实现高效质量监督管理。

首先，业主需要与工程总承包商共同策划适合本核电工程项目的质保分级原则、分级标准和管理要求。其次，业主编制的项目质保大纲中，应明确业主、工程总承包商、监理单位和各分供方/分包商的责任，并将业主的项目质保大纲传递给工程总承包商和监理单位，作为建立项目质保大纲的输入。在此基础上，业主确定需要关注的重点领域，主要包括质保体系文件审查、采购管理、过程控制、不符合项管理、质保监查监督等，然后根据质保等级综合考虑人力资源、经验和能力等因素，明确开展质量管理的深度。

4.1　质保分级

不同核电工程因技术路线的不同，质保分级的方式也会不同，但分级原则都基本一致，即以《质量保证分级手册》（HAF J 0045）为基础，综合考虑物项/服务对安全/可用率的重要性、技术成熟度、复杂性等因素，将核电厂的物项/服务划分为不同质保级别，并据此对重要物项/服务实施更为严格的质量保证和质量控制措施。而且业主的质量保证分级原则和管理要求应与工程总承包商达成共识后共同执行，且要求工程总承包商编制相关分级管理程序并落实在对分供方/分包商的管理中。

一种常见的核电厂物项/服务质保分级方式为QA1、QA2、QA3、QNC四个级别，针对不同质保等级，按照不同比例，通过审查、检查、监督和监查等方式进行验证和评价。

4.2　质保体系文件审查

为了确保法律法规要求、业主管理要求、合同要求等落实在重要供方、分供方的质保体系文件中，业主需要进行相应的控制。

工程总承包商必须根据业主要求、工程总包合同要求编制项目质量保证大纲和大纲管理程序，并提交业主审查认可。

监理单位必须根据业主要求和监理合同要求编制项目质量保证大纲、大纲管理程序、监理规划，并提交业主审查认可。

承担《民用核安全设备监督管理条例》（国务院令第500号）范围内的设计、制造、安装和无损检验的分供方/分包商必须制定项目质量保证大纲，并经工程总承包商审查后提交业主审查认可。

对于其他重要物项和服务（如QA1、QA2级）的供方项目质量保证大纲，可以要求经工程总承包商审查认可后提交业主备案，业主根据自身资源状况选择进行审查确认。

4.3　采购管理

业主委托工程总承包商全面负责总包合同范围内的物项和服务的采购，并对采购过程实施监督。对于合同约定范围内的重要物项和服务的采购，业主可以选择性地参与供方的评价和选择、项目质保大纲审查、质量计划选点、质量控制点见证及验收等过程控制。

对于工程总承包商组织的供方评价活动，业主参与对至关重要的分供方/分包商（如提供核安全相关QA1级物项/服务）的评价。对于其他重要分供方/分包商，工程总承包商须将供方评价报告提交业主备案，业主根据自身资源状况选择性地进行审查确认。

业主选择参与重要物项和服务的招投标、评标及合同签订工作，并监督工程总承包商的招投标、评标及合同签订等工作。

业主参与重要物项和服务的验证，包括物

项制造或服务实施活动开始前的先决条件检查和过程中控制点见证，以及物项或服务最终移交前的验收，并监督工程总承包商的验证工作。

4.4 过程控制

业主委托工程总承包商负责制定措施，对提供物项和/或服务的活动中采用的工艺过程，尤其是对特殊工艺过程进行有效的控制。特殊工艺过程的实施文件和记录（如质量计划、工艺规程、测量数据、试样/试块和记录表）应作为证实工艺过程有效实施证据的质量保证记录予以妥善保存。

业主委托工程总承包商对物项制造过程进行验证，包括驻厂监造、在质量计划中选择控制点见证等。业主选择重要物项和大宗材料复验进行验证。

业主委托监理单位在施工活动开工前审查建安承包商报送的施工组织设计、施工方案及质量计划，在质量计划中选择质量控制点对施工过程进行质量控制。业主审批主要建安承包商编制的施工组织总设计和重大施工方案，审查重要施工活动的质量计划，选取工序控制点并进行现场见证。

4.5 不符合项管理

不符合项管理是质量管理的重要环节，业主委托工程总承包商负责对工程项目发生的所有不符合项实施统一归口管理，委托监理单位负责监督建安承包商，有效实施工程不符合项管理。

基于分级管理原则，不符合项需进行分类控制，因目前没有相关法规或导则等文件规定如何分类，各核电项目的不符合项分类的方式不同。例如，一种常见的分类方式为根据不符合项的严重程度、处理方式的不同，将不符合项分为Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ三类。

对于不同类别的不符合项，业主参与控制的程度不同。例如，对于Ⅲ类不符合项，工程总承包商应将处理方案报业主审批，处理结果报业主验证关闭；Ⅱ类不符合项可以由工程总承包商负责审批，并报业主备案；Ⅰ类不符合项由工程总承包商定期报送业主。业主对工程总承包商处理过程实施监督，保留提出不符合项处理意见的权利。

工程总承包商和监理单位对于施工不符合项的管理包括对承包商不符合项处理方案的审查、处理结果的验证，可以并行进行，以缩短管理路径。

4.6 质保监查监督

为了验证工程总承包商和监理单位质量管理体系运行的有效性，以及对业主质量管理要求的落实情况，业主须对工程总承包商和监理单位进行质量保证监查和监督，一般每年至少开展一次。

业主可以参与由工程总承包商组织的对重要分供方/分包商的质保监查和监督，同时对监查监督工作的有效性进行验证。工程总承包商须将年度监查监督计划提供给业主，供业主选择参与。业主认为必要时，可以要求工程总承包商组织对分供方/分包商进行计划外监查和监督。

对于至关重要的分供方/分包商（如提供核安全相关QA1级物项/服务），业主可以进行独立质保监查和监督，也可以联合工程总承包商和/或监理单位实施联合监查监督。

5 结语

本文通过分析核电业主、工程总承包商、监理单位、分供方/分包商等各方在核电工程项目管理中的定位和职责，提出了业主基于质保分级管理和分层监督的质量管理思路，并以几个业主需要关注的重点领域为例，具体阐述了业主如何进行核电项目的质量管理。

为保障项目的有序开展，核电业主需要策划好工程总承包合同和监理合同条款，约定合同双方在核电厂建造阶段应承担的各项责任和义务。参考本文描述的业主质量管理思路和方式，在工程总承包合同中必须明确业主的知情权、参与权、监督权、决策权、重大事项否决权等相应权利。核电业主应与工程总承包商、监理单位、各分供方/分包商协调配合，发挥各自的优势，共同做好核电项目质量管理，以确保核电工程的质量受控。

参考文献

[1] 中华人民共和国主席令．第七十三号 中华人民共和国核安全法[S]．2017.

[2] 中华人民共和国主席令．第四十六号 中华人民共和国建筑法[S]．2011．
[3] 国家核安全局．HAF 003 核电厂质量保证安全规定[S]．北京：国家核安全局，1991．
[4] 国家核安全局．国核安发〔2010〕11号文 关于进一步加强商用核电厂建造阶段安全管理的通知[A]．2010．
[5] 朱洪涌．浅谈EPC模式下业主参与核电工程质量管理的方式[J]．核标准计量与管理，2016（1）：41-45．
[6] 罗昕．核电工程总承包模式下业主工程质量监督管理机制的构建研究[J]．南方能源建设，2016，3（3）：122-126．
[7] 陶涛．海南核电工程总承包项目土建阶段的质量管理[J]．工程管理，2012，30（10）：23-26．
[8] 李加亭．浅谈EPC合同条件（“银皮书”）在三代核电总承包合同中的应用[J]．企业技术开发，2014（14）：107-108．
[9] 王晶．EPC模式下在建核电项目设备质量管理研究[J]．华东电力，2014（8）：1702-1706
[10] 徐晖，胡森．EPC模式下核电项目业主的工程质量管理[J]．中国核电，2014，7（2）：150-155．

Owner Quality Management of Nuclear Power Engineering Under EPC and Independent Supervision Model

Xiang Yuanyuan
(Suzhou Nuclear Power Research Institute, Suzhou 215004, China)

Abstract: Based on the study of relevant laws and regulations, combined with the current situation of engineering procurement construction EPC mode of nuclear power project in China, this paper analyzes the position and occupations of the NPP owner, general contractor and the supervision unit, and expounds the ideas and methods of the NPP owner for NPP quality management. This article considers that the owner should selectively participate in the quality management of important activities based on the idea of hierarchical management of quality assurance and hierarchical supervision, comprehensively considering factors such as human resources, experience and ability, so as to maximize the utilization of limited resources.

Key words: EPC mode; independent supervision; the NPP owner; quality management

（责任编辑：许龙飞）

栾海燕，封祎，韩福眷，等. 全球新冠肺炎疫情时期的核安全监管[J]. 核安全，2020，19(6)：6-11.
Luan Haiyan，Feng Yi，Han Fujuan，et al. Nuclear Safety Regulation During the COVID-19 Pandemic[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：6-11.

全球新冠肺炎疫情时期的核安全监管

栾海燕，封　祎*，韩福眷，余少青，逯馨华
（生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：面对全球新型冠状病毒肺炎疫情大流行带来的挑战，各国核安全监管机构及核电运营商采取了各种措施，努力确保全球核设施的安全和安保。本文介绍了新冠肺炎疫情在几个方面对全球核能的影响，结合主要国际核能组织以及国家监管机构为应对疫情开展的行动，简要分析了监管机构应对疫情的工作重点，并对未来后疫情时期监管机构保证核电安全提出了些许建议。

关键词：新冠肺炎；核安全监管；国际原子能机构；经合组织核能署
中图分类号：TL48　**文章标志码：**B　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0006-06

2020年，全球新型冠状病毒肺炎疫情（简称“新冠肺炎疫情”）大流行的影响深远，世界各国政府制订并实施了严格的健康和安全措施。面对新冠肺炎疫情带来的挑战，各国核安全监管机构及核电运营商也采取了各种措施，努力确保全球核设施的安全和安保。

1　新冠肺炎疫情对全球核能的影响

新冠肺炎疫情大流行期间，全球440座核反应堆全部运行，继续为全球提供10%的电力和约1/3的低碳电力[1]。核电站之所以能在新冠肺炎疫情大流行期间继续运行，是因为核工业具有完善的应急计划，而疫情不过是为不可预料的突发事件增加了另一种可能。根据核电站应急计划，如果在疫情期间没有足够的工作人员适合执行任务，核反应将会提前关闭并保持稳定状态。而全球所有的反应堆在此次新冠肺炎疫情大流行期间的稳定运行，充分证明了监管当局与核电运营商能够通过充分的准备、灵活的政策和及时的应变能力来应对这一不断变化、前所未有的局面。

虽然迄今为止，还没有出现因工作人员受疫情影响而关闭核电站的案例，但是也必须认识到新冠肺炎疫情大流行给核安全和核安保带来的挑战。在疫情期间采取的社交疏远和减员措施可能会对核电站安全运行的连续性构成挑战，因此，需要监管当局和运营商实施特殊措施，在疫情情况下将其纳入其业务活动和优先事项中，以确保特殊时期的核电运行安全。

新冠肺炎疫情对全球经济和工业活动的广泛影响预计将继续挑战全球供应链，由此将导致新建或重大整改项目交付延迟、招标过程出现延误以及新建项目融资的不确定性。这些因素可能会中期甚至长期影响核电站的性能。

放射性药物是含有少量放射性同位素的药物，用于诊断、治疗某些癌症和其他慢性疾病。在新冠肺炎疫情期间，医用放射性同位素一直在持续生产，但因为受运输和配送的瓶颈影响，医院出现了短缺[2]。在符合有关安全标准并采取了防止冠状病毒影响和传播的措施后，大部分生产放射性同位素的研究堆继续运行。具有短半衰期的钼-99可以产生半衰期更短

收稿日期：2020-08-26　**修回日期：**2020-10-13
作者简介：栾海燕（1977—），女，黑龙江绥化人，工程师，硕士，植物学专业，现主要从事核安全国际合作工作
***通讯作者：**封祎，E-mail：fengyi@chinansc.cn

的锝-99 m，是医院应用最广泛的同位素，却只有有限的几个研究堆可以生产，而后通过航空运往世界各地。而疫情期间，全球很多航空线路不再运营，很多国家的边境也处于关闭状态。因此，新冠肺炎疫情限制了医用放射性同位素在全球的使用。

2　国际核能组织及主要核电国家应对新冠肺炎疫情大流行所采取的主要措施

从新冠肺炎疫情传播的速度、全球涉及的范围和持续的时间来看，可以肯定这是一次前所未有的公共卫生事件。面对新冠肺炎疫情大流行，国际核能组织利用其影响力，发挥自身资源优势，为成员国应对疫情提供了有力支持。各国核安全监管机构采取了相似的应对疫情的方法，以降低员工感染风险并维持日常运营，根据工作人员的情况推迟非关键性工作并实行社交疏远措施，对定期维修等活动做出调整等。

2.1　国际原子能机构的行动

新冠肺炎疫情全球大流行后，国际原子能机构（International Atomic Energy Agency，简称IAEA）发起了帮助约120个国家遏制疫情的倡议，这一倡议得到了成员国的大力支持，迄今已收到的预算外自愿捐赠总额约1 920万欧元[3]。

IAEA使用上述基金帮助世界上几百个实验室得以使用核衍生测试技术——实时逆转录聚合酶链反应（Real-Time RT-PCR），这项技术是目前最快、最准确的检测新型冠状病毒的方法。部分成员国已经宣布支持IAEA提供与新冠肺炎疫情有关的帮助，其中，美国捐助了985.4万美元、日本捐助了300万欧元、加拿大捐助了326.8万美元、挪威捐助了200万欧元、中国捐赠了价值184万美元的物资、芬兰捐助了20万欧元，德国、荷兰和俄国分别捐助了50万欧元，澳大利亚和其他国家也有贡献（详细捐助金额见表1）[3]。

IAEA还向申请援助的国家提供诊断试剂盒、设备及核衍生测试技术培训，并在世界范围内组织网络研讨会和培训健康专业人员，意在防止新冠肺炎疫情在世界范围内传播。截至2020年5月25日，共有120个国家和地区向IAEA申请援助（各地区国家数量见表2），IAEA分4批次采购RT-PCR设备和试剂盒以及个人防护设备等，并陆续交付给最终使用者，交付情况如图1所示。

表1　成员国预算外捐款

Table 1　Extrabudgetary contributions by member states

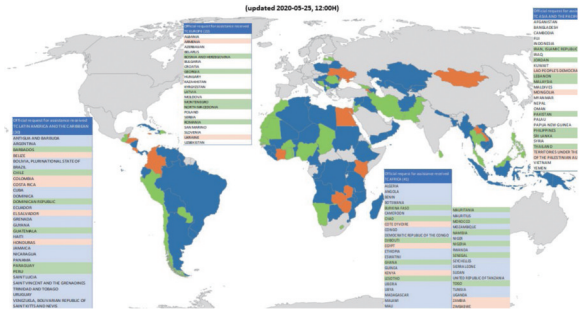
成员国	捐助金额/欧元
澳大利亚	46 023
加拿大	3 268 401
芬兰	200 000
德国	500 000
日本	3 000 000
韩国	271 800
荷兰	500 000
挪威	2 001 779
巴基斯坦	20 000
俄罗斯	500 000
英国	574 713
美国	9 584 000
中国（实物捐助）	1 842 000

注：数据截至2020年5月25日。

表2　向IAEA申请援助的国家数量

Table 2　Countries requesting IAEA assistance

地区	申请援助的国家数量/个
非洲	41
亚洲和太平洋	27
欧洲	22
拉丁美洲和加勒比	30
共计	120



注：蓝色表示请求支助的国家和地区，橙色表示货物已运达当地，绿色表示货物已交付最终使用者（截至2020年5月25日）。

图1　RT-PCR等货物交付情况

Fig. 1　Deliveries of RT-PCR shipments

IAEA一直在与其他国际组织进行协调，包

括世界核电运营者协会和经合组织核能署，比较这一新冠肺炎疫情期间核能和能源市场趋势的数据，以帮助核能行业应对这一前所未有的情况和今后任何类似的疫情。

IAEA采取了一系列行动帮助缓解新冠肺炎疫情对各成员国造成的影响。迅速开发了“核电厂2019冠状病毒期间运行经验网”，继续维持核电厂国际运行经验报告系统、研究堆事件报告系统、核燃料循环设施燃料事件通报和分析系统、动力堆信息系统以及事件和应急系统等系统的全面正常运行，并一直接收成员国通过各系统提供的关于为减轻新冠肺炎病毒大流行的影响而制订的计划和采取的行动的有关报告[4]，促进成员国之间关于疫情应对的信息交换，进一步相互借鉴彼此的经验。

2.2 经合组织核能署的行动

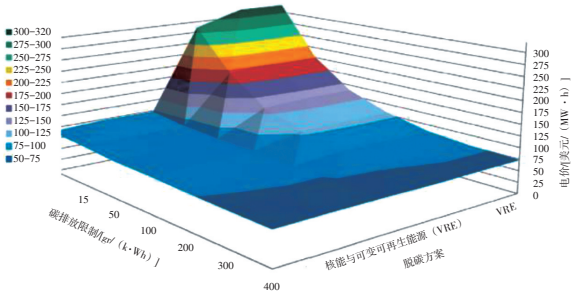
针对核能在后疫情时期迅速恢复经济方面发挥的作用，经合组织核能署发布了政策简报[5]。该政策简报分为4个方面。

（1）电力体系结构性改革需要核电。新冠肺炎疫情大流行后的恢复计划是要把电力能源体系成本放在能源政策的核心。转向没有核电的电力能源工业结构体系将大大增加其成本，并威胁供电安全。电力市场的结构性改革需要核能的参与。电价和发电量随着碳浓度以及核能与可变可再生能源（Variable Renewable Energy, 简称VRE）占比的变化情况如图2所示。

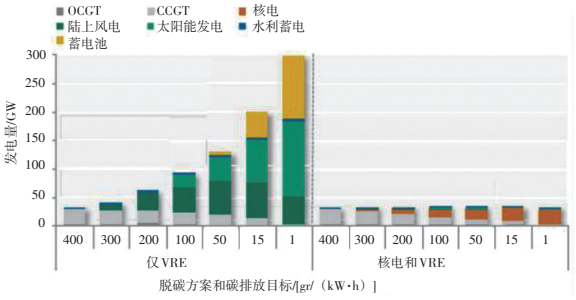
（2）利用核能项目在后疫情时期的经济复苏中创造高薪就业机会。后疫情时期的经济复苏是在继续推进能源转型的同时创造就业和经济发展的绝佳机会。投资核能创造了大量高技能工作岗位，还为当地和区域经济提供了高回报的投资机会。目前，核能为全球提供约1.2×10^6个直接或间接就业机会，如图3所示。

（3）在后疫情时期的经济复苏中放开核能基础设施的融资。新冠肺炎疫情大流行之后，各国政府应鼓励对包括核能在内的可迅速恢复的低碳能源基础设施的投资。对核能项目的投资需要政府的政策支持，同时利用政府的支持吸引私募资金投资核能基础设施项目。

（4）核电基础设施建设保证电力安全。电力安全是一项基本的公共必需品，与粮食安全



（a）电价与碳浓度以及核能和可变可再生能源（VRE）占比的函数关系



（b）发电量与碳浓度以及核能和可变可再生能源（VRE）占比的函数关系

图2 电价和发电量与碳浓度以及核能和可变可再生能源（VRE）占比的函数关系

Fig. 2 Electricity price and generation capacity as a function of carbon intensity and share of nuclear and variable renewable energy (VRE)

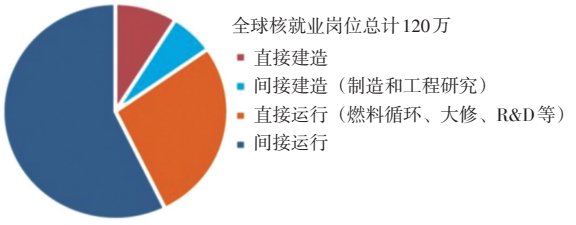


图3 全球核就业岗位

Fig. 3 Nuclear employment in the world

和医疗保健服务同等重要。核能在后疫情时代保证电力安全方面发挥了重要作用，并已经为在核电站和系统层面建设低碳基础设施做出了积极贡献。从长期来看，核电站的低成本运行在长期内都能起到促进经济增长的重要作用，并有助于增强抵御地缘政治冲击的能力。

2.3 美国核管会的行动

美国核管制委员会（Nuclear Regulatory Commission，简称NRC）同意豁免7个核电厂的人员

工作时间控制，以给予持照方一定的人力资源管理的灵活性[6]。为了满足对反应堆操作人员和安全人员配置的最小监管要求，NRC豁免可以给予电厂在维持适当人力方面一定的弹性。但是，如果电厂不能做到恰当的人员配置，将会被要求停堆。除豁免工作时间控制外，NRC还采取了其他措施，帮助运营商在特殊时期渡过难关，包括为核电厂、核材料持照人及公众建立专用的网络资源；延迟颁发部分持照人证书；要求NRC在核电厂和核燃料制造设施的驻厂监督员进行远程办公；重新评估已经制订的核材料持照人、退役反应堆厂址及独立核燃料贮存设施的常规检查计划；确保执照申请、执照延期和执照修改申请审查及执法等其他机构职能继续处于远程办公状态[7]。

2.4　加拿大核安全委员会的行动

加拿大认为本次新冠肺炎疫情世界范围内的大流行加速了全球向清洁经济能源的转变。各国不仅要考虑开发新的反应堆，而且要保留现有的核电站。已经运营核电站的国家应积极考虑投资，对现有核电设施进行现代化改造升级计划。为确保长时间运行而整修现有反应堆是低碳发电的最佳低成本选择之一，加拿大的布鲁斯能源公司正在对加拿大的6个反应堆进行翻新，该项目将在2064年之前为加拿大提供低成本、可靠的无碳电力，并将维持22 000个就业机会。

此外，积极加快小型模块堆及其燃料设计研发也有助于降低发电成本。加拿大核安全委员会和美国核管制委员会已经签署了将在先进核反应堆和小型模块堆的技术审查方面的合作备忘录。美加两国监管机构宣布将通过先进反应堆和小型模块堆的双边合作开展关于先进核技术的联合监管审查。这是双方首次就核电技术联合审查问题达成类似协议。

同时，加拿大核能实验室与英国莫尔特斯能源公司签订合作协议，根据协议内容，由加拿大核能实验室的加拿大核能研究倡议项目提供资金，支持英国莫尔特斯能源公司稳定熔盐堆的燃料开发项目[8]。

2.5　阿联酋核安全局的行动

阿联酋核安全局宣称为了应对新冠肺炎疫情已经启动了先进的信息技术系统设施，为医疗和非动力领域的辐射用户建立了连续运行的“智能”许可系统；对巴拉卡核电站实行强化措施，发挥监督员现场监管的重要作用，监督即将开始运行的1号机组以及正在建造中的2号~4号机组，确保核安全、核安保及核不扩散活动免受疫情影响[9]。

2.6　中国国家核安全局的行动[10]

面对疫情，中国国家核安全局及时采取相应的监管措施，由各地区监督站统筹充实现场监督人员，确保现场监督不断档；利用网络视频模式辅助检查和情况摸排；积极应对核与辐射安全事件，加强核与辐射应急准备。同时，要求核设施营运单位建立疫情防控机制及有关信息报送机制；加强核设施出入的控制和加强对核心区域的保护，减少非必要人员的进入；对关键人员加强保护，防止关键人员同时出现状况；全方位做好运行人员防疫工作，通过视频通信减少运行主控室操纵员与外部人员接触，设立运行人员专用餐厅，实施生活封闭管理；可能的情况下尽量采用视频会议等方式开展工作，减少人员聚集的机会；强化后勤保障（如餐饮、卫生等）服务人员的管控；做好防疫物资的准备等。

疫情期间，中国放射性药品生产企业正常运行。放射性药品及其原料进出口审批、转让审批、放射性药品生产企业辐射安全许可证颁发等工作基本未受影响。中国国家核安全局始终坚持“安全第一”的原则，如发现核设施安全运行受到疫情影响，将立足确保核安全，果断采取相应的监管措施。

3　关于疫情时期核安全监管工作的思考

面对新冠肺炎疫情，任何国家应对战略的一个重要支柱将是可靠的电力供应。对许多国家来说，核电站是这一关键国家基础设施的一部分，由于核行业特有的安全程序要求和系统冗余的文化，核能发电的持续稳定在整个危机期间经受住了考验。为了保证在此期间的核电运行安全，各国监管当局也展现出了高水平的核安全监管行动力。

在疫情期间，各国监管当局对核安全和核

安保保持高度关注，同时不给核运营方造成不必要的负担，确保监管人员的健康和安全。确认核电厂有足够的资源和能力来维持安全和安保，包括应对突发事件的能力；在核运营商及其内部保证程序的支持下，使用远程监督检查保持监管方式的灵活性。确保能够从国际核能组织以及其他监管机构的官网准确和及时地获取应对疫情的最新信息，便于以最快的速度学习全球最佳实践并应用到监管工作中，强化了监管当局与被许可方之间的信任，使远程监管能够有效推进；在利益相关方当中建立信任和信心，使其确信核能行业不仅善于开放并学习最佳实践，而且是一个受到良好监管的行业，能够实现安全、可靠和透明的管理。

如果新冠肺炎疫情的影响持续，监管方需考虑汲取疫情期间的实践，思考在未来后疫情时期建立新常态的监管方式。将很多技术和组织方式上的创新应用到核工业对疫情的响应中，持续改进和提高核安全监管水平。

新冠肺炎疫情爆发后，维护社会稳定非常重要。新冠疫情再次证明，核能作为低碳经济产业在新冠疫情期间为满足电力供应发挥了重要作用。作为监管部门，应始终如一地将核安全放在首位，发挥好监督职能作用，维护核能的稳定安全，为积极应对疫情以及后疫情时期的挑战贡献力量。

参考文献

[1] World Nuclear Association. Nuclear Power in the World Today [EB/OL]. (2020-06-30) [2020-08-01]. https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx

[2] World Nuclear News (Medical isotope supply chain faces challenges from COVID-19 [EB/OL]. (2020-04-21) [2020-08-01]. https://www.world- nuclear-news.org/Articles/Medical-isotope-supply-chain-faces-challenges-from

[3] IAEA. IAEA Support to Member State Efforts in Addressing the COVID-19 Pandemic [EB/OL]. (2020-05-29) [2020-08-01]. https://www.iaea.org/ sites/default/files/20/06/govinf2020-6.pdf

[4] IAEA. The operation, safety and security of nuclear and radiation facilities and activities during the COVID-19 Pandemic [EB/OL]. (2020-06-04) [2020-08-01]. https://www.iaea.org/sites/default/files/20/06/govinf2020-8.pdf

[5] Nuclear Energy Agency. NEA Policy Brief [EB/OL]. (2020-06-01) [2020-08-01]. http://www.oecd-nea.org/ news/2020/covid-19/post-covid-19-recovery/index.html

[6] World Nuclear News) NRC grants work hour exemptions to nuclear plants [EB/OL]. (2020-04-23) [2020-08-01]. https://www.world-nuclear-news.org/ Articles/NRC-grants-work-hour-exemptions-to-nuclear-plants

[7] US NRC. NRC to Discuss Temporary Work-Hour Limit Exemption Guidance for Nation's Nuclear Power Plants [EB/OL]. (2020-04-01) [2020-08-01]. https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/news/2020/20-020.pdf

[8] World Nuclear News. CNL, Moltex collaborate on SMR fuel development [EB/OL]. (2020-04-24) [2020-08-01]. https://www.world- nuclear- news.org/Articles/CNL- Moltex- collaborate- on-SMR-fuel-development

[9] World Nuclear News. Nuclear regulators examine response to pandemic [EB/OL]. (2020-05-20) [2020-08-01]. https://www.world-nuclear-news.org/ Articles/Nuclear-regulators-examine-response-to-pandemic

[10] 每日经济新闻. 每经专访生态环境部副部长、国家核安全局局长刘华：我国核电安全国际领先 疫情对核设施建设影响较小 [EB/OL]. (2020-05-29) [2020-08-01]. http://www.nbd.com.cn/articles/2020-05-31/1440835.html

Nuclear Safety Regulation During the COVID-19 Pandemic

Luan Haiyan, Feng Yi*, Han Fujuan, Yu Shaoqing, Lu Xinhua
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: Faced with the challenges brought by the COVID-19 pandemic, the nuclear safety regulatory authorities and nuclear operators have taken various measures to ensure the safety and security of nuclear facilities around the world. This paper introduces the impact of the COVID-19 pandemic on global nuclear energy in several aspects, and briefly analyzes the work priorities of regulatory agencies to deal with the epidemic combined with the actions of major international nuclear energy organizations and national regulatory agencies in response to the outbreak, and puts forward some suggestions for the regulatory bodies to ensure the safety of nuclear power in the post-pandemic era.

Key words: COVID-19; nuclear safety regulation; IAEA; OECD/NEA

(责任编辑:许龙飞)

贠彦祺，任坤贤，王强，等.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(6)：12-16.
Yun Yanqi，Ren Kongxian，Wang Qiang，et al. Comparative Study on Calculation and Measurement of Environmental Radiation Dose Rate of X-Ray Vehicle Inspection System in Green Channel of an Expressway[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：12-16.

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

贠彦祺[1]，任坤贤[1]，王　强[2]，李晨晖[1]
（1. 甘肃省核与辐射安全中心，兰州　730020；2. 武威市核与辐射监测站，武威　733000）

摘要：本文以某高速公路收费站绿色通道X射线车辆检查系统为例，参考《工业X射线探伤室辐射屏蔽规范》（GBZ/T 250—2014）中的计算公式对关注点进行辐射剂量计算，并采用实际监测结果进行验证，同时计算驾驶位一次通过该系统所受辐射剂量。结果显示：该检查系统在合理划分两区后，辐射剂量率满足相应限值要求，且正常工况下，货车一次通过所受辐射剂量较小。研究结果还显示，关注点处辐射剂量率的计算结果与监测结果比较吻合，说明本文选用的计算方法和选取的参数可行，可为同类项目的环境影响评价提供技术参考，同时，本文对车辆检查系统的辐射防护进行了探讨，得到了一些有工程应用价值的结果。

关键词：车辆检查系统；辐射剂量率；计算
中图分类号：TL77　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0012-05

为规范道路运输秩序，提高通行效率，在重要路段的“绿色通道”收费道口普遍配备了X射线车辆检查系统。该系统利用X射线透视成像技术对车辆进行自动检测，使车辆可以快速通过，有效缩短了鲜活农产品运输车辆的查验时间，降低了收费站工作人员的工作强度，提高了合法运输车辆的通行效率[1]。

X射线车辆检查系统采用透视式辐射成像技术，由辐射源子系统、探测器子系统、数据获取和实时成像子系统、图像与数据管理子系统、车辆位置感应系统、系统运行监控子系统组成。由于货车内部不同物质的密度不同，X射线对其贯穿能力也不同，探测成像器接收信号，分析处理得到车辆内部的透视图像，从而区分车辆内部货物是否满足绿色通道的相关政策要求。

X射线车辆检查系统的正常运行过程中，X射线经透射、泄漏和散射对周围环境产生辐射剂量叠加影响，因此，对高速公路绿色通道X射线车辆检查系统开展辐射剂量率计算、监测与评价工作，对辐射环境安全和人员健康具有重要意义，同时，可为同类项目环境影响评价提供技术参考。

1　X射线车辆检查系统屏蔽计算分析

1.1　设计屏蔽参数

根据设计资料，绿色通道车辆检查系统探测器门架采用铅板进行X射线屏蔽，探测器立柱背面采用30 mm铅板，两侧采用10 mm铅板进行屏蔽，铅板采用互相交错形式，横梁部分采用5 mm铅板互相交错的方式，探测器屏蔽示意图的主视图如图1所示，探测器屏蔽示意图的俯

收稿日期：2020-03-10　**修回日期：**2020-03-16
作者简介：贠彦祺（1988—），男，甘肃秦安人，工程师，工程硕士，环境工程专业，现主要从事核与辐射类建设项目环评文件技术审评工作

视图如图2所示，绿色通道车辆检查系统出束示意图如图3所示。

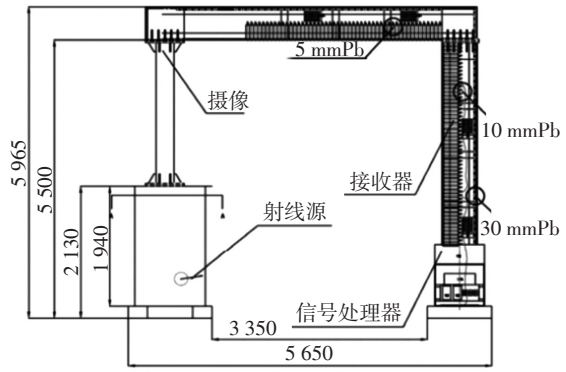


图1　探测器屏蔽示意图（主视图）

Fig. 1　Detector shielding diagram (main view)

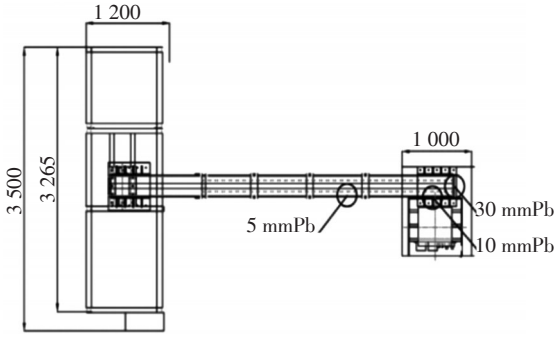


图2　探测器屏蔽示意图（俯视图）

Fig. 2　Detector shielding diagram (top view)

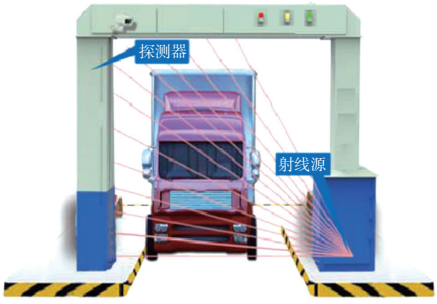


图3　绿色通道车辆检查系统出束示意图

Fig. 3　Green channel vehicle inspection system harness diagram

1.2　辐射剂量率计算

车辆检查系统用探测器门架的屏蔽设施屏蔽X射线的有用线束，考虑到在开放式场所使用，其工作原理类似于工业X射线探伤装置，因此，参考《工业X射线探伤室辐射屏蔽规范》（GBZ/T 250—2014）[2]中的计算公式，本文对其周围的剂量进行计算分析。

1.2.1　关注点

根据车辆检查系统的布局和人员可能活动的区域，关注点选取X射线箱体后侧1 m处（1#）、探测器后侧1 m处（2#）、车头驾驶位（3#）、车尾处（4#）共计4个点位，关注点位如图4所示。

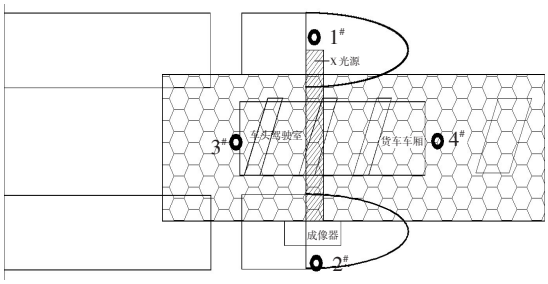


图4　关注点位分布图

Fig. 4　Distribution of interest points

1.2.2　剂量计算

（1）根据车辆检查系统的屏蔽设计参数，本文查询GBZ/T 250—2014附录B中的辐射屏蔽估算用的典型参数，可得出相应的透射因子，根据式（1）可计算1#关注点的泄漏辐射剂量率和2#关注点的辐射剂量率H，见表1。

$$H_1=\frac{IH_0B}{R^2} \qquad (1)$$

式中，I——X射线机在最高管电压下的常用最大管电流，mA，本次取1 mA；

H_0——距离辐射源点（靶点）1 m处的输出量，μSv·m²/（mA·h）（以mSv·m²/（mA·min）为单位的值乘以6×10⁴）。按照运行电压为400 kV、电流为1 mA的工作状态保守估算，输出量取400 kV管电压下3 mm铝过滤板下的输出量，取值23.5 mGy·m²/（mA·min），即1.41×10⁶ μGy·m²/(mA·h)；

B——屏蔽透射因子；

R——辐射源点（靶点）至关注点的距离，m。

表1 绿色通道车辆检查系统关注点（有用线束）辐射剂量率计算结果表

Table 1 Calculation results of radiation dose rate of concern points (useful harnesses) of green channel vehicle inspection system

关注点	辐射类型	屏蔽透射因子	靶点至关注点的距离/m	预测辐射剂量率/（μSv/h）
1#	有用线束	7.99×10^{-7}	1	1.1
2#	有用线束	2.20×10^{-4}	6	8.6

注：（1）考虑到辐射源安装在屏蔽箱体内，X射线是由正前方的铅桶准直器狭缝引出形成的扇形束，外侧箱体为不锈钢结构，因此，泄漏辐射主要由X射线经过屏蔽铅桶贯穿辐射形成，因此，计算1#点位的泄漏辐射由有用线束的贯穿辐射引起；（2）由于车辆种类繁多，为保守计算，本文不考虑受检货车两侧的钢夹板结构和绿色蔬菜的衰减作用。

（2）经分析，3#和4#点位需考虑泄漏辐射和散射辐射的复合作用，以下将逐一考虑分析，绿色通道车辆检查系统关注点（泄漏+散射）辐射剂量率计算见表2。

关注点处的泄漏辐射剂量率按式（2）计算：

$$\dot{H}=\frac{\dot{H}_L B}{R^2} \quad (2)$$

式中，$\dot{H}_L$——距靶1 m处X射线管组装体的泄漏辐射剂量率，μSv/h，见GBZ/T 250—2014中的表1。

关注点处的散射辐射剂量率按式（3）计算：

$$\dot{H}=\frac{IH_0B}{R_s^2}\times\frac{F\alpha}{R_0^2} \quad (3)$$

式中，F——R_0处的辐射野面积，m^2，取值为0.025m^2。

α——散射因子，取值0.001 9，见GBZ/T 250—2014附录B中的表B.3。

R_0——辐射野面积距探伤工件的距离，m，取值1 m。

R_s——散射体距关注点的距离，m，取值2.5 m。

2 计算与监测结果对比

2.1 监测仪器

本次监测采用AT1121便携式X/γ剂量测量仪，该监测设备使用高灵敏的闪烁体探测器，因此，有较大的量程及能量范围，能够探测脉冲、短时及持续的X及γ辐射，能够满足X射线管产生的辐射场防护检测需求。该监测设备经检定合格，监测期间设备状态正常。

表2 绿色通道车辆检查系统关注点（泄漏+散射）辐射剂量率计算结果表

Table 2 Calculation results of radiation dose rate of concern points (leakage + scattering) of vehicle inspection system in green channel

关注点	辐射方式	靶点至关注点的距离/m	屏蔽透射因子	辐射剂量率/（μSv/h）	总剂量率/（μSv/h）
3#	泄漏	2.69	7.99×10^{-7}	5.52×10^{-4}	10.7
	散射			1.07×10^{1}	
4#	泄漏	2.69	7.99×10^{-7}	5.52×10^{-4}	10.7
	散射			1.07×10^{1}	

2.2 监测结果

为了和预测关注点辐射剂量率进行比较分析，本次监测点位的选取与预测关注点保持一致，监测结果见表3。

表3 绿色通道车辆检查系统监测结果表

Table 3 Monitoring results of green channel vehicle inspection system

辐射剂量率/（μSv/h）	点位			
	1#	2#	3#	4#
预测辐射剂量率	1.1	8.6	10.7	10.7
实测辐射剂量率	0.5	8.1	8.1	9.1

注：所有监测数据均未扣除宇宙射线的响应值。

2.3 比对分析

由表3可知，各关注点的辐射剂量率预测与实测结果较为吻合，实测结果均小于预测结果，说明预测计算方式较为保守，可为同类别环境影响评价提供技术参考，但车头驾驶位（3#）、车尾处（4#）的辐射剂量率实测与预测值差别较大。这是由于实际辐射还会受到通行车辆外形及货物等参数的影响，这种情况下，理论计算较为复杂和困难，因此，在环境影响评价中，本文建议以类比分析的方式研究车辆检查系统对车辆驾驶员的辐射剂量较为妥当。

3 驾驶员的辐射剂量估算

该系统通过地面感应线圈和X射线安全快门的联动工作保证受检车辆司机的安全，当通行车辆压到地面感应线圈时，车头此时已经通

过监测区域，检查系统发出出束指令，X射线机启动，高压产生X射线，接着检查系统打开X射线安全快门，对货车车厢进行扫描。由监测数据可知，X射线快门打开时，司机位受照的辐射剂量率最高为8.1 μSv/h，随着车辆继续前进，距离增大，司机位受照的剂量率逐渐降低，直到快门关闭。每辆车出束10 s，则单次受照剂量贡献值为：

$$E=1\times8.1\times(10/3\,600)=0.02\ \mu Sv$$

因此可以得出，司机每通过一次检查通道，个人所受到的剂量最大约为0.02 μSv，满足《货物/车辆辐射检查系统的放射防护要求》（GBZ 143—2015）中“对于有司机驾驶的货运车辆的检查系统，驾驶员一次通过的周围剂量当量应不大于0.1 μSv”的限值要求。

4　车辆检查系统辐射防护探讨

通过以上方法计算可知，绿色通道车辆检查系统发射的X射线有用线束经探测器屏蔽后，不考虑受检车辆的屏蔽作用时，在探测器后方约1 m处的辐射剂量率约8.60 μSv/h，在探测器后方6 m处（距离射线机12 m处）的辐射剂量率约2.15 μSv/h。车头驾驶位（3#）、车尾处（4#）的实际监测辐射剂量率分别为8.1 μSv/h、9.1 μSv/h，综合考虑后，本文提出以下两点防护措施建议：

（1）在车辆检查系统的环评阶段，根据预测结果，不考虑车厢和货物的衰减作用时，结合GBZ 143—2015的相关要求，探测器后方6 m范围内应为监督区范围，即建议主射线方向尽量避开其他车道并进行实体护栏隔离。若由于收费站车道的现状难以避开其他车道，则应采取在探测器后方设置铅板等措施，以加强对其他车道的防护。

（2）为防止车辆误入，收费站应严格按照运行阶段监测数据进行两区划分，并设置明显的标志。车尾处（4#）的实际监测辐射剂量率为8.1 μSv/h，辐射剂量率较大，为避免后车受到不必要的照射，两车之间应留有一定的安全间距。车辆检查系统应配备完善的控制触发系统及警示设施，防止车辆误入时发生误照射，并且应定期对设备进行维护检查。

5　结论

本文选取已运行的某高速公路收费站绿色通道X射线车辆检查系统，对其开展了环境辐射剂量率研究，参考GBZ/T 250—2014给出的计算模式，对关注点进行了辐射剂量率计算，并开展实际现场监测，与预测数据进行比对验证后得出：该检查系统通过距离防护后,辐射剂量率满足相应限值要求，正常工况下货车一次通过所受辐射剂量率较小且各关注点的辐射剂量率预测与实测结果较为吻合，实测结果均小于预测结果，说明预测计算方式较为保守，可为同类别环境影响评价提供技术参考。同时，文中结合预测及监测分析对车辆检查系统的辐射防护展开探讨，对其环评阶段的主射线方向设置和运行后的防护管理提出了一些建议。

参考文献

[1] 本刊综合．交通运输部等部委出台紧急通知进一步完善鲜活农产品运输绿色通道政策［J］．农村经济与科技：农业产业化，2010（12）：44．

[2] 北京市疾病预防控制中心，北京贝特莱博瑞技术检测有限公司，清华大学．GBZT 250—2014工业X射线探伤室辐射屏蔽规范［S］．北京：中国标准出版社，2014．

[3] 李德平，潘自强．辐射防护手册［K］．北京：原子能出版社，1991．

[4] 方杰．辐射防护导论［M］．北京：原子能出版社，1991．

[5] 清华大学，北京市疾病预防控制中心，山东省医学科学院放射医学研究所．GBZ 143—2015货物/车辆辐射检查系统的放射防护要求［S］．北京：中国标准出版社，2015．

[6] 何仕均．电离辐射工业应用的防护与安全［M］．北京：原子能出版社，2009．

[7] 张国光，孙汉城，王国保，等．低辐射绿色通道车辆快速检查系统［J］．中国原子能科学研究院年报，2010（00）：342-344．

[8] 刘骏，王鹏涛，周寅，等．一种X射线透射式绿色通道检测系统：江苏，CN106249309A［P］．2016-12-21．

[9] 张姣平．高速公路车辆X射线快速检查系统研究［J］．科技创业家，2013（24）：179．

[10] 黄云滔．X射线成像技术在绿色通道检查中的应用［J］．中国交通信息化，2014（2）：118-119．

Comparative Study on Calculation and Measurement of Environmental Radiation Dose Rate of X-Ray Vehicle Inspection System in Green Channel of an Expressway

Yun Yanqi[1], Ren Kunxian[1], Wang Qiang[2], Li Chenhui[1]
(1. Gansu Nuclear and Radiation Safety Center, Lanzhou 730020, China;
2. Wuwei Nuclear and Radiation Monitoring Station, Wuwei 733000, China)

Abstract: This paper takes X-ray vehicle inspection system of green channel of a highway toll station as an example, calculates the radiation dose of the concerned points with reference to the calculation formula in *Radiation Shielding Specification for Room of Industrial X-Ray Radiography* GBZ/T 250—2014, and verifies it with the actual monitoring results. At the same time, it calculates the radiation dose received by the driver once through the system, and the results show that the radiation dose rate of the inspection system meets the requirements of the corresponding limits after the two zones are reasonably divided, and the radiation dose received by the freight car in one pass is relatively small under normal working conditions. The research results also show that the calculation results of radiation dose rate at the focus are consistent with the monitoring results, which shows that the calculation method and parameters selected in this paper are feasible, and can provide technical reference for the environmental impact assessment of similar projects. At the same time, the radiation protection of vehicle inspection system is discussed, and some results with engineering application value are obtained.
Key words: vehicle inspection system; radiation dose rate; calculation

（责任编辑：许龙飞）

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(6):17-22.
Xu Yongliang. Discussion on the Countermeasures for Radioactive Air Pollution in the Workplace of Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2020, 19(6):17-22.

浅谈核电厂工作场所放射性空气污染应对措施

徐永良
（中核环保产业有限公司，连云港 222002）

摘要：放射性空气污染（以下简称“空气污染”）是核电厂辐射风险控制的一项重要内容。核电厂应有针对性地采取严密的监控手段和防护措施，避免人员受到内照射损害。本文基于运行核电厂的一些实践经验，对放射性工作场所的空气污染监测方法进行了介绍，并以含硼水水箱检修作业、燃料组件气密性缺陷应对等专项辐射工作为例，对可采取的控制手段和防护措施进行了研究和探讨，得出了通过严格控制、科学在线及线下监测以及采取合理防护措施全方位保障工作场所环境和作业人员安全的结论，最后对空气污染控制方面存在的一些问题进行了探讨和展望。

关键词：放射性空气污染；内照射；在线监测；特殊任务监测；燃料缺陷
中图分类号：TL732 **文章标志码：**B **文章编号：**1672-5360（2020）06-0017-06

核电厂的特殊性源于其厂内贮存的大量放射性物质。这些放射性物质可通过内照射和外照射两种途径对人体产生危害。因此，核电厂应对放射性物质进行严格的监管和控制。内照射即体内污染，其作为核电厂辐射防护工作业绩评价的一项重要性能指标，在安全管理方面属于绝对红线。我国众多核电厂对体内污染事件都采取零容忍策略，将年度管理指标设定为零起，即一个自然年内发生一起体内污染事件都是不可接受的。放射性物质一般可以通过食入、吸入以及皮肤伤口附着等方式进入人体导致体内污染。对于运行核电厂，吸入是最有可能的途径，即工作场所中被放射性物质污染的空气随作业人员呼吸进入人体内而造成人员内照射。法国Dampierre核电厂就曾发生过因空气污染导致的内照射事件。该电厂在一次换料大修中，一回路开口时，冷却剂中放射性碘超标，导致70余人产生体内^{131}I污染，其中10余人的摄入量超过了年度控制限值1%[1]。

最优化原则是辐射防护体系中最重要的基本原则之一[2]。在核电厂检修项目中，有较多专项工作存在空气污染风险，如污染设备焊接打磨、放射性容器开口检修、放射性系统吹扫等。在存在空气污染风险的工作场所作业不采取防护措施，可能造成人员内照射，而采取不合适的防护措施又可能给具体工作实施带来不便，影响工作效率，甚至存在过度防护的问题。因此，在应对空气污染风险的工作中，正确识别污染水平是践行辐射防护最优化原则的前提，制订适宜的防护措施至关重要。本文就监测、控制以及防护措施制订进行了研究和思考，并以相关核电厂检修作业为例进行了分析和探讨。

1 核电厂空气污染监测手段

空气污染监测是在核电厂设计阶段就着重考虑的问题。监测手段一般包括自动监测和手动监测。自动监测由一系列在线设备完成，专业上被称为自动辐射监测。为突出自动监测的

收稿日期：2020-01-15 **修回日期：**2020-04-09
作者简介：徐永良（1989—），男，安徽无为人，工程师，本科，辐射防护与环境工程专业，现主要从事核电厂辐射防护工作

连续性与自动化的特性，本文称其为在线监测。而其他使用可移动设备并且需人工操作的测量，被称之为线下监测（专业上被称为特殊任务监测）。不论核电厂采用何种堆型，有效的空气污染监测都是核电厂进行空气污染控制的必要前提。

1.1 在线监测（自动辐射监测）

运行核电厂需要实时关注系统、设备以及环境中的气体放射性水平，因此，设置了各种功能的气体放射性监测通道。以某压水堆核电厂为例，工艺监测系统中设置了监测放射性气体处理系统的KPL30监测通道，监测储罐通风系统的KPL70监测通道等。这些通道主要是对放射性气体系统（即正常情况下被测系统内气体本身就含有放射性）进行监测。监测的主要目的是：确认系统内放射性气体的活度是否在允许范围内；能够发现监测结果过高的情况并进行干预；避免放射性气载流出物的超标排放；减小放射性气体向厂房异常泄漏的风险。此外，核电厂还设置了厂房空气污染水平监测通道，如监测核安全厂房、核辅助厂房的通风系统监测通道。监测通道中设置的不同监测探头可实现对不同空气污染类型进行监测，如放射性碘监测通道使用IM201辐射监测探头；放射性气溶胶监测通道使用ABPM201辐射监测探头；放射性惰性气体监测通道使用NGM204辐射监测探头。表1提供了某核电厂针对核辅助厂房设置的空气污染监测通道的基本情况。

表1 某核电厂核辅助厂房空气污染监测通道一览表

Table 1 Air pollution monitoring channel list of nuclear auxiliary workshop in a NPP

通道编号	监测对象	探头类型
KLE20CR003	监测厂房16m及以上通风中气溶胶体积活度	ABPM201L
KLE20CR004	监测厂房16m及以上通风中气溶胶体积活度	ABPM201L
KLE20CR005	监测厂房16m以下通风中气溶胶体积活度	ABPM201L
KLE20CR006	监测厂房16m以下通风中气溶胶体积活度	ABPM201L
KLE20CR007	监测厂房16m及以上通风中碘的体积活度	IM201L
KLE20CR008	监测厂房16m以下通风中碘的体积活度	IM201L
KLE20CR010	监测厂房通风中惰性气体体积活度	NGM204L

通过这些常年不间断运行的在线监测通道，我们可以初步判断可能存在空气污染的工艺厂房、工作场所等。这种判断结果为异常情况下的辐射防护响应提供参考依据。

1.2 线下监测（特殊任务监测）

线下监测是由工作人员根据需要及时使用可移动设备对具体工作场所进行的辐射监测。为了能够因地制宜地应对不同的作业场所，核电厂可以从移动式实时显示监测和便携式空气取样测量两条途径考虑和完善线下监测手段。

1.2.1 移动式实时显示监测

引入移动实时显示监测设备的目的在于对指定工作进行全过程监测，人员可以通过监测终端显示屏实时读取所在辐射环境的空气污染水平。选取的设备本身应自带报警功能。出现数据呈趋势攀升或超过设定阈值的情况时，设备会发出声光报警信号，从而引起工作人员注意，进而采取应急措施。这对于存在高空气污染风险的辐射作业场所十分必要。对于不同的空气污染类型（如放射性气溶胶、碘和惰性气体），我们应选择不同类型的监测设备。表2列举了几种应用比较广泛的空气污染实时显示监测小车。这些可移动小车可以在不同的工作场所之间转移，可以确保对潜在的空气污染情况进行实时监测和跟踪。

表2 常用空气污染监测小车

Table 2 Some air pollution monitoring instrument

型号	监测对象
ABPM201-M	放射性气溶胶
ABPM203-M	放射性气溶胶
IM201M	放射性气碘
IM203M	放射性气碘
NGM209M	放射性气惰性气体

1.2.2　便携式空气取样测量

便携式空气取样测量的原理是：通过空气泵对目标场所进行空气取样，再使用常用辐射仪表对样品进行测量或分析，然后通过固定的转换比例换算成目标场所的空气污染水平。图1、图2分别为两种不同型号的空气取样泵。为适应核电厂复杂的工业环境，这两种空气泵可以采用电源或电池的供电方式。



图1　CF−1000BRL型取样泵（插电源使用）

Fig. 1　CF − 1000 type air sampling pump

(plug in power usage)



图2　CF−1524VBRL型取样泵（配电池使用）

Fig. 2　CF−1524VBRL type air sampling pump

(battery power)

使用该类空气取样泵对目标场所进行空气取样时，我们可选择不同的滤纸安装策略，以实现对放射性气溶胶和放射性碘的取样，取放射性气溶胶样品时，使用气溶胶滤纸；取放射性碘样品时，应同时安装气溶胶滤纸和用于取碘样的活性炭滤纸，并且气溶胶滤纸应靠近气口一侧。取放射性碘样品时安装气溶胶滤纸的目的是：过滤进气口中的气溶胶，减小对所取碘样的影响，使碘样能更真实反映空气中放射性碘的水平。由于放射性惰性气体物理性质的特殊性，并且其对人体内照射的风险较小，一般情况下无须专门进行空气污染取样。特殊情况下需要对系统内的放射性惰性气体进行分析时，我们可使用专用取样容器取样，然后进行谱分析。

1.3　在线/线下监测优缺点分析

在线监测系统具有实时、高效、高稳定性等优点，能够实现对监测对象的24 h不间断测量和监控，但也存在一定的局限性。首先，在线监测是针对固定场所、房间或针对具体系统进行的监测，不能随作业场所与位置的变化而移动，很多时候无法做到对某一实际工作现场的空气污染情况进行直接监测。其次，在线监测范围不能覆盖所有控制区厂房和房间，存在监测盲区。因此，核电厂还应采取方便、快捷、灵活的线下监测弥补在线监测的局限性。

线下监测中应用较多的移动式空气污染监测小车与线上监测类似，同样具有实时监测、实时显示的优点，但设备运行稳定性相对线上监测有所降低。此外，移动式空气污染监测小车本身较笨重，体积较大，工作场所之间转移（如过房间门槛、管道等）不便且比较昂贵。因此，移动式空气污染监测小车不适合大量配置到现场使用，可针对性地应用于空气污染风险相对较高的工作场所（如反应堆压力容器解密封作业现场）。

便携式空气取样测量是一种间接的测量方式，需要先对目标场所进行过滤取样，再对滤材进行测量并换算，缺乏实时性。此外，因取样纸（膜）自身效率的局限性，取样测量的系统误差一般比其他测量方式稍高，测读结果准确性有所下降。但空气取样设备设计简单，具有便携性高、现场使用方便及成本不高的优点，在现场应用中能够适应各种复杂的厂房空间环境。

综上所述，无论是自动化程度高的在线监测还是便携性好的线下监测，都具有各自的优缺点，可满足核电厂各种工作场所的不同监测需求。在实际工作中，我们可以配合使用在线监测和多种线下监测，对不同监测方式的结果进行相互验证和确认，以获得更真实、有效的测量结果，从而为制订科学的应对措施提供可靠的数据保障。

2 空气污染控制和防护方法

进行空气污染监测的最终目的是对环境中的放射性进行控制，为保证人员安全制订合理的防护措施。

核电厂空气污染来源主要包括一回路相关系统的泄漏或开口作业、放射性零部件的加工以及松散表面污染再悬浮等[3]。对于正常运行的核电厂，放射性系统开口检修（如放射性水箱、储罐的检修，反应堆压力容器解密封等）最为常见，并且是风险相对较高的作业。我们可以从总体控制和个人防护两方面综合应对此类空气污染风险作业，制订具体措施。下文以核电厂两个典型的开口检修为例进行介绍，并综合现场控制和防护的实践经验进行分析和讨论。

2.1 含硼水水箱检修场地的空气污染控制与防护

硼水贮存系统是压水堆核电厂重要的一回路辅助系统。含硼水是一回路调硼、控制堆芯反应性的重要媒介，具有较强的放射性。含硼水贮存水箱（JNK水箱）的主要功能是存储一回路使用的含硼水。检修水箱时，工作人员需要将存水排空，进入水箱内部进行作业。由于水箱内有污染空气，所以，焊缝焊接、打磨等作业过程存在内照射风险[4]。

针对水箱内高空气污染风险的作业，我们首先应从总体上进行控制，避免污染空气的流通扩散。总体控制的一项重要措施是：在箱体开口处建立负压工作棚（SAS棚），使其作为箱体内部空气与外部环境空气流动的缓冲，从而有效降低水箱内空气污染向外环境扩散的风险。SAS棚内分为工作区和缓冲区。工作区直接连通水箱，中间用塑料帘幕分隔。为保证空气污染源得到更好的控制，我们需要在工作区设置通风净化小车。通风净化小车的作用是：一方面建立SAS棚内部的负压，减小放射性空气向工作棚外扩散的概率；另一方面对检修区域的空气进行净化换新。SAS棚搭建的原理如图3所示。

因为JNK水箱内部存在较高的空气污染风险，所以，进入JNK水箱工作的人员还需采取有效的个人防护措施。一般作业人员（如进行冲洗去污的作业人员）应穿戴气衣进行防护，如图4所示。

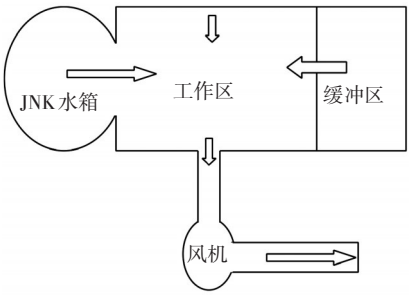


图3 SAS棚原理图

Fig. 3 Schematic diagram of SAS tent



图4 穿气衣防护

Fig. 4 Protected by air supplied suit

此外，由于焊接打磨作业产生的铁屑使普通气衣无法满足防护要求，所以，此类作业人员应佩戴专门的焊接防护面罩开展工作，同时还应穿戴纸衣进行身体表面污染的防护，如图5所示。



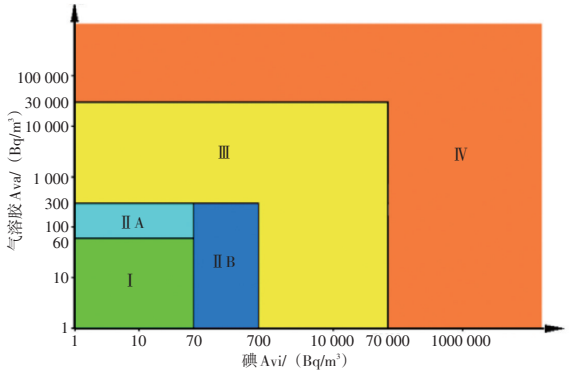
图5 穿专用焊接面罩防护

Fig. 5 Protected by special welding mask

在各项控制手段和防护措施到位的情况下，现场还应布置移动监测小车，对SAS棚外空气污染情况进行实时监测显示。同时，在整

个作业期间，可采取空气取样的方式不定期地对空气污染情况进行验证测量和确认，以保证辐射防护人员做出科学安全的决策。此外，辐射监控室应实时关注相应厂房通风系统在线监测通道的运行情况，出现异常时，第一时间采取合理的响应措施。

根据ALRAR防护原则的要求，针对不同程度的空气污染，核电厂应采取相应合理的个人防护措施，既能保证人员的安全又不会过度防护，造成资源浪费。图6是根据某电厂实践经验进行总结推荐采取的不同空气污染水平下的应对措施，供行业内探讨和交流。



Ⅰ—不需要特殊防护；ⅡA—佩戴过滤式半面罩；
ⅡB—佩戴碘半面罩；Ⅲ—使用气面罩或气衣；
Ⅳ—橙红区管理，使用气面罩或气衣

图6　不同空气污染水平下的推荐防护措施

Fig. 6　Recommended preventive measures for different levels of air pollution

2.2　反应堆压力容器解密封作业现场的空气污染控制与防护

燃料元件在反应堆内进行核反应时，核燃料包壳会受到超高温高压的作用。虽然核燃料是高精密工艺条件下生产出来的工业件，其产品质量受到了严格的控制和检验，但长期的高温高压及复杂的一回路水环境依然可能导致燃料棒出现一定程度的气密性缺陷。据统计，全球核电机组20 000多个燃料组件中，有476个燃料组件在运行期间发生了气密性丧失，22个燃料组件存在与冷却剂直接接触缺陷[5]。核电厂放射性的主要来源是核燃料，燃料包壳内部的放射性存量非常巨大，一旦包壳出现气密性缺陷，燃料包壳内部的放射性物质便会释放到反应堆一回路中，部分放射性物质更会在检修期间随着一回路设备的开口释放到工作场所环境中，形成空气污染。在3种主要的空气污染类型中，放射性碘是最容易被人体吸收的，对工作人员危害极大。在燃料气密性缺陷期间，尤其是在停堆初期，由燃料包壳进入一回路的放射性物质以大量的放射性碘为主，在一回路开口后进入各个检修作业场所。例如，在机组燃料缺陷情况下反应堆开盖，堆内冷却剂裸露，其中的放射性碘便释放到厂房空气中[6]，那么，此时的反应堆厂房则相当于一个存在较高空气污染风险的放射性容器。

我们应遵循总体控制、个人防护的原则，首先对人员闸门、设备闸门实施单开管理，减少反应堆厂房与外环境进行空气交换的机会。同时，我们应保证反应堆厂房通风净化系统（其作用相当于SAS棚中的通风净化小车）可用，保持反应堆厂房内的负压环境并通过高效过滤器对大厅内的空气进行不断的净化更新。

其次，我们应投运碘净化小车对反应堆竖井内空气实施净化。这样一方面能优化反应堆竖井周围的空气环境；另一方面能降低竖井内可能存在的污染空气向整个大厅扩散的风险。

再次，在落实以上总体控制措施的基础上，工作人员还需要采取妥善的个人防护措施。在反应堆厂房空气污染情况不明朗或存在变化可能（如反应堆开盖过程）的情况下，建议工作人员佩戴过滤式防护面罩进入反应堆厂房。同时，我们应利用在线及线下监测手段保持对作业场所的实时监测，一旦发现监测异常，应立即结合具体情况（参照表3）采取相应的防护措施。

最后，我们应确保反应堆厂房在线空气污染监测通道可用，以实时监控反应堆房内空气污染情况。作为对在线监测的补充，我们还应将移动式空气污染取样监测小车布置在反应堆竖井附近位置进行连续监测，达到在线及线下监测并行，相互佐证的效果。为确保出现异常时，周围工作人员以及辐射防护人员能够及时发现并采取响应行动，我们可对移动式空气污染监测仪设置报警阈值，表3为某核电厂结合自身管理要求设定的报警阈值，供行业内进行参考。

表3 某核电厂移动式空气污染监测仪报警阈值

Table 3 Alarm threshold for mobile air pollution monitor instrument in a nuclear power plant

监测	报警阈值/（Bq/m³）
气溶胶监测小车	60
碘监测小车	70
惰性气体监测小车	6.0×10^5

3 结论和展望

工作场所的空气污染控制是辐射防护领域一项重要的工作内容，是预防内照射事件最为基本的措施[7]。应对空气污染的措施首先是进行多方位的总体控制，通过各项管理措施和技术手段将空气污染限制在一定范围内；其次是通过有效的监测手段进行在线及线下监测（用多种监测手段相互验证来保证监测结果的真实可靠）；最后是在科学监测的基础上配以合理的个人防护措施，贯彻ALRAR原则，确保过程安全、可靠、高效。如此，通过总体控制、多手段监测以及合理的防护形成一道牢固的安全壁垒。

随着核电辐射防护工作的深入，我国在核电厂空气污染控制方面已积累了一些可循的经验。但该领域仍存在一些困难，比如，对于具体控制限值条件和防护等级，行业内还没有确切的标准，虽然有摄入量限值的规定，但因其本身的复杂性，不便在具体作业过程中由工作人员直接应用。就监测手段来说，仪表的差异性往往也会产生一些问题，不同的监测手段给出的监测结果可能存在一定的差异，给防护决策带来疑虑。在这些方面的深入研究和标准化推进还需要行业的共同努力，以便将核电厂工作场所空气污染应对策略进一步规范化、标准化。

参考文献

[1] 顾景智，杨茂春. 大亚湾核电站辐射源项控制的实践[J]. 辐射防护，2004，24（3-4）：227.

[2] 刘华. 辐射防护最优化方法及其应用[J]. 核安全，2007（2）：1-7.

[3] 杨浩然，邓志国. 核电厂电力辐射常规监测[J]. 中国仪器仪表，2016（8）：46-48.

[4] 王志兵，周勋. 低浓度硼酸溶液水箱检修作业的剂量控制措施浅析探讨[J]. 辐射防护，2014，34（4）：324-329.

[5] 赵郁森. 核电厂辐射防护[M]. 北京：原子能出版社，2010.

[6] 李中华，谢江山，孙开斌，等. VVER机组燃料破损导致放射性碘危害的评估与防护探讨[J]. 辐射防护，2015，35（3）：176-179.

[7] 王川，邬强. 浅析核电站辐射防护的主要任务[J]. 辐射防护，2008，28（2）：125-128.

Discussion on the Countermeasures for Radioactive Air Pollution in the Workplace of Nuclear Power Plant

Xu Yongliang

(CNNC Environmental Protection Industry Cooperation, Lianyungang 222002, China)

Abstract: Radioactive air pollution (hereinafter referred to as air pollution) is an important part of radiation risk control in nuclear power plant. Nuclear power plants should adopt strict monitoring measures and protective measures to prevent personnel from being exposed to internal radiation. Based on the practical experience of operating nuclear power plants, this paper introduces the monitoring methods of air pollution in radioactive workplaces, and takes the special radiation work such as the reparation of the Boron water tank and the dealing with tightness defect of the fuel assembly as examples to study and discuss the control and protective measures which can be taken. We conclude that through strict control, scientific online and offline monitoring and reasonable protective measures, we can ensure the safety of the workplace environment and workers. Finally, some problems in air pollution control are discussed and prospected.

Key words: radioactive air pollution; internal irradiation; online monitoring; special task monitoring; fuel defection

（责任编辑：徐晓娟）

滕磊，刘志辉，袁和川．我国核电厂退役过程监管要求及建议[J]．核安全，2020，19(6)：23-28.
Teng Lei，Liu Zhihui，Yuan Hechuan. Superrision Requirements and Suggestions on Decommissioning Process of Nuclear Power Plants in China[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：23-28.

我国核电厂退役过程监管要求及建议

滕　磊[1,2]，刘志辉[3]，袁和川[1,2]
（1. 中国核动力研究设计院，成都　610213；
2. 四川省核设施退役及放射性废物治理工程实验室，成都　610213；
3. 生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：核电厂安全退役是核设施全寿期管理的关键环节之一。我国已建立了一套接轨国际、符合国情的核设施退役国家监管组织体系，培育了一支具备审评、监督、执法、应急和监测等综合能力的监管队伍，形成了一套符合核安全规律、行之有效的监管理念和制度。本文在调研国际原子能机构和美国核电厂退役监管现状的基础上，结合我国民用核设施核安全监管体系具体情况，对我国核电厂退役过程的安全进行了分析，提出了适用于我国核电厂退役的安全监管要求，并根据现状给出了结论和建议。

关键词：核电厂；退役；监管要求
中图分类号：TL48　**文章标志码：**B　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0023-06

核设施退役通常指通过采取去污、拆除和清除等措施，使核设施不再使用的场所或者设备的辐射剂量满足国家相关标准要求的活动。核设施退役活动是一项涉及学科广、核安全监管要求高以及作业周期长（国外有些核设施退役周期长达几十年）的放射性活动，如图1所示。

为了减少放射性对公众、工作人员和环境的危害，我国有必要依托一套有效的法律体系和政府监管体系（包括相对独立的监管部门）对核设施退役开展必要的监督管理[1-3]。核安全监管作为主管部门的一项重要行政职能，一般通过规章制度、行政许可、监督检查、行政处罚和行政裁决等对个体行为实施强制性监管和直接控制。

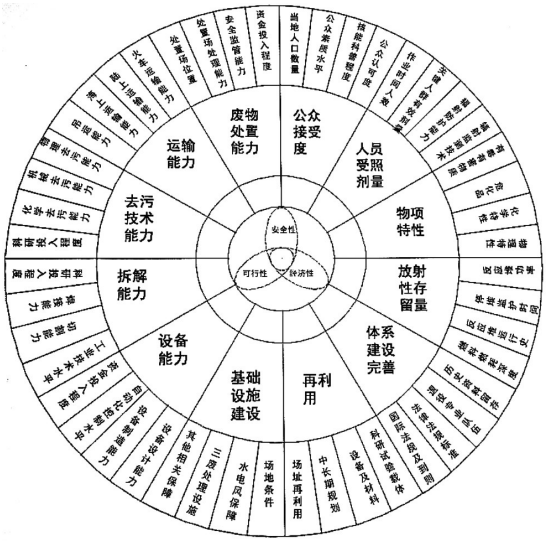


图1　退役影响因素示意图

Fig. 1　Schematic diagram of influencing factors for decommissioning

收稿日期：2019-12-25　**修回日期：**2020-03-30
作者简介：滕磊（1987—），男，四川成都人，工程师，本科，反应堆工程专业，现主要从事核设施退役及反应堆检修方面的研究工作

核电厂退役安全监管主要是指国家核安全监管机构为了减少放射性危害，保护环境和公众，确保放射性物项始终处于安全、可控的状态，依据相关法律法规对核电厂退役活动实施检查和调控等活动。从时间上可以划分为3个阶段，分别是实施前退役准备阶段（过渡期）的安全监管、退役实施阶段的安全监管和退役完成验收阶段的安全监管。

1 核电厂退役监管现状

1.1 国际原子能机构

在核电厂退役过程监管方面，国际原子能机构（IAEA）制订了4个相互关联的安全导则（详见表1），为监管机构履行核设施管理方面特定责任和职能的相关要求提供了建议。

表1 IAEA的监管体系文件

Table 1 IAEA's regulatory system document

序号	名称	主要内容
1	监管机构对核设施的审查和评定	就审查和评定核设施营运者在设施寿期的退役阶段提交的各种安全相关文件向监管机构提供建议，以便查明设施是否遵守适用的安全目标和要求
2	促进安全监管的政府法律和监管框架	涉及监管机构的组织和人员配备
3	监管机构对核设施的监督检查和执法	充分保证营运者在批准过程的所有阶段和在核设施退役进行的所有活动都已安全开展并符合安全目标和许可证颁发条件
4	在核设施监管过程中使用的文件	为核设施监管过程编写的文件以及如何确保此类文件具有合格的质量；以适当方式提供准确的资料以服务于既定目的并向监管机构和营运者提供建议

IAEA的这4份安全导则是世界多上数国家制订核设施管理法律法规文件的基础或参考蓝本[4-11]。

1.2 美国

美国是世界上最早开始核能利用的国家，也是最早开展核设施退役的国家之一。美国建立了完整的监管体系，包括设置各级监管机构、健全相关的法律法规等。

美国核管会（Nuclear Regulatory Commission, NRC）是美国最权威的民用核设施安全监管机构，它的组织机构如图2所示。

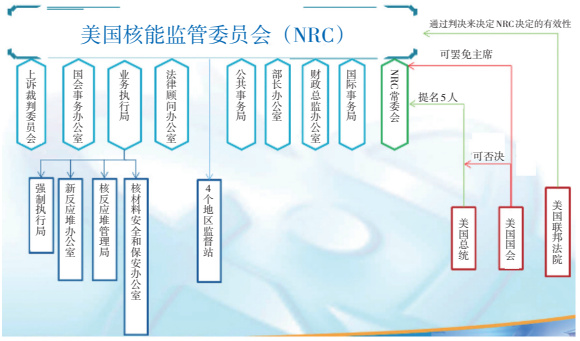


图2 NRC组织机构示意图

Fig. 2 NRC organization chart

美国除了NRC以外的其他主要核安全监管部门有能源部（DOE）、联邦环境保护局（EPA）、交通部（DOT）等，分别负责其管辖领域内的核安全监管工作。

为确保安全和环保，NRC颁布了有退役需求的单位或实施退役的单位应遵循的管理导则，包括核电厂的退役、关闭后退役活动报告的标准格式与内容、核电厂许可证终止计划的保证格式和内容。

1.3 国内核电厂退役核安全监管现状

我国已成功实施了原国营二二一厂退役、微堆退役和小型压水堆及其辅助设施退役等多项退役活动。目前，大部分在20世纪六七十年代建设的研究堆均已完成其历史使命，面临退役。随着秦山核电厂和大亚湾核电厂等一批核电厂接近寿期，见表2，我国可能面临的核设施退役活动将日益增多。

表2 秦山核电厂和大亚湾核电厂的基本情况

Table 2 Basic information of Qinshan Nuclear Power Plant and Daya Bay Puclear Power Plant

序号	核电厂名称	开始运行时间	寿期/a
1	秦山核电厂	1991-12	30
2	秦山第二核电厂	2002-04	40
3		2004-05	40
4		2010-10	40
5		2011-12	40
6	秦山第三核电厂	2002-11	40
7		2003-06	40
8	大亚湾核电厂	1994-02	40
9		1994-05	40

我国当前的核安全监管的法规标准体系中，多数是在参考IAEA和NRC相关文件后结合国内实际情况制订的。

按照国家法律和核安全法规，依照生效的核电厂退役监督检查大纲、程序和相关文件，国家核安全局、地区核与辐射安全监督站、地方辐射环境保护部门以及其他技术支持单位依法执行日常、例行和非例行的监督活动，检查核电厂退役过程核与辐射安全相关活动与许可证条件的符合性，降低退役过程事故/事件的发生概率，减缓事故后果。从现有法规文件来看，我国核电厂退役核安全监管包括了设施监管、放射性废物监管、应急准备与响应和环境监测等内容。

2　监管要求

核电厂进入退役的实施阶段后，由于反应堆内和水池内的核燃料已经转运或实施安全贮存，系统内大量的放射性物质也已转移至三废处理系统，核安全和辐射安全风险呈下降趋势[12]。

随着核临界安全风险的降低，安全问题逐步过渡到以辐射安全和工业安全风险为主。下文主要从辐射安全和工业安全风险两方面提出核电厂退役准备、退役实施和退役完成后许可证终止三阶段监管的组织机构要求、许可证制度要求、监管方式方法以及退役过程的相关技术要求。

2.1　组织机构要求

（1）国家核安全局的职责。我国核电厂退役的主要监管部门是国家核安全局[13-16]，其主要职责如图3所示。



图3　国家核安全局的职责

Fig. 3　Duties of the National Nuclear Safety Administration

（2）地区核与辐射安全监督站。国家核安全局在全国设置了6个地区核与辐射安全监督站，作为其核安全监督派出机构。根据法律、法规授权和生态环境部的委托，6个地区监督站负责辖区内的核设施退役过程中核与辐射安全的日常监管。6个监督站的基本情况见表3。

表3　核与辐射安全监督站基本情况

Table 3　Basic information of nuclear and radiation safety supervision station

序号	名称	位置
1	华北核与辐射安全监督站	北京市西城区
2	华东核与辐射安全监督站	上海市徐汇区
3	华南核与辐射安全监督站	深圳市福田区
4	西南核与辐射安全监督站	成都市高新区
5	西北核与辐射安全监督站	兰州市区东部
6	东北核与辐射安全监督站	大连市中山区

（3）地方辐射环境保护部门受地方政府领导，在核电厂退役阶段，根据分工执行响应的辐射安全监管工作，接受国家核安全局的业务指导。

（4）生态环境部核与辐射安全中心是我国唯一专业从事核安全与辐射环境监督管理的技术保障单位，在核电厂退役的过程监管阶段，可以提供全方位的技术支持和保障。

（5）国家核安全专家委员会是国家核安全局非常设的审议咨询机构，主要为核电厂退役阶段的过程监管提供科学依据以及为退役相关法规标准体系的建立提供技术审查。

2.2　许可证制度要求

《中华人民共和国核安全法》（以下简称《核安全法》）第二十二条规定，国家建立核设施安全许可制度。核安全许可证制度是对核电厂退役过程独立执行国家核安全监督执法的基石。

核电厂退役前，营运单位应向国家核安全局提交下列材料：（1）核电厂退役申请书；（2）安全分析报告；（3）环境影响评价文件；（4）质量保证文件；（5）应急预案；（6）法律、行政法规规定的其他材料[15]。

2.3　相关技术要求

根据核电厂退役过程中可能存在的安全风

险，我国在10个方面提出了退役监管要求[2]，见表4。下面重点论述关于放射性物项的去污、放射性物项的拆解以及放射性废物的管理3个方面的监管要求。

表4 10条技术要求

Table 4 10 technical requirements

序号	名称
1	退役策略的选择
2	源项调查的开展
3	辐射监测的执行
4	退役方案的制订
5	退役实施的准备
6	检查维护的实施
7	放射性物项的去污
8	放射性物项的拆解
9	放射性废物的管理
10	最终场址的恢复

2.3.1 放射性物项的去污

选择合适的去污方式和去污手段是需要重点监管的内容。我们应注意以下方面：

（1）去污应选择二次废物产生量少，且二次废物易于处理和安全处置的方法，去污剂尽量选择可循环利用的；

（2）核电厂退役选用的去污剂多为强酸类，使用前应进行论证并采取保护措施，以避免对槽罐管道的腐蚀；

（3）选用的去污剂为有机试剂时，应考虑其热稳定性和辐照后的稳定性，防止燃爆风险；

（4）应监测去污过程中产生的气溶胶；

（5）应重视“热点”的去污，并开展评价。

2.3.2 放射性物项的拆解

放射性物项的切割拆除是现场实施退役最主要的活动内容之一，应特别加强对辐射安全和工业安全的监管。我们应注意以下方面：

（1）应重视拆解过程中烟尘和气溶胶的产生和扩散，特别需要关注α气溶胶的污染扩散；

（2）应重视切割产生的火花引发的火灾事故；

（3）应重视作业人员的安全，如水下切割或在密闭空间切割必须在监督下进行；

（4）应重视吊运重物时的安全性；

（5）应具有防止电击、强噪声等伤害的措施；

（6）涉及穿戴气衣的作业，应设专门的监护人员，以防止发生作业人员中暑和气衣漏气等事故；

（7）建构筑物的拆除要采取防止放射性废物交叉污染的措施。

2.3.3 放射性废物的管理

放射性废物的管理应贯穿退役活动全周期。因此，监管部门应在退役的不同阶段制订相应的废物管理大纲并严格执行。我们应注意以下方面：

（1）应做好废物分类，防止交叉污染，特别要防止α废物的扩大化；

（2）应严格控制废气和废液向环境的排放，实现达标排放；

（3）应选择去污效率高、二次废物量少的去污技术或方法；对“热点”采用去污还是屏蔽或切割的问题，认真评价之后作抉择；对混凝土墙面、地面或生物屏蔽体，必须采用合适的方法检测污染程度和污染深度后，确定合适的去污方法和剥离厚度；

（4）必要的物项可用涂层或可剥离膜固定污染源，防止污染扩散；

（5）优化切割解体技术，必要时设置气帐，进行有效密封和包容；

（6）优化废物的包装形式，满足贮存、运输和处置的要求，尽可能一次到位，避免反复倒换包装容器；

（7）金属废物和混凝土废物是核电厂退役的主要废物类型，而且量大。为此，我们应考虑金属废物和混凝土的回收再利用。

3 结论及建议

核电厂退役过程监管是国家安全监管的重要组成部分，核电厂安全退役是核设施全寿期管理的关键环节之一。做好核电厂退役过程监管具有重要意义。

美国作为较早开展核能应用和核设施退役活动的国家，已经基本形成了一套较为完善的核电厂退役过程监管法律法规和监管体系（包括各级监管机构的设置等内容），并取得了一定的经验和成果。我国目前已经初步构建了核安全监管的法律法规体系，明确了核电厂退役过程监管各部门职责，建立了核电厂退役核安全

许可证制度、放射性废物安全管理制度、辐射防护制度以及定期安全评价制度，初步具备了核电厂退役过程监管能力。但是，相较于美国等国家，我国的核电厂退役过程监管能力仍显不足，大部分环节处于起步阶段[17-20]。因此，本文有如下建议：

（1）完善退役监管法律法规框架，前瞻性地制订核电厂退役监管法律法规分支体系；

（2）进一步明确核电厂退役许可证制度的实施方法和程序文件，为核电厂退役提供具有可操作性的指导文件；

（3）强化现有职能中有关核电厂退役监管的人员队伍建设，并提升其监管能力；强化核电厂退役监管基层力量建设，形成适合我国国情的核电厂退役监管体系；

（4）加快退役去污、拆除等关键环节的相关技术标准的制定，为核电厂退役提供技术保障。

参考文献

[1] 罗上庚，张振涛，张华. 核设施与辐射设施的退役［M］. 北京：中国环境出版社，2010.

[2] 张洪，张亮，张琪彬，等. 核反应堆退役安全监管要素研究［J］. 核动力工程，2016，37（S1）：84-87.

[3] IAEA. Decommissioning of Facilities［R］. IAEA safetystandards series No. GSR part 6. Vienna：IAEA，2014.

[4] 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.

[5] 孟玉銮. 美国民用核设施安全监管法律制度研究［D］. 沈阳：辽宁大学，2017.

[6] 张露，张爱玲，汪萍，等. 美国核电站退役监管及对我国退役监管的建议［J］. 辐射防护通讯，2017，37（4）：30-33.

[7] 张雪，陈亚君. 美、法、英核退役治理管理机构概况［J］. 国外核新闻，2018（4）：24-31.

[8] 白若含. 英国民用核设施退役监管法律制度研究［D］. 沈阳：辽宁大学，2018.

[9] ONR criterion for de-licensing nuclear sites［S/OL］. http：//www.onr.org.uk/delicensing.pdf.2017.

[10] 刘尚源. 英国核电法规标准体系及监管情况综述（上）［J］. 标准研究，2019（2）：8-14.

[11] 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）：10-13.

[12] 孙中海. 中国核安全监管体制研究［D］. 济南：山东大学，2013.

[13] 杜思陆. 我国民用核设施的法律规制［D］. 苏州：苏州大学，2014.

[14] 郑婷，卞兆娥. 我国核辐射安全监管现状及对策［J］. 污染防治技术，2019，32（1）：72-74.

[15] 陈瑾，程亮，马欢欢，等. 核安全监管能力建设基本框架构建研究［J］. 核安全，2019，18（1）：1-6.

[16] 郭承站. 我国核与辐射安全监管形势分析及对策探讨［J］. 环境保护，2015，43（7）：17-20.

[17] 程建秀，封祎，付杰，等. 监管机构综合管理体系实施中的潜在困难与应对策略［J］. 核安全，2016，15（2）：17-23，45.

[18] 张露，汪萍，彭浩. 加强核设施退役能力建设，促进厂址无限制开放利用［J］. 核安全，2018，17（2）：6-10.

[19] 刘立坡，李国青，靳立强，等. 我国核设施退役治理标准化现状及建议［J］. 辐射防护，2016，36（5）：326-334.

[20] IAEA. Safety assessment for decommissioning［R］. Vienna：IAEA safety report series No. 77，2013.

Superrision Requirements and Suggestions on Decommissioning Process of Nuclear Power Plants in China

Teng Lei[1,2], Liu Zhihui[3], Yuan Hechuan[1,2]

(1. Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China; 2. Sichuan Engineering Laboratory for Nuclear Facilities Decommissioning and Radwaste Management, Chengdu 610213, China; 3. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: Safety decommissioning of nuclear power plants is one of the key links in the whole life management of nuclear facilities. China has established a national regulatory organization system that is in line with international conditions and meets national conditions. It has cultivated a supervisory team with comprehensive capabilities such as review, supervision, law enforcement, emergency response, and monitoring, and formed a set of nuclear compliance safety laws and effective supervision concepts and systems. On the basis of fully investigating the current status of decommissioning supervision of the IAEA and the United States, and combining with the nuclear safety regulatory system of our national nuclear facilities, this article analyzes the safety of the decommissioning process of China's nuclear power plants, and proposes that it is suitable for decommissioning of China's nuclear power plants, and puts forward the safety supervision requirements applicable to China's nuclear power plant decommissioning process.

Key words: nuclear power plant; decommissioning; supervision requirement

（责任编辑：徐晓娟）

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(6)：29-35.
Wu Min，Zheng Jiaqiang. High Temperature Alarm Shutdown Fault Treatment of High Pressure Air Compressor in a Nuclear Power Station[J]. Neclear Safety，2020，19(6)：29-35.

某核电站高压空压机高温报警停机故障处理

吴　敏*，郑佳强
（山东核电有限公司，烟台　265116）

摘要：高压空压机在核电站中为执行安全相关的系统提供气源，是保证核电站安全运行的重要设备。因单机组设置单台高压空压机，所以，高压空压机的运行状态和健康状态尤为重要。为了提高高压空压机的安全运行水平，本文对某核电站的高压空压机发生的一次高温报警停机故障进行研究，分析高压空压机正常运行数据和故障发生前后的数据，初步判断故障点，结合检修过程中各零部件的问题，综合考察高压空压机运行环境，找出产生故障的直接原因和根本原因，并给出故障维修处理方案和处理结论。

关键词：核电站；高压空压机；高温报警；故障处理
中图分类号：TM623.7　**文章标志码：**B　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0029-07

AP1000核电站的高压空压机属于压缩空气系统（CAS）的高压空气子系统，此子系统为主控室应急居留系统（VES）提供压缩空气。VES能自动启动和非能动地运行，确保主控室的可居留性，为之提供可呼吸的空气，使主控室中的气压相对于周围环境为正压，防止气溶胶污染物进入主控室。且按照AP1000设备分级，高压空压机为关键二级设备，所以，高压空压机的“健康”状况在核电站运行期间十分重要。

1　高压空压机设备简介

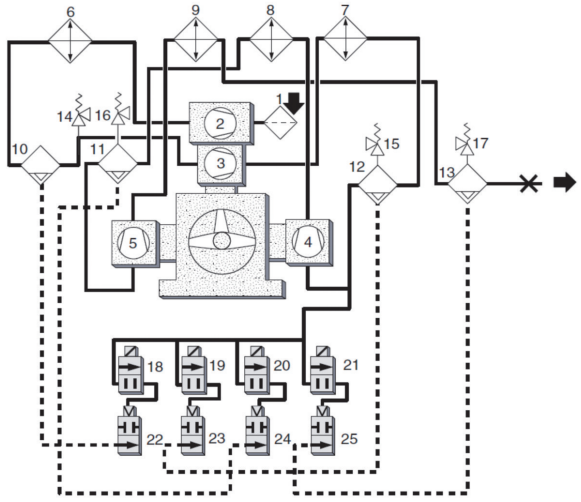
某核电站一期工程采用的是BUAER制造的K80-E3/380四级往复式压缩机，最大输出压力35 MPa，容积流量1 897 L/min（进口气体在1个标准大气压，温度和湿度分别为20℃、36%条件下）。压缩机为T形布置，空气流转过程如图1所示。空气由入口过滤器进入一级压缩机，经过一级压缩后的空气流经一级冷却器再进入二级压缩机。一级、二级压缩机采用的差动活塞总成由同一连杆带动，一级压缩过程是二级吸气过程，一级吸气过程是二级压缩过程。空气经二级压缩和冷却后进入三级压缩机。三级压缩机与一级、二级压缩机成90°角布置，四级压缩机与三级压缩机成180°角对称布置，形成T形结构。这四级压缩机由同一曲轴驱动，曲轴通过皮带由一台380 V、44.1 kW的电动机驱动。压缩机的各级压缩缸与压缩后的空气由两台轴流风机提供冷却风源，每一级压缩机之后是冷却器，空气经前三级冷却后都跟随一级气水分离装置，将冷却凝结的液态水排出，第四级冷却器后是油水分离器，排出压缩空气中的油水混合液。

2　高温报警停机故障分析

2.1　故障现象描述

压缩空气高压子系统的功能决定了在正常状态下高压空压机处于停运状态，当某一高压气源由于漏气或电站运行期间的消耗而需要充

收稿日期：2020-02-03　**修回日期：**2020-04-02
作者简介：吴敏（1984—），女，山东曲阜人，工程师，硕士研究生，热能工程专业，现主要从事核电站机械维修相关工作
***通讯作者：**吴敏，E-mail：285215973@qq.com



1—入口过滤器；2—一级压缩机；3—二级压缩机；4—三级压缩机；5—四级压缩机；6—一级冷却器；7—二级冷却器；8—三级冷却器；9—四级冷却器；10—一级气水分离器；11—二级气水分离器；12—三级气水分离器；13—油水分离器；14—一级安全阀；15—二级安全阀；16—三级安全阀；17—排气安全阀；18~25—疏水阀组

图1 压缩空气流程图

Fig. 1 Compressed air flow diagram

气时，压缩空气高压子系统投入运行，系统至指定设备的隔离阀手动打开，该设备由高压储气罐供气。当高压储气罐压力下降时，压缩机启动，向高压储气罐充气。

在调试阶段，由于VES频繁试验，高压气体消耗量大，高压空压机运行时间相对增加。在某次高压储气罐充气过程中，空压机连续运行约41.75 h，于当日14:55发生排气温度高报警停机。

就地检查时，高压空压机已停止运行，报警已消除。发现空压机西侧检修门打开，内部冷凝水储存箱排放阀外接输水管，跨越检修门引到厂房地漏。就地检查显示压缩机与冷却器无明显异常，盘动传动皮带无明显卡顿现象。工作人员恢复检修门关闭状态，重新启动高压空压机，发现第三级与第四级压缩机排气温度快速上升，运行至20 min时，第三级压缩机排气温度达到180℃，随即停运高压空压机。停运后，工作人员听到有漏气声，断电后打开检修门，检查发现漏气声从第四级压缩机机头位置传出，一台冷却风机皮带断裂。

调取的高压空压机正常运行时和故障停机时各级压缩机排气温度数据如图2所示，数据取自启动后30 min温度曲线稳定后至运行约18 h，每间隔5 min取一次温度值，共70个值。图3数据取自故障停机前15 h至故障停机后约2 h，每5 min取一个温度值，共68个值。

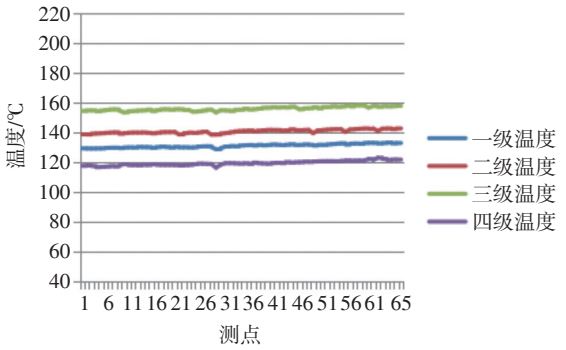


图2 正常运行时各级压缩机排气温度曲线

Fig. 2 Exhaust temperature curve of compressor at all stages during normal operation

从图2曲线可以看出，正常运行时，排气温度最高的为第三级压缩机，温度稳定在154~157℃，二级压缩机排气温度约为140℃，一级压缩机排气温度约为130℃，四级压缩机排气温度约为120℃。

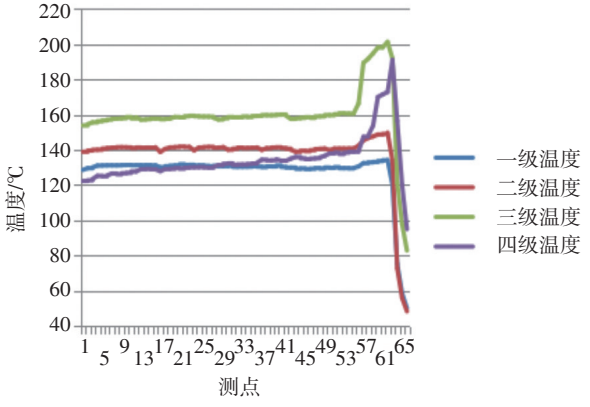


图3 故障停机时各级压缩机排气温度曲线

Fig. 3 Exhaust temperature curve of compressor at all stages when the machine is shut down

从图3曲线可以看出，第7个数据点处第四级压缩机温度开始有上升趋势，此时约为故障停机当天的零点，第25个数据点处第四级压缩

机排气温度曲线与第一级压缩机排气温度曲线交叉，此时约为当日凌晨4:00，排气温度为130℃。此后，第四级压缩机排气温度持续升高，第三级压缩机排气温度也在升高。在第58个数据点处，第三级和第四级压缩机排气温度开始快速升高，此时约为当日13:00。在14:55，第三级压缩机排气温度达到最大值205℃，第四级压缩机排气温度达到190.5℃的停机限值，触发停机信号，高压空压机跳停，第四级压缩机排气温度继续上升约2 min，升至198℃后开始下降。

图4数据取自故障停机前15 h至故障停机后约2 h，每5 min取一个温度值和压力值，共取73个值。通过图4故障停机时第四级压缩机排气温度与排气压力曲线可以看出，温度快速上升的起始点与压力停止快速上升的起始点基本重合，时间点约在故障停机当日13:00。

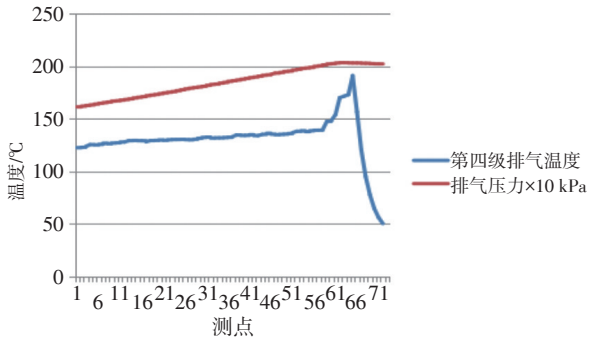


图4　故障停机时第四级压缩机排气温度与排气压力曲线

Fig. 4　Exhaust temperature curve of compressor at 4th stage when the machine is shut down

2.2　压缩机检修处理及排气温度高原因分析

在活塞式空气压缩机运行过程中排气温度异常的原因主要有[1,2]：

（1）中间冷却效率低；

（2）气阀漏气、活塞环漏气；

（3）压缩机冷源不足。

本台空气压缩机为空冷式压缩机，一级、二级冷却器为翅片管式换热器，三级、四级冷却器为盘管式冷却器，带有两台皮带传动的轴流冷却风机。就地检查显示换热器无异常，西侧风机的两条皮带有一条断裂，该风机为一级、四级冷却器及压缩机本体提供冷却风源。工作人员在运行过程中未听到异响，停运后第四级压缩机机头位置发出漏气声响，且第四级排气温度剧烈升高的时间与高压空压机排气压力快速升高的时间基本重合，由此初步判断故障原因：

（1）第四级压缩机出现故障；

（2）皮带断裂导致空压机机组进风量不足，压缩机散热能力降低。

2.2.1　检修方案

根据上述分析，第四级压缩机需进行解体，鉴于第三级压缩机排气温度高达200℃，可能会对压缩机金属部件的金属特性产生影响，且高温可能导致润滑油碳化，检修方案为解体检查第三级压缩机阀头部分、第四级压缩机气缸部分和阀头部分。

通过解体检查，发现如下异常：

（1）第四级压缩机排气阀座由于高温氧化及润滑油碳化导致变色，密封圈老化，如图5所示；



图5　第四级压缩机排气阀座

Fig. 5　Discharge valve seat of the 4th stage compressor

（2）第四级压缩机进排气阀波浪式簧片发生疲劳性变，失去弹性，如图6所示；

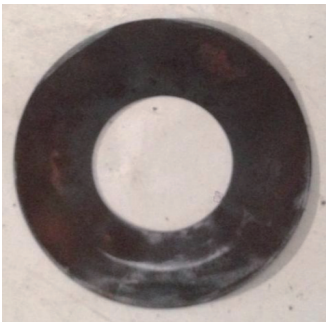


图6　第四级压缩机进排气阀波浪式簧片

Fig. 6　Wavy reed for inlet and outlet valve of the 4th stage compressor

（3）第四级压缩机进气阀盘破碎，分裂成4块，如图7所示；



图7 第四级压缩机进气阀

Fig. 7 Inlet valve disk of 4th stage compressor

（4）第四级压缩机活塞衬套、活塞、活塞环由于高温氧化和润滑油碳化导致变色，如图8和图9所示；



图8 第四级压缩机活塞衬套

Fig. 8 Piston liner of 4th stage compressor



图9 第四级压缩机活塞、活塞环

Fig. 9 Piston and piston rings of 4th stage compressor

（5）第三级压缩机进排气阀由于高温氧化及润滑油碳化导致变色，如图10所示。

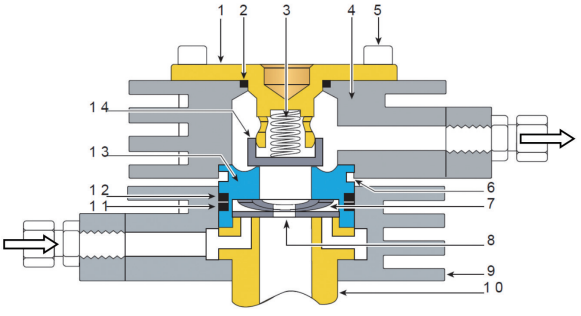


图10 第三级压缩机进排气阀

Fig. 10 Suction valve and pressure valve of 3rd stage compressor

2.2.2 第四级压缩机进排气阀结构

第四级压缩机进排气阀采用的是组合式进排气阀结构，如图11所示。第三级压缩机排气时，第四级压缩机吸气，压缩空气经过第四级压缩机活塞衬套四周的进气孔进入，在衬套内部导流经衬套顶部气孔进入活塞气腔。



1—行程限制器；2—密封圈；3—排出阀弹簧；4—阀头顶部；5—阀头螺钉；6—拔出槽；7—波浪式簧片；8—进气阀盘；9—阀头底部；10—活塞衬套；11—密封圈；12—密封垫环；13—排气阀座；14—排气阀盘

图11 第四级压缩机进排气阀截面示意图

Fig. 11 Cross section of the 4th stage valve head and valves

吸气过程中，气腔内部压力逐渐减小，当气腔外部压力大于内部压力时，即衬套顶部气孔的气流向上顶起进气阀盘和波浪式簧片，进

入气腔时,排气阀盘由排出阀弹簧和排气背压压向排气阀座形成密封。压缩过程活塞在衬套中运动，压缩气腔压力升高，当第四级压缩机气腔内压力与第三级排气压力相等时，进气阀盘被波浪式簧片的变形力压向活塞衬套顶部密封面，形成密封，进气阀关闭。

排气过程中，压缩后的空气使进气阀盘压紧活塞衬套，以防止压缩后的空气回到进气管，当气腔压力大于排气背压与排气阀弹簧压力时，排气阀盘被高压气体顶起离开排气阀座，排气阀打开。

2.2.3　产生排气温度高的主要原因

进气阀盘破裂使四级压缩机排气时进气阀的止逆功能丧失，第三级排气阀执行第四级压缩机排气时回气止逆的功能，导致第四级压缩机排气时第三级压缩机排气阀至第四级压缩机气缸之间管道联通，相当于扩大了第四级压缩机气缸容积，形成一个大气腔。但是活塞从上死点运动到下死点时活塞扫过的容积不变，使四级压缩机余隙容积变大。基于此，第三级和第四级压缩机排气温度高的主要原因如下。

（1）第三级压缩机排气温度高的主要原因

第一，第三级压缩机的排气压力为排气阀弹簧压紧力与背压之和，由于第四级压缩机排气时第三级压缩机排气阀与第四级压缩机气缸之间管道联通，排气背压即为第四级压缩机气缸内压力。由于第四级压缩机做功，压力升高，温度升高，第三级压缩机排气背压升高，即第三级压缩机排气压力升高，第三级压缩机压缩比（排气压力/进气压力）变大[3]。

$$T_2 = T_1\left(\frac{p_2}{p_1}\right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} \quad (1)$$

式中，T_1——进气温度，℃；

T_2——排气温度，℃；

P_1——进气压力，kPa；

P_2——排气压力，kPa；

κ——绝热指数，空气为1.4。

式（1）表示排气温度与压缩比（排气压力/进气压力）之间的关系。当进气压力和进气温度不变时，空气绝热指数为定值，由于排气压力升高，压缩比升高，导致排气温度升高。由于排气温度的升高，导致第三级压缩机排气阀处润滑油高温碳化。

第二，由于余隙容积增大，第四级压缩机排气后，高温高压气体滞留在扩大后的第四级气缸内，随着第四级活塞不断做功，四级排气背压不断增加，使扩大后的第四级气缸内压力、温度不断升高。由于第四级压缩机排气时第三级压缩机排气阀与四级气缸联通，扩大后的第四级气缸内不断升高的温度同样会作用到第三级压缩机排气阀上，导致第三级压缩机排气阀处润滑油高温碳化[4]。

（2）第四级压缩机排气温度高的主要原因

第一，第四级压缩机排气时，由于余隙容积增大，高温高压气体滞留在扩大后的第四级气缸内。随着第四级活塞不断做功，四级排气背压不断增加，扩大后的第四级气缸内滞留的压缩空气的压力、温度也不断升高。同时活塞环与气缸之间的摩擦产热促使第四级气缸温度的升高[5]。

第二，第四级压缩机吸气时，温度升高的第三级排气和第四级排气后滞留的高温压缩空气作为第四级压缩机进气起源，第三级与第四级压缩机之间的冷却器为盘管式空冷换热器，外界条件未发生变化。由式（1）可以得出结论：入口温度升高后出口温度相应升高，即四级压缩机的进气温度升高会造成压缩后的排气温度升高。

第四级压缩机余隙容积变大和进气温度高是造成第四级压缩机排气温度升高的原因[6]。

2.2.4　压缩机散热结构及对排气温度的影响

通过图12可以看出，冷却空气通过压缩机组箱壁上进气格栅进入空压机机柜内冷却压缩机主体后，进入冷却风机，随后经由冷却器，带走各级压缩机和各级压缩空气中的热量。

（1）高压压缩机停运后，检查发现第四级压缩机侧风机有一条皮带断裂。整台压缩机组有两台冷却风机，每台风机有两条V形皮带，皮带由压缩机同轴带动。冷却风机一条皮带断裂造成传递扭矩下降，风量相应下降，压缩机组箱体内通风量减少，造成压缩机组散热不良。

（2）图12中蓝色方框为现场工艺设备电缆桥架，遮挡第四级压缩机处冷却空气流通线

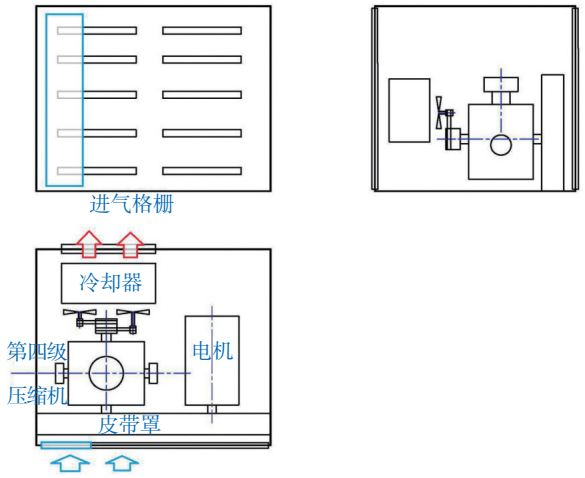


图12 压缩机组三视图

Fig. 12 Compressor unit three views

路。且第四级压缩机相对皮带罩位置较低，经由第四级压缩机的冷风气流再次被遮挡。双重作用导致第四级压缩机散热不良。而且缺陷发生在温度较高的8月，压缩机厂房内由于其他设备运转发热，厂房环境温度接近40℃，使散热条件更加恶化。

2.3 压缩机组的修复

工作人员通过对第三和第四级压缩机的解体检查，清理修复可用部件，对不可修复部件进行了更换：

（1）第三级压缩机进排气阀组件；

（2）第四级压缩机进排气阀组件；

（3）第四级压缩机活塞衬套组件；

（4）第四级压缩机活塞组件；

（5）两台冷却风机所有V形皮带。

检修完成后，压缩机组进行点动，确认无异常后进行试运行。就地观察显示运行无异常，温度、压力等参数正常，转为正式运行。

3 结论

3.1 停机原因

从图2故障停机时各级压缩机排气温度曲线可以看出，从第7个数据点处开始，第四级压缩机温度有上升趋势，由此推测此时风机皮带断裂，造成通风量下降，处于散热不良位置的第四级压缩机表现明显。

此后散热不良影响逐渐累积，第四级压缩机排气温度持续升高，第三级压缩机排气温度也发生了升高现象。

由于持续的高温和连续运行的疲劳，第四级压缩机的波浪形簧片发生了疲劳形变，失去了弹性。

簧片失去弹性造成第四级压缩机进气阀片的开启和关闭动作失去缓冲，在吸气过程中高速气流的冲击下，进气阀片在一个自由空间内高频率振动，出现裂纹并最终破裂。

于是对应在第58个数据点处，第三级和第四级压缩机排气温度开始快速升高，当第四级压缩机压缩缸的排气温度不断上升，达到190.5℃时，停机限值时触发停机信号，高压空压机跳停。

3.2 产生高温报警的原因

由高压空压机出厂文件和调试记录可知，压缩机2012年4月出厂；2015年2月完成现场单机调试；2017年2月完成系统的移交。从出厂至运行故障停机这段时间，累积运行约480 h。移交后，高压空压机进行过润滑油更换、油滤芯更换和进气滤网更换，未检查和更换风机皮带。运行维护手册推荐500 h检查皮带，4年更换皮带。橡胶制品的皮带寿命一般在3~5年，高温环境下会缩短使用寿命。

因此推断，造成此次高压空压机高温报警停机的原因如下：

（1）直接原因是第四级压缩机进气阀片破碎；

（2）促成原因是厂房环境高温，压缩机组散热结构布置不利于第四级压缩机散热，冷却风机皮带断裂造成冷却风量不足，其中主要原因是皮带断裂；

（3）根本原因是维护保养不到位，未按照运行维护手册推荐时间和检查项目执行，未及时做出预防性皮带更换。

3.3 维护保养建议

（1）严格按照运行维护手册的推荐时间和检查项目制订维护保养计划；

（2）严格执行设备运行要求，不改变运行设备应有的状态；

（3）在不做散热结构和通风格栅改造的情况下，尽量加大厂房通风量，降低厂房内环境温度。

参考文献

[1] 周国良. 压缩机维修手册：1版 [K]. 北京：化学工业出版社，2010.

[2] 於国平. LMF船用高压空压机组工作原理及故障分析 [J]. 物探装备，2009，19（1）：22-27.

[3] 孙品周，于克营. 压缩比对往复式压缩机功耗的影响 [J]. 压缩机技术，2008（5）：9-12.

[4] 李奇，王拥军，于洋，等. CCS_200_40型高压压缩机组合气阀设计研究 [J]. 流体机械，2014，42（12）：34-38.

[5] 张坚，王莉. LW-40/8空压机一级排气温度高的故障分析及处理措施 [J]. 装备制造技术，2009（2）：114-115.

[6] 申大鹏. 基于案例推理的往复压缩机故障诊断专家系统研究 [D]. 北京：北京化工大学，2012.

High Temperature Alarm Shutdown Fault Treatment of High Pressure Air Compressor in a Nuclear Power Station

Wu Min*, Zheng Jiaqiang

（Shandong nuclear power company LTD., Yantai 265116, China）

Abstract: High pressure air compressor provides compressed air for the system which performs safety-related functions, so it is an important equipment to ensure safe operation of nuclear power plant. Due to each unit installs a high pressure air compressor, therefore, the running state and health state of high pressure air compressor is particularly important. In order to improve the safe operation level of the highpressure air compressor, this paper studies the hightemperature alarm shutdown failure of the high pressure air compressor in a nuclear power plant. It analyzes the normal operation data of the high pressure air compressor and the data before and after the failure, and preliminarily judges the fault point. Combined with the problems of each part in the maintenance process, and comprehensively investigates the operation environment of the highpressure air compressor, the direct cause and root cause of the fault are found out, and the maintenance and treatment scheme and conclusion of the fault are given.

Key words: nuclear power station; high pressure air compressor; high temperature alarm; fault treatment

（责任编辑:徐晓娟）

盛美玲，丘锦萌，唐辉，等.华龙一号余热排出系统破口事故分析[J].核安全，2020，19(6)：36-43.
Sheng Meiling，Qiu Jinmeng，Tang Hui，et al. Break Accident Analysis of Residual Heat Removal System of HPR1000[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：36-43.

华龙一号余热排出系统破口事故分析

盛美玲[1]，丘锦萌[1]，唐　辉[1]，杨志义[2]
（1. 华龙国际核电技术有限公司，北京　100036；2. 生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：余热排出系统（RHR）是反应堆重要的流体系统。在停堆工况下，余热排出系统接入一回路对堆芯进行冷却时，若余热排出管线出现破口，会无法有效冷却堆芯，严重影响堆芯安全。本文针对华龙一号余热排出系统在接入阶段发生破口的事故进行分析，尤其针对余热排出系统与一回路相连的管线发生不可隔离的破口和余热排出系统在安全壳外的管线发生破口两种典型事故进行分析。通过计算余热排出泵的有效汽蚀余量并分析评估安全壳外破口有效隔离措施，论证了华龙一号余热排出系统设计方案能够应对破口事故，并保证对一回路堆芯的有效冷却。

关键词：余热排出系统；破口事故；汽蚀余量；安全壳隔离阀
中图分类号：TL38+3　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0036-08

反应堆停堆后，堆芯的剩余功率发出的热量在很长一段时间内仍需要被带出。在正常停堆冷却的第二阶段，余热排出系统（RHR）将堆芯热量传到设备冷却水系统和重要厂用水系统，使反应堆堆芯温度降低至冷停堆温度。在余热排出系统接入阶段或运行期间，若余排管线发生破口事故，一回路冷却剂丧失，在操作人员不及时采取补水、恢复余热排出功能及隔离破口等措施的情况下，可能会严重影响反应堆的安全[1]。

针对余热排出系统冷却剂丧失事故的研究有很多，主要集中在半管运行（主要是在维修冷停堆阶段）时余热排出系统丧失[2-5]的工况。该工况下会出现堆芯热量无法导出和空气进入余排泵吸入管线对泵造成损坏的状况。而针对在单相或两相冷停堆期间，余热排出系统接入一回路且主管道满水运行时，余热排出系统发生破口事故导致冷却剂丧失的影响分析较少。《核动力厂设计安全规定》（HAF 102—2016）[6]针对设计基准事故指出，电厂必须返回到安全状态，即需要保证堆芯长期导出余热，这对余热排出系统的整个运行周期都提出了更高的要求。因此，我们需要全面评估余热排出系统在接入阶段发生事故时的安全性和可运行性。

根据国内三代核电机组的设计特性，余热排出系统故障或失效会造成安全壳外一回路冷却剂丧失的事故，使放射性物质释放到环境中[7]。因此，设计人员需要对余热排出系统在安全壳外的管线发生破口进行分析，并使设计方案有效隔离破口。

本文针对华龙一号的余热排出系统在停堆期间发生的破口事故工况进行分析，验证余热排出系统在接入阶段发生破口事故时的设计方案是否满足要求。

1　余热排出系统描述

华龙一号的余热排出系统（RHR）设置了独立的两个系列从一回路的两个环路的热段取

收稿日期：2020-04-13　**修回日期：**2020-04-27
作者简介：盛美玲（1989—），女，山东济宁人，工程师，硕士，核能科学与工程专业，现主要从事核电站核岛工艺系统设计工作

水，分别通过一台泵和一个热交换器后，返回至一回路的两个环路的冷段（交叉环路取水和回水），RHR流程如图1所示。

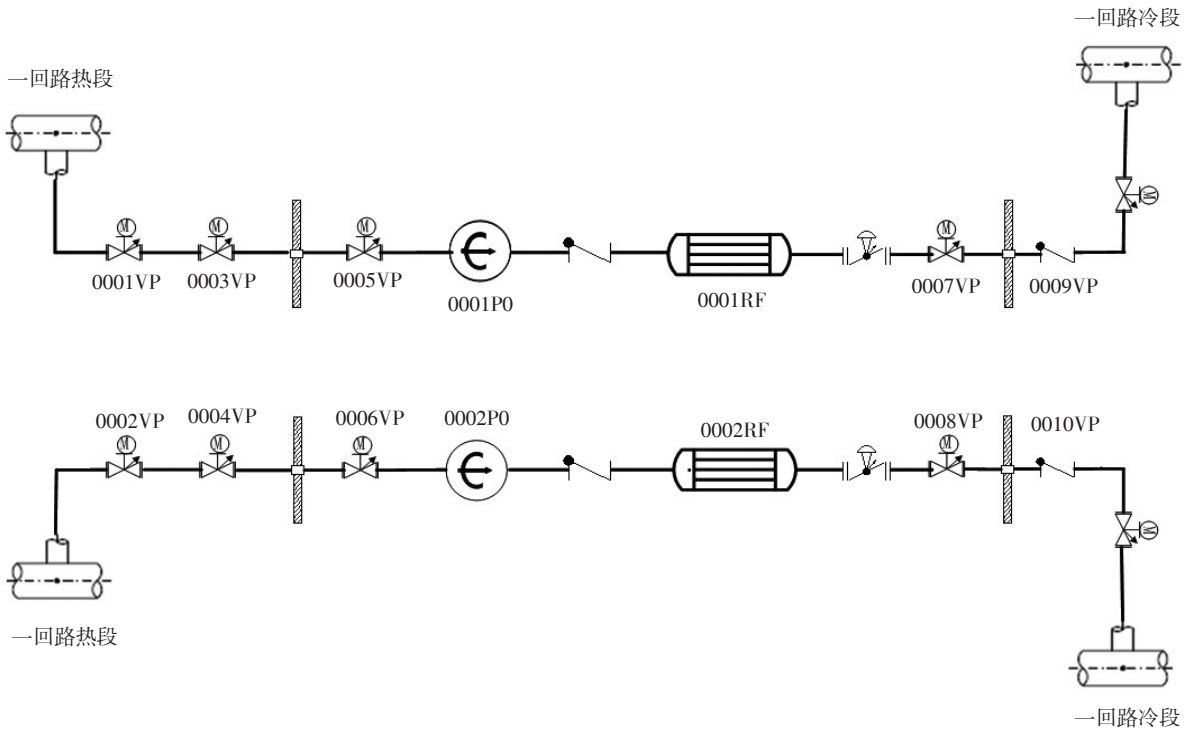


图1　余热排出系统流程简图

Fig. 1　Flow diagram of residual heat removal system

在余热排出系统与一回路热段相连的取水管线上设有一回路压力边界隔离阀0001VP/0002VP，以及一回路压力边界隔离阀兼安全壳隔离阀0003VP/0004VP，安全壳外设置安全壳隔离阀0005VP/0006VP，这6个阀门均是电动隔离阀。每一列余热排出管线设置一台余排泵0001PO/0002PO和一台热交换器0003RF/0004RF。在余热排出系统与一回路冷段相连的回水管线上设置有安全壳隔离阀0007VP/0008VP和安全壳内的止回阀0009VP/0010VP。

反应堆正常运行时，余热排出系统与一回路隔离，一回路压力边界隔离阀0001VP/0002VP、一回路压力边界隔离阀兼安全壳隔离阀0003VP/0004VP、安全壳隔离阀0005VP/0006VP和0007VP/0008VP均处于关闭状态。

余热排出系统分为两个互相独立的系列，即第一列和第二列，分布在两个独立的厂房。通常，第一列的电动隔离阀和余排泵由A列电源供电，第二列的电动隔离阀和余排泵由B列电源供电。

只在停堆期间且达到余热排出系统接入条件时，如一回路压力降至3.0 MPa，温度降至180℃时，RHR系统才投运。

2　余热排出系统冷却剂丧失事故

余热排出系统直接与一回路相连，当余热排出系统管线（尤其是第一道隔离阀上游管线）发生破裂时，相当于一回路发生了冷却剂丧失事故（LOCA），而且这种情况下的破口为不可隔离的破口。由于余热排出系统的能动设备设置在安全壳外，当安全壳外的余热排出系统管线发生破裂时，相当于安全壳发生了旁路事故[8]。本文主要针对这两种破口位置对余热排出系统的破口事故进行分析。

2.1　RHR系统发生不可隔离破口事故

RHR系统与一回路直接相连的第一道隔离

阀0001VP/0002VP之间的管线破口属于不可隔离的破口。如果破口尺寸较大，属于中、大LOCA，则一回路的水装量会持续下降，直至下降到主管道标高以下。此时，余热排出系统无法接入，安全注入系统和稳压器安全阀执行充—排操作，完成对堆芯的冷却。如果破口尺寸较小，属于小LOCA，则一回路的水装量由安全注入系统保持，达到余热排出系统的接入条件时，RHR系统完成对堆芯的冷却。

在RHR系统与一回路直接相连的第一道隔离阀0001VP/0002VP之间的管线发生小破口时，不同堆型的余热排出系统采用不同的应对策略。AP1000堆型的余热排出系统设计为非安全相关系统，在设计基准事故的环节中，可以由非能动的余热排出系统完成堆芯冷却[9]。WWER堆型的余热排出系统有4个独立系列[10]，某一列发生小破口事故，叠加有一列发生单一故障的情况下，仍然有两个余热排出系列可以实现堆芯的冷却。与上述堆型不同，华龙一号设置了两个独立的余热排出系列用于应对设计基准事故，保证了核电厂的经济性和安全性。

当RHR系统与一回路直接相连的第一道隔离0001VP/0002VP之间的管线发生小破口事故，且叠加未发生破口的余热排出系列发生单一故障时，上一节的余热排出系统无法正常投运。此时，安全注入系统投入运行，维持一回路水装量稳定，堆芯冷却需要由带有小破口的余热排出系列完成，下面就该工况进行具体分析，事故的初始条件见表1。

表1 事故的初始条件

Table 1 The initial condition of the accident

主要假设和参数	数值
破口尺寸/mm	50
破口处背压/MPa	0.1
余热排出管线流量/（kg/s）	145
一回路热管段最低液位与余排泵的标高高差/m	14

在余排泵上游发生破口，且达到余热排出系统接入条件时，一部分流量从破口处流出至安全壳，导致破口位置上游的管线阻力增加，对余排泵的吸入口处的压力产生影响，进而可能影响泵的有效汽蚀余量[11]。又因为在该工况下，余排泵的上游压力较大（3.0MPa），不会有空气进入余排泵的吸入管线。所以，在此工况和初始条件下，我们只需要分析余排泵的汽蚀余量是否满足要求，就可以判断余排泵是否能够有效运行。

2.2 安全壳外的管线发生破口事故

当安全壳外的余热排出系统管线发生破裂时，放射性核素会随着一回路冷却剂的排放直接释放到环境中。此时，我们需在事故发生后及时隔离破口，以减少放射性核素向环境的释放。隔离时间越早，对环境造成的放射性后果越小[7]。

AP1000堆型的余热排出系统安全壳外隔离阀与一回路之间的部分采用全压设计的理念，并引入“破前漏”（Leak Before Break，LBB）的设计概念。这种设计可以降低此种冷却剂丧失事故的发生[12]。

华龙一号的余热排出系统的设计同样采用了全压设计的理念。全压设计降低了安全壳外隔离阀上游管线发生破口事故的概率。因此，本文重点分析安全壳外隔离阀下游区域的破口事故，即分析破口发生在安全壳隔离阀0005VP/0006VP的下游与余排泵0001PO/0002PO的上游之间，且余排泵的停运不能对破口实现隔离时，余热排出系统方案隔离的有效性。

3 事故分析

3.1 不可隔离破口事故分析

在一回路与隔离阀0001VP/0002VP之间的管线发生小破口时，由于破口处的背压为安全壳内的环境压力（约为一个大气压），而上游压力为一回路压力，所以，在余热排出系统整个接入阶段，一回路的压力变化范围较大，我们需要根据不同压力范围判定破口处是否发生了阻塞流，进而进行破口流量和余排泵汽蚀余量的计算。

3.1.1 发生阻塞流时破口分析

在余热排出系统刚接入一回路时，一回路的压力为3.0 MPa，温度为180℃，此时破口上游压力较大。根据阻塞流的判断依据，背压小于流体的饱和蒸气压时，部分流体汽化，此后流

量不会再增加，即发生了阻塞流[13,14]。

阻塞流质量流密度G的计算公式：

$$G=0.61\sqrt{2\rho(p_0-p_c)} \tag{1}$$

式中，G——发生阻塞流的质量流密度，kg/(m²·s)；

ρ——流体介质的密度，kg/m³；

p_0——破口上游压力，Pa；

p_c——破口下游压力，Pa。

流经破口处的流量W的计算公式：

$$W=\frac{\pi}{4}D^2G \tag{2}$$

式中，W——破口处的流量，kg/s；

D——破口处的直径，m。

本文根据表1的假设条件、式（1）和式（2），得到发生破口时的计算结果，破口处的冷却剂流量为85.96 kg/s，见表2。

表2　破口流量计算参数和结果

Table 2　The parameters and results of break flow rate analysis

参数	数值
p_0/Pa	3×10^6
p_c/Pa	1×10^5
ρ/(kg/m³)	888
D/(kg/m³)	0.05
G/[kg/(m²·s)]	43 777.44
W/[kg/(m²·s)]	85.96

在得到破口处的流量后，我们需要对余排泵的有效汽蚀余量（$NPSH_a$）进行计算，公式如下：

$$NPSH_a=\frac{p_a-p_{sat}}{\rho_1 g}+\Delta H-\frac{\Delta p}{\rho_1 g} \tag{3}$$

式中，$NPSH_a$——余排泵的有效汽蚀余量，m；

p_a——一回路绝对压力，Pa；

p_{sat}——一回路冷却剂温度对应的饱和压力，Pa；

ρ_1——流体介质的密度，kg/m³；

ΔH——一回路热管段最低液位与余排泵的标高的高差，m；

Δp——余排泵吸入管线的阻力，Pa。

根据系统管道阻力的计算方法[15]，每段管道的阻力损失可以表征为阻力系数与流量平方的乘积。由于破口位置前后的流量不同，因此，本文需要分别计算各自的压力损失，表3为计算条件及结果。其中Δp_1和Δp_2分别为余排泵吸入管线发生破口位置前、后的管线阻力，Pa；R_1和R_2分别为余排泵吸入管线发生破口位置前、后的管线阻力系数；W_1和W_2分别为余排泵吸入管线发生破口位置前、后的流量，kg/s。

表3　余排泵汽蚀余量计算参数和结果

Table 3　The parameters and results of $NPSH_a$ for the residual heat removal pump

参数	数值
p_a/Pa	3×10^6
p_{sat}/Pa	1×10^6
ρ_1/(kg/m³)	888
ΔH/m	14
R_1	1.34
R_2	4.89
W_1/(kg/s)	230.96
W_2/(kg/s)	145
Δp_1/Pa	7.14×10^4
Δp_2/Pa	1.03×10^5
Δp/Pa	1.74×10^5
$NPSH_a$/m	224

由表3可知，有效汽蚀余量（$NPSH_a$）为224 m，由于现有在役电站余热排出泵的必需汽蚀余量（$NPSH_r$）一般约为3 m，所以，该设计满足有效汽蚀余量大于必需汽蚀余量的要求。

3.1.2　未发生阻塞流时破口分析

在余热排出系统对一回路进行冷却的后期，一回路压力降至0.1 MPa，温度降至60℃。此时破口上游压力较低，根据阻塞流的判断依据，背压大于流体的饱和蒸气压时，破口处未发生阻塞流。

流经破口处的流量W的计算公式[15]：

$$W=\frac{\pi D^2}{4}\sqrt{2\rho_1(p_0-p_c)} \tag{4}$$

式中，ρ_1——流体介质的密度，kg/m³；

根据式（3）和式（4）可以计算出余排泵汽蚀余量和破口处的流量，相关结果见表4。

表4 破口流量及余排泵汽蚀余量计算参数和结果

Table 4 The parameters and results of break flow rate and $NPSH_a$ for the residual heat removal pump

参数	数值
p_a/Pa	1×10^5
p_c/Pa	1×10^5
p_{sat}/Pa	2×10^4
ρ_1/(kg/m^3)	983
W/(kg/s)	0
ΔH/m	14
R_1	1.21
R_2	4.41
W_1/(kg/s)	145
W_2/(kg/s)	145
Δp_1/Pa	2.54×10^4
Δp_2/Pa	9.28×10^4
Δp/Pa	1.18×10^5
$NPSH_a$/m	10.03

由表4可知，有效汽蚀余量（$NPSH_a$）为10.03 m。由于现有在役电站的余热排出泵的必需汽蚀余量（$NPSH_r$）一般约为3 m，所以，该设计满足有效汽蚀余量大于必需汽蚀余量的要求。

3.1.3 一回路各类温度下破口分析

由于余热排出系统需要把一回路温度从180℃降至60℃，所以，针对停堆阶段一回路处于各类温度和压力下的小破口，我们需要进行破口流量和余排泵汽蚀余量分析，结果见表5。

表5 各类温度下破口分析

Table 5 The analysis of break flow under different temperatures

一回路温度/℃	一回路压力/MPa	破口流量/（kg/s）	余排泵汽蚀余量/m
180	3	85.96	224
120	2.7	85.63	257
90	2.7	140.38	267
65	2	120.00	201
60	1	82.59	99.60
60	0.5	55.06	49.17
60	0.1	0	10.03

由表5可知，在停堆阶段，余热排出系统接入一回路后，若余排管线发生不可隔离的小破口，堆芯状态、破口流量和余排泵的汽蚀余量均不同。在一回路压力较高时，随着温度的降低，破口流量不断增大，但是余排泵的有效汽蚀余量也增加；在一回路温度降低至冷停堆60℃时，随着一回路压力的降低，破口流量不断减小，但是余排泵的有效汽蚀余量也在减小。余排泵有效汽蚀余量的最低值为10.03 m，仍高于余排泵的必需汽蚀余量。所以，该设计满足有效汽蚀余量大于必需汽蚀余量的要求，堆芯热量可以由带有小破口的余排列导出。

3.2 安全壳外的管线发生破口分析

安全壳隔离阀的状态在反应堆正常运行和停堆工况下，取决于系统本身的运行要求[16]。本文对余热排出系统吸入管线在安全壳内外设置的安全壳隔离阀的状态考虑如下：一回路压力边界隔离阀兼安全壳隔离阀0003VP/0004VP为常关状态，安全壳外隔离阀0005VP/0006VP的状态可以为常关，也可以为常开。因此，本文对安全壳外隔离阀的两种情况分别进行破口事故分析。

3.2.1 安全壳外隔离阀常开

当安全壳外隔离阀0005VP/0006VP的状态为常开时，本文分析破口发生在安全壳隔离阀0005VP或0006VP的下游，余排泵0001PO/0002PO的上游的情况。由于两列完全独立，配置相同，分布在两个安全厂房内，因此，仅以第一列余热排出管线为例，即破口发生在0005VP下游，第二列管线的情况同理可知。

上一节提到发生这种破口事故时，操作人员需要快速隔离破口，减少放射性核素的释放。但在发生上述事故时，我们需要考虑叠加单一故障要求[17,18]。本文假设的单一故障是丧失一列电源，对应供电列的电动阀保持原位，无法进行控制。

根据前述章节的描述，余热排出系统通常的配电设计是第一列由A列电源供电，第二列由B列电源供电。但是，在发生安全壳外的余排管线破口叠加丧失一列电源时，发生破口的余排管线无法隔离，放射性核素将持续释放到环境中。

因此，对于安全壳外隔离阀属于常开的余热排出系统，安全壳内外隔离阀的供电方案需进行改进，如图2所示。其中，第一列的安全壳

内隔离阀由A列供电，安全壳外隔离阀由B列供电，第二列同理。当0005VP和0001PO之间的管线发生破口时，0003VP和0005VP均接收关闭信号，相应厂房的压力和液位监测系统监测到破口并发出该信号。同时，考虑叠加单一故障，A列电源丧失（B列电源丧失同理），0003VP无法控制，0005VP阀门可以实现隔离功能。

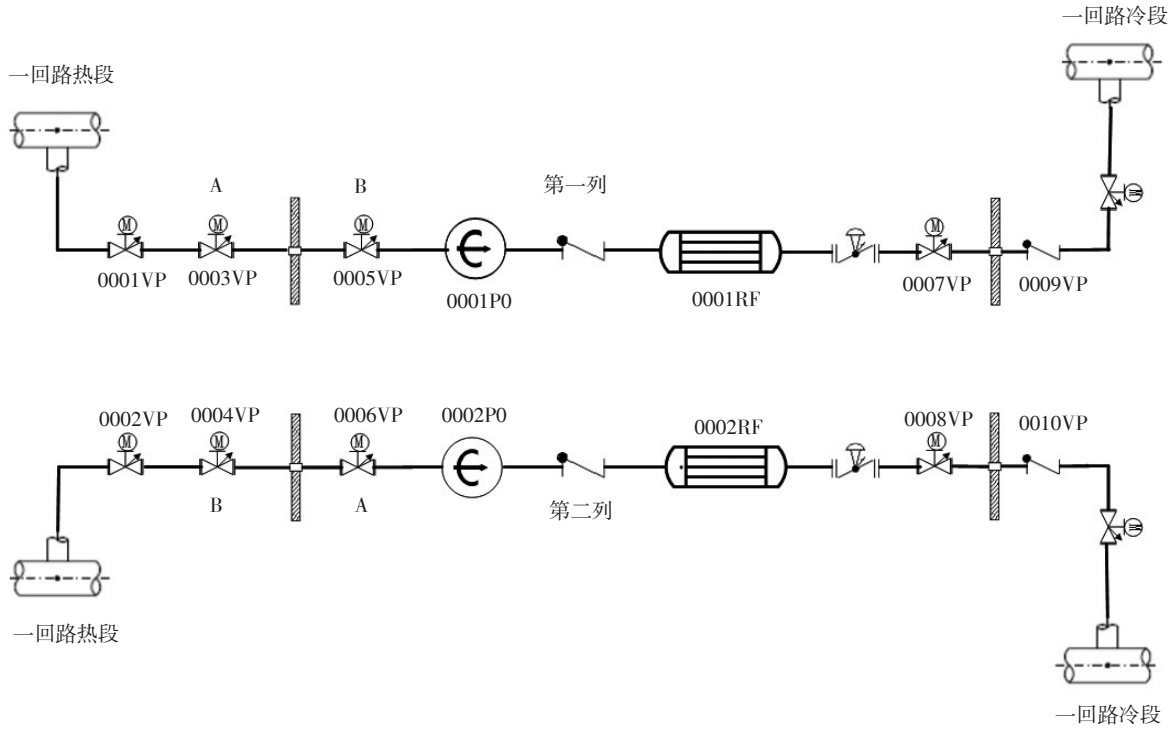


图2　安全壳外隔离阀常开时的供电示意图

Fig. 2　Schematic diagram of power supply when the containment isolation valve is normally open

在停堆、需要余热排出系统开启、投入运行的工况下，若考虑叠加单一故障要求（本处也假设丧失一列电），0003VP或0004VP其中一个阀门无法开启，但是由于0005VP和0006VP处于常开状态，只要保证0003VP和0004VP其中一个阀门能够打开，即可投运一列余热排出系统。

3.2.2　安全壳外隔离阀常关

当安全壳外隔离阀0005VP/0006VP的状态为常关时，本文分析破口发生在安全壳隔离阀0005VP的下游，余排泵0001PO的上游的情况。

若余热排出系统配电设计是第一列由A列电源供电，第二列由B列电源供电，在发生安全壳外的余排管线破口叠加丧失一列电源时，发生破口的余排管线无法隔离。若第一列的安全壳内隔离阀由A列供电，安全壳外隔离阀由B列供电，第二列的安全壳内隔离阀由B列供电，安全壳外隔离阀由A列供电，在发生安全壳外的余排管线破口叠加丧失一列电源时，发生破口的余排管线可以实现隔离。但是，在停堆阶段，对于需要余热排出系统开启、投入运行的工况，若考虑叠加单一故障要求，假设丧失A列电，0003VP和0006VP无法开启，由于0005VP和0006VP处于常关状态，两列余热排出系统均无法投运。

因此，对于安全壳外隔离阀属于常关的余热排出系统，安全壳内外隔离阀的供电方案需进行改进，如图3所示。其中，第一列的安全壳内隔离阀由A列供电，安全壳外隔离阀由B/A列交叉供电，即平时由B列供电，如果需要切换供电时，可由操作员手动切换到A列供电，第二列同理。当0005VP和0001PO之间的管线发生

破口时，0003VP和0005VP均接受关闭信号。同时，考虑叠加单一故障，A列电丧失（B列电丧失同理），0003VP无法控制，0005VP阀门可以实现隔离功能。

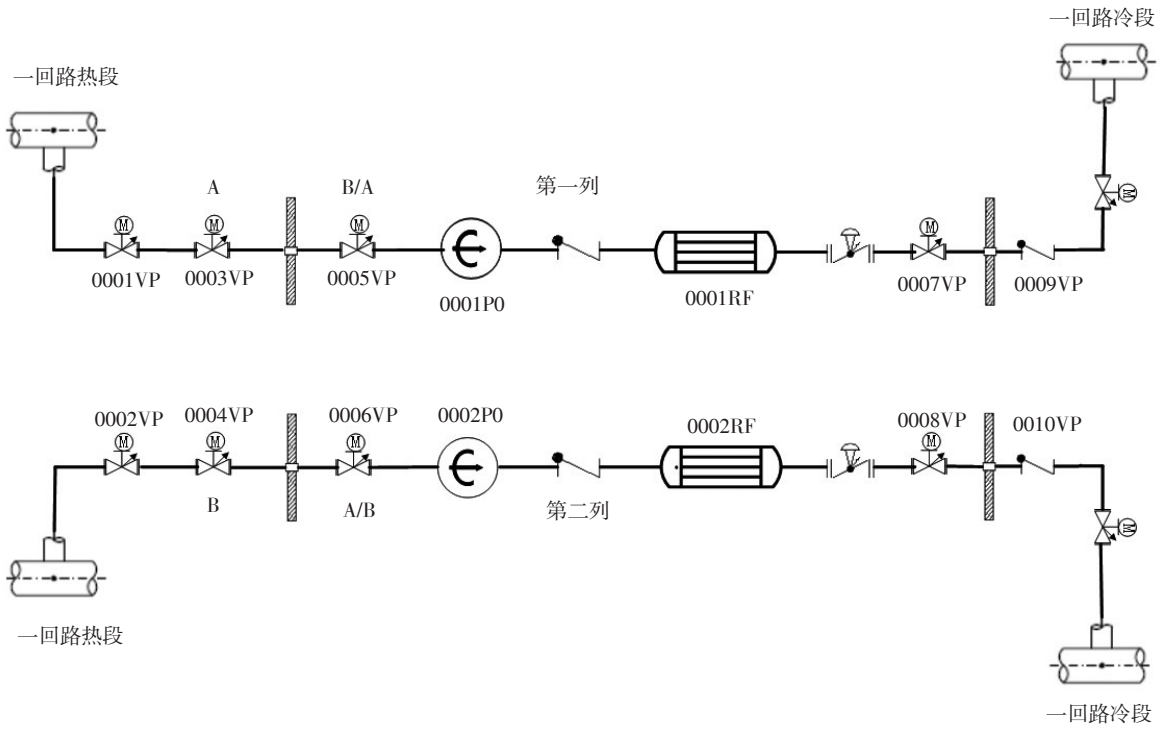


图3 安全壳外隔离阀常关时的供电示意图

Fig. 3 Schematic diagram of power supply when the isolation valve outside the containment is normally closed

在停堆、需要余热排出系统开启、投入运行的工况下，若考虑叠加单一故障要求（假设丧失一列电），假设丧失A列电，0003VP和0006VP无法开启，由于0005VP和0006VP处于常关状态，两列余热排出系统均无法投运，需要操作员手动切换0006VP为B列供电，第二列余热排出系统可以投运。在停堆、需要余热排出系统投运对堆芯进行冷却（属于第二阶段冷却）时，堆芯的热工参数较低，由操作员手动切换电源之后，开启余热排出系统，仍满足安全分析要求。

3.3 事故分析结果

通过上述两节的分析可知，余热排出系统与一回路相连的管线发生不可隔离的小破口时，余热排出系统可对堆芯进行冷却，带有小破口的余热排出管线的余排泵不会发生汽蚀风险，能够实现堆芯冷却功能。

余热排出系统安全壳外的管线发生破口可能造成安全壳旁通事故，无论是安全壳外隔离阀是常开还是常关状态，均能实现自动隔离，且不影响余热排出系统需要投运时的功能。

4 结论

本文主要针对华龙一号的余热排出系统的破口事故导致冷却剂丧失的工况进行分析，分别论证了在余热排出系统与一回路相连的管线发生不可隔离的小破口时，余排泵的汽蚀余量满足要求。本文通过对余热排出系统接入阶段的破口事故分析，可以进一步为余热排出系统的工程设计和优化提供参考。

参考文献

[1] 唐宗渝. 余热排出系统冷却丧失事故 [J]. 核科学与工程，1990，10（3）：257-264.

[2] S Carlos，J F Villanueva，S Martorell，et al. Analysis of a loss of residual heat removal system during mid-loop conditions at PKL facility using RELAP5/Mod3.3 [J]. Nuclear Engineering and De-

sign，2008，238（10）：2561-2567.
[3] Mahmood Shakila，Muhammad Ilyasa，Farhan Zahida，et al. Analysis of loss of residual heat removal system during mid-loop operation of a 300 MWe PWR [J]. Progress in Nuclear Energy，2019，112：1-6.
[4] Junli Gou，Haifu Ma，Zijiang Yang，et al. Analysis of loss of residual heat removal system for CPR1000 under cold shutdown operation [J]. Annals in Nuclear Energy，2017，105：25-35.
[5] 杨亚军，张琨. Mid-loop工况冷凝回流冷却措施分析 [J]. 原子能科学技术，2013，47（10）：1778-1781.
[6] 国家核安全局. HAF 102—2016核动力厂设计安全规定 [S]. 北京：国家核安全局，2016.
[7] 刘建昌，沈永刚，陶俊. 余热排出系统安全壳外破口事故源项分析 [J]. 原子能科学技术，2017，51（1）：84-88.
[8] 依岩，柴国旱，张和林. 压水堆核电厂余热排出系统设计中一些安全问题的探讨 [J]. 核安全，2006（1）：48-52.
[9] 王建伟. AP1000与M310堆型余热排出系统的差异分析 [J]. 核动力工程，2009，30（6）：11-15.
[10] 马飞. 核电厂余热导出系统的设计探讨 [J]. 科技视界，2015（17）：227.
[11] Liu Changliang，Sheng Meiling，Qiu Jingmeng，et al. Calculation and Analysis of Cavitation for Low-Head Safety Injection Pump [C] //The 20th Pacific Basin Nuclear Conference，Beijing：Chinese Nuclear Society，Pacific Nuclear Council，2016.
[12] 王国震. 第三代先进压水堆正常余热排出系统设计优化 [J]. 核电研发，2015（4）：306-311.
[13] 苏菲. 阻塞流工况下控制阀的计算与选型 [J]. 石油化工自动化，2013，49（2）：20-22.
[14] 于平安，朱瑞安，喻真烷，等. 核反应堆热工分析 [M]. 西安：西安交通大学出版社，2008.
[15] Flow of Fluids Through Valves，Fittings and Pipe（Crane）[M].
[16] 广东核电培训中心. 900MW压水堆核电站系统与设备 [M]. 北京：原子能出版社，2004.
[17] 国家核安全局. HAFJ 0006单一故障准则的应用手册和为保证系统可靠性的有关考虑 [S]. 北京：国家核安全局，1991.
[18] 国家能源局. NB/T 20402—2017RK压水堆安全重要流体系统单一故障准则 [S]. 北京：国家能源局，2017.

Break Accident Analysis of Residual Heat Removal System of HPR1000

Sheng Meiling[1], Qiu Jinmeng[1], Tang Hui[1], Yang Zhiyi[2]
(1. Hualong Pressurized Water Reactor Technology Corporation Ltd., Beijing 100036, China;
2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: The residual heat removal system (RHR) is one of the most important fluid systems in the reactor Under shutdown condition, when RHR system is connected to the primary channel to cool the core, if there is a breach in the RHR pipeline, the core cannot be effectively cooled and the safety of the core will be seriously affected. This paper analyzes the accident that the RHR system of HPR1000 breaks during the access stage, especially the two typical accidents of unisolatable breach occurred in the line connecting the RHR system to the primary circuit and breach occurred on the line outside the containment for the RHR system. By calculating net positive suction head available ($NPSH_a$) for the residual heat removal pump and assessing the effective isolation means for the break on the outside of containment, it is demonstrated that the design scheme of HPR1000 RHR system can deal with the rupture accident and ensure the effective cooling of the primary core.

Key words: residual heat removal system; break accident; net positive suction head; containment isolation valve

（责任编辑：徐晓娟）

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(6)：44-49.
Dong Xiaolu，Kong Jing，Liu Jingbin. Human Fguidelines for the Layout of Control Rooms and Workstation Design in Nuclear Power Plants[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：44-49.

核电站控制室布置与盘台设计中的人因工程准则

董晓璐*，孔　静，刘景宾
（生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：为保证核电站的运行效率和系统安全，核电站控制室的人机接口设计应考虑人因工程的要求。控制室布置和盘台的设计需综合考虑人体尺寸、人的动作范围和视觉特征等人的客观情况，并满足任务本身和相关标准的要求。本文综述了控制室布置和盘台设计的相关标准导则，总结了与控制室布置、工作站设计、信息显示以及控制器相关的设计参数和工效学要求，在此基础上，探讨了在控制室人机接口设计与评估中需要注意的问题，为相关领域的设计和评估活动提供参考。

关键词：控制室；人机接口；核电站；人因工程；工效学
中图分类号：TL483，X914　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0044-06

在核电站控制室中，操纵员通过人机接口与系统进行交互以监控机组。由于控制室对电厂运行安全至关重要，所以，在设计时应考虑操纵员与室内设施交互的工作特点，使设计满足人因工程（工效学）的要求，以减少人的失误，保证系统安全有效的运行。《核动力厂设计安全规定》（HAF 102—2016）和《核电厂控制室设计》（GB/T 13630—2015）明确了人因方面的要求：在控制室设计中必须考虑工效学的因素[1,2]。

为了达到法规标准的要求，控制室布置和盘台的设计需根据任务本身的要求，综合考虑人体尺寸、人的动作范围和视觉特征等人的客观情况，并遵循一定的设计和评估方法。《在产品设计中应用人体尺寸百分位数的通则》（GB/T 12985—1991）规定了设计时应用人体尺寸百分位的通则[3]。目前，我国主要的人体测量数据标准有《中国成年人人体尺寸》（GB/T 10000—1988）和工作空间人体尺寸（GB/T 1357—1992），还有其他针对特定人群和特定产品（如工作座椅）的标准[4-6]。对于核电站控制室，IEC60964—2009（GB/T 13630—2015）、IEEE1023—2004（NB/T 20061—2012）和NUREG 0700等标准导则都涉及与室内布置和盘台设计相关的内容[2,7-10]。其中，GB/T 13630—2015中有关控制室设计的具体要求参考ISO 11064系列标准（GB/T 22188系列转化了一部分）[11,12]。其他领域也有相关的标准导则，比如，电力行业《控制中心人机工程设计导则》（DL/T 575）系列标准[13]，还有军标《军事装备设施的人机工程准则》（GJB 2873—1997）[14]，《军事装备设施的人机工程设计手册》（GJB/Z 131—2002）是补充标准[15]。

目前，核电站的先进控制室多采用数字化技术，操纵员主要使用屏幕、鼠标和键盘与系统进行交互。同时控制室内也设置传统的监控设备，如紧急控制盘和后备盘等。控制室布置和盘台的设计工作有所减少，但重要性不减。实际的核电站控制室布置和盘台设计仍存在一些问题，如缺少维修空间、工作站间距过近、

收稿日期：2020-04-19　**修回日期：**2020-04-27
作者简介：董晓璐（1986—），女，湖北潜江人，高级工程师，工学硕士，管理科学与工程专业，现主要从事核电站人因工程相关的审评工作
***通讯作者：**董晓璐，Email：dongxlchinansc@163.com

台面上空间不足、显示偏小或距人过远、对应的显示与控制器相距过远，以及控制器选型太小、间距太近、距人过远或离盘台的边缘过近等。上述问题对核电站运行效率和安全都存在不利影响。

本文针对核电站控制室的布置与盘台设计，依据传统工效学准则，从人体尺寸、人的动作范围和视觉特征等人的客观情况出发，对相关的人因工程要求进行综述和探讨。

1　核电站控制室布置与盘台设计的参数

本节从控制室布置、工作站的设计到具体的信息显示和手动控制器的设计几个方面，对与控制室布置及盘台设计相关的标准、设计参数和工效学要求进行阐述，如图1所示。

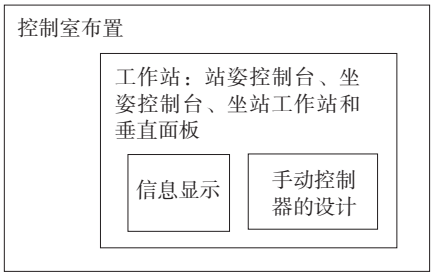


图1　控制室布置与盘台设计的内容结构

Fig. 1　The structure of contents for the layout of control rooms and workstation design

1.1　控制室布置

控制室布置对操纵员的影响主要体现在设备设施的布局对观察、交流、行动和可达性的影响，控制室布置应能支持上述活动。控制台（或桌子）与人员背面的物体之间的距离应足够，以保证操作人员可以自由起坐和转动椅子。若考虑维修和测试的需求，这个间距应更大一些。单人工作的单侧的操作盘需留有约1.2 m宽的空间。多人同时工作和相对布置的操作盘则需留有约2.4 m的间距[10,16]。控制室设计应保证一定的走道宽度，以方便人员通过和座椅移动。其他设备，如电话、规程柜等的布置，也应考虑其相对于工作站的位置。

1.2　工作站

在控制室内，操纵员通过工作站执行任务。工作站的类型包括站姿控制台、坐姿控制台、坐站工作站和垂直面板。重要的设计内容包括高度、斜面的角度和深度、控制器的位置、显示器的位置、工作站或控制台上控制器和显示器的横向扩展，以及容纳腿与脚的空间[10]。

由于操纵员需要越过控制台顶端看后面的信息，设计需限制台高。对于站姿控制台，最高台高以女性第5百分位的站姿眼高进行计算。对于坐姿控制台，最高台高应以女性第5百分位的坐姿眼高来计算，如图2所示。若只需要监视状态而非读取信息，且需要监视的内容处于合适位置，台高也可增加。

站姿控制台上控制器分布的高度范围由站姿肩高和手臂的功能性伸展范围计算得到。上限由女性第5百分位的数据计算得到，下限由男性第95百分位的数据计算得到。在竖直面上，控制器可布置的最高高度也与控制台斜面的深浅有关。如果控制台斜面比较浅，肩膀的参考点能更靠近竖直盘，控制器可布置得高一些，反之，则低一些，如图2和图3所示。坐姿控制台控制器分布的高度范围使用坐姿肩高和手臂功能性伸展范围的数据计算。控制台斜面的倾斜角与深度的设计需要保证所有的控制都处在第5百分位女性手臂可及的半径范围之内，如图2和图4所示。为了防止手在台边时误碰控制器，控制器距控制台边缘的最小距离的确定可考虑第95百分位食指长度，《核电站控制室设计的人因工程原则》（HAF·J 0055）建议此值为8 cm[16]。而控制器距控制台边缘最大距离的确定需考虑第5百分位女性手臂的最大可及距离。

对于一个单人工作的站姿控制台，控制器和显示器的最大横向展开宽度不宜过大，以尽量减少完成任务所需的移动（移动的情况也与控制和显示的布局有关）。最大横向展开宽度可根据步长和前臂的功能伸长来估计。对于坐姿控制台，在一定任务序列的要求下，控制器和显示器的布置还与盘台的方位、显示与控制器的分组、座椅位置及可调整的范围有关。对于需要进行持续或精细控制的活动，操纵员应不用屈身/伸展就能触及相关的控制器。另外，根据需要，控制台上还需留出书写和置物的空间。

当操纵员既需要机动性来监视大盘面，又

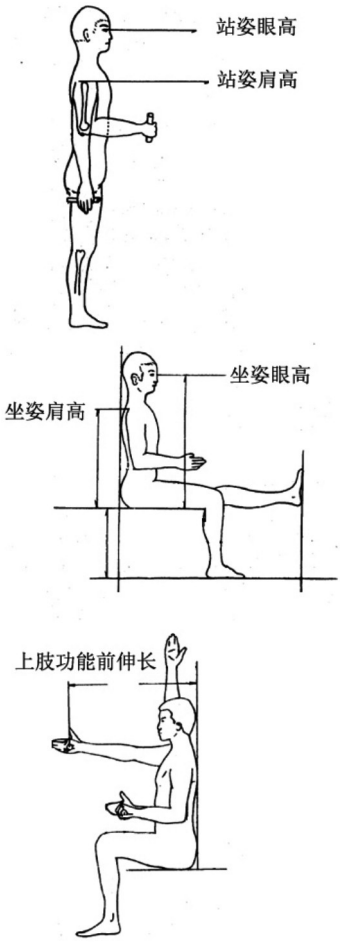


图2 工作站设计涉及的主要的人体尺寸[4,5]

Fig. 2 Major human body dimensions related to workstation design [4,5]

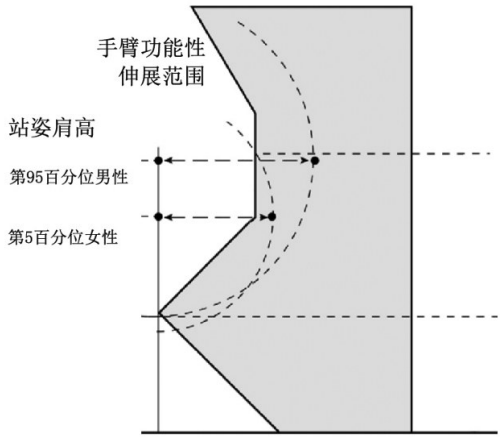


图3 站姿控制台控制器分布的高度范围[10]

Fig. 3 The control height for stand-up consoles [10]

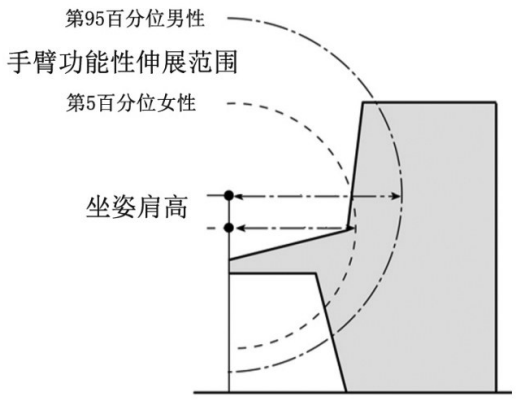


图4 坐姿控制台控制器分布的高度范围[10]

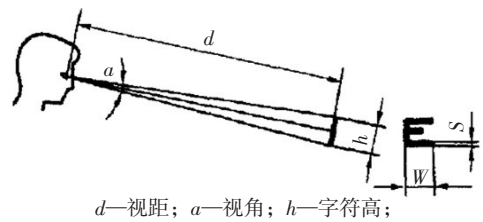
Fig. 4 The control height for sit-down consoles [10]

需要进行较长时间的稳定而精细任务时，可以采用坐站工作台。其上的控制和显示器的布置要求与站姿控制台相同。座椅需要设置得比较高，以保证操纵员坐在椅子上时，眼高与站姿眼高相近。设计还需为膝盖留下空间，并给脚提供支撑。

对于垂直面板，控制器分布的范围可由手臂的可及范围确定，上限和下限分别由女性第5百分位与男性第95百分位的数据确定。需要进行频繁与精细操作的控制器以及紧急控制的位置由手臂的功能性伸展范围和视野决定。

1.3 信息显示

针对信息显示的设计、验证与确认，需要考虑视角、视距、入射角、视野和视区的相关要求。视角是识别对象对观察点形成的张角，视距是识别对象与操作者眼睛之间的距离。能否正确识别观察对象的决定条件是视角，观察距离增大时，应增大相应字符的尺寸，如图5所示[13]。在盘面、显示器及大屏幕上显示字符时，设计需要根据使用时的视距采用满足要求的大小。



d—视距；*a*—视角；*h*—字符高；
W—字符宽；*S*—字符笔划宽度

图5 字符的视觉识别[13]

Fig. 5 The identification of characters [13]

入射角是视线与显示屏幕表面法线之间的夹角，观察者应尽可能垂直地观察显示器。设计应参考人的工作位置以及显示面的位置和方向，如图6所示。在视觉信号的布置上，作业视区（良好视区、有效视区和条件视区）的特点以及使用者的姿态可对重要和需要频繁或连续监视信息的布置产生影响。具体准则见表1。

除此以外，在盘台的具体设计中，信息显示还涉及标签设置、仪表盘设计、颜色配置、指示灯设计（亮度和闪烁）、听觉编码和信息分组等方面的内容。其设计也需满足相应的准则[10]。

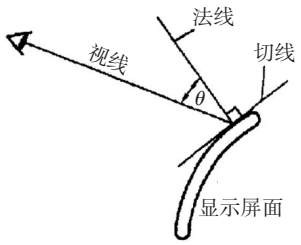


图6　入射角示意图[13]

Fig. 6　Illustration of viewing angle[13]

表1　标准中与信息显示相关的准则

Table 1　Guidelines in standards related to information display

项目	DL/T 575.2—1999[13]	NUREG 0700[10]	ISO 11064-4[11]
视角/视距	最小视角：15′~18′ 推荐视角：18′~22′	最小视角：15′ 推荐视角：20′	最小视角：15′ 推荐视角：18′~20′
入射角	不大于40°	不大于45°	—
视野/视区	监视作业：在水平方向正视视线左右15°范围内是良好视区，35°范围内是有效视区；在垂直方向正常视线①上下15°范围内是良好视区，40°范围内是有效视区； 觉察作业：划分视区参照对注视点的视线。在水平方向左右15°范围内是良好视区，30°范围内是有效视区；在垂直方向上下15°范围内是良好视区，30°范围内是有效视区	（1）所有显示都应位于水平方向的正视视线左右95°之间，以及垂直方向正常视线往上90°，即水平视线往上75°之下[14]； （2）对于重要和需要频繁或连续监视的信息：站姿控制台应布置在水平方向正视视线左右35°，垂直方向水平视线上35°和下25°范围内；坐姿控制台应布置在水平方向正视视线左右35°，垂直方向水平视线上20°和下40°范围内	重要或需要频繁监视的显示应当被安排在主显示区内，即在水平方向正视视线左右35°和垂直方向正常视线上下40°范围内

注：①正常视线指垂直方向水平面下约15°。

1.4　手动控制器的设计

在数字化控制室中，操纵员主要使用键盘、鼠标对核电站进行控制。但核电站控制室内也保留了传统的控制器，如后备盘和紧急控制盘上的按钮。控制器包括钥匙开关、拇指轮、旋钮、曲柄、手轮、按钮和键盘等，相关参数包括尺寸、位移、间距和阻力等。GJB 2873—1997、NUREG 0700 和 GJB/Z 131—2002 等标准都提供了详细的设计指南[10,14,15]。这些设计指南保证了控制器的尺寸、间距、阻力和位移能够适应人手的尺寸和力量，符合人的预期，便于操作，减少失误。

2　讨论

根据GB/T 12985—1991、GB/T 10000—1988和GB/T 1357—1992的内容，核电站控制室的设计一般采用男女通用的产品设计原则，选择男性第95百分位与女性第5百分位人体尺寸作为上下限的依据。由于标准中的人体尺寸为裸体测量值，并且在测量时躯干为挺直姿势，而在正常工作时，人穿着衣物且姿态不同，因此，设计时除了需要考虑人体尺寸百分位数，也需要考虑功能修正量，包括衣、穿鞋、姿态和心理修正量[3-5]。

在目前采用的标准中，与显示相关的准则大都来自对字母文字的研究。为了能够清晰辨认和正确理解笔画数目更多、结构更复杂的汉字，人们需更大的视角。根据《飞机电/光显示器汉字和用语》（GJB 302—1987），汉字大小应与显示器的分辨率要求成比例，一般不应小于24′[17]。《使用基于平板视觉显示器工作的人类工效学要求 第2部分：平板显示器的人类工效学要求》（GB/T 20528.2—2009）（等同采用ISO 13406-2—2001）规定亚洲字符最小为25′[18,19]。

目前，自主设计将会更多地采用中文母语进行信息呈现，所以，设计应注意汉字和汉语的特点，以保证信息的易辨识和易读性。

核电站控制室布置与盘台的实际设计存在一些限制因素，如空间、设备和工艺等。因此，设计人员还要考虑维修、改造或新增设施。同时设计特征之间也存在关联，这些都会影响最终的结果。设计人员可采用二维或三维模型确定各设计特征之间的关系，以便在早期确定合适的方案。在工作站布置单个或多个显示器时，设计人员则需要考虑使用者的姿态、显示内容的展开宽度和显示屏的尺寸[2]。对于拥有显示和控制功能的触摸屏，设计人员不仅要考虑视觉信号的显示和手臂的可及范围，还需要考虑使用者的手部尺寸和使用习惯，并结合触屏本身的特性进行设计。

3 结语

本文从控制室布置、工作站的设计到具体的信息显示和手动控制器的设计几个方面综述了与控制室布置与盘台设计相关的标准，总结了主要的设计参数和人因工程准则，并讨论了在相关人机接口设计中需注意的问题。在以人为中心的设计理念下，人因工程的分析、验证和确认等活动贯穿了人机接口设计的整个过程。设计人员在不同阶段对设计原型进行检查，可以确认设计是否能满足人因工程准则和使用需求。若有不符合的情况，则设计人员需要进行分析和调整。控制室布置与盘台设计是核电站控制室人因工程设计和评估的一部分，相关的思想和理念与其他人机接口和工作环境的设计相通[20]。希望本文的相关探讨能为核电站控制室人机接口的设计和评估活动提供参考和帮助。

参考文献

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

[2] 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 13630—2015 核电厂控制室设计［S］．北京：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，2015．

[3] 国家技术监督局．GB/T 12985—1991 在产品设计中应用人体尺寸百分位数的通则［S］．北京：国家技术监督局，1991．

[4] 国家技术监督局．GB/T 10000—1988 中国成年人人体尺寸［S］．北京：国家技术监督局，1988．

[5] 国家技术监督局．GB/T 1357—1992 工作空间人体尺寸［S］．北京：国家技术监督局，1992．

[6] 国家技术监督局．GB/T 14774—1993 工作座椅一般人类工效学要求［S］．北京：国家技术监督局,1993．

[7] International Electrotechnical Commission．IEC 60964-2009．Nuclear Power Plants - Control Rooms - Design［S］．Geneva：International Electrotechnical Commission，2009．

[8] Nuclear Power Committee of the IEEE Power Engineering Society．IEEE 1023-2004．Recommended Practice for the Application of Human Factors Engineering to Systems, Equipment, and Facilities of Nuclear Power Generating Stations and Other Nuclear Facilities［S］．New York：IEEE，2004．

[9] 国家能源局．NB/T 20061—2012 人因工程在核电厂系统、设备和设施中的应用［S］．北京：国家能源局，2012．

[10] U．S．Nuclear Regulatory Commission．NUREG-0700．Human-System Interface Design Review Guidelines［S］．Rockville：U．S．Nuclear Regulatory Commission，2002．

[11] International Organization for Standardization．ISO 11064 part 1-8．Ergonomic Design of Control Centres［S］．Geneva：International Organization for Standardization，2000．

[12] 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 22188.1-3 控制中心的人类工效学设计［S］．北京：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，2010．

[13] 中华人民共和国国家经济贸易委员会．DL/T 575．12—1999 控制中心人机工程设计导则第 1-12 部分［S］．北京：中华人民共和国国家经济贸易委员会，1999．

[14] 国防科学技术工业委员会．GJB 2873—1997 军事装备设施的人机工程准则［S］．北京：国防科学技术工业委员会，1997．

[15] 中国人民解放军总装备部．GJB/Z 131—2002 军事装备设施的人机工程设计手册［S］．北京：中国人民解放军总装备部，2002．

[16] 国家核安全局．HAF J 0055 核电厂控制室设计的人因工程原则［S］．北京：国家核安全局，1995．

[17] 国防科学技术工业委员．GJB 302—1987 飞机电/光显示器汉字和用语［S］．北京：国防科学技术工业委员，1987．

[18] 国家技术监督局．GB/T 20528．2—2009 使用基于平板视觉显示器工作的人类工效学要求 第 2 部分：平板显示器的人类工效学要求［S］．北京：国家技术监督局，2006．

[19] International Organization for Standardization．ISO 13406-2-2001．Ergonomic Requirements for Work with Visual Displays Based on Flat Panels-Part 2：Ergonomic Requirements for Flat Panel Displays［S］．Geneva：International Organization for Standardization，2001

[20] 冯燕，张云波，王忠秋．核电厂人因工程人机接口设计的探讨［J］．核安全，2012（1）：76-78．

Human Factors Guidelines for the Layout of Control Rooms and Workstation Design in Nuclear Power Plants

Dong Xiaolu*, Kong Jing, Liu Jingbin
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: In order to ensure efficient operation and system safety of nuclear power plants, the design of human-system interface in control rooms requires considerations of human factors. The layout of control rooms and workstation design require comprehensive considerations of objective human abilities such as human body dimensions, motion range, and visual characteristics. The design should meet the requirements of both tasks and corresponding standards. This paper summarizes the standards and guidelines related to the layout of control rooms and workstation design. It then describes the design parameters and ergonomic requirements related to the aspects of control room layout, workstation design, information display, as well as control device design. Based on the review, this paper discusses the important issues in human-system interface design and evaluation, and provides recommendations for works in the related domain.

Key words: control room; human-system interface; nuclear power plants; human factors; ergonomics

(责任编辑:徐晓娟)

姜韶堃,赵罗生,杨志义,等.严重事故下氢气爆燃环境模拟试验[J].核安全,2020,19(6):50-53.
Jiang Shaokun, Zhao Luosheng, Yang Zhiyi, et al. Simulation Experiments of Hydrogen Deflagration Environments for Severe Accidents[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(6): 50-53.

严重事故下氢气爆燃环境模拟试验

姜韶堃[1]，赵罗生[1]，杨志义[2]，詹惠安[1]，陶志勇[1]，赵　宁[1]，丁　超[2,*]
（1. 中国船舶集团有限公司第七一八研究所，邯郸　056027；
2. 生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：核电厂发生严重事故后，氢气迅速释放，在安全壳空间内快速累积，与安全壳内的空气形成爆燃混合物。当氢气浓度超过某一阈值时，安全壳内可能发生氢气爆燃。氢气爆燃会导致安全壳内温度和压力瞬间升高，从而对安全壳内设备造成威胁。针对严重事故氢气爆燃过程，中国船舶集团有限公司第七一八研究所设计搭建了用于模拟氢气爆燃环境的试验平台，建立了氢气爆燃试验方法，通过试验研究了氢气浓度与氢气爆燃温度之间的关系，找出了氢气爆燃过程中温度在空间和时间上的分布规律，为安全壳内设备可用性验证试验的开展奠定了基础。

关键词：核电厂；严重事故；氢气爆燃
中图分类号：X946　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0050-04

核电厂发生严重事故后，由于锆包壳与水反应、堆芯冷却剂及水的辐照分解、喷淋及堆芯冷却剂对金属的腐蚀、金属与水蒸气高温反应、碳化硼氧化、堆芯再淹没、堆芯熔融物落入安全壳堆腔与混凝土相互作用等过程的影响或联合影响，氢气大量快速释放，与安全壳内的空气迅速混合。当氢气累积到一定浓度时，形成易燃易爆气体混合物。若安全壳内出现火花或电弧，将引发剧烈的氢气爆燃或爆炸现象，从而对安全壳内设备产生巨大威胁。

为了应对氢气爆燃或爆炸风险，在核电厂设计和建设中使用了许多氢气风险缓解措施，比如，设置非能动氢复合器、移动式氢复合器以及氢点火器等消氢设备，以避免事故后安全壳内形成易燃易爆混合物。即便采取以上措施，氢气爆燃或爆炸风险仍不可忽视。因此，对严重事故下氢气爆燃现象的研究越来越受到人们的重视。研究中，氢气爆燃过程中的设备是否能保持其功能成为人们关注的焦点。

1　研究现状

迄今为止，国内外已有大量氢气爆燃相关研究成果被陆续公开。20世纪80年代，Kumar[1]等采用CTF装置（直径2.3 m的球形容器）通过试验研究了湍流对氢气燃烧的影响，湍流通过两台搅混风扇形成。当氢浓度不超过7%时，湍流对燃烧起促进作用，燃烧时间大大缩短；而当氢浓度很大时，湍流所起的作用非常不明显。

Kljenak[2]等采用位于卡尔斯鲁厄理工学院的试验装置HYKA A2进行了氢气预混燃烧试验。试验初始压力为1.49 bar，温度为90 ℃，蒸汽浓度为20%，氢气浓度为12%，其余气体为空气。试验通过搅混风扇将气体混合均匀，点火器位于HYKA A2试验装置中下部。试验通过轴

收稿日期：2020-07-10　**修回日期：**2020-08-10
作者简介：姜韶堃（1980—），男，河北邯郸人，高级工程师，博士，化学工程专业，现主要从事核电氢气风险缓解技术研究工作
***通讯作者：**丁超，E-mail：dingchao@chinansc.cn

向和径向温度测量结果计算得到：向上火焰传播速度为径向火焰传播速度的3~4倍。随后，Kljenak [3] 等采用集总参数法对上述试验过程进行了模拟计算。与上述试验结果相比，集总参数法虽然有一定的误差，但是基本再现了氢气燃烧过程，可用于核电厂安全分析。

为了研究湍流和蒸汽对火焰加速、火焰减速和火焰淬火机理的影响，Bentaib [4] 等采用ENACCEF装置实施了若干试验（包括湍流和稀释对火焰垂直传播影响试验），并结合模拟计算进行了对比。结果表明，大部分模拟计算可以很好地预测压力变化。然而计算结果中，火焰速度最大值与试验结果相比误差很大，燃烧模型还有很大的优化空间。

虽然关于氢气爆燃过程机理的研究较多，但是针对氢气爆燃过程中设备可用性的研究尚无报道。

本文通过在密闭压力容器中实施氢气爆燃，模拟核电厂严重事故下氢气爆燃环境，并通过爆燃过程试验容器内温度分布测量结果确定待验证试验件最佳布置位置，以便于试验件经历严重事故环境考验，测试其性能是否受氢气爆燃过程影响。

2　试验装置

试验采用中国船舶集团有限公司第七一八研究所2.2 m^3试验容器作为严重事故氢气爆燃过程模拟容器。该容器为密闭承压容器，内部由上至下布置4层测温热电偶，筒体部位安装压力传感器，以监控容器内部温度及压力变化。图1为试验容器照片，图2为试验容器内温度测点分布示意图。



图1　2.2 m^3试验容器

Fig. 1　2.2 m^3 test chamber

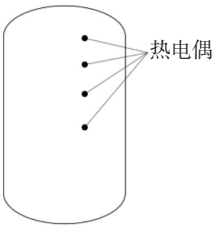


图2　温度测点分布

Fig. 2　Distribution of temperature measuring points

定义试验容器高度为H，温度测点高度为h，在轴向上以无量纲因数y表示温度测点的位置，$y=h/H$，4个测点位置分别为y=0.44、0.60、0.73和0.85，在径向上每层温度测点基本位于半径中点位置。

3　氢气爆燃试验

试验人员在特定的初始温度和压力状态下，将氢气输入试验容器，逐渐增加氢气浓度；当氢气浓度达到试验要求时，通过试验容器内的点火器将氢气引燃，实现氢气爆燃过程。爆燃过程中各温度测点测量数据，通过数据采集系统实时记录。

4　结果与分析

试验过程中发现，当氢浓度小于4%时，氢气无法点燃；当氢浓度大于5%时，并且水蒸气含量较小时，氢气可被点燃。图3给出了典型的氢气爆燃过程，y=0.85位置热电偶所测温度随时间变化，与文献报道的演化趋势相同。氢气点燃后，由于燃烧释放热量，试验容器内气体温度瞬间升高，约4 s后达到最大值，随后，温度逐渐回落。

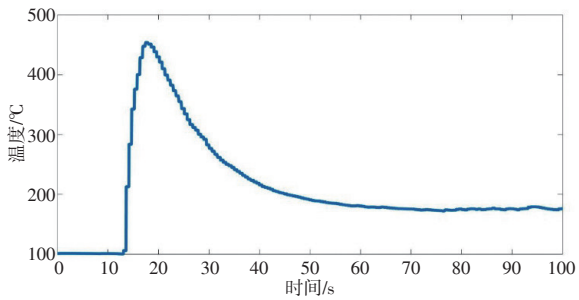


图3　爆燃温度随时间变化

Fig. 3　Variation of deflagration temperature with time

注：点火前压力为50 kPa；点火前温度为100 ℃；点火前氢气浓度为6.2%。

图4给出了y=0.85位置热电偶所测爆燃过程峰值温度随氢浓度的变化规律，温度随氢浓度增加而增加，当氢气浓度小于8%时，爆燃过程峰值温度与氢气浓度之间基本上为线性变化趋势，当氢浓度大于8%后，爆燃过程峰值温度随氢气浓度增加趋势有所减缓。该结果为氢气爆燃环境设备可用性试验提供相应的数据支持。

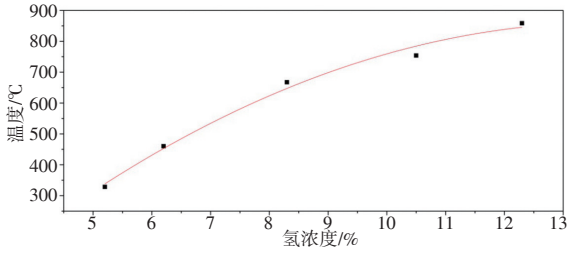


图4 爆燃峰值温度随氢浓度变化

Fig. 4 Variation of max temperature of deflagration with hydrogen concentration

注：点火前压力为50 kPa；点火前温度约100 ℃。

图5给出了爆燃过程峰值温度随轴向高度变化结果。4个温度测点测得的温度结果比较接近，说明在该区域范围内，氢气燃烧较均匀，将待验证设备布置在该范围内可较好地接受氢气爆燃环境可用性验证。

5 结论

氢气爆燃试验采用2.2 m^{3}试验容器进行，试验中得到的爆燃温度随时间变化趋势与文献报道一致：爆燃峰值温度随氢气浓度增加而增大，当氢浓度大于8%时，爆燃峰值温度增大趋势变缓；试验测定了爆燃过程峰值温度在轴向高度范围内的变化，所选区域适宜布置设备进行可用性试验。试验分析研究为氢气爆燃环境设备可用性试验的开展提供了相应的数据支撑。

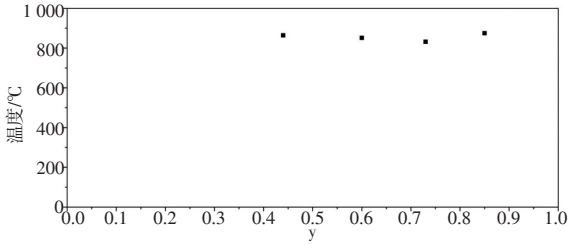


图5 爆燃峰值温度随高度变化

Fig. 5 Variation of max temperature of deflagration with height

注：点火前压力为50 kPa；点火前温度约50 ℃；点火前氢浓度约13%。

参考文献

[1] Kumar R K, Tamm H. Turbulent Combustion of Hydrogen in Large Volumes [J]. Can. J. Chem. Eng., 1985, 63 (4): 662.

[2] Kljenak I, Kuznetsov M, Stern G, et al. Upward Flame Propagation Experiment on Hydrogen Combustion [C] //6th European Review meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2013). Avignon (France), 2013.

[3] Kljenak I, Kuznetsov M, Kostka P, et al. Simulation of Hydrogen Deflagration Experiment - Benchmark Exercise with Lumped-Parameter Codes [J]. Nucl. Eng. Des., 2015, 283: 51-59.

[4] Bentaib A, Bleyer A, Meynet N, et al. SARNET Hydrogen Deflagration Benchmarks: Main Outcomes and Conclusions [J]. Ann. Nucl. Energy, 2014, 74: 143-152.

Simulation Experiments of Hydrogen Deflagration Environments for Severe Accidents

Jiang Shaokun[1], Zhao Luosheng[1], Yang Zhiyi[2], Zhan Huian[1],
Tao Zhiyong[1], Zhao Ning[1], Ding Chao[2,*]
(1. The 718th Research Institute of CSIC, Handan 056027, China;
2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: When a severe accident occurred in a nuclear power plant (NPP), hydrogen would release and accumulate immediately in the containment, and form flammable or explosive gas mixture with air in the containment. When hydrogen concentration was beyond a certain value, a hydrogen deflagration process might be occurred, which would lead to instantaneous rises of temperature and pressure in the containment. Then the functions of facilities in the containment would be threatened gravely. A test platform for the simulation of hydrogen deflagration environments has been designed and established by The 718th Research Institute of CSIC, and the test method of making hydrogen deflagration has been created. Experiments have been done to obtain the relation between hydrogen concentration and the transient temperature and the temperature distribution in space and with time during hydrogen deflagration processes, which laid a foundation for the availability validation of facilities in the containment.

Key words: nuclear power plant; severe accident; hydrogen deflagration

(责任编辑:徐晓娟)

吴廉巍，闫超星，杜为安，等.摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究[J].核安全，2020，19(6)：54-59.
Wu Lianwei，Yan Chaoxing，Du Wei'an，et al. Study on the Movement Characteristics of Spray Droplets Under Rolling Condition[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：54-59.

摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究

吴廉巍[1]，闫超星[2]，杜为安[2,*]，张　翼[2]，刘成洋[2]
（1. 海军装备部驻武汉地区第二军事代表室，武汉　430064；2. 中国舰船研究设计中心，武汉　430064）

摘要：喷淋系统是海上浮动平台在发生失水事故或者主蒸汽管道破裂事故时，抑制有限空间内压力快速上升的重要安全设施。本文通过建立摇摆条件下喷淋液滴动力学方程，分析液滴初始直径、初始速度、喷射角度及摇摆参数对液滴在空气环境中的空间分布及运动轨迹的影响。研究表明，摇摆时，液滴离开喷头后沿相对横向位移正负向两侧依次分布，在相对横向位移达到最大前，相同喷射角度时，先离开喷头的液滴达到的相对横向位移大于后离开的液滴。液滴直径越大、初始速度越大、初始喷射角度越小，摇摆条件下液滴相对横向位移的波动幅值越大。在一定范围内适当减小液滴直径、初始速度或增大喷射角度，有利于抑制摇摆运动对液滴运动轨迹的影响。此外，摇摆条件下液滴相对横向位移的波动时间间距与摇摆周期相同，波动幅值对应的时刻与摇摆振幅一致，摇摆振幅越大，相对横向位移的波动幅值越大，但摇摆周期对相对横向位移的波动幅值无明显影响。

关键词：喷淋液滴；动力学特性；摇摆条件；空间分布；运动轨迹
中图分类号：TL334　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0054-06

海上浮动平台在发生破口失水事故或者主蒸汽管道破裂事故时，高温、高压蒸汽进入受限空间，导致内部温度、压力迅速升高。为有效抑制压力增长幅值并维持好的气密性，通常设置喷淋系统，其功能是向受限空间内喷出冷却水，使部分蒸汽冷凝，保证其内部压力始终低于设计压力[1-3]。鉴于喷淋液滴动力学特性决定了喷淋系统的冷凝效果，密切影响着系统设计方案，学者们针对竖直条件下液滴的动力学特性开展了广泛研究[4-6]。Porcheron等[7]采用TOSQAN试验装置开展了喷淋液滴在混合气体空间的动力学特性研究，获得了液滴速度分布、液滴尺寸、气体体积浓度、混合气压力和温度变化趋势，探究液滴与混合气体间的传热传质机理；祝杰等[8,9]对喷淋塔内的液滴动力学特性开展了试验研究。研究表明：空塔内液滴直径是影响终端沉降速度的重要参数，液滴的临界尺寸随空塔气速的增加而增大，环境气速和液滴尺寸是影响液滴在空气中停留时间的主要因素；邓丰等[10]建立了单球体液滴在饱和蒸汽中的动力学模型，对不同尺寸、初始速度和喷射角度的液滴的动力学参数进行数值计算。计算结果表明，在液滴离开喷头后，短时间内水平速度降低为零，竖直方向最终趋近于相同的平衡速度。

近年来，学者们的研究表明海洋条件对流

收稿日期：2020-08-01　**修回日期：**2020-10-25
基金项目：国家自然科学基金——海洋条件对液滴喷射蒸汽—不凝性气体相变及传热特性的影响研究；项目编号：51809249
作者简介：吴廉巍（1985—），男，黑龙江哈尔滨人，工程师，本科，核科学与技术专业，现主要从事舰船动力工程相关工作
***通讯作者：**杜为安，E-mail：duweian1993@163.com

体的流动特性影响显著[11-13]。研究结果表明，摇摆条件对密度差较大的两相工质流动特性的影响主要体现在重力的周期性变化上，海洋环境引起的附加惯性力影响与重力相比可近似忽略[14,15]。然而针对摇摆条件下喷淋液滴的动力学特性研究尚无公开发表的学术成果，本文以海上浮动平台喷淋液滴在空气环境下的运动特性为工程背景，建立了液滴在空气环境中的动量方程，分析液滴初始直径、初始速度、喷射角度及摇摆参数对液滴空间分布及运动轨迹的影响。

1　摇摆条件下液滴模型的建立

针对摇摆条件下单个球形液滴建立动量方程，假设喷淋液滴初始为球体，且运动过程中形状维持不变，文献［16］分析了喷淋液滴在竖直条件下空气环境中的动力学特性，指出液滴在空气环境运动中受到重力、浮升力、附加质量力、玛格努斯力、萨夫曼力以及曳力的综合作用，考虑到汽液相间密度差和空气环境中不存在速度梯度，其中的附加质量力、玛格努斯力、萨夫曼力可忽略不计；而在海洋条件下，流体运动过程中除了受到上述力之外，还会受到附加惯性力的影响[17]。摇摆条件下汽液两相流道内气泡的受力分析表明，摇摆引入的附加惯性力与重力浮力相比可以忽略[15]，由于液滴和气泡均可作为流体质点分析，摇摆条件下液滴在空气环境中的受力与泡状流中气泡的受力可进行类比分析。因此，摇摆运动对进入空气环境中液滴的运动轨迹的影响可基本忽略，摇摆运动主要影响液滴离开喷头瞬间的初始状态，进而影响其运动轨迹。液滴离开喷头后，液滴动力学特性主要受重力F_g、浮升力F_b和曳力F_d的综合作用，液滴与时间相关的动量方程[10]如下：

$$Md\frac{\mathrm{d}u_d}{\mathrm{d}t}=F_g+F_b+F_d \tag{1}$$

式中，M_d——液滴相关的质量，kg；

F_g、F_b——与液滴体积相关的力，分别由$\rho_d V_d g$和$\rho_a V_d g$计算，N；

P_d、ρ_a——水和空气的密度，kg/m^3；

V_d——液滴的体积，m^3。

F_d的计算关系式为：

$$F_d=-\frac{1}{2}C_d(t)A_d\rho_a(u_d-u_a)\times|u_d-u_a| \tag{2}$$

式中，u_d——液滴速度，m/s；

U_a——空气速度，m/s；

A_d——液滴在运动方向上的表面积，m^2；

$C_d(t)$——液滴与时间t相关的阻尼系数。

式（1）的求解过程可见文献［16］。

摇摆条件下液滴运动轨迹的分析模型如图1所示。选取大空间喷头的垂向方向为分析面，设定摇摆中心轴为喷头所在位置，空间场沿摇摆中心轴做简谐摇摆运动，图中，θ为t时刻摇摆角度，定义逆时针旋转为正；Φ为液滴离开喷头的初始喷射角度，分析地球坐标系xoy下滴液的动力学特性，原点o为喷头所在位置，需要指出的是本文中液滴的运动轨迹均为相对喷头，即摇摆中心。

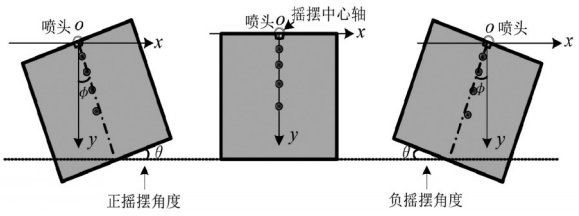


图1　摇摆条件下液滴运动轨迹分析示意图

Fig. 1　Schematic diagram for analysis of droplet trajectory under rolling condition

摇摆运动规律如式（3）所示：

$$\theta=\theta_m\sin\frac{2\pi t}{T} \tag{3}$$

式中，θ_m——摇摆振幅，（°）；

T——摇摆周期，s。

由式（3）可得摇摆角度随时间的变化趋势，如图2所示，其中摇摆工况为θ_m=15°、T=8s，表示在一个摇摆周期内，固定时间间隔的液滴的出发时间和角度的对应关系。

2　计算结果分析

2.1　摇摆对液滴运动影响的机理

由本文第一章分析可知，摇摆运动主要影响液滴离开喷头瞬间的初始状态进而影响其运动轨迹，而液滴的初始速度和初始直径是受喷头前管路系统水力特性的影响，实际工程中喷淋系统往往采用喷淋泵驱动喷淋流体，鉴于学者研究中表明，摇摆工况对强迫循环回路中流

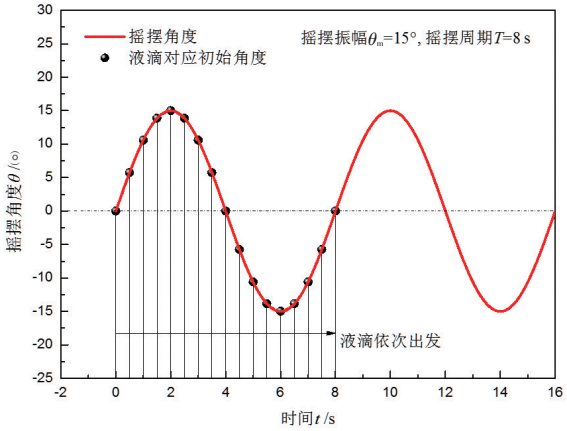


图2 液滴出发时间和角度的对应关系图

Fig. 2 The corresponding diagram of droplet departure time and angle

量和压力无明显影响[18]，因此，摇摆工况主要通过影响液滴喷射角度来影响液滴的动力学特性。以摇摆工况θ_m=15°、T=8 s为例，8 s时液滴的空间分布和历史运动轨迹如图3所示。

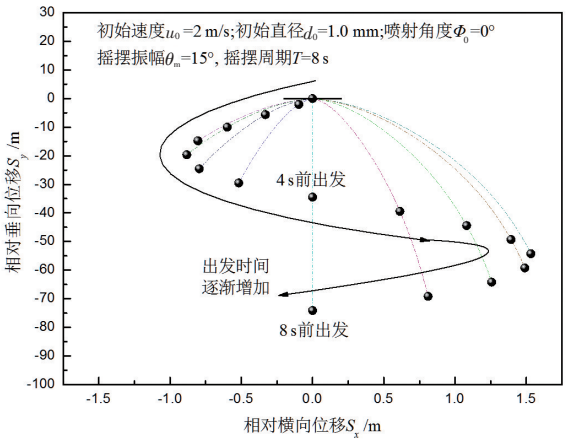


图3 摇摆条件下第8 s液滴空间分布

Fig. 3 Spatial distribution of droplets under rolling condition at 8 s

由图3可知，出发时喷射角度相同的液滴沿着相同的轨迹运动，由于正向摇摆角度的出发时刻早于负向摇摆角度，导致喷射角度相同的正向液滴的运动时间更长，达到的相对横向和垂向位移也越大，因此，液滴分布表现出相对横向位移的波动峰值随时间推移逐渐增大，直到液滴的横向速度消失时达到最大。

2.2 喷嘴设计参数的影响

实际喷淋系统设计中，喷淋系统流量、压力、喷淋头布置、喷淋头型式是影响喷淋液滴初始直径、初始速度和喷射角度的关键因素。喷淋头型式包括喷口直径、喷嘴型式等。下文通过针对不同关键因素对雾化机理影响现象的分析来阐述喷淋液滴的动力学特性。

2.2.1 初始直径对空间分布的影响

喷淋液滴的初始速度为2 m/s、喷射角度为0°时，选取摇摆工况θ_m=10°、T=8 s，液滴初始直径对运动轨迹的影响如图4所示。需要指出的是，本节选取的摇摆工况为典型海上浮动平台的运行工况，便于在同一摇摆条件下分析液滴初始参数对空间分布的影响。图4为自第一个液滴离开喷头后第8 s的瞬时时刻。计算结果表明，不同液滴在初始直径条件下，摇摆时液滴离开喷头后沿相对横向位移正负向两侧依次分布，出发喷射角度相同的液滴，在相对横向位移达到最大前，先离开喷头的液滴达到的相对横向位移大于后离开的液滴。液滴直径越大，相同时间内达到的相对垂向位移越大，摇摆运动时液滴的相对横向位移的波动幅值越大，相应的液滴覆盖范围也越大。结果表明，相同条件下一定范围内的摇摆运动有利于提升直径较大液滴的覆盖范围。

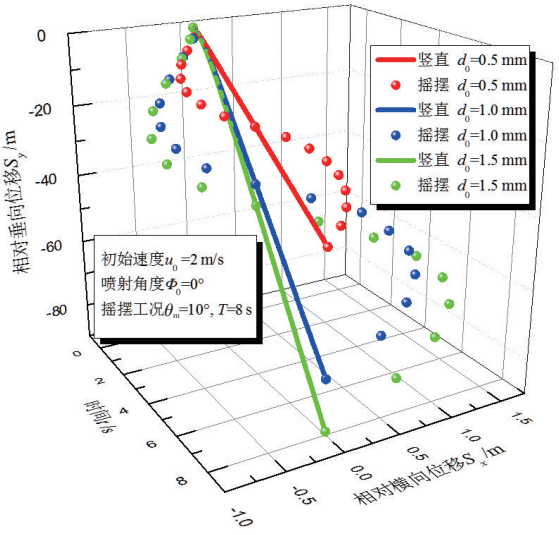


图4 液滴初始直径对空间分布的影响

Fig. 4 Effect of droplet initial diameter on spatial distribution

2.2.2　初始速度对空间分布的影响

喷淋液滴初始直径为1 mm、喷射角度为0°时，选取摇摆工况θ_m=10°、T=8 s，液滴初始速度对运动轨迹的影响如图5所示，图中为自第一个液滴离开喷头后第8 s的瞬时时刻。计算结果表明，液滴的初始速度为1 m/s和2 m/s时，出发喷射角度相同的液滴在相对横向位移达到最大前，先离开喷头的液滴达到的相对横向位移大于后离开的液滴，初始速度越大，达到最大横向位移的时间越短；液滴初始速度为4 m/s时，位于5~7 s时间段内的液滴已经达到正向横向位移的最大值。液滴初始速度越大，摇摆运动时液滴的相对横向位移的波动幅值越大，相应的液滴覆盖范围也越大。结果表明，相同条件下一定范围内的摇摆运动有利于提升初始速度较大液滴的覆盖范围。

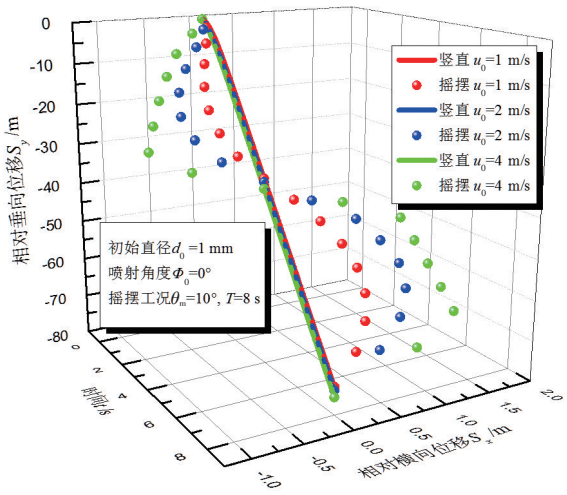


图5　液滴初始速度对空间分布的影响

Fig. 5　Effect of droplet initial velocity on spatial distribution

2.2.3　喷射角度对空间分布的影响

喷淋液滴的初始直径为1 mm、速度为2 m/s时，选取摇摆工况θ_m=10°、T=8 s，液滴喷射角度对运动轨迹的影响如图6所示，图中为自第一个液滴离开喷头后第8 s的瞬时时刻。计算结果表明，不同的液滴喷射角度条件下，摇摆时液滴离开喷头后沿相对横向位移正负向两侧依次分布，出发喷射角度相同的液滴，在相对横向位移达到最大前，先离开喷头的液滴达到的相对横向位移大于后离开的液滴。液滴喷射角度越大，同一时刻液滴的相对横向位移越大，摇摆运动时液滴的相对横向位移的波动幅值越小，相应的液滴覆盖范围也越小。结果表明，相同条件下一定范围内适当增大喷射角度有利于抑制摇摆运动对液滴运动轨迹的影响。

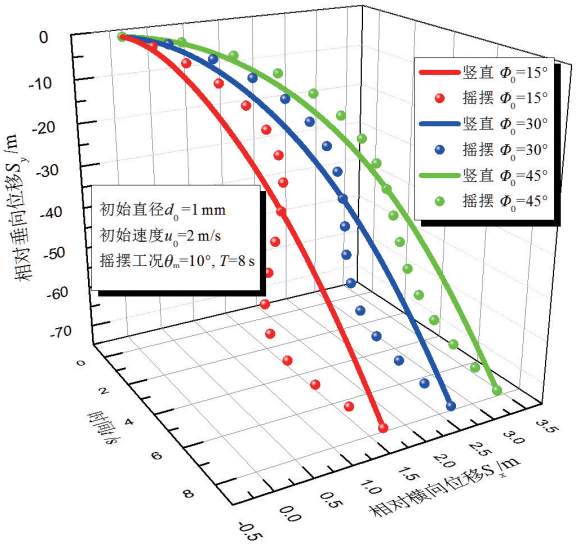
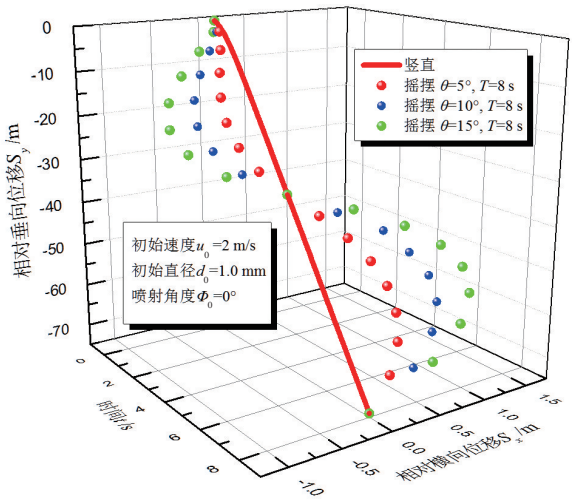


图6　液滴喷射角度对空间分布的影响

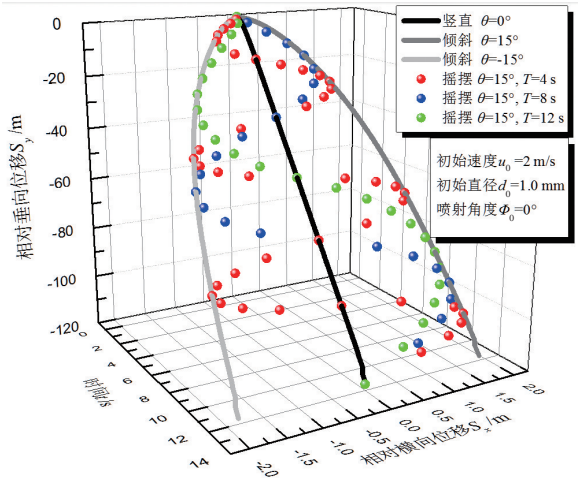
Fig. 6　Effect of droplet injection angle on spatial distribution

2.3　摇摆参数对空间分布的影响

喷淋液滴的初始直径为1 mm、速度为2 m/s、喷射角度为0°时，摇摆参数对运动轨迹的影响示如图7所示。其中，摇摆周期T=8 s，自第一个液滴离开喷头后第8 s的瞬时时刻，摇摆振幅对运动轨迹的影响如图7（a）所示；摇摆振幅θ_m=15°，自第一个液滴离开喷头后第12 s的瞬时时刻，摇摆周期对运动轨迹的影响如图7（b）所示。计算结果表明，摇摆振幅越大，同一时刻液滴的相对横向位移越大，相对横向位移的波动幅值越大，相对横向位移的波动时间间距与摇摆周期相同，波动幅值对应的时刻与摇摆振幅一致，如图7（a）所示；摇摆周期还会影响相对横向位移的波动时间间距，摇摆周期越大，波动间距越长，但摇摆周期对相对横向位移的波动幅值无明显影响。不同摇摆周期条件下，相对横向位移的波动幅值与倾斜15°工况运动同一时刻的液滴空间位置相同，如图7（b）所示。



（a）摇摆振幅



（b）摇摆周期

图7 摇摆参数对运动轨迹的影响

Fig. 7 Effect of rolling parameters on spatial distribution

3 结论

本文以海上浮动平台喷淋系统在空气环境下的运动特性为工程背景，建立了海洋条件下液滴在常温、常压空气环境中的动力学特性分析模型，分析液滴的初始直径、初始速度、喷射角度及摇摆参数对液滴空间分布及运动轨迹的影响，主要结论如下。

（1）摇摆时，液滴离开喷头后沿相对横向位移正负向两侧依次分布，在相对横向位移达到最大前，相同喷射角度时，先离开喷头的液滴达到的相对横向位移大于后离开的液滴，因此，相对横向位移的波动峰值随时间推移逐渐增大。

（2）液滴的直径越大、初始速度越大，液滴相对横向位移的波动幅值越大，相应的液滴覆盖范围也越大；液滴的喷射角度越大，摇摆运动时液滴相对横向位移的波动幅值越小，相应的液滴覆盖范围也越小。在一定范围内适当减小液滴直径、初始速度或增大喷射角度有利于抑制摇摆运动对液滴运动轨迹的影响。

（3）摇摆条件下，液滴相对横向位移的波动时间间距与摇摆周期相同，波动幅值对应的时刻与摇摆振幅相一致，摇摆振幅越大，相对横向位移的波动幅值越大，但摇摆周期对相对横向位移的波动幅值无明显影响。

参考文献

[1] CHENG X, BAZIN P, CORNET P, et al. Experimental Data Base for Containment Thermal Hydraulic Analysis [J]. Nuclear Engineering and Design, 2001, 204: 267-284.

[2] HIJIKATA K, MORI Y, KAWAGUCHI S. Direct Contact Condensation of Vapor to Falling Cooled Droplets [J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 1984, 27 (5): 1631-1640.

[3] 彭敏俊. 船舶核动力装置 [M]. 北京：原子能出版社，2009.

[4] Tratnig A, Brenn G. Drop Size Spectra in Sprays from Pressure-swirl Atomizers [J]. International Journal of Multiphase Flow, 2010, 36 (5): 349-363.

[5] LAN Z K, ZHU D H, TIAN W X, et al. Experimental Study on Spray Characteristics of Pressure-Swirl Nozzles in Pressurizer [J]. Annals of Nuclear Energy, 2014, 63: 215-227.

[6] LEMAITRE P, PORCHERON E. Study of Heat and Mass Transfers in a Spray for Containment Application: Analysis of the Influence of the Spray Mass Flow Rate [J]. Nuclear Engineering and Design, 2009, 239 (3): 541-550.

[7] Porcheron E, Lemaitre P, Nuboer A, et al. Experimental Investigation in the TOSQAN Facility of Heat and Mass Transfers in a Spray for Containment Application [J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, 237: 1862-1871.

[8] 祝杰，吴振元，叶世超，等. 喷淋塔内液滴运动及分布特性的研究 [J]. 化工与医药工程，2014，35 (2)：11-15.

[9] 祝杰，吴振元，叶世超，等. 喷淋塔液滴粒径分布及比表面积的试验研究 [J]. 化工学报，2014，65 (12)：4709-4715.

[10] 邓丰，何劲松，黄燕，等. 稳压器雾化液滴动力和传热特性数值分析 [J]. 核动力工程，2013，34 (增刊)：136-140.

[11] YAN C, YAN C, SUN L, et al. Air-Water Two-Phase Flow in a Rolling 3×3 Rod Bundle Under Stagnant Condition [J]. Experimental Thermal and Fluid Science, 2014, (55): 200-209.

[12] YAN C, YAN C, SUN L, et al. Experimental and Theoretical Analysis of Bubble Rising Velocity in a 3×3 Rolling rod Bundle Under Stagnant Condition [J]. Annals of Nuclear Energy, 2014

(72): 471-481.
[13] 郑福明, 王畅. 摇摆运动对过冷沸腾传热特性影响的机理分析[J]. 中国舰船研究, 2015, 10 (1): 121-125.
[14] 闫超星, 阎昌琪, 孙立成, 等. 倾斜、摇摆对矩形通道内泡状流局部界面参数分布的影响[J]. 核动力工程, 2014, 35 (5): 83-88.
[15] 闫超星, 阎昌琪, 孙立成. 周期性力场作用下气泡径向附加力分析[J]. 原子能科学技术, 2013, 47 (12): 2220-2224.
[16] 闫超星, 张翼, 刘成洋, 等. 喷淋液滴在空气环境下的运动特性[J]. 原子能科学技术, 2020, 54 (1): 66-71.
[17] 高璞珍, 庞凤阁, 王兆祥. 核动力装置一回路冷却剂受海洋条件影响的数学模型[J]. 哈尔滨工程大学学报, 1997, 18 (1): 24-27.
[18] 王畅. 周期力场作用下矩形通道内流动与传热特性研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2013.

Study on the Movement Characteristics of Spray Droplets Under Rolling Condition

Wu Lianwei[1], Yan Chaoxing[2], Du Wei'an[2,*], Zhang Yi[2], Liu Chengyang[2]
(1. Wuhan No.2 Military Delegate Office of Navy Equipment Departure, PLA, Wuhan 430064, China;
2. China Ship Development and Design Center, Wuhan 430064, China)

Abstract: Spray system is an important safety device for floating platform to restrain the rapid rise of cabin pressure in case of loss of coolant accident or main steam line break accident. In this paper, the influence of initial diameter, initial velocity, injection angle and rolling parameters on the spatial distribution and trajectory of droplets in the air environment were analyzed by establishing the dynamics equation under rolling condition. The results show that after the droplets leave from the nozzle, they are successively distributed along the positive and negative side of the relative lateral displacement. At the same injection angle, the relative lateral displacements of the droplets leaving the nozzle first are greater than those of the droplets leaving later before the relative lateral displacements reach the maximum. The larger the droplet diameter, the greater the initial velocity, and the smaller the initial spray angle, the greater the fluctuation amplitude of the relative lateral displacement of the droplet under rocking conditions. Appropriately reducing the droplet diameter, initial velocity or increasing the spray angle within a certain range is beneficial to restrain the influence of rocking motion on the droplet trajectory. In addition, the time interval of the relative lateral displacement fluctuation is the same with rolling period, and the time corresponding to the fluctuation amplitude is consistent with rolling amplitude. The larger rolling amplitude is, the larger fluctuation amplitude of the relative lateral displacement is, while the rolling period has no significant influence on the fluctuation amplitude of the relative lateral displacement.

Key words: spray droplet; dynamic characteristic; rolling condition; spatial distribution; trajectory

(责任编辑:许龙飞)

韩瑞，段亚飞，赵懿珺，等.气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用[S].核安全，2020，19(6)：60-66.
Han Rui，Duan Yafei，Zhao Yijun，et al. The Applications of Air Bubble Curtains in the Prevention and Control of Water Intake of Costal Nuclear Power Plants[S].Nuclear Safety，2020，19(6)：60-66.

气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用

韩　瑞[1,*]，段亚飞[1]，赵懿珺[1]，纪　平[1]，康占山[1]，王韶伟[2]
（1. 流域水循环模拟与调控国家重点实验室，中国水利水电科学研究院，北京　100038；
2. 生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：气泡幕主要利用其运行时产生的气泡与水体中有机体的碰撞和黏附作用实现有机体与水流的分离。英国、挪威等国家和地区的学者在海域中开展了气泡幕试验，中国、美国等国家的滨海核电厂应用气泡幕防控海洋生物入侵取水系统。本文基于气泡幕的工作原理及研究现状，阐述了气泡幕海域试验及其在滨海核电取水防控中的应用和前景。试验研究与应用结果表明：气泡幕对阻止水母、藻类等海洋生物进入取水系统及降低鱼、虾等取水卷吸的生物量损耗有明显效果。气泡幕的设计和运行策略是其应用的难点和关键，且气泡幕运行对水质、生物及生态环境的总体负面影响较小，可将其与其他技术组合使用，构建取水综合防控技术体系，保障滨海核电的取水安全。

关键词：气泡幕；滨海核电厂；取水安全；防控措施
中图分类号：TL38　**文章标志码：**B　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0060-07

核电取水是核电厂安全的重要环节。核电厂通常分布在滨海、滨河地区，以厂址附近水域作为核反应堆堆芯余热导出及重要设备正常冷却的水源。一旦核电厂取水系统堵塞，可能导致机组被迫降功率或停堆停机，严重时甚至会引发核电安全事故，造成无法挽回的损失[1]。

近年来，随着海洋环境的变化，局部海域生态异常[2]，海洋生物大规模聚集堵塞滨海核电厂取水系统的事件频发。2000年至今，全球核电厂因海洋生物引发取水安全的事件多达百余起[3-5]。2014年以来，我国滨海核电厂在调试、运行期间均发生了不同程度的海洋生物堵塞取水系统事件[6-8]，取水安全形势已十分严峻。

按照对取水安全威胁性海洋生物的处理方式，核电厂取水安全防控技术可分为行为驱导技术、阻拦清除技术、回收遣返技术等[9]。气泡幕（Air Bubble Curtain，以下简称ABC）属行为驱导技术，主要通过在水体中连续喷射气泡形成气泡幕墙阻挡海洋生物进入关键水域，减少海洋生物对取水的影响。气泡幕的理论与试验研究始于20世纪30年代[10]，其应用常见于海洋溢油围控[11]、水处理工程[12]、疏浚工程[12]等，在核电取水防控领域的应用尚处起步阶段。本文介绍了气泡幕的工作原理，列举了气泡幕海域试验研究情况，并对其在核电厂取水防控领域的应用现状及前景进行了阐述和分析，为气泡幕的进一步应用提供参考，也为核电取水防控技术的研发提供基础。

1　气泡幕工作原理概述

气泡幕运行时连续将气体释放进液体中，气体受自身压力与周围环境压力的不平衡及气

收稿日期：2020-06-22　**修回日期：**2020-08-05
基金项目：滨海核电冷源取水系统中毛虾聚集堵塞的水动力机制研究，项目编号：52079149；
中国科协青年人才托举工程，项目编号：2018QNRC001
作者简介：韩瑞（1986—），女，江苏淮安人，高级工程师，博士，生态水力学专业，现主要从事核电厂取水安全关键技术研究工作
***通讯作者：**韩瑞，E-mail：hanrui_frist@163.com

液交界面张力等作用，破裂成气泡，带动周围液体一起上升，形成上升的气泡羽流[13]。

根据工作环境水体流动状态的不同，气泡幕的工作原理可分为静止水体和流动水体两类。

1.1　静止水体中的气泡幕工作原理

静止水体中气泡幕的工作原理最初由Taylor提出，研究认为：气泡上升引起的水体流动和浮射流的流动相似，当连续气泡在水体中上升时，引起的垂向流动类似于从某一源头喷出的浮射流的湍流扩散[14]。图1为静止水体中喷头注气形成的气泡羽流的示意图[15]。由气泡羽流的垂向速度分布可知：当气泡上升至水面后会凸出水面一定高度，随后向四周水平扩散。该工作原理适用于水体静止或流动较缓的水库、湖泊等。

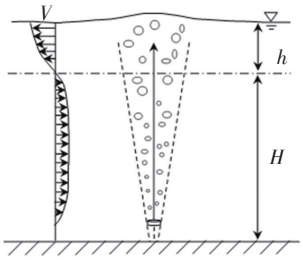


图1　静止水体中气泡羽流示意图

Fig. 1　The schematic diagram of bubble plume in still water

1.2　流动水体中的气泡幕工作原理

海湾、河流等流动水体中，气泡幕在上升过程中受水体流动的影响，体现出不同的运动特征，目前研究以考虑水平横流为主[16]。横流中气泡羽流在垂向具有分离行为（见图2），环境流速越大，可能导致气泡群及其羽流分离越早，气泡群继续向水体表面运动，羽流在重力的作用下向水体底部下沉，水体的垂直输运减弱[17]。

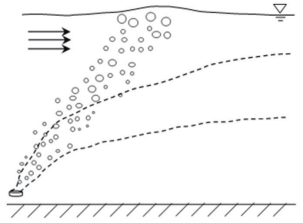


图2　水平横向流中气泡羽流分离现象示意图

Fig. 2　The schematic diagram of bubble plume separation phenomenon in crossflow

采用气泡幕实现生物的行为驱导，主要利用水体中有机体与气泡幕中气泡的碰撞、黏附作用，实现有机体与水流的分离。如生物体随流运动至气泡幕附近时，受上升气泡流的影响，生物体表面极易附着气泡，气泡表面的张力影响了生物体在水体中的受力平衡，附着气泡增加了生物体的浮力，生物体被动参与水体的垂向对流，被夹带至水体上层，一旦生物体随气泡流运动至水体表面，上升气泡流造成的水体表层流便可将生物体从气泡流中分离[18]出去。

2　气泡幕海域试验研究

国内外学者围绕影响气泡幕运行效果的关键参数开展了大量的室内试验研究[19,20]。而在海域中开展气泡幕试验，对将其应用于滨海核电工程海域更具指导和参考意义。因此，本文重点对气泡幕在海域环境中的试验研究进行调研。

2.1　英国波弗特海气泡幕海域试验研究

Topham等[21]于1975年在英国波弗特海开展了气泡幕试验，属于较早开展气泡幕海域试验的研究。试验分别在水下60 m和23 m注入不同空气量（水下60 m时注入的空气量分别为11 $m^3 \cdot min^{-1}$、22 $m^3 \cdot min^{-1}$、26.6 $m^3 \cdot min^{-1}$；水下23 m时注入的空气量分别为3.6 $m^3 \cdot min^{-1}$、29.3 $m^3 \cdot min^{-1}$、40 $m^3 \cdot min^{-1}$），喷气管直径分别为0.46 cm、2.2 cm、7.6 cm、14.7 cm，观察了不同水深和空气量条件下，海域中气泡幕的形成过程，并测量了气泡羽流流速。试验提出了浅层和深层气泡幕的形成区别及气泡羽流中心线流速分布特征，为气泡幕理论研究的进一步深入提供了试验依据。

2.2　挪威气泡幕海域试验研究

McClimans等[22]于2009年在挪威Arnafjord峡湾开展了气泡幕海域试验，试验装置采用3根100 m的注气穿孔钢管，平行悬挂在40 m深的海水中，每根钢管的表面设有300个直径2.5 mm的出气孔，利用空气压缩机压缩空气注入水下40 m。试验结果表明，气泡幕带动的上升流流量能够达到注入气体流量的88倍。同时，试验中测量了气泡幕分布范围内不同监测点的水温、盐度、营养盐及浮游植物生物量的变化，测定结果表明，该种气泡幕的布置形式改善了

峡湾内10 m深度以内的水生态环境，通过试验初步论证了气泡幕技术的优点。

2.3 台湾大学气泡幕海域试验研究

Liang等[23]在1999年提出气举式气泡幕上升流技术的机理，并通过2005年的海域试验验证了该技术的可行性。试验原理：将空气注入涌升管的喷头，管内喷头以上部分的海水在气泡浮升的带动下向上涌升，喷头以下部分的海水则会向上流动进行补充。试验结果表明：采用涌升管形成气泡幕所造成的上升流流量相对较大，是采用水泵抽吸等方法的几十倍，本研究为研发气举式气泡幕技术提供了试验依据。

2.4 浙江大学气泡幕海域试验研究

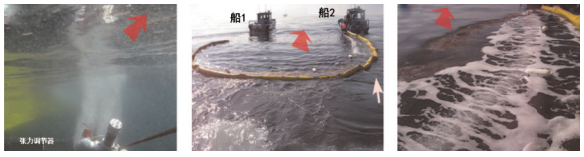
浙江大学研究团队在Liang等研究的基础上，于2010年提出了浅层注气式气泡幕技术，并在山东青岛鳌山湾海域开展了试验[16]。试验范围约70 m×120 m，试验装置由海上太阳能光伏供电系统、注气系统及其他辅助系统组成，其中注气水深约10 m，注气喷头孔径约1 mm，孔间隔10 cm，最大日注气量约400 m^3。

试验期间观察到海面试验区持续出现明显气泡群，水体扰动明显。试验结果表明：气泡幕注气系统以单路气管式效果较好，气泡幕布设时需充分考虑应用海域的水文、底质情况，并需根据应用海区的潮流特征制定高效的气泡幕运行策略。该试验过程及研究结论对气泡幕技术的工程应用具有指导意义。

2.5 美国南加州近海气泡幕海域试验研究

研究人员在美国南加州近海开展了海域原位气泡幕围控油污试验，现场情况如图3所示[11]。试验中将气泡幕（多孔橡胶浸渍软管2根，长30 m，距离海面约0.3 m，距离围油栅约0.3 m）与围油栅（长60 m，两端固定于两条拖曳船尾部，如图3（b）所示）组合使用，研究气泡流的分布及其对海面油污的围控效果。试验结果表明：气泡幕对海面油污的整体围控效果较好，但在海面漩涡区（图3（b）白箭头处）出现了油污围控失效的现象；试验发现海流、波浪及固定围油栅船只的拖曳速度对气泡幕围控油污的效果均有一定影响，当船只拖曳速度接近气泡流在水体表面形成的水平临界流速时，该技术对油污的围控效果较好。

相关理论研究认为，气泡幕技术只适合在静止水体中使用，但本试验的成功证实了气泡幕技术在非静止水体中应用的可行性，并识别了影响气泡幕运行效果的关键因素。



（a）试验现场情况（一） （b）试验现场情况（一） （c）试验现场情况（一）

图3 美国南加州气泡幕海域试验现场情况

Fig. 3 The experiment conditions of ABC in seas of southern California, USA

3 气泡幕技术在核电厂取水防控中的应用

3.1 我国某核电厂气泡幕应用

我国某核电厂于2018年开展气泡幕研究，这是我国首个采用气泡幕降低水母对取水影响的核电厂。该核电厂气泡幕的制作方法已获国家专利[24]。气泡幕装置包括空压机、喷气管（两道喷气管，设若干喷气孔）及供气联箱等（见图4），其中，两道喷气管上的喷气孔孔径为0.5~3 mm，间隔为200~300 mm。

应用效果表明：气泡幕运行后，布设区域海面持续出现明显波动，水母受气泡影响，气泡囊被充气后呈球状，无法闭合，上浮至水面时已基本丧失生命体征，打捞人员可快速完成清理，从而减少水母对取水的影响；同时，气泡幕运行对鱼、虾也有一定的驱离作用。

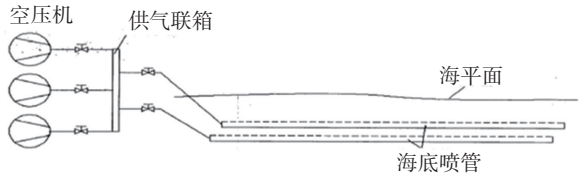


图4 我国某核电厂气泡幕布设方案

Fig. 4 The design scheme of ABC device of a nuclear power plant in China

3.2 美国Diablo Canyon核电厂气泡幕应用

美国Diablo Canyon核电厂（见图5）为防止海洋生物进入取水系统，在风暴季节通常将两

台机组降低80%负荷运行。2008年10月，2号机组因水母入侵导致停运2 d。核电厂为阻止水母等海洋生物对取水的影响，在取水明渠西防波堤至礁石区附近（图5中4号点）的海底安装了气泡幕，该装置为两排共4条平行管线，管道长约167.64 m，各排管道上分布着3种不同孔径（5.7 cm、3.8 cm、1.9 cm）的喷气孔。气泡幕每次运行约30 d，之后核电厂会将气泡幕装置从海底取出，清理附着的藻类等[18]。



1—西防波堤；2—1号机组取水口；3—2号机组取水口；4—礁石区；5—东防波堤

图5　美国Diablo Canyon核电厂取水布置图

Fig. 5　The water intake layout of Diablo Canyon Nuclear Power Plant in USA

Diablo Canyon核电厂在2012年樽海鞘暴发时首次采用了气泡幕，运行中观察到小气泡易附着于樽海鞘桶状体底部，大气泡形成上升气泡流，促使生物体上升至水体表面，并将其从主流中分离，随表层环流运移离开取水关键区域，气泡幕的整体运行效果较好[18]。

3.3　英国Heysham核电厂气泡幕应用

英国Heysham核电厂位于英格兰西北部兰开夏郡莫克姆Heysham港附近，该核电厂包括Heysham 1厂和Heysham 2厂。20世纪90年代，Heysham 1厂和Heysham 2厂均安装了气泡幕装置并延用至2014年（2014年Heysham 1厂关闭）。气泡幕设置初始目的是为降低核电取水卷吸造成的生物量损失。气泡幕运行后的监测结果表明：鱼类生物的卷吸损失量比原来减少了1/3，无脊椎海洋生物（如水母、虾等）的卷吸量减少了约2/3，气泡幕对降低无脊椎海洋生物卷吸量的效果更显著[25]。

3.4　日本核电厂气泡幕应用

日本柏崎刈羽核电厂（以下简称“柏崎核电厂”）位于新泻县柏崎市刈羽村，共有7台机组，是世界上发电能力最大的核电厂（因福岛事件，已关闭）。1999年以来，柏崎核电厂连续发生多起水母堵塞取水口的事件。该核电厂采用气泡幕和自动滤网相结合的技术应对水母入侵，装置示意如图6所示[26]。

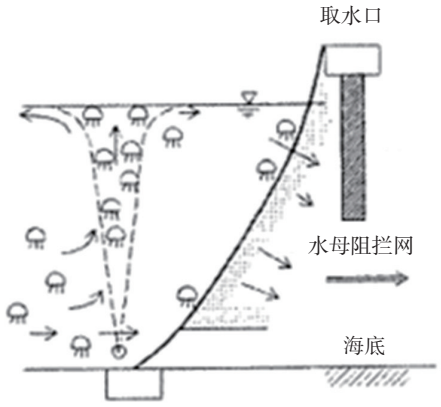


图6　日本柏崎核电厂气泡幕装置示意图

Fig. 6　The schematic diagram of ABC of Kashiwazaki Nuclear Power Plant in Japan

3.5　韩国核电厂气泡幕应用

韩国Uljin、Ulchin核电厂受海洋生物（主要为水母、磷虾、樽海鞘等）入侵影响，取水安全受到威胁。图7为核电厂将气泡幕与高速旋转滤网配合使用的示意图。其工作原理为：利用气泡幕产生的上升气泡羽流，将水母等海洋生物顶托至水体中上层，通过高速旋转滤网带动水母随流运动，最终将水母导流并收集至特定贮存槽内，水母经过数天自然分解后基本可完全消失[27]。

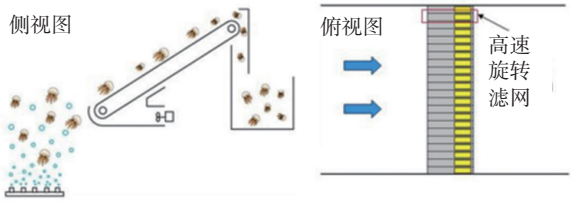


图7　韩国某核电厂气泡幕示意图

Fig. 7　The schematic diagram of ABC in a Korean nuclear power plant

4 讨论与建议

气泡幕对海洋生物具有一定的行为驱导效应，其对不同生物的作用原理有一定差异：对水母等浮游生物，主要利用气泡幕中气泡与生物体间的碰撞和黏附作用使生物体所受浮力发生变化，从而促使生物体被动上升，并在上浮过程中受气泡羽流影响而逐渐与主流分离；对鱼类等游泳生物，主要利用气泡幕运行时产生的连续气泡帷幕及气泡上升过程中产生的低频振动等对生物的视觉、听觉、触觉及其他感受器官进行刺激，使生物游动受到限制，运动状态发生改变，从而主动离开气泡幕影响区域[10]。但长期使用气泡幕，鱼类会对其产生一定的适应性[28]，从而降低气泡幕的拦截率，因此，现阶段主要将气泡幕技术与声、光、电等技术组合使用[29]，如将声、光和气泡幕组合使用对银鲤的拦截率可达97%；对于浮游藻类（赤潮）、油污或其他漂浮物（秸秆、生活垃圾等），主要利用气泡幕上升到水体表面形成的表面流控制其扩散，形成可对抗一定海流的气动屏障，实现对海洋生物或漂浮物运移的围控[12]。

气泡幕在设计、运行和维护方面具有其特殊性。设计中应根据拟解决问题的不同进行气泡幕装置布设的选址，如美国Diablo Canyon核电厂为减少水母堵塞取水，将气泡幕设置在受外海波浪影响较小的取水港池内部；英国Heysham核电厂为驱赶鱼群，将气泡幕设置在取水口门外缘。根据气泡幕应对问题的不同，其相应的选址不同，辅助设施的配置要求也不同，如将气泡幕设置在外海时，需考虑装置供电系统、抗风浪能力等；将气泡幕设置在取水前池时，需考虑装置适应水位变化的能力及效果等。因此，气泡幕的设计是涵盖注气管及喷头设定（管材、形式、孔距、孔径及分布密度等）、注气系统布设（单位长度通气管上的孔数、孔距、气孔的孔径及压缩空气压力等，气泵选型、配置、散热及其他辅助管路设计等）、供能系统及清理打捞等收集装置的复杂系统。需综合考虑应用目的、取水海域环境、海洋生物特点及运行效果等。

气泡幕的运行效果易受环境影响，如海流较急、潮汐和风影响显著时，气泡上升过程中在水流作用下易沿海流方向飘散，流速越大飘散程度越大，潮汐及风浪都会影响气泡幕在水体表层形成的水平流动的效果。由于气泡幕的应用环境及其对不同海洋生物的效应不同，因此，运行策略的制订尤为重要[16]。气泡幕运行需结合海域环境特征及关键海洋生物行为、暴发特点等制定注气量、运行时间节点及持续时长等合理高效的运行策略。

气泡幕的维护成本相对较高，由于气泡幕注气系统通常布设于海底，喷气孔易落淤，为防止气管、喷气孔堵塞影响正常运行，需进行清理维护。核电厂通常将气泡幕系统整体移出水面进行附着海洋生物及注气管道内堵塞物的清理，并更换、加固注气系统或锚固装置等。

5 结论

近年来，国内外学者在气泡幕的理论、试验及应用研究方面均取得了一定的成果。调研结果表明：气泡幕以气泡羽流动力学和生物行为学为理论基础，在滨海核电厂取水防控中已有一定的应用。该技术在降低水母、藻类等浮游生物及鱼类等游泳生物对电厂取水影响方面具有积极作用，对保障核电厂取水安全、降低海洋生物资源损耗等具有重要作用，但与日常的拦污工程（如拦污网等）相比，气泡幕技术的运行与维护成本相对较高，且气泡幕对海洋生物的防控效果会受海域水文、气象等多因素影响，利用海域环境特点制订合理的气泡幕运行策略是该技术应用的难点和关键点。目前，各国核电厂的气泡幕装置具有“一厂一策”的特点，在空气压力、喷气孔孔径、孔距及孔数等关键参数设定及运行策略等方面各不相同，对海洋生物的阻拦、驱离效果也不同。因此，气泡幕的设计、运行及其对海洋生物的行为驱导效果等还需进一步的研究。

核电厂发生的取水堵塞事件已严重影响了电厂的安全运行[1]，且取水造成的生物卷吸也已成为核电生态友好运行的重点问题。为贯彻我国生态文明建设要求，我国生态环境部于2019年8月发布了《核动力厂取排水环境影响评

价指南》（HJ 2037—2019），对控制核电厂取水环境影响及保护海洋生物资源等提出了更严格的要求。气泡幕与化学驱赶和消杀技术相比，具有对水体水质、海洋生物及生态环境的总体负面影响较小[12]的优点，且其在加速核电厂温排水热掺混、海域除冰、除油污[11]、减少泥沙淤积[12]等方面都有相关的应用。根据气泡幕技术的特点，将气泡幕与其他技术（如声波驱动、光照驱离、电流驱离、生物驱离涂料及拦污工程等）相结合，构建高效的生态友好型取水综合防控技术体系，可以更有效地保障滨海核电厂的取水安全，降低取水的生态影响。因此，研究气泡幕技术在核电厂取水防控中的应用符合我国核电厂安全生态运行的要求，具有重要的实践意义和应用前景。

参考文献

[1] 吴彦农，王娅琦，侯秦脉，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.

[2] 孙松. 我国海洋资源的合理开发与保护［J］. 中国科学院院刊，2013（2）：264-268.

[3] Purcell JE，Uye S，Lo WT. Anthropogenic Causes of Jellyfish Blooms and Their Direct Consequences for Humans：a Review［J］. Marine Ecology Progress Series. 2007（350）：153-174.

[4] Tang Z，Cheng F，Jin X，et al. An Automatic Marine-Organism Monitoring System for the Intake Water of the Nuclear Power Plant［J］. Annals of Nuclear Energy，2017（109）：208-211.

[5] 韩瑞，纪平，赵懿珺，等. 滨海核电厂取水堵塞事件调研及分析［J］. 给水排水，2018（44）：75-80.

[6] 国家核安全局. 国核安发〔2016〕91号 关于近期海洋生物或异物影响核电厂取水安全事件的通报［S］. 北京：国家核安全局，2016.

[7] 国家核安全局. 2016年10月19日昌江核电厂2号机组试运行期间发生一起0级执照运行事件［EB/OL］.（2016-12-09）［2020-06-15］. https://scro.mee.gov.cn/ywzq/jyfk/201612/t20161209_368866. html.

[8] 国家核安全局. 阳江核电厂因海洋生物导致停堆事件［EB/OL］.（2020-03-26）［2020-06-15］. http://nnsa.mee.gov.cn/ywdh/ywjyfk/202003/t20200326_770820. html.

[9] Electric Power Research Institute. Fish Protection at Cooling Water Intake Structures：A Technical Reference Manual［M］. Palo Alto：CA，2007.

[10] 乔云贵，黄洪亮，黄妙芬，等. 气泡幕在鱼类行为研究中的应用［J］. 现代渔业信息，2011，26（12）：29-32.

[11] Thomas McClimans，Ira Leifer，Svein Helge Gjøsund，et al. Pneumatic oil barriers：the Promise of Area Bubble Plumes［J］. Proceedings of the Institution of Mechanical Engineers，Part M：Journal of Engineering for the Maritime Environment，2013，227（1）：22-38.

[12] 潘青青，伍骏. 气泡羽流的研究进展和应用［J］. 海洋预报，2019，36（2）：97-104.

[13] 吴风林，G. Tsang. 关于气泡羽流的研究［J］. 水动力学研究与进展，1989，4（1）：104-112.

[14] Geoffrey Taylor. The Action of a Surface Current Used as a Breakwater［J］. Proc R Soc Lond A Math Phys Sci，1955，231（1187）：466-478.

[15] JEN Menlo. Air Bubble Barrier Effect on Neutrally Buoyant Objects［J］. Journal of Hydraulic Research，2010，29（4）：437-455.

[16] 强永发. 气力提升式人工上升流技术及海域试验研究［D］. 浙江：浙江大学，2019.

[17] SOCOLOFSKY SA，ADAMS EE. Multi-Phase Plumes in Uniform and Stratified Crossflow［J］. Journal of Hydraulic Research，2002，40（6）：661-672.

[18] Eileen R，Donovan L. Air Bubble Curtain Anchoring［R］. Diablo Canyon Power Plant，2017.

[19] 陈勇，张沛东，张硕，等. 不同密度固定气泡幕对红鳍东方鲀的阻拦效果［J］. 大连水产学院学报，2002，17（3）：234-239.

[20] LO Jenmen. Laboratory Investigation of Single Floating Booms a and Series of Booms in the Prevention of Oil Slick and Jellyfish Movement［J］. Ocean Engineering，1996，23（6）：519-531.

[21] Topham DR. Hydrodynamics of an Oilwell Blowout［R］. Beaufort Sea Project Technical Reports no. 33. Victoria：Beaufort Sea Project，1975.

[22] MCCLIMANS A T，HANDå A，FREDHEIM A，et al. Controlled Artificial Upwelling in a Fjord to Stimulate Non-toxic Algae［J］. Aquacultural Engineering，2010，42（3）：140-147.

[23] Liang Nai Kuang，Peng HK. A Study of Air-lift Artificial Upwelling［J］. Ocean Engineering，2005，32（5-6）：731-745.

[24] 何升亮，陈仕兵，孔祥永，等. 一种气幕拦截装置的制作方法：中国专利，CN201720859438. 4［P］. 2018-1-12.

[25] Turnpenny AWH，O'Keefe NJ. Screening for intakes and outfalls：a best practice guide［R］. Bristol：Environment Agency，2005.

[26] 伊与久智明，松浦正己，熊本均. 水母排除装置研究［J］. 日本造船学会志，2003，872：59-69.

[27] Lee Jae-Hac，Choi Hyun-Woo，Chae Jin-Ho，et al. Performance Analysis of Intake Screens in Power Plants on Mass Impingement of Marine Organisms［J］. Ocean and Polar Research，2006，28（4）：385-393.

[28] 陈钊，黄六一，黄洪亮，等. 固定气泡幕对许氏平鲉阻拦效果的研究［J］. 中国海洋大学学报（自然科学版），2017，47（3）：51-57.

[29] 张高明，於凡，张启明，等. 核电站取水口海生物驱赶消杀技术研究［J］. 船电技术，2019，39（1）：22-27.

The Applications of Air Bubble Curtains in the Prevention and Control of Water Intake of Costal Nuclear Power Plants

Han Rui1[1,*], Duan Yafei[1], Zhao Yijun[1], Ji Ping[1], Kang Zhanshan[1], Wang Shaowei[2]
(1. State Key Laboratory of Simulation and Regulation of Water Cycle in River Basin, China Institute of Water Resources and Hydropower Research, Beijing 100038, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: The principle of air bubble curtain (ABC) is to make use of the collision and adhesion effects between bubbles and organisms to separate organisms from water flow. Scholars from Britain, Norway and other countries and regions have carried out outdoor experiments of ABC in the seas. ABC has been applied in preventing marine lives from invading into cooling water systems (CWSs) of costal power plants in China, USA and other countries. In this paper, based on the working principle and research status of bubble curtain, the sea area test of bubble curtain and its application and prospect in the prevention and control of water intake by coastal nuclear power plant are described. The experimental researches and application results show that ABC has obvious effect on stopping plankton such as jellyfish, algae from blocking CWSs, while reducing the biomass loss of fish, shrimp and other organisms caused by water entrainment. Reasonable design, efficient operation strategy are the difficulties and keys to the application of ABC. Furthermore, the overall negative impact of ABC on water quality, living creatures and ecological environment is relatively small. Therefore, ABC can be used in combination with other technologies in order to establish comprehensive prevention and control technology system to ensure cooling water safety of costal nuclear power plants more effectively.

Key words: air bubble curtain; costal nuclear power plant; water intake safety; prevention and control measures

（责任编辑：许龙飞）

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(6)：67-72.
Chen Yuxiu，Wang Yuhong，Luo Haiying. Research on Hierarchy of Legislation，Codes and Standards and Ideas of Supervision for UK Nuclear Power Plant Project[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：67-72.

英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究

陈玉修*，王煜宏，罗海英
（深圳中广核工程设计有限公司，广东 深圳 518000）

摘要：随着英国核电项目的推进，深入研究英国项目核安全法规标准体系及监管理念尤为重要。英国项目核安全法规标准体系及监管理念特点与我国大不相同，值得研究、重视和借鉴。经过长期通用设计审查实践，本文主要研究和介绍英国核动力厂项目法规标准体系，并从通用设计审查的目的、监管部门、监管依据、审查要求、重要概念等10个维度开展研究分析，旨在通过不同维度的研究和论述客观展示其监管理念和特点。本文通过研究和项目实践，对英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念特点进行概括总结，其特点主要包括：明确的监管原则和方法；监管方对设计方或执照申请方的指导要求；审查过程中重要的概念；对设计方或申请方选用设计标准规范的要求。

关键词：法规；标准；体系；监管
中图分类号：TL48 **文章标志码：**A **文章编号：**1672-5360（2020）06-0067-06

为积极响应“一带一路”倡议，中广核集团在英国推广华龙一号核电机组。英国核安全监管部门对华龙一号开展了通用设计审查（Generic Design Assessment，简称GDA）。在项目开展过程中，对英国项目核安全法规标准体系及监管理念进行了深入的研究。通过研究发现，英国项目的体系特点和监管理念与我国核安全法规标准体系及监管理念存在较大差异。

我国核安全法规标准体系的建设过程中，主要参考国际原子能机构（International Atomic Energy Agency，简称IAEA）的核安全体系，经过几十年的发展，我国已经基本建立了相对完整的核安全法规标准体系。

我国的核安全法规标准体系从高级到低级，一般由法律（或法令）、行政法规及部门规章、导则或准则、工业技术标准四级[1]构成。法规标准的编制也充分参考了国际标准及国外主要核电国家的要求，但是参考范围主要集中在国际组织、美国、法国发布的核安全法规标准。鲜有人对英国项目核安全法规标准体系的特点及监管理念进行研究介绍或参考。

随着我国核电技术的不断发展和进步，“走出去”成为我国核电技术的主要战略和发展方向。为了更好地配合我国核电行业的发展战略，为我国在核安全法规标准体系建设过程中提供启发和建设思路，本文通过对英国项目核安全法规标准体系及英国监管当局主要监管理念的研究及分析，从工作层面，对英国项目核安全法规标准体系及监管理念特点进行总结。

1 英国项目法规标准体系

英国核安全法规标准体系并不存在按照层级划分的官方文件或说明，根据具体工程的实际需要，并参考英国现有的项目经验，笔者将

收稿日期：2020-09-08 **修回日期：**2020-11-02
作者简介：陈玉修（1985—），男，吉林敦化人，工程师，硕士，动力工程及工程热物理专业，现主要从事核电厂总体设计工作
***通讯作者：**陈玉修，E-mail：xiuzi1102@sina.com

英国项目设计遵守的法规标准层级划分为5个层次：第一层法律和法案；第二层行政法规；第三层实施规范；第四层指导性文件；第五层标准规范，如图1所示。

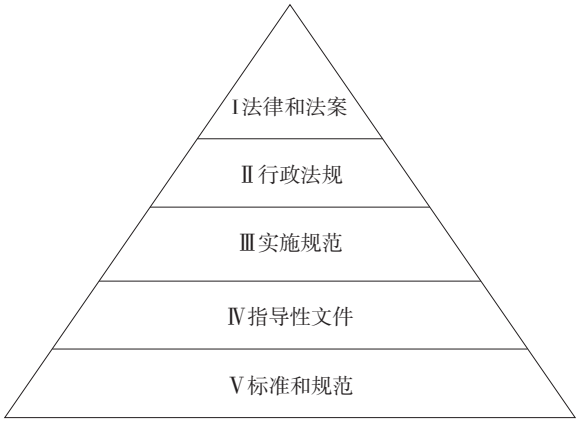


图1 英国项目华龙一号核安全法规标准体系结构

Fig. 1 Nuclear safety structure of laws, regulations, codes and standards for the Hua-long Pressurised Reactor of UK Project

第一层：法律和法案，包括英国议会颁布的法案和英国项目适用的中国法律等[2]。英国法案通常是指“基本法”或“法定立法”[3]，位于体系框架的最顶层，同时也是英国法律体系的强制性内容。英国法案包括职业健康和安全法案、核设施法案等。中国相关法律包括《中华人民共和国核安全法》《中华人民共和国放射性污染防治法》等。

第二层：行政法规，由附属于英国议会授权颁布的行政法规以及中国相关适用的行政法规条例构成[2]。英国行政法规通常是指“次级立法”或“附属立法”[3]，也是英国法案具体要求的细化，其提供了更详细和便于实践的信息，便于理解和执行该法案的要求，属于英国强制性内容。英国行政法规包括承压系统安全条例、辐射（应急准备和公众信息）条例等。中国行政法规包括《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》《民用核安全设备监督管理条例》等。

第三层：实施规范（Approved Code of Practices，简称ACoPs），提供了执行英国法令、行政法规的执行导则。除特别说明之外，实施规范均是非强制性内容。ACoPs是英国法案、行政法规的补充和支撑，提供了“如何遵守法案和行政法规的可实践建议”[4]，ACoPs是重要的导则并且具有法律地位，所以，执行ACoPs的建议，设计者就可以“被认为可以完全满足法案和行政法规的要求”[4]，其他可行的方法也可以使用，但是需要证明其能够满足英国法案和行政法规的要求。应用的ACoPs如电离辐射条例等。

第四层：指导性文件，主要指国际或国外组织的要求、导则以及技术指导文件等，如IAEA、西欧核监管协会（Western European Nuclear Regulators Association，简称WENRA）、英国核能监管办公室（Office for Nuclear Regulation，简称ONR）、环境署（Environment Agency，简称EA）等发布的文件。

第五层：标准规范，主要是指设计者或执照申请者选择的用于指导设计的标准规范，如国际标准化组织（International Organization for Standardization，简称ISO），国际电工委员会（International Electrotechnical Commission，简称IEC），法国核岛设备设计、建造及在役检查规则协会（French Society for Design, Construction and In-service Inspection Rules for Nuclear Steam Supply System Components，简称AFCEN），美国机械工程师协会（American Society of Mechanical Engineers，简称ASME）、电气和电子工程师协会（Institute of Electrical and Electronic Engineers，简称IEEE）等发布的标准规范。

其中，上述前两层为强制性内容，第三层、第四层和第五层为非强制性内容，由设计者或执照申请者选择确定。

为了更好地体现国内外项目法规标准体系的不同特点，表1从名称、内容、用途、执行效力、可选程度、选用原则、选用过程等几个维度对其进行了对比。

2 监管理念

本小节对英国项目建造前通用设计审查的目的、监管部门、监管依据、审查要求、重要概念等维度进行研究分析，从不同角度体现英国监管当局的监管理念。

英国监管当局实行目标设定机制，不同于规范性的、基于标准的机制，是相对开放性的

监管策略，对设计遵守的指导性文件及标准规范不做要求，但是需要满足其强制性要求和监管要求。这种理念使执行者更具有创造性，通过采用符合其特殊情况的实践方法实现高水平的核安全，也能够鼓励持续改进和采用相关的良好实践（Relevant Good Practice，简称RGP）。

2.1　通用设计审查目的

若在英国新建核动力厂（采用的是英国目前没有在运或在建的堆型），在核安全审查和执照申请之前需进行GDA审查。

GDA审查的目的是在新建核电厂进行执照申请之前，对新堆型进行非厂址相关部分的全面审查，主要包括核安全、环境、核安保。监管当局认为此种形式的审查可更好地在电厂设计时及时发现问题，避免在电厂建设、设备制造、施工阶段出现问题，造成经济损失。

2.2　监管部门

GDA阶段的审查由ONR和EA负责。ONR是英国的民用核工业安全监管机构，是法定机构，直属英国议会，主要负责监管核安全、核安保、运输以及防止核武器扩散。EA是非官方的公众组织机构，主要负责环境监管，包括放射性和非放射性的相关环境问题。

2.3　监管依据

ONR发布了安全评价原则（Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities，简称SAPs）和技术评价导则（Technical Assessment Guides，简称TAGs），作为GDA阶段的审查依据。

SAPs为ONR评价核设施安全性提供了基本原则和方法，并使用IAEA的核安全标准对其进行了评估，确保了其与国际要求的一致性。ONR使用SAPs中规定的基本原则和目标评价核设施的安全性，这些评价结论用于ONR的监管决策。SAPs帮助监管方评价执照持有者编写的安全案例（Safety Cases）[5]，用于判断与监管要求的一致性。SAPs也为执照持有者提供了监管判断原则的信息，这些并不是强制性的（法定要求例外），但明确说明SAPs只用其作为设计或运行的标准是不充分的。

TAGs作为SAPs的支撑，并作为ONR的审查专家在技术评估工作中做出判断和决定的依据，是ONR审查专家解释和应用SAPs的导则，TAGs也为执照持有者和责任方提供了ONR关于安全案例和安保计划相关技术参数期望的信息。SAPs和TAGs的条款中，除其中引用到强制条款的内容外，其他条款都属于非强制性的。

除SAPs之外，ONR还发布了其他用于监管和评价的原则或导则，同时，执照申请方也可以在设计过程中参考使用，例如：安保评价原则（Security Assessment Principles，简称SyAPs）、技术检查导则（Technical Inspection Guides，简称TIGs）等。

2.4　审查安排

ONR为申请方提供了开展GDA审查的指导文件："New nuclear reactors: Generic Design Assessment Guidance to Requesting Parties"（ONR-GDA-GD-001），该文件给出了GDA审查阶段（详见图2）以及每个阶段的工作内容[6]，该文件充分体现了监管当局的监管态度，同时也是执照申请方或设计方理解和准备GDA审查的重要参考资料之一。

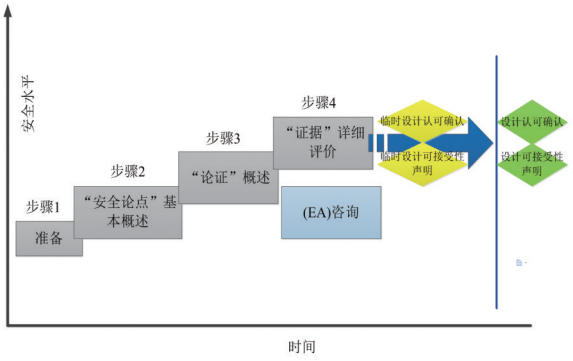


图2　通用设计审查步骤

Fig. 2　Generic design assessment Aapproach

2.5　审查要求

英国监管当局的监管要求安全案例应采用论点-论证-论据（Claims-Arguments-Evidence，简称C-A-E）的编制方式（见图3），安全案例应具有明白易懂（Intelligible）、正确（Valid）、完整（Complete）、有证据支撑（Evidential）、鲁棒（Robust）、融合（Integrated）、平衡（Balanced）、有前瞻性（Forward Looking）的特点[5]。"The Purpose, Scope, and Content of Safety Case"（NS-TAST-GD-051）中对安全案例进行了详细

表1 中国与英国项目法规标准体系差异对比

Table 1 Comparison of nuclear safety hierarchy of laws, regulations, codes and standards between Chinese and UK project

维度	英国项目层级					中国项目层级				
	第一层	第二层	第三层	第四层	第五层	第一层	第二层	第三层	第四层	第五层
名称	法律和法令	行政法规	实施规范	指导性文件	标准和规范	国家法律	国务院行政法规	政府部门规章	指导性文件	技术标准
内容	英国议会颁布的法案、适用的中国法律	英国行政法规、法令、行政法规	与英国法规相关的实施规范	国际或国外组织的要求、导则以及技术文件等	设计者或执照申请者选取的标准和规范	立法机关颁布的法律	国务院颁布的相关行政法规	政府部门发布的要求和文件	国内外及国际导则、技术文件等	中国及国外、国际技术标准或规范
用途	实现基本安全目标			指导设计开展相关活动；监管依据	为具体活动提供准则	实现基本安全目标			指导设计开展相关活动	为具体活动提供设计要求
执行效力	强制性	强制性	非强制性	非强制性	非强制性	强制性	强制性	强制性	非强制性	强制性和非强制性
可选程度	不可选	不可选	可选	可选	可选	不可选	不可选	不可选	可选	可选+不可选
选用原则	强制遵守	强制遵守	非强制性，如应用其他方法，需论证	ONR认可的相关良好实践		强制遵守	强制遵守	强制遵守	遵守国内现有导则（如应用其他方法，需论证），充分考虑国际、国外最新要求	遵守国内现有标准，充分考虑国际、国外最新要求
选用过程	强制	强制	非强制性	论证设计遵守的标准和规范的适用性；明确设计要求在设计中的具体应用并保证符合性[6]		强制	强制	强制	鉴别、评价及确定规范和标准的适用性、恰当性和充分性[10,11]	
来源	英国是核电发展较早的国家，以Atomic Energy Act 1946为基础建立核安全法规标准体系					中国核安全法规标准是以IAEA为基础发展而来，同时借鉴了IAEA金字塔式的划分方式以及其他国际国外组织的先进经验				

的介绍，同时对提交文件的结构、内容结构、特点给出了细致的要求[5]。

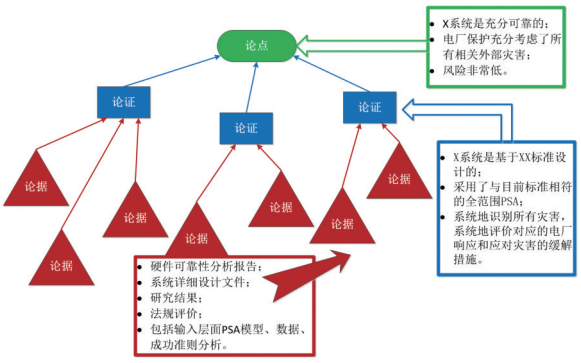


图3 C-A-E模式

Fig. 3 The Claims-Arguments-Evidence chain

2.6 重要概念

英国监管当局在Guidance on the Demonstration of ALARP (As Low As Reasonably Practicable)（NS-TAG-GD-005）中提出了关于RGP的要求，体现了其监管理念的高要求。RGP是“……这些用于风险管控的标准，当以合适的方式应用于特定的相关情形中时，HSE认为它们满足了法律要求”[7]。其认为RGP可能随着时间的推进而变化，因为技术的进步会提升控制的程度、改进项的成本、对风险的认知程度。

ONR提出的合理可行尽量低（As Low As Reasonably Practicable，简称ALARP）原则，简单来说就是在合理的条件下需要执行所有的手段来降低风险。在多数情况下，不需要通过精确的投入和收益的对比分析，而是通过应用已经建立的RGP和标准来完成风险降低。在其他情况下，如果标准规范和RGP不够明显或者不完全适用时，申请方有义务执行风险降低手段，直到继续增加手段的投入与风险降低的收益严重不成比例[7]。

ALARP原则是以风险可容忍（Tolerability of Risk，简称TOR）[8]（详见图4）为基础，结合基本安全水平（Basic Safety Level，简称BSL）、基本安全目标（Basic Safety Objective，简称BSO）分析风险的可接受程度，并通过RGP进一步将风险降低到可接受水平。

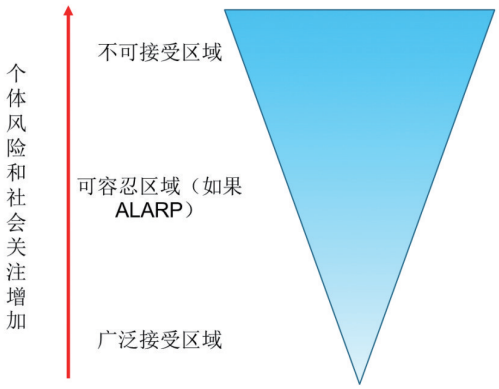


图4　HSE的TOR框架图

Fig. 4　HSE framework for the Tolerability of Risk

除此之外，英国监管当局还有很多其他的重要概念，如数值目标、故障分析、基本安全标准等。

2.7　发展来源

英国主要基于1946年的Atomic Energy Act 1946陆续颁布了*The Health and Safety at Work Atc.*（Act 1974）、*The Nuclear Installations*（Act 1965）等其他重要法案，其中包括了UK议会、苏格兰议会等颁布的相关法令。

以上述重要法案为基础，英国后续颁布了相关的行政法规、ACoPs等，不断建立和完善核安全法规标准体系，这些重要的法案也成为核安全监管的重要法律基础，如图5所示[9]。



图5　核监管的法律基础

Fig. 5　Legal basis for nuclear regulation

2.8　标准规范要求

英国监管当局在其监管依据的SAPs和TAGs中对设计遵守的标准规范提出了明确要求，例如应使用标准规范的最新版[7]，需要论证标准规范的适用性并论证其代表RGP，明确其在设计中的应用[6]。

在标准规范的论证过程中，当不选用监管认可的RGP时，应论证标准规范可以代表RGP，并得到监管的认可，其过程详见图6[9]。

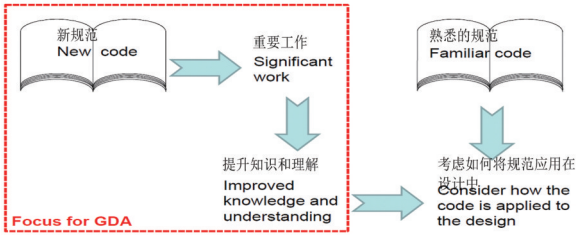


图6　论证标准规范属于RGP获取监管信心

Fig. 6　Gaining Confidence in Codes and Standards

2.9　法规体系介绍文件

未有官方文件对核安全法规标准体系做明确规定和描述，但其出版的*Guide to Revised Legislation on Legislation.Gov.UK*（*October* 2013）文件中，对英国法案包括的主要内容、其升版流程等做了详细的介绍和说明[3]。该做法与IAEA出版的*Long Term Structure of the IAEA Safety Standards and Current Status*（*June* 2014）的目的和作用相似。

2.10　强制性和非强制性

英国项目核安全法规标准体系中，法律和法令、行政法规为强制性内容，ACoPs、指导性文件、标准规范由执照申请方或设计方确定，属于非强制性内容，同时也表明执照申请方或设计方在设计过程中对该部分内容有充分的自主选择权。需要注意的是，虽然执照申请方或设计方可以选定ACoPs、指导性文件、标准规范，但是所选择的内容需满足ONR认可的RGP要求，若不属于其认可的RGP，则需要执照申请方或设计方论证其属于RGP。

3　结论

本文通过对英国项目核安全法规标准体系及监管理念的研究分析，总结其主要特点如下。

3.1　明确的监管原则和方法

英国监管当局发布的审查依据（SAPs、TAGs、SyAPs、TIGs等）为相关利益方理解其监管原则、监管内容、监管要求等提供了重要的参考资料，也为审查人员开展工作提供了明确的依据。

3.2 为执照申请方或设计方提供审查指导

英国监管当局出版了 *New Nuclear Reactors: Generic Design Assessment Guidance to Requesting Parties*（ONR-GDA-GD-001），作为执照申请方或设计方开展GDA审查的指导文件，明确了审查阶段、审查进度、审查内容等，便于执照申请方或设计方了解审查过程，大大节约了沟通成本。

3.3 审查过程中的重要概念

英国监管当局在其监管过程中，设定了特有的监管概念，如，安全案例、C-A-E、RGP、ALARP、数值目标、故障分析、风险可容忍原则、BSL、BSO等。这些概念在审查过程中发挥着重要的作用，同时也体现了其监管理念和特点。

3.4 明确的标准规范应用要求

英国监管方重视法规标准规范在设计过程中的重要地位，在其审查过程及审查文件中，明确了设计遵守的标准规范的论证要求和应用要求，确保了设计之初法规标准作为设计输入的适用性、恰当性和充分性。

参考文献

[1] 徐及明. 核电厂设计法规标准概要 [M]. 北京：原子能出版社，2001：1-1.

[2] AREVA. PCSR - Sub - chapter 1.4 - Compliance with regulations [R]. UK EPR-0002-016, 2012.

[3] Guide to Revised Legislation on Legislation. Gov. UK [S]. UK: The National Archives, 2013.

[4] HSE. Legal status of HSE guidance and ACOPs [EB/OL]. Available: http://www.hse.gov.uk/legislation/legal-status.htm. (2020-) [2019-11].

[5] ONR. NS-TAST-GD-051 The Purpose, Scope, and Content of Safety Case, [S]. Arlington: ONR, 2019.

[6] ONR. ONR-GDA-GD-001 New nuclear reactors: Generic Design Assessment Guidance to Requesting Parties for the UK HPR1000 [S]. Arlington: ONR, 2019.

[7] ONR. NS-TAST-GD-005 Guidance on the Demonstration of ALARP (As Low As Reasonably Practicable) [S]. Arlington: ONR, 2015.

[8] HSE. Reducing Risk, Protecting People [S]. 2001.

[9] ONR. Approach to Codes and Standards in the UK - Appreciation of AFCEN Codes [R]. Arlington: ONR, 2017.

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

[11] IAEA. Safety of Nuclear Power Plant: Design, SSR-2/1 (Rev.1) [S]. Vienna: IAEA, 2016.

Research on Hierarchy of Legislation, Codes and Standards System and Ideas of Supervision of UK Nuclear Power Plant Project

Chen Yuxiu*, Wang Yuhong, Luo Haiying

(China Nuclear Power Design Company Ltd., Shenzhen 518000, China)

Abstract: With the advancement of the UK nuclear power project, it is particularly important to study deeply the nuclear safety regulations and standards system and regulatory philosophy of the UK nuclear power project, which is different from China, and worth paying more attention and learning. After the long-period practice of the generic design assessment (GDA), the UK project hierarchy of legislation, codes and standards, and the ideas of supervision of UK regulators are provided in the paper. To reveal characteristics of the ideas of supervision of UK regulators, the research and analysis have been carried out on 10 aspects that include the purpose of GDA, regulators, supervision documents, requirements of review, key concepts, etc., which is expected to reflect the features of the ideas of supervision of UK regulators. After research and project practice, this paper attempts to summarize the UK project hierarchy of legislation, codes and standards, and the ideas of supervision of UK regulators, the characteristics that consist of specific requirements and methods of supervision, guidance for requesting parties, key concepts, specific requirements for design codes and standards.

Key words: regulations; codes and standards; structure; supervision

（责任编辑：许龙飞）

胡帮达，贾哈.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(6)：73-79.
Hu Bangda，Jia Han. Japan's Alternative Dispute Resolution Mechanism on Nuclear Damage Compensation and Its Implications[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：73-79.

日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示

胡帮达*，贾　哈
（华中科技大学法学院，武汉　430074）

摘要：我国核立法应当考虑构建专门的核损害赔偿纠纷解决机制。对于这方面，日本是值得考察的样本。日本通过《原子力损害赔偿法》设立原子力损害赔偿纷争审查委员会。该审查委员会是临时性非行政机构，可以调解核损害赔偿纠纷。日本将这一处理核损害赔偿纠纷的机制定位于和司法机制并行的替代性纠纷解决机制。这一机制在福岛核事故后的核损害纠纷案件处理中取得的运行成效和面临的问题对我国制度构建有很大的启示，建立专门的核损害赔偿纠纷处理机构应当从组织定位、职能配置、运行机制安排和能力条件保障等方面进行妥善设计，确保机构在保持中立性、专业性和公益性的基础上高效地处理核损害赔偿纠纷。

关键词：核损害；原子力损害赔偿纷争审查委员会；替代性纠纷解决机制；司法机制；原子能法
中图分类号：D912.6　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0073-07

核损害赔偿属于大规模侵权损害赔偿范畴，我国现行纠纷解决机制在处理核损害赔偿案件时存在专业知识缺乏、人力资源不足、效率低下等一系列问题，难以公平、及时地救济受害人。因而，我国有必要考虑在此领域建立专门的纠纷解决机制。我国现行法律和规范性文件对核损害赔偿责任作出了原则性规定，但均未涉及构建核损害赔偿纠纷解决机制。当前，我国正在制订《原子能法》，有关部门也在推动《核损害赔偿法》的立法工作。因此，我们有必要对此问题进行讨论。

日本在民用核能发展过程中经历了两次核事故（1999年东京东海村核临界事件和2011年福岛核事故）。两次事故发生后，日本文部科学省依法建立了原子力损害赔偿纷争审查委员会（以下简称“审查委员会”），来协调核损害赔偿纠纷。这种经由审查委员会处理核损害赔偿案件的路径也被称为核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制（即Alternative Dispute Resolution，简称ADR）。目前，日本是唯一一个具有通过替代性纠纷解决机制来处理核损害赔偿案件经验的国家，具有重要的考察价值。

本文分别考察日本审查委员会的设立、职能、内部机构设置和运行机制及其运行现状和存在的问题，并在此基础上总结经验。

收稿日期：2020-06-18　**修回日期：**2020-08-27
基金项目：1.教育部人文社会科学研究青年基金项目——可接受风险视角下核安全法律制度的构建，项目编号：17YJC820015；
2.中国法学会部级法学研究课题——核损害赔偿制度构建中的赔偿原则研究，项目编号：CLS(2018)D133
作者简介：胡帮达（1986—），男，江西上饶人，副教授，博士，环境与资源保护法学专业，现主要从事环境法、核法律与政策相关问题研究工作
***通讯作者：**胡帮达，E-mail：hubangda@hust.edu.cn

1 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会的设立及其职能

1.1 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会设立的背景和目的

核损害赔偿属于民事侵权赔偿。根据日本法的一般规定，主张侵权赔偿的案件通常有几种方式：受害人向加害人直接索赔、申请仲裁、向专门的纠纷协调机构申请协调解决、向法院提起诉讼等。建立专门的纠纷协调机构在日本是一种常见的做法，例如，针对环境污染侵权纠纷，日本于1970年通过《公害纠纷处理法》在国家层面设立公害等调整委员会，并在都道府县设立公害审查会，相对诉讼程序，可以更加简单和迅速地解决环境公害纠纷[1]；日本还于2004年通过了《促进使用替代性纠纷解决机制法》。在核损害赔偿领域，设立审查委员会是出于以下方面的考虑：一方面，核事故发生后造成严重核损害，受害人数和损害规模都可能异常庞大，相关的索赔案件数量也将非常大，如果受害人和营运人直接谈判，受害人将面临很大的困难，而且难以形成公平和透明的解决方案；另一方面，如果受害人诉诸法院，庞大的案件数量和高度专业的核损害问题都会对法院的处理能力形成很大的挑战[2]。

1.2 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会设立的依据及其职能

审查委员会依据日本《原子力损害赔偿法》第18条第1款设立。具体而言，根据这一条款的规定，在发生核损害的情形下，文部科学省可以依照日本内阁制订的政令设立审查委员会，即原子力损害赔偿纷争审查委员会是一个由文部科学省根据需要而依法设立的临时性机构。

实践中，日本文部科学省曾于1999年东海村核临界事故发生后首次设立过审查委员会，该审查委员会在2010年所有相关核损害赔偿纠纷都得到解决后解散；2011年文部科学省依据日本内阁于2011年发布的第99号政令再次设立审查委员会，以应对福岛核事故。

根据《原子力损害赔偿法》18条第2款的规定，审查委员会的主要职能包括3个方面：一是就核损害赔偿纠纷进行居间调解（和解仲介）；二是就核损害赔偿纠纷制订核损害范围的导则及其他有助于当事人自主解决纠纷的一般性导则；三是为实施前两项工作开展必要的核损害调查及评估。其中，第一项职能和三项职能是1961年《原子力损害赔偿法》的规定，第二项职能是2009年修订《原子力损害赔偿法》时，在总结1999年东海村临界事故处理经验的基础上新增的内容[3]。

2 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会的机构设置及运行机制

2.1 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会的机构设置

根据《原子力损害赔偿法》第18条第3款规定，审查委员会的组织、运行、居间调解及其相关的程序事项均由内阁制定的政令来规定。本文以福岛核事故后设立的、目前正在运行的审查委员会为考察对象，介绍其内部机构设置，如图1所示。

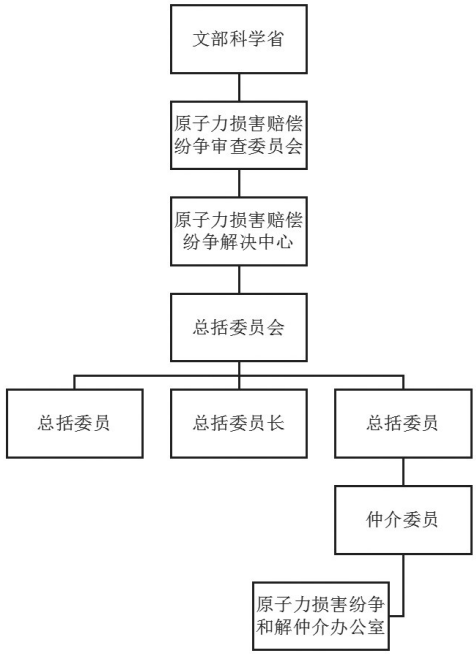


图1 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会的机构设置

Fig. 1 The organization of the Japan dispute reconciliation committee for nuclear damage compensation

根据日本内阁《与原子力损害赔偿纠纷审

查会设置相关的政令》（2011年第99号）的规定，审查委员会由10名非常设的委员组成。这些委员由文部科学大臣中拥有高尚人格，并具有法律、医疗或原子能工程及其他原子能相关技术学识经验的人担任，待审查委员会的工作结束后再卸任。审查委员会设会长一名。会长由委员互选产生，担任会务总理，负责召集审查会议。审查会议要求过半数委员出席，所议事项由出席的过半数会议委员决定，出现赞成与反对相同票数时，由会长决定是否通过。

2011年第99号政令还规定，为了使审查委员会更好地参与核损害赔偿纠纷的居间和解工作，可以在审查委员会下设立特别委员会（截至2019年5月，共有284名特别委员）；为了使审查委员会更好地实施核损害调查和评估工作，可设立专门委员会。此外，为了处理一部分事务，审查委员会可以通过决议来设立一些实施调查和评估的小委员会。

目前，审查委员会下设了原子力损害赔偿纷争解决中心（以下简称“纷争解决中心”），作为审查委员会的纠纷协调执行机构。该中心采取总括委员会（包括总括委员长、总括委员）的组织形式，总括委员长和委员由审查委员会会长从经验丰富的法官、律师和学者中任命。总括委员会的职责是为每一个案件（在总括委员中）指定一个仲介委员、确定仲介委员的职责以及通过或者废除和解调解程序相关的标准[4]。仲介委员的职责是帮助纠纷双方达成和解共识，具体事务将由原子力损害赔偿纷争和解仲介办公室来处理[5]。

原子力损害赔偿纷争和解仲介办公室是个相对庞大的办事机构，类似于一个秘书处，由一名室长（由法官担任）和两名副室长（分别由一名律师和一名文部科学省官员担任）领导和维持日常运行，同时还有大量的调查官与和解仲介室固定职员。截至2019年9月30日，核损害纠纷和解仲介办公室在东京设有两个办公室，在福岛地区设有4个分支办事机构。随着处理的案件数量的变化，纷争解决中心人员的数量也在不断变化，其中2011年最少，总人数为193人；2014年最多，总人数增加到了639人；随后逐年减少，2018年总人数为582人。

2.2　日本原子力损害赔偿纷争审查委员会的运行机制

如上所述，审查委员会旨在促进核损害赔偿案件中受害人和赔偿责任人（营运人）通过协商谈判的方式达成损害赔偿方案。在审查委员会框架（即ADR机制）下，核损害赔偿纠纷解决方式包括两种（见图2）[5]：一是受害人和营运人根据核损害纠纷审查委员会制订的关于核损害赔偿范围、计算方法等方面的导则进行赔偿交涉，就赔偿问题双方达成和解合意，而后获得相应的赔偿；二是受害人和营运人不能达成赔偿和解协议时，可以向纷争解决中心申请调解（也可以直接申请调解），达成赔偿合意。

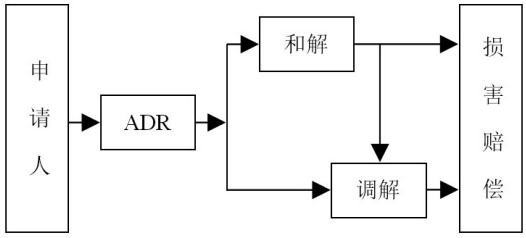


图2　原子力损害赔偿纷争审查委员会下纠纷解决方式

Fig. 2　Dispute resolutions under the dispute reconciliation committee for nuclear damage compensation

两种纠纷解决方式中，纷争解决中心调解是主要和具有特色的。纷争解决中心调解纠纷的过程集中反映了ADR的运行机制。这一机制可以概括为以下3个主要步骤[6]：

（1）纠纷调解的申请与受理。申请人可以通过从纷争解决中心的网站主页下载、前往纷争解决中心的办公窗口领取或者打电话向纷争解决中心索取等方式取得纠纷调解申请书模板（表格）。填写完申请书后，将申请书和相关证据材料一并邮寄或者送至最近的纷争解决中心办公室。纷争解决中心在收到纠纷调解的书面申请后，对其进行审核，如果发现不存在缺陷则受理申请；如果发现存在缺陷，则要求申请者进行书面更正后再受理其申请。纷争解决中心在受理申请后，指定一名调查官和案件当事人以及仲介委员进行沟通，并在受理申请后一个月至一个半月内向受害人发出通知函，告知

仲介委员和调查官的姓名以及营运人（东京电力公司）的答复等信息。

（2）案件的审查。纷争解决中心在确定仲介委员后的流程将因具体案件而异。在确定审查案件时，负责案件的仲介委员会及时确定听取当事人意见和听证的日期、地点。与此同时，纷争解决中心将安排调查官对案件有关的事实开展调查。纷争解决中心在审查案件时需根据情况采取不同的方式听取当事人的意见，例如通过面谈、电话、视频会议、书信等方式向双方或其中一方询问，或者请双方当事人到达指定地点（如纷争解决中心办公室）进行听证。

（3）拟定调解方案。纷争解决中心在审查案件之后，拟定并向当事人介绍调解方案。在当事人对调解方案没有异议的情况下，纷争解决中心主持受害人和营运人签署调解协议书。营运人将根据协议向受害人支付赔偿金。

2.3 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会与司法机关的关系

在日本，核事故发生后，受害人主要通过两种途径获得赔偿：一种是以审查委员会为中心的赔偿模式（即ADR模式）；另一种是基于诉讼的模式，包括民事调解（调停）和民事诉讼两种方式[7]。其中，审查委员会旨在通过调解工作促成损害赔偿解决方案，无权对争议进行裁决或者仲裁[8]。换言之，以审查委员会为中心的赔偿模式不具法律约束力，受害人和营运人若未就赔偿事宜达成合意，可以转向诉讼模式寻求帮助；以审查委员会为中心的赔偿模式也不是诉讼的前置程序，受害人可以直接向法院起诉以获得赔偿。各种纠纷解决方式及其关联如图3所示。

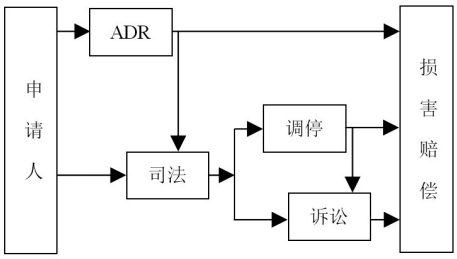


图3 核损害赔偿纠纷解决途径及其关联

Fig. 3 Nuclear damage compensation dispute resolutions and their relations

3 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会的运行现状和问题

3.1 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会的运行现状

日本原子力损害赔偿纷争审查委员会从2011年开始运行，来自农林水产业、制造业、加工业、销售业及服务业等不同行业、不同区域的受害人（包括自然人和法人）陆续向纷争解决中心提交了关于人身损害、营业损失、检查费用以及财产价值损失等方面的索赔调解申请。根据日本原子力损害赔偿纷争解决中心2019年发布的《原子力害赔偿纷争解决中心活动状况报告书》公布的数据，可以得出纷争解决中心2011—2018年受理和处理完成案件的数量，如图4所示。

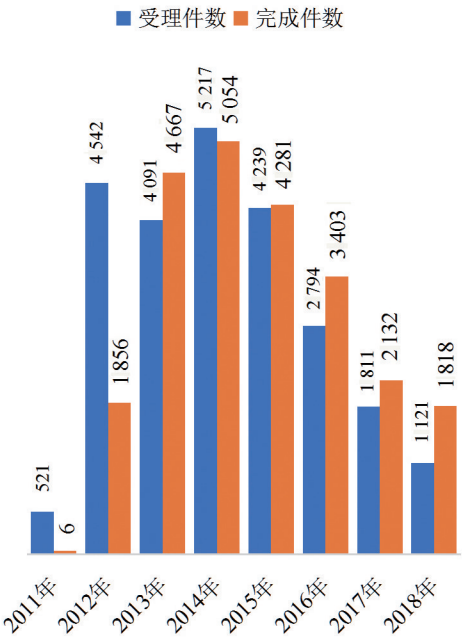


图4 2011—2018年原子力损害纷争解决中心受理和处理完成案件的数量

Fig. 4 Number of cases accepted and handled by the nuclear damage compensation dispute resolution center, 2011—2018

从图4可以看出，福岛核事故发生的当年（2011年），纷争解决中心受理申请调解的案件数是最少的（521件）；随后申请调解的案件数

大幅增加，2014年受理的案件数最多，达到了5 217件；2014年后受理调解的案件数开始逐年下降，2018年纷争解决中心受理了1 121件调解申请。与此相对应，纷争解决中心处理的案件数量和案件受理数量大体呈一致的变化趋势，至2018年纷争解决中心已经累计处理案件23 217件。然而，将案件受理的数量和完成处理的案件数量进行对比，我们可以发现：并不是所有的调解申请都得到了有效处理，纷争解决中心仍然有不少案件积压。

此外，由于有中止调解和拒绝调解方案的情形，经纷争解决中心处理的案件也并未全部达成调解协议。例如，2018年已处理的1 818件申请案件中，达成和解的件数为1 232件，调解成功率为67.8%。但总体而言，纷争解决中心调解成功率还是比较高的。审查委员会历年工作年报统计显示：2013—2016年，达成和解的申请数量占全部已处理案件数量的8成以上；2017年达成和解的申请数量占全部申请数量的7成以上；到2018年末，累计达成和解的件数为18 779件，占到了累计已处理的申请总数23 217件的80.9%[9]。

3.2　日本原子力损害赔偿纷争审查委员会运行中面临的问题

目前，审查委员会主要面临两方面的问题：一是如何避免案件处理周期延长；二是如何处理调解机制和司法机制的关系。

在案件处理周期方面，2018年12月末，纷争解决中心未完成案件为1 119件，其中约有1/3是申请超过1年以上的案件，约有10%是申请超过2年的案件[9]。从2018年成功调解的案件来看，一个标准的调解案件要耗时约1年，这一处理周期相对于2017年的7.9个月更长，而且由于距离核事故发生时间越来越远，申请人的情况更加多样化，证据和案件调查愈加复杂和审慎，案件调解的周期呈不断延长的趋势[9]。对此，日本核损害赔偿纠纷委员会开始考虑在人员方面增加更多的投入。

在和司法的关系方面，审查委员会的调解不是强制性的，也不是司法的前置程序，理论上有受害人同时选择这两种机制的可能性，实践中也确实有这样的案件。在这种情况下，核损害相关诉讼会对审查委员会的工作带来影响。一方面，核损害赔偿责任主体东京电力公司会在相关诉讼判决之前保留对调解方案同意与否的意见，因为这些案件中可能存在重复的请求，所以，纷争解决中心此时说服东京电力公司撤销相关诉讼以促成调解可能会陷入困境；另一方面，法院受理的核损害赔偿集体诉讼案件的判决结果可能会和审查委员会制订的赔偿导则的赔偿范围和损害计算方法等内容不一致，进而可能需要对现行赔偿导则进行审查和调整[9]。

4　日本核损害赔偿纠纷处理经验对我国的启示

尽管存在上述问题，但日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制在化解纠纷、保障受害人获得及时有效赔偿方面发挥了极为重要的作用。日本的经验对我国核损害赔偿立法，构建专门的核损害赔偿纠纷解决机制具有以下启示。

（1）组织和职能法定。日本通过《原子力损害赔偿法》设立了审查委员会，并规定其基本职责，构建了核损害赔偿领域替代性纠纷解决机制的基本法律框架。我国可以在《原子能法》或《核损害赔偿法》中规定建立专门的核损害赔偿纠纷解决机构，授予其制订核损害赔偿导则、案件调查和纠纷处理的权力。

（2）保持专门核损害赔偿纠纷处理机构的灵活应对性。核事故发生的概率极低，而且不同的核事故导致的损害赔偿情况不一样，事前没有必要构建和维持一个固定的纠纷调解机构。日本的审查委员会在核事故发生后依据法律框架性规定建立，通过行政法规（政令）具体化，可以根据形势变化，灵活应对特定的核损害赔偿问题。对我国而言，《原子能法》或《核损害赔偿法》立法可以借鉴这一思路，规定专门核损害赔偿争议处理机构的基本职能，授权国务院或者国务院有关部门（如国务院核安全监督管理部门）在事故发生后通过制订条例或规章来完成具体机构的组建，并授权由该机构来制订核损害赔偿纠纷处理的具体程序。

（3）将专门核损害赔偿纠纷解决机制定位于替代性机制。日本将审查委员会的调解机制设定为和司法机制等其他纠纷解决机制并行的非强制性替代机制，这样可以维持核损害受害人索赔途径的多元化和选择自由。我国设立专门的核损害赔偿争议处理机构时亦可参考日本的做法，但是要妥善处理这种专门的核损害赔偿纠纷解决机制和司法机制的衔接关系，尤其是需考虑在受害人同时选择这两种机制时如何保障这种替代性纠纷解决机制的效率。

（4）保持专门核损害赔偿纠纷处理机构的专业性、中立性和公益性。日本的审查委员会虽设在文部科学省，但它并非一个行政机构，而是由和核损害赔偿责任主体东京电力公司无利益关联的德高望重的学者、法官和律师组成的一个专业委员会，其下设的纷争解决中心也由类似的专业人员构成。这个机构不仅可以有效处理核损害相关的专业性问题，同时也使当事人相信其能中立地协调纠纷。与此同时，日本的审查委员会的运行经费由政府财政预算保障，申请人不需要支付纠纷调解申请和处理的费用。因此，这种方式方便所有的受害人能够申请通过这一机制来寻求帮助，而不必有经济成本方面的顾虑。我国构建专门的核损害赔偿纠纷解决机制时亦需在机构人员专业知识构成和经费来源方面考虑这些因素，确保当事人相信这一机制的公正性，以及在成本上的可接受性。

（5）为专门核损害赔偿纠纷处理机构提供充足的人力资源保障。日本的纠纷解决中心根据申请案件数量的变化不断地调整总括委员、仲介委员、调查官以及和解仲介室职员的数量，以充足的人力投入保障这一替代性纠纷解决机制的运行效率。对我国来说，设立专门核损害赔偿纠纷处理机构的必要性之一便在于其要比其他纠纷解决机制更有效率，而充足的人力资源保障是缩短案件的处理周期和提高案件处理成功率的基础和前提条件。

5 结语

完善核损害赔偿制度是我国当前核立法的重要课题。针对核事故的大规模侵权损害可能及其所致损害的长期性和复杂性特征，构建一套专门的核损害赔偿纠纷解决机制有其必要性。日本在此领域的立法和实践经验对我国相关制度构建的核心启示是：专门核损害赔偿纠纷处理机构在机构设置（组织性质定位）、职能配置、运行机制安排（包括与司法等其他纠纷解决机制的衔接）和能力条件保障等方面的设计应当以服务于建立一个中立、专业、高效和成本可接受的核损害赔偿纠纷替代性解决机制为目标，从而保障受害人获得公正和及时的赔偿。

参考文献

[1] 交告尚史，臼杵知史，前田阳一，等. 日本环境法概论 [M]. 田林，丁倩雯，译. 北京：中国法制出版社，2014.

[2] 高瀬雅男. 原発ＡＤＲの到達点と課題 [J]. 行政社会論集，2014，27（3）：1-38.

[3] OECD-NEA. Japan's Compensation System for Nuclear Damage [EB/OL].（2012-12-31）[2020-05-25]. https://www.oecd-nea.org/law/fukushima/7089-fukushima-compensation-system-pp.pdf.

[4] 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会. 原子力損害賠償紛争解決センター組織規程 [EB/OL].（2017-11-8）[2020-5-25]. https://www.mext.go.jp/component/a_menu/science/detail/__icsFiles/afieldfile/2017/12/18/1329118_012_1.pdf.

[5] 日本原子力损害赔偿纷争审查委员会. 原子力損害賠償紛争解決センターの設置について [EB/OL].（2020-05-26）[2020-05-26]. http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/songai/siryo03/siryo3-4.pdf.

[6] 日本原子力损害赔偿纷争解决中心. ご利用方法・和解仲介の手続の流れ [EB/OL].（2020-05-27）[2020-05-27]. http://www.mext.go.jp/a_menu/genshi_baisho/jiko_baisho/detail/adr-center.htm#container4Step2.

[7] Eric A. Feldman. Compensating the Victims of Japan's 3-11 Fukushima Disaster [J]. Asian-Pacific Law & Policy Journal，2015，16（2）：127-157.

[8] Naoki Idei. The Nuclear Damage Claim Dispute Resolution Center [J]. JCAA Newsletter，2012，28：1-12.

[9] 日本原子力损害赔偿纷争解决中心. 原子力損害賠償紛争解決センター活動状況報告書：平成30年における状況について～[EB/OL].（2019-03-29）[2020. 05. 26]. https://www.mext.go.jp/a_menu/genshi_baisho/jiko_baisho/detail/pdf/PDF-13_adr_015.pdf.

Japan's Alternative Dispute Resolution Mechanism on Nuclear Damage Compensation and Its Implications

Hu Bangda*, Jia Han
(Law School, Huazhong University of Science and Technology, Wuhan 430074, China)

Abstract: China should consider to construct a special dispute resolution mechanism on nuclear damage compensation. Japan is a sample worth studying. Japan established the Dispute Reconciliation Committee for Nuclear Damage Compensation through *the Law on Compensation for Nuclear Power Damage*. The Committee is a temporary non-administrative body which can mediate nuclear damages disputes. Japan has positioned the mechanism to deal with nuclear damage compensation dispute as an alternative dispute resolution mechanism parallel to the judicial mechanism. The implications from the operational experience of this mechanism in Fukushima nuclear accident are that, for China, a special nuclear damage compensation dispute resolution institution should be properly designed from the aspects of its organizational role, functional allocation, operation mechanism arrangement, and capacity and conditions guarantee, to ensure that it efficiently deals with nuclear damage compensation disputes on the basis of neutrality, professionalism and public service.

Key words: nuclear damage; Dispute Reconciliation Committee for Nuclear Damage Compensation; alternative dispute resolution mechanism; judicial mechanism; Atomic Energy Law

(责任编辑:徐晓娟)

王桂敏，张瀛，戴文博，等.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(6)：80-85.
Wang Guimin，Zhang Ying，Dai Wenbo，et al. Present Situation Analysis of the Construction of the Science Popularization Exhibition Hall of Nuclear and Radiation Safety and the Suggestions[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：80-85.

核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议

王桂敏，张　瀛*，戴文博，刘瑞桓，于大鹏，李　杨
（生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：随着我国核电事业的快速发展，核与辐射安全科普已成为政府科学决策、公众行使自身权利和核能产业稳健发展的客观需求。科普展厅作为公众了解和学习核与辐射安全知识、开展公众科学传播、交流与对话的重要场所[1]，更具直观性、参与性和亲和力。结合网络及实地调研情况，本文对国内核与辐射安全科普展厅进行了汇总梳理，分析存在问题，并对未来我国核与辐射科普展厅的建设提出建议。

关键词：核与辐射安全；科普展厅；网络及实地调研
中图分类号：X946　**文章标志码：**B　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0080-06

随着我国核电事业的快速发展，公众的核与辐射安全信息缺失造成的许多问题逐渐显现。核科学传播和沟通是改善公众认知和公共关系的重要突破口。科普展厅作为核与辐射安全科普工作的重要设施，对增强科学知识传播能力，提升公众核能接受度，做好科普工作具有重要意义。

1　我国核与辐射安全科普展厅概况

科普场馆是科普工作的重要设施，是长期面向公众开展科普展览和科技培训等科普活动的重要阵地[2]。随着核电公众沟通工作的逐步深入，我国各核电厂几乎均在其控制区内设置了科普场馆，不少辐射环境监测站也设置了专门的科普展厅，部分地区在人口集中区域也建立了核科普展厅。此外，部分综合性科技（普）馆也设置了核科普专区。这些科普场馆的名称通常为科技馆、展馆、展厅和科普馆等，但其设立目的均为展教工作（即科普工作），本文统称为科普展厅。

目前，我国已经设立的国家级核相关科普场所有中国电机工程学会电力科普教育基地、中国核学会核科普教育基地和国家生态环境科普基地等（如图1所示，各基地具体涵盖的核科普场所详见表1~表3）。

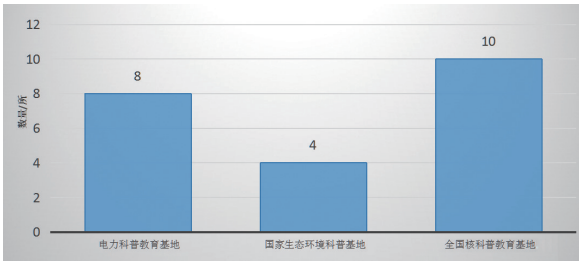


图1　国家级核相关科普场所数据图

Fig. 1　Data map of national nuclear science popularization sites

收稿日期：2020-10-10　**修回日期：**2020-10-26
作者简介：王桂敏（1982—），女，山西运城人，高级工程师，硕士，核反应堆控制专业，现主要从事核与辐射安全公众沟通相关工作
***通讯作者：**张瀛，E-mail：zhangying@chinansc.cn

表1　电力科普教育基地（核电类）一览表

Table 1　List of electric science education bases (nuclear power)

序号	命名年份	地理位置	基地名称	主管单位名称
1	2013	广东江门	台山核电核安全与核知识科普教育基地	中国广核集团
2	2014	广东深圳	大亚湾核电基地	中国广核集团
3	2014	福建宁德	宁德核电核能会展中心	福建宁德核电有限公司
4	2014	辽宁大连	辽宁红沿河核电站科普基地	辽宁红沿河核电有限公司
5	2014	广东阳江	阳江核电公众信息中心科普展厅	阳江核电有限公司
6	2015	山东烟台	山东核电科技馆	中国电力投资集团有限公司
7	2016	山东威海	华能石岛湾核电科普教育基地	中国华能集团公司
8	2018	广西防城港	广西防城港核电科普展厅	广西防城港核电科普展厅

表2　国家生态环境科普基地（核行业）

Table 2　National ecological environment science base (nuclear industry)

序号	申报类别	地理位置	基地名称
1	科研院所类	江苏连云港	连云港辐射环境管理监测管理站
2	场馆类	北京房山	中国核工业科技馆
3	场馆类	山东烟台	山东核电科技馆
4	科研院所类	四川成都	四川省辐射环境管理监测中心站

表3　全国核科普教育基地

Table 3　National nuclear science education base

序号	地理位置	基地名称
1	内蒙古包头市	中核北方公司展览馆
2	北京房山	中国核工业科技馆
3	北京房山	中国原子能科学研究院
4	山东烟台	山东核电科技馆
5	安徽合肥	中国科学院等离子体物理研究所
6	江苏田湾	中核集团江苏核电有限公司
7	四川成都	核工业西南物理研究院
8	湖南益阳	湖南桃花江核电有限公司核电科技馆
9	深圳	大亚湾核电基地
10	浙江台州	三门核电公众展厅

中国科协认定的全国科普教育基地中也涵盖了由中国电机工程学会、中国核学会和地方科协等机构推荐的部分核科普场所（如图2所示，具体涵盖的核科普场所详见表4）。

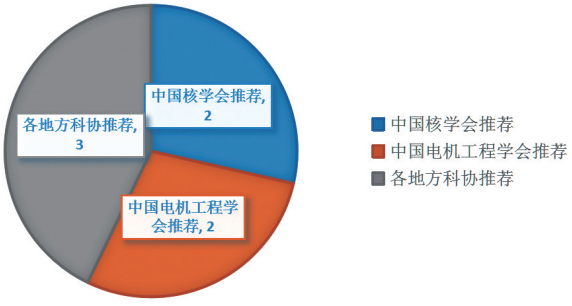


图2　全国科普教育基地推荐单位

Fig. 2　Recommended unit of national popular science education base

表4　全国科普教育基地（核行业）

Table 4　National science education base (nuclear industry)

序号	地理位置	基地名称	推荐单位
1	深圳	大亚湾核电基地	中国电机工程学会
2	湖南益阳	湖南桃花江核电有限公司核电科技馆	湖南省科学技术协会
3	福建宁德	宁德核电核能会展中心	中国电机工程学会
4	浙江台州	三门核电公众展厅	中国核学会
5	辽宁葫芦岛	辽宁核电科普展厅	中国核学会
6	江苏连云港	中核集团江苏核电有限公司	江苏省科学技术协会
7	江西鹰潭	江西省核工业地质局二六一大队	江西省科学技术协会

2　国内核与辐射安全科普展厅调研情况

根据对上述国内核相关科普展厅的汇总梳理，综合考虑展厅性质、规模等因素，笔者着重对以下几家展厅的运营情况进行了更为详细的文献及网络调研,并实地走访了部分展厅。调

研情况汇总见表5。根据展厅所属单位性质，本节将展厅基本概况、主要特色及存在的问题进行梳理总结。

表5 展厅调研情况汇总表(截至2017年7月)

Table 5 Summary of the survey of the pavilion

序号	单位性质	单位名称	地理位置	开馆时间/年	面积/m²	年接待量/万人	调研形式
1	事业	连云港辐射环境监测管理站	连云港经开区	2015	210	0.2	文献\网络
2		天津核科学教育基地	天津南开	2016	750	0.24	文献\网络
3	科研	中国核工业科技馆	北京房山	2015	12393	1.1	网络\实地
4	企业	中国核电城秦山科技馆	嘉兴海盐	2017	25700	3	网络\实地
5		山东核电科技馆	烟台高新区	2014	4000	2	网络\实地
6		海南核电科技馆	海南昌江	2016	1053	0.52	网络\实地
7		阳江核电公众信息中心科普展馆	广东阳江市	2013	800（室内）	0.35	文献\网络
8		桃花江核电科普馆	湖南桃花江	2013	1000	0.46	文献\网络

2.1 事业单位科普展厅

2.1.1 基本概况

此类展厅一般由所属事业单位运营管理，面积较小。展示内容除核与辐射基本知识和核电基础知识外，更重要的内容是对本单位所从事的科研及监管工作的科普宣传。例如，连云港辐射环境监测管理站宣传展厅中集中展示了田湾核电站自身监测站点、连云港辐射环境监测站监测点位的分布情况和实时监测在线展示系统、辐射防护相关的政策法规和标准等。展示形式主要有墙面展板、展柜、展台、易拉宝和实物展品等，展厅面向对象以兄弟单位、领导干部、学生群体为主。

2.1.2 展厅特色

依托单位雄厚的科研监测能力、监管实践能力，通过在实验室配备参观通道，展示辐射监测布点和实时数据等，公众除了参观科普展厅外，还可形象直观地感受到监管单位在安全保障方面所做的工作与努力，在提升公众信任感、赢得公众理解方面起到了积极的作用。

2.1.3 存在问题及建议

（1）展示方式较为简单，互动参与性不足。展厅的展示手段以平面展板为主，而展厅的受众群体主要以学生为主，青少年的特征是好动爱玩，平板展板的形式不具备足够的吸引力。因此，应适当增加互动类展品，增强互动性、参与性和可接触性。

（2）运营经费和人员短缺问题较为突出。此类展厅的运营基本为公益性质，经费来源主要为本单位，地方政府对展厅的财政支持不足。建议发挥科研人员的积极性和创造性，如开发特色讲解词、创意展示标识标牌以及义务讲解等，以此弥补人力资源的不足。

2.2 科研单位科普展厅

2.2.1 基本概况

以中国核工业科技馆为例，该展厅为国家级行业馆，面积较大，可开展专题展示展览，展示内容包括核电、核燃料循环、核技术应用、核科技创新体系、自主创新成果、国际合作和核安全体系等“核”全产业链的科普宣传。展示形式多样，主要包括文物资料、展板、实物模型、互动产品和多媒体设施等。展厅面向对象以兄弟单位、领导干部以及学生群体为主。

2.2.2 展厅特色

该展厅充分发挥了核工业科研单位深厚的文化底蕴，展示了“两弹一勋”人物和核院士等人物，讲述了许多核工业人物艰苦奋斗和勇于攀登的故事，展现了核科学人物的工作、生活风采和思维方式，从科学思想和科学精神层面带给公众更多的感性认识。该展厅展示内容非常丰富，通过文字、图片、模型等多种手段展现了我国核工业60年来的曲折发展历程，涵盖了核产业链的全过程。

2.2.3 存在问题及建议

（1）展示内容和形式应更加全面和系统。建议增加有关核和原子能的基本知识，丰富核

安全内容并突显环保等方面的内容。

（2）运营管理能力亟待加强。应加强展品和文化创意产品的研发，同时，发挥科研单位在行业内的优势，广泛征集优秀展品，突显重点和层次感，增强展品的参与性和互动性，全面展示核全产业链的高科技投入和成绩，增强公众对核安全的信心。

（3）存在运营经费投入不足的问题。科研单位类展厅的运营同样为公益性质，所面临的问题与事业单位类科普展厅类似。建议积极争取各方面的经费支持，大力发挥展厅的潜能。

2.3　企业科普展厅

2.3.1　基本概况

该类展厅主要是核电企业根据公众沟通的工作要求，在核电厂控制区内设置的科普展厅。此类展厅的面积较大，展示内容以企业形象展示为主，兼具核电及核技术科普知识和企业核安全文化展示等。该类展厅的展示形式更为丰富，展品设计更加重视数字化和互动性，包括4D及虚拟现实（VR）等时下流行的高科技展示技术，公众体验度较好。展厅面向对象以核电周边区域的普通公众为主，同时也配合开展全国及集团层面的各类科普活动等。

2.3.2　展厅特色

该类展厅重视与当地的融合发展，与当地及周边的各学校、乡镇、企业和政府职能部门加强联系，推进协作，积极开展各类科普活动、科技夏令营和社会实践活动等；积极打造核电工业旅游项目，形成与周边旅游项目开发的“同频共振”，打造市级、省级乃至国家级的，反映科技发展和展示核能技术的旅游名片，让更多的公众了解核电、接受核电并支持核电建设。

2.3.3　存在问题及建议

（1）周边配套服务有待进一步完善。因地理位置和交通等因素，展厅普遍面临公众接待量不大的问题。应加强对外宣传和推广力度，吸引周边地区居民前来参观，发挥展厅的最大科普服务潜能。同时，还应推动展厅周边的配套设施建设，如公交、餐饮、住宿和娱乐等设施，提升展厅的配套服务水平。

（2）核与辐射安全监管的科普力度尚显不足。调研发现，此类展厅的展示内容以核能和核安全科普知识为主，兼具企业品牌宣传的作用，涉及核与辐射安全监管的相关内容并不多。从一些涉核舆情事件的网民观点统计中可以看到，很多公众对核与辐射安全监管几乎不了解，因为不了解，继而增强了不信任感[3]，所以有必要在展示内容中增加核与辐射安全监管的相关知识。

3　未来核与辐射安全科普展厅的建设建议

通过调研发现，我国几乎所有的核电企业都配备有核电展厅。但依然存在着展现手段和方法较为传统、单一，参与体验性有待加强，片面追求科技知识传播，文化内涵和美学意识较为欠缺等不足。

3.1　加强顶层设计

在加强顶层设计的过程中，首先，应明确各单位在核与辐射安全科普方面的职责与分工，统筹协调，合理规划各单位在核与辐射安全科普展厅建设方面的方向和资源；其次，系统地收集和整理国内外核与辐射安全科普展厅的优秀案例和宝贵经验，形成信息互通，定期开展经验交流；最后，定期开展评估，指导各级核安全部门和涉核单位的科普策略和展厅建设。

3.2　开展科学规划

展厅建设应做到全面统筹、科学规划。应根据单位领域、职责和面向对象，进行准确定位；前期规划阶段应分析了解不同受众的特征，挑选与其吸收能力相符合的信息，采用与该类信息相适应的信息传播方式，做好受众需求调研；注重展厅主题、展区划分、展示内容及形式的选择等，注重人文关怀和思想内涵，融合地方文化和企业文化特色，提高展厅的文化感召力，做好系统规划。

3.3　创新表现形式

展厅建设应摈弃以往“展板+模型”的单一形式，打造“体验式科普”，借助各种媒介与科学知识载体充分接触，引导受众在接触过程中不断地思考和学习，自主探索、理解和发现[4]。首先，充分运用虚拟现实、人工智能和全息仿真等高新技术，虚实结合，强化科技前沿的展教力度，提升核科普的震撼力和吸引力；其

次，打造集展览展示、科普教育、文化宣传和学术交流等功能于一体的综合性展示平台；再次，不断创新，结合本地的历史文化资源，打造出内容新颖、展品独特的基本陈列[5]；最后，充分发挥新媒体优势，针对公众需求的变化，设计制作科普展品[6]。

3.4 扩展科普主体

由于公众对核与辐射安全知识相对陌生且极为敏感，因此，需要明确各个科普主体各自的科普内容，分工进行合作，为公众提供多种知识获取渠道[7]。核与辐射安全监管相关部门应探索建设以监管为主题的科普展厅，向社会公众普及我国核与辐射安全监管的法律法规、体制机制和工作成效等，提升政府公信力，并保证科普工作的整体性和科普内容的全面性。

3.5 建好核科普基地

切实抓好已有“国字号”核科普基地的开放运行，并在新建科普场厅前充分开展前期调研，不断打造新的“国字号”核科普基地，充分挖掘科普场厅的科普辐射功能，规划和建设好区域性核特色鲜明的科普展厅，持续提升核科普能力建设[8]。

3.6 提升运营能力

为了更好地发挥展厅传承文明和惠民四方的作用，展厅建设中应充分运用新媒体资源，搭建电子展厅和微信公众号等多种渠道，结合科普讲座、科学报告、培训教育和展览展示等途径，扩大展厅的知名度和曝光率；其次，以“六五”世界环境日、国家科技周和全国科普日等为契机，开展特色活动和宣传，吸引公众参观；再次，同旅行社以及周边的博物馆、科技馆等单位加强联系与合作，将核科普纳入旅游线路中，吸引更多游客前往参观，扩大受众面；最后，引入市场化的运作机制，实现社会效益和经济效益双赢[9]。

4 结论

核能作为一种低碳高效的能源，已成为我国新能源战略中不可或缺的一部分，同时，核技术也广泛应用于医疗、工业、国防、科研及国民经济的各个领域。但任何一项事业的发展都离不开公众的信任和支持，科普展厅作为公民科学素质建设和科教兴国战略的重要基础设施，其设计建设在贯彻落实《中华人民共和国核安全法》相关要求[10]，形成良好的科普宣传效应，提升公众核安全信任度，推进核安全事业健康发展，提高全民科学素养等方面将发挥积极作用。

参考文献

[1] 钟青．浅谈科普场馆之科学传播［J］．中国科技纵横, 2017（21）：212-213.

[2] 谢起慧．我国科普场馆建设的现状与思考［J］．海峡科学，2012（3）：92-94.

[3] 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（3）：86-93.

[4] 朱学蕊．参与体验式核安全科普成潮流［N］．北京：中国能源报,2013-01-07(21).

[5] 中国文物报．我国公益性展览馆发展现状分析及对策建议［J/OL］．宁波文化遗产保护网（2011-10-25）［2020-10-10］. http://www.nbwb.net/info.aspx?Id=17877.

[6] 沈斌，潘银．浅谈新媒体在现代科普场馆中的应用［C］//安徽省科学技术馆．2014(安徽·芜湖)全国科技馆发展论坛论文集．芜湖：中国科学技术出版社，2014.

[7] 曹亚丽，王尔奇，王晓峰，等．科学传播模式在我国核与辐射安全科普工作中的应用［J］．核安全，2014，13（1）：34-38.

[8] 邵焕会．对我国核科普工作的几点思考［J］．中国核工业, 2016（10）：45-47.

[9] 王琴．科技馆如何在确保社会效益的同时实现市场化运作［J］．科技促进发展，2011（12）：59-60.

[10] 孙浩．访谈：贯彻实施好核安全法 依法保障核安全［N］．中国环境报,2018-01-04(7).

Present Situation Analysis of the Construction of the Science Popularization Exhibition Hall of Nuclear and Radiation Safety and the Suggestions

Wang Guimin, Zhang Ying*, Dai Wenbo, Liu Ruihuan, Yu Dapeng, Li Yang
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: With the rapid development of China's nuclear power industry, nuclear and radiation safety science has become an objective requirement for the government's scientific decision-making, the public to exercise their rights, and the steady development of the nuclear energy industry. The science exhibition hall is an important place for the public to understand and learn nuclear and radiation safety knowledge, conduct public science communication, exchange and dialogue, and be more intuitive, participatory and friendly. Based on the network and field research, this paper summarizes and analyzes the domestic nuclear and radiation safety science exhibition hall, analyzes the existing problems, and puts forward suggestions for the future construction of China's nuclear and radiation science exhibition hall.

Key words: nuclear and radiation safety; science exhibition hall; network and field research

(责任编辑:许龙飞)

张瀛，王桂敏，戴文博，等.我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究[J].核安全，2020，19(6)：86-92.
Zhang Ying，Wang Guimin，Dai Wenbo，et al. Research on public communication strategy of spent fuel reprocessing project in China[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：86-92.

我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究

张　瀛，王桂敏*，戴文博，刘瑞桓，于大鹏
（生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：当前，涉核公众沟通是影响涉核项目推动、确保核能事业健康持续发展的关键因素之一。近年来，由于公众的抵触心理以及对健康损害和不动产贬值等问题的担忧，各地不时出现由涉核项目引发的“邻避”事件，严重影响了项目落地以及整个产业链的发展。乏燃料后处理厂投资巨大，并且建设周期长，如果因为公众恐核心理导致我国乏燃料后处理厂拟选厂址无法顺利进行，将会给整个产业带来巨大影响，因此，细致研究乏燃料后处理领域公众沟通方式方法，化解公众对乏燃料后处理的疑虑和担心，具有重要意义。本文梳理了我国涉核公众沟通政策法规及实践经验，分析了国内乏燃料后处理项目公众沟通情况以及我国后处理公众沟通存在的主要问题，提出具体工作建议。

关键词：乏燃料后处理；公众沟通；邻避
中图分类号：TL941　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0086-07

党的十八大以来，社会治理取代社会管理，成为我国社会建设的关键词与方法论[1]。提高社会治理水平，建立政府主导、社会协同、公众参与和法治保障的社会治理机制，有效保障公众的参与权、知情权和监督权，正成为预防和化解社会矛盾，有效处理人民内部矛盾的重要方法。在此背景下，我国相继出台了信息公开、环评和稳评等多部法律法规，对提升社会治理的法治化和专业化起到了重要作用，也为指导具体领域的公众沟通工作指明了工作方向。

近年来，涉核项目建设面临的风险愈发复杂多样，从建设项目周边群众的“邻避效应”发展至全国公众的“谈核色变”，环境诉求和社会利益相互交织，处置不当极容易引发环境社会风险事件。公众态度往往成为决定涉核项目落地与否的关键因素。乏燃料后处理是核能产业链的后端，是环保的重要环节，也是核电是否清洁的评判，其重要性不言而喻。如果因为公众恐核心理导致项目社会风险性增高，继而导致拟选厂址无法顺利进行，将会给整个产业带来巨大影响，因此，及早开展乏燃料后处理公众沟通专项研究对促进项目本身、整个核能产业链发展以及回应新的社会治理理念，都具有重要意义。

1　我国涉核公众沟通政策体系

1.1　我国涉核公众沟通政策法规体系

自2008年以来，我国相继出台了信息公开、环评、稳评以及核与辐射安全公众沟通工作相关法律法规、部门规章、机制方案及配套文件60余份，相关重要政策法规见表1。

收稿日期：2020-10-09　**修回日期：**2020-10-30
作者简介：张瀛（1986—），女，北京人，工程师，硕士，现主要从事核与辐射安全公众沟通相关工作
***通讯作者：**王桂敏，E-mail：wangguimin@chinansc.cn

表1　涉核公众沟通重要政策法规一览表[2]

Table 1　Important policy and regulation for nuclear communication

序号	发布单位	实行时间	文件名称
1	国务院	2008年	《中华人民共和国政府信息公开条例》
2	环境保护部	2008年	《中华人民共和国环境保护部公告》
3	环境保护部	2009年	《核电厂环境影响评价公众参与要求》
5	国家发改委	2012年	《重大固定资产投资项目社会稳定风险评估暂行办法》
6	环境保护部	2012年	《关于加强核与辐射安全公众宣传与信息公开工作的通知》(环办〔2012〕115号)
8	环境保护部	2015年	《关于印发<环境保护部（国家核安全局）核与辐射安全公众沟通工作方案>的通知》
9	环境保护部	2016年	《核电项目公众沟通工作指南》
10	环境保护部	2016年	《关于印发<输变电工程公众沟通工作指南（试行）>的函》
11	环境保护部	2016年	《关于印发<核技术利用项目公众沟通工作指南（试行）>的通知》
12	全国人民代表大会常务委员会	2018年	《中华人民共和国核安全法》
13	生态环境部	2018年	《环境影响评价公众参与办法》(生态环境部令第4号)
14	生态环境部	2018年	《生态环境部（国家核安全局）核与辐射安全监管信息公开方案》
15	国务院	2019年	《中华人民共和国政府信息公开条例》(新修订)

1.2　我国涉核公众沟通工作机制

随着核能与核技术事业的高速发展，涉核公众沟通越来越受到政府、企业及行业组织的重视。福岛核事故后，涉核公众沟通更是得到了高度关注，各方开展了大量工作，保障了我国核能事业的发展。目前，我国建立了“中央督导、政府主导、企业作为、社会参与”的公众沟通工作机制（见图1），形成围绕“公众宣传、信息公开、公众参与、舆情应对”的四位一体公众沟通模式（见图2）。国防科工局、国家能源局和国家核安全局等政府部门在其职责范围内推动开展涉核科普宣传和信息公开等相关工作；各涉核企业作为公众沟通主体，根据法规要求积极开展公众沟通；各行业组织行业协会发挥交流促进平台作用，组织多项研究和交流工作，上述不同主体相互协作配合，推动我国涉核公众沟通工作取得了一系列成效，形成了丰富的工作成果。

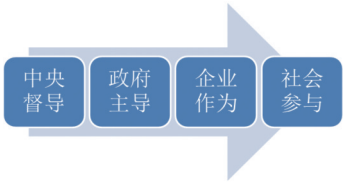


图1　我国涉核公众沟通工作机制

Fig. 1　China's nuclear related public communication mechanism

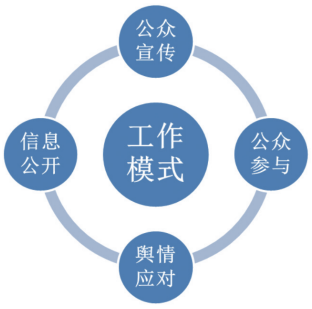


图2　我国涉核公众沟通工作模式

Fig. 2　Public communication mode of nuclear related issues in China

2　我国乏燃料后处理公众沟通

乏燃料是核能产业链后端的重要环节，与核能、环境以及安全密切相关。从全球核电发展来看，核电站卸出的乏燃料数量在全球范围内不断增长，大部分核电站的在堆贮存水池容量已经超负荷，全球正面临乏燃料的去向问题[3]。乏燃料后处理厂建设是一项投资巨大并且技术难度很高的复杂系统工程，从设计、建造到调试、运行时间跨度甚至可能超过10年[4]。如果项目建设再因公众态度问题受到阻碍，由此带给整个项目的影响将不可估量。因此，开展后处理公众沟通，“以人们看得见的方式加以实现”的程序使公众感受到参与过程的公正和透明，取得公众的信任，获得公众的认可，对促

进我国后处理产业的发展，乃至整个核能产业的健康稳定发展都有重要意义。

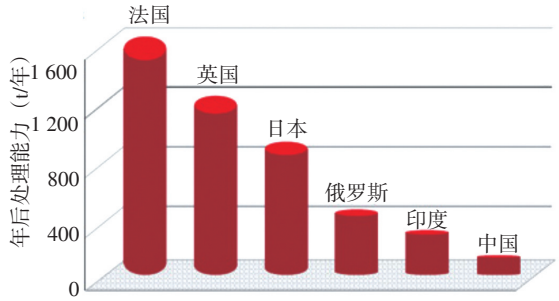


图3 世界后处理能力现状

Fig. 3 The status of post-processing capacity in the world

然而由于我国后处理产业发展刚刚起步，目前正处于技术研发和国外项目引进阶段，在涉核公众沟通广泛开展的背景下，处于产业链后端的乏燃料处理相对开展工作较少，工作方式仍以法律中规定的项目前期稳评和环评公众参与为主，有关项目的长期宣传较少，公众沟通影响力和影响范围都相对有限。因此，普通公众对于乏燃料后处理一直带有高污染、高放射性和高危害的错误印象，贴上“核废料”的标签更加剧了公众的恐惧心理，给项目落地带来了极大的困难。与之相比，国际上核电发达国家在开展后处理项目的过程中，进行了更为丰富的公众沟通工作，项目推进阻碍相对较小。国内外后处理项目常见公众沟通方式分别见表2和表3。

表2 我国后处理项目常见公众沟通方式一览表

Table 2 List of common public communication methods for post-processing projects in China

序号	公众沟通类型	具体开展方式	沟通内容
1	公众参与	座谈会	核电工作原理、核安全及辐射防护与环境保护知识
		前往核电站参观	
		调查问卷	公众项目意见
2	信息公开	网络发布	项目稳评公示
3	公众宣传	媒体采访	项目相关情况
4	信息公开	新闻发布会	披露信息，解答公众疑问
5	公众宣传	科普培训	核能、核燃料科普知识
6	信息公开	政府官方微博	官方公告、项目终止公告
7	信息公开	新闻发布会	项目终止公告

表3 国外后处理项目常见公众沟通方式一览

Table 3 List of common public communication methods for foreign post-processing projects

序号	公众沟通类型	具体开展方式	沟通内容
1	广告宣传	电视、纸质调查问卷	核能优势
2	公众投票	网络	了解公众态度
3	信息公开	新闻发布会	披露信息，解答公众疑问
4	公众宣传	公众信息中心参观	核能、后处理设施知识
5	公众宣传	出版物	核能、核燃料科普知识
6	信息公开	政府、企业微博	官方公告、项目信息、公众对话
7	企业责任	参与当地建设发展	基础设施、社会教育

3 我国乏燃料后处理公众沟通工作难点

3.1 核燃料循环领域曾发生过的两起群体性邻避事件增加了公众对“核污名”的刻板效应

2013年7月，广东省江门市因政府发布核燃料基地社会稳定风险评估公示信息，引起了公众和媒体的关注，成为核燃料循环领域首次重大“邻避”事件。2016年7月，因媒体报道连云港市拟建乏燃料后处理厂的新闻，引发公众关注最终发展成为反核游行，致使政府宣布取消

该项目。在这两次典型的核燃料循环领域“邻避”事件中，“核污染”“核废料”“核垃圾”等词汇被媒体渲染成核燃料循环项目的代名词，乏燃料后处理厂被“污名化”，使公众产生了刻板效应，对核燃料循环领域产生了深远影响。这样的“污名化”扭曲了公众对核燃料循环项目正常的风险感知结构，有关乏燃料后处理厂所具备的技术优势和安全标准遭到非理性声音传播，进一步导致公众对后处理项目的认知偏见，加剧了“谈核色变”。

3.2 项目所在地政府面临维稳的政治压力巨大

当前，“维稳”的出现频率越来越高，成为地方政府最为关心的方面之一。表明社会稳定问题已经引发社会各界的广泛关注；另一方面也表明政府面临着越来越大的维稳压力，这就可能导致“维稳”变成“唯稳”[5]。乏燃料后处理项目的顺利落地，无法离开地方政府的大力支持。而由于项目本身的社会敏感性，给项目所在地的地方政府带来了巨大的维稳压力，如果地方政府本身对乏燃料后处理项目缺乏应有的知识和理解，再加上维稳的巨大压力，地方政府就会在项目推进与维持社会稳定中做出选择，最终宣布停止项目规划。例如，广东江门事件和连云港事件中，核燃料循环项目陷入“一闹就停”的怪圈，这与地方政府力保“稳定”的心态是密不可分的。

3.3 项目经济性对地方财政的吸引力有限

对于地方政府，项目的经济性和对地方财政的支持是重要的考虑因素，能够带来巨大利益的核电项目对地方政府具有强大的吸引力。而对于核燃料循环项目来说，尤其是乏燃料后处理项目则吸引力有限。一方面，与核电项目相比，后处理项目经济性远低于核电项目，地方政府不愿接手；另一方面，后处理厂被政府认为是“核垃圾处理中心”，不愿接受核废物的观点也成为地方政府拒绝建设该项目的重要原因。因此，从地方政府层面考虑，后处理项目不能给地方带来巨大的经济效益，而项目所在地政府还要承担“核废料”处理以及公众“邻避”等影响社会稳定的风险，最终成为乏燃料后处理项目落地难的因素之一。

4 我国乏燃料后处理公众沟通策略

在我国社会转型期的背景下，随着公众利益诉求的日渐觉醒、社会公共治理和多元治理的转变，公众逐步开始关注“社会风险”分配。人人都是“通信社”、个个都是“麦克风”以及事事都有话语权的全民全媒体时代已经来临。对于邻避效应问题，就像类似PX抗议活动一样，如果政府和企业不尊重民意，试图重拳打压，就会激起巨大的反弹。做好透明、参与和信任3个方面工作是提高后处理项目公众接受度，减少邻避效应影响的关键。

4.1 高度重视乏燃料后处理公众沟通

乏燃料后处理项目具有典型的“邻避设施”特征。从本质上讲，后处理厂是核能发展过程中必然需要实施的项目，具有公共属性，且已有科学论证和规划，但是由于其规划建设涉及较深的专业领域知识，所以，专家意见往往与社会大众的价值判断存在差异，其选址的特殊性、评价标准的差异性和项目自身的敏感性都导致了形成对抗冲突的潜在因素[6]。江门以及连云港核燃料循环项目事件的发生，显示出公众对于涉核项目的高度敏感性，如果因公众反对而导致乏燃料后处理项目无法落地，进而引发整个业内的连锁反应，将会给整个核能产业的发展造成重要影响。但目前针对乏燃料后处理领域的公众沟通相关研究及工作，开展仍然较少，因此，必须高度重视乏燃料后处理的公众沟通工作，将其作为项目推动中的重要一环。

4.2 充分调动政府积极性

在我国目前的体制下，地方政府领导重视是涉核项目公众沟通成功的关键，建立由地方政府牵头开展的公众沟通工作组是目前我国比较有效和最现实的公众沟通方式。建议：一是借鉴核电项目落地经验，明确地方政府职责。2016年发布的《核电项目公众沟通工作指南》明确要求，在项目厂址选择阶段建立公众沟通机制，由省级政府成立领导小组，批准公众沟通工作方案，公众沟通工作方案和总结报告作为生态环境部（国家核安全局）批复选址阶段两评报告的重要参考，极大地推动了公众沟通

工作开展力度。二是充分利用环保项目“邻避”问题防范与化解工作机制，将乏燃料后处理项目建设纳入其中，通过该项机制联动项目所在地政府部门，协调开展工作，并将邻避工程项目的社会风险评估和预警作为项目修建的前提与保障。三是组织业内及公众沟通专家针对地方政府，开展针对性的科普宣传，让其科学、客观地看待后处理项目，消除地方政府的顾虑和担忧，获得地方政府的理解和支持，便于后续公众沟通工作的开展。

4.3 将项目全周期纳入法治框架

根据《中华人民共和国核安全法》《环境影响评价公众参与办法》等法律法规，整个项目周期内涉及项目选址阶段、建造阶段、调试阶段、运行阶段和退役阶段等多个节点的公众参与和信息公开要求（涉核项目公众参与及信息公开流程图见图4）。因此，根据现行法律法规健全相关规章制度，进一步完善公众参与的内容、方式途径及程序，将公众参与决策、政府和涉核项目建设者进行科学引导以及各利益相关方参与行为纳入法治框架中，确保整个决策过程合法合规。同时借鉴核电领域经验，配套编制乏燃料后处理领域的公众沟通文件，明确工作职责，有针对性地指导相关工作的开展。

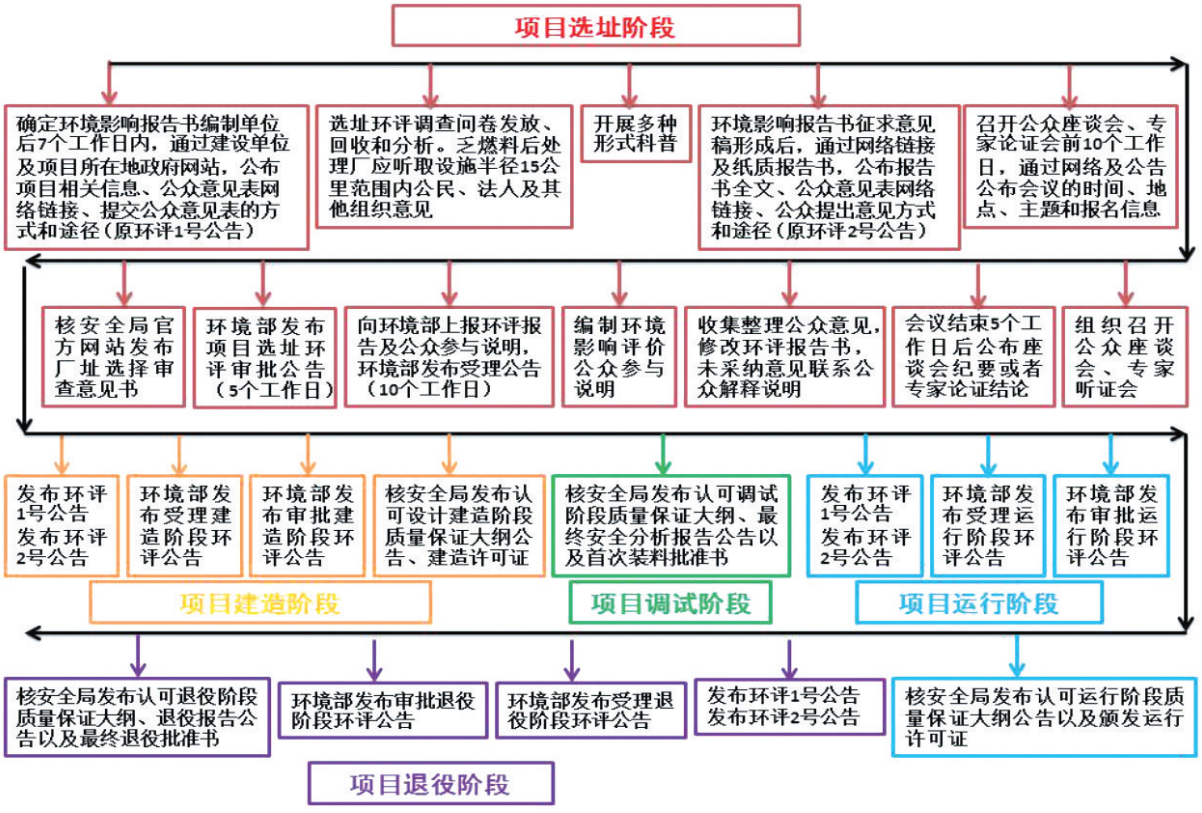


图4 涉核项目公众参与和信息公开流程图

Fig. 4 Flow chart of public participation and information disclosure of nuclear related projects

4.4 组建乏燃料后处理社会风险防控专家咨询组

具有邻避性质的项目，社会风险的产生、预防和处置过程蕴含了较强的知识性与专业性。相关的公众沟通工作，也绝不是单纯意义上的信息公开、科普宣传、公众参与和舆情监测与应对这四方面的工作，而是融入风险沟通、风险治理和社会心理等多学科专业知识的综合工作[7]。建议建立乏燃料后处理社会风险防控专家组，协助开展公众沟通工作。一是建立后处理项目科普宣传专家组，吸纳业内专家及公众沟通专家，开展科学的传播策划，借助专家的技术权威，向项目周边民众进行背景知

识与事故应对方法的宣讲，打消人们心中对邻避项目的恐惧与排斥。二是建立风险防控咨询专家组，吸纳风险沟通和风向治理领域专家，使其为后处理项目社会风险防控策略制订和调整提供实时支持。

4.5　项目企业加强对公众参与的重视程度

项目企业是解决涉核邻避问题的重要一环，也是塑造涉核项目社会形象的重要主体。企业的沟通态度和方式将直接影响公众的邻避心理和风险行为，应在后处理项目前期开发的项目申报、设计咨询、现场准备和设备采购等主要工作中，加入公众沟通内容，将公众沟通提前到项目建设前期阶段。《环境影响评价公众参与办法》明确了建设单位环境影响评价公众参与主体责任，对公参组织实施的真实性和结果负责。这就意味着公众参与将成为保障人民群众环境保护权益的有力手段。项目企业应当坦诚面对公众，践诺自律，充分尊重周边绝大多数居民在邻避设施的设置决策中享有平等的参与权和决策权，不能选择性地推行公众参与，逐步争取公众对项目的接受和认同[8]。必要时还可邀请部分居民代表参与监督项目工程建设，让公众全面了解项目建设情况，增强对项目建设的信任程度，减少公众疑虑。

4.6　始终保持信息公开透明

信息公开透明是获取公众的信任和理解，减少公众担忧情绪的关键环节。而重大邻避项目的信息公开更是一项长期动态的工作，项目“生命周期”全程都需要进行信息公开，让公众对项目将带来的好处以及潜在的危险等享有充分的知情权。许多项目即使在项目规划时期获得民意支持，但受社会环境变化影响，也很难保证居民的态度日后不会出现变化。因此，应当做到由“法定公开”向“全程公开”转变，在引入监督中构建信任体系[9]。同时后处理项目要得到公众的广泛支持，除了要不折不扣地做好法定事项公开外，在信息公开的内容和方法上还要下更大功夫，完善信息公开制度、多样发布方式、增加发布频率并及时回应公众关切等，通过多种举措接受外部监督，进一步增强公众信任。

4.7　打造乏燃料后处理公众沟通示范项目

从企业宣传角度来说，品牌文化是企业强大的软实力，能够帮助企业凝聚核心竞争力[10]。相较于较成熟的核电项目公众沟通工作，乏燃料后处理公众沟通的另一个难点就是乏燃料项目没有类似核电已经落成的项目，形成核电品牌文化，由此开展参观和交流等一系列活动，让公众真实地了解并感受项目的实际情况，有效地化解对后处理项目的恐惧和担忧。仅停留在宣传、文字和说服层面的公众沟通工作，无疑增加了项目的沟通难度。因此，集中精力重点打造首个乏燃料后处理公众沟通示范项目，通过该项目对公众沟通的方式方法和风险防控机制等方面进行有效探索，为后续乏燃料项目建设提供借鉴方法和实际样例，尤为重要。

参考文献

[1] 江必新．以党的十九大精神为指导加强和创新社会治理［J/OL］．国家行政学院学报（2018-2-1）［2019-11-23］http://theory.people.com.cn/n1/2018/0201/c40531-29800096.html．

[2] 环境保护部核与辐射安全中心．核与辐射安全公众沟通相关法律法规汇编［M］．北京：法律出版社，2016．

[3] 孙学智，罗朝晖．全球乏燃料后处理现状与分析［J］．核安全，2016，15（2）：13-16．

[4] 余娜．乏燃料后处理面临哪些困局？［J］．中国能源，2016（10）：40-43．

[5] 于建嵘．当前压力维稳的困境与出路—再论中国社会的刚性稳定［J］．探索与争鸣，2012（9）：3-6．

[6] 雷建．处置环保“邻避现象”的对策建议［J］．重庆行政，2018（2）：34-35．

[7] 谭爽，胡象明．我国邻避项目社会风险防控现状与对策［J］．中国应急管理，2013（7）：54-58．

[8] 重大邻避项目：有效的公众沟通是基础［J/OL］．学习时报．（2017-01-09）［2019-10-23］．http://news.ifeng.com/a/20170109/50546623_0.shtml

[9] 重大邻避项目公众沟通要做好“七个转变”［J］．中国核工业，2017（1）：32-36

[10] 任慧娟．企业品牌文化塑造探析［J］．现代商业，2020（16）：3-4．

Research on Public Communication Strategy of Spent Fuel Reprocessing Project in China

Zhang Ying, Wang Guimin*, Dai Wenbo, Liu Ruihuan, Yu Dapeng
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: At present, public communication related to nuclear is one of the key factors affecting the promotion of nuclear related projects and ensuring the healthy and sustainable development of nuclear energy. In recent years, due to the public's defensive psychology and concerns about health damage and real estate devaluation, there have been "NIMBY" incidents caused by nuclear related projects from time to time, which has seriously affected the implementation of projects and the development of the entire industrial chain. The investment of spent fuel reprocessing plant is huge and the construction period is long. If the proposed site of spent fuel reprocessing plant can not be carried out smoothly because of the public's nuclear fear psychology, it will have a great impact on the whole industry. Therefore, it is of great significance to carefully study the public communication methods in the field of spent fuel reprocessing, so as to resolve the public's doubts and concerns about spent fuel reprocessing. This paper reviews the policies, regulations and practical experience of China's nuclear related public communication, analyzes the public communication situation of domestic spent fuel reprocessing projects and the main problems existing in public communication of reprocessing in China, and puts forward specific work suggestions.

Key words: spent fuel reprocessing; public communication; NIMBY

（责任编辑：梁晔）

高晨，盛朝阳，初起宝，等.核电机械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(6)：93-98.
Gao Chen，Sheng Zhaoyang，Chu Qibao，et al. Study on the Method for Determining the Acceptance Value of Material Properties of Localized Material of Nuclear Power Machinical Equipment[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：93-98.

核电机械设备国产化材料力学性能验收值确定方法研究

高　晨，盛朝阳*，初起宝，马若群，贾盼盼
（生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：目前，我国主要依据以RCC-M和ASME为代表的欧美核电标准规范对核电机械设备材料进行制造和验收。为建立一套适合我国工业水平和实践情况的自主化材料标准，我们需要解决关键技术问题：材料力学性能验收值的确定。本文通过对国内外已有材料力学性能验收准则确定方法、技术原理和材料性能数据处理方法的研究，提出了我国核电机械设备国产化材料力学性能验收值确定方法，并根据此方法，对反应堆压力容器堆芯段国产化材料力学性能数据进行初步统计分析，得到相关力学性能数据分布以及具有一定置信水平和超越概率的数据，为我国自主化材料标准的制定提供数据支撑。

关键词：国产化材料；力学性能验收值；数据统计；容限
中图分类号：TM623.4　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0093-06

在充分借鉴国内外已有标准的技术原理并充分考虑我国实践的基础上，本文建立了一套适合我国国情的核电设备自主化标准体系，以逐步摆脱对欧美核电标准的依赖。这是我国推动核电“走出去”，实现核电强国目标的关键一步。材料标准是核电机械设备标准的基础和重要组成部分，材料力学性能验收准则是材料标准的关键技术指标。为建立一套适合我国工业水平和实践情况的自主化材料标准，我们需要解决标准制订中的关键技术问题：材料力学性能验收值的确定。

本文在调研国内外已有材料力学性能验收准则确定方法、技术原理和材料性能数据处理方法的基础上，集中整合我国核电机械设备国产化材料力学性能实测数据，对原始数据进行甄别后开展统计分析和处理，将我国核电国产化材料生产水平、质量情况与相关标准和技术文件有机结合，提出了适合我国工业现状的核电材料性能验收值确定方法。根据此方法，本文对已获得的反应堆压力容器堆芯段国产化材料部分力学性能数据进行了统计处理，得到国产化压力容器堆芯段材料力学性能相关数据的分布以及具有一定置信水平和超越概率的数据，作为力学性能验收值最终确定的重要输入。

1　材料力学性能验收值确定方法的调研和分析

1.1　技术基础和统计方法

早期美国材料和试验协会（ASTM）相关技术文件论述了材料力学性能数据统计方法和力学性能验收值确定方法。

ASTM STP 15-C指出：材料质量控制方法建立在统计的基础上，研究探索材料质量特性的分布，为质量标准制订、质量水平控制、研究

收稿日期：2020-03-20　**修回日期：**2020-04-22
基金项目：国家科技重大专项子课题资助项目，项目编号：2019ZX06005003-001
作者简介：高晨（1984—），女，北京人，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：**盛朝阳，E-mail：sheng_nsc@163.com

质量影响因素等方面奠定基础；材料标准的可能来源包括以前的性能数据、服役要求和产品成本的平衡值、设计规格书规定的目标值；标准说明了置信度的意义，以解决某些情况下总体数据的真值未知的情况，提出3个置信度水平，包括90%、95%和99%[1]。

ASTM STP66指出：ASTM技术规格书必须拥有准确性和经济性；ASTM委员会制订标准时需要平衡生产者、消费者和其他利益成员的要求，消费者主要提供所用材料需要的质量水平要求，生产者主要提供所生产产品的质量水平和质量偏差信息，将相关人员组织好后，需要组织一次有效的会议，并制订一个令各方满意的质量标准，这是建立一个公认的材料质量标准的基础[2]，即便在良好控制条件下制造，由于随机原因的存在，材料力学性能会呈现出离散性，尽管每件产品的材料性能都不完全相同，但是收集这些材料性能可以发现性能分布特点。

对于拉伸性能的确定方法，ASTM STP626论述了美国铝业公司建立力学性能验收值的依据，主要包括两方面内容：一方面是对产品材料的性能数据分布进行研究；另一方面是应保证至少99%的优质产品材料能够满足该数值。随着越来越多的铝合金生产厂家的出现，优质产品材料的99%符合性这一基本概念被工业界普遍采用，作为力学性能验收值选择的方法。根据上述原则，本文采用统计学方法对数据进行分析，由于合金的力学性能分布通常服从正态分布，所以，基于正态分布特点的统计方法能够用于从所积累的数据中预测力学性能值。具体处理方法：若数据符合正态分布，且总体均值和标准差已知，由总体算术平均值减去2.33倍标准差获得的数值，保证了某正态曲线99%的分布将落在得到的数值之上，也就满足了至少99%的优质产品材料能够满足该数值。上述计算方法基于总体样本真实平均值或真实标准差已知的情况，但是，在通过所积累数据预测验收值时，我们并不知道总体的真实平均值或真实标准差。随着统计学发展，统计学家们为解决这个问题提出了置信度和统计容许极限系数的概念，解决了总体均值和真实标准差未知时，依据样本数据确定验收值的问题，考虑了依据样本数量进行总体平均值和标准差估计的潜在错误，并提出下限值计算公式[3]：

$$\bar{X} - K\sigma \qquad (1)$$

式中，$\bar{X}$——样本平均值；

σ——样本标准差；

K——容限系数，由试验数据的数量（n）、期望高于限值的分布比例（p）、置信度（$1-\alpha$）共同确定。

由此公式得到的下限值代表着从样本数据中预测一个限值，期望有一定的置信度，使母体中至少一定比例的数据落在该限值以上。1950年，美铝采用上述统计方法预测性能验收值，使用（p:99%，$1-\alpha$:95%）确定K值，即总体中至少99%的数据落在预测的限值以上，其置信度为95%。这一基准（p:99%，$1-\alpha$:95%）一直在使用，并已被铝工业界接受[3]。

可以看出，材料力学性能验收值的确定需要综合考虑使用要求、制造偏差和成本，ASTM通过对已有材料数据进行统计分析最终确定力学性能验收值，统计时考虑了一定的置信度和超越概率。

1.2 金属材料力学性能数据表达准则的相关标准

《金属材料力学性能数据表达准则》（HB 5431—1989）和《金属材料力学性能数据处理与表达》（GJB/Z 18A—2005）均参考美国军用标准《航空与航天飞行器结构用金属材料与元件》（MIL-HDBK-5）第九章“数据表达准则”的内容，介绍了常用的数理统计方法和对材料数据的要求，并规定了室温强度设计许用值等数据的处理和表达准则，用于评判航空金属材料力学性能数据是否准确可靠，确定是否能够将各种性能数据用于最低数据要求和分析处理方法（如用于设计使用的各种材料数据手册、汇编和专题技术报告等）[4,5]。

对于室温强度设计许用值，标准指出：应以试验为基础，并对已获得的大量生产检验数据进行科学的处理，经过数理统计分析，提供具有一定置信度和存活度的数值，能够反映出材料制品的真实能力和大多数生产厂的实际质量情况[5]。

具体实施包括3个步骤：第一步确定原始子样，目的是确定使用的数据并将数据进行合理

分组，标准规定了对原始数据基本要求和数据分组的原则；第二步确定用于许用值计算的母体，目的是判断各子样的数据能否合并，通过显著性检验的方法，在统计基础上对两个子样能否构成一个母体作出判断，检验方法为F检验（子样方差）和t检验（子样均值）；第三步确定计算方法，所选用的计算方法取决于数据分布形式。标准提供了数据分布检验方法，并提出了基于正态分布、威布尔分布和未知分布直接计算设计许用值的方法。为了计算正态分布母体的设计许用值，实验人员需得到母体的平均值和标准差估计量及正态分布单侧容限系数表，其中平均值和标准差根据从母体中随机抽取的子样计算，正态分布单侧容限系数K由n、p、$1-\alpha$决定的，这些值可查表得到。金属材料拉伸强度和屈服强度一般符合正态分布，设计许用值一般采用在母体中至少有99%的数值等于或超过该力学性能设计许用值，其置信度为95%（p:99%，$1-\alpha$:95%），大多数情况下也可用（p:90%，$1-\alpha$:95%）[4,5]。

上述两个标准虽然是非核行业的标准，但其确定室温强度设计许用值的总体思路与ASTM 626铝合金强度验收值确定基本相同，具有普适性，且标准中包括了具体的原始数据要求和数据处理方法，可借鉴用于核电材料力学性能数据处理。

2　核电机械设备国产化材料力学性能验收值确定方法

我国核电经过几十年的实践，在国产化材料方面积累了大量建造数据和经验。本文在充分研究国内外已有的材料性能验收值确定方法的技术原理并结合我国工业水平的基础上，提出我国核电机械设备国产化材料力学性能验收值确定方法，具体如下：

（1）此方法采用统计方法研究材料质量特性的分布，并确定材料性能验收准则，验收准则的确定应平衡生产者、消费者和其他利益成员的要求。

（2）此方法按设备、用途或材料牌号等集中整合分散于制造厂、设计院、工程公司等单位的国产化材料实际性能数据，建立材料性能数据库。

（3）此方法参考HB 5431—1989或GJB/Z 18A—2005规定的室温设计许用强度计算方法中对原始数据的要求和数据处理方法（主要是数据分布检验），开展国产化材料性能数据的统计和处理。

（4）材料力学性能的数据处理采用“样本平均值加/减K倍样本标准差”的统计方法，系数K由试验数据的数量（n）、低于/高于限值的百分比（p）、置信度（$1-\alpha$）共同确定。具体来说，此方法采用《数据的统计处理和解释 统计容忍区间的确定》（GB/T 3359—2009）[6]规定的单侧或双侧容忍区间上、下限值的计算方法确定材料力学性能验收值，当某力学性能验收值仅需要确定上限值（最大值）或下限值（最小值）时，采用单侧容忍区间，当需要同时规定上、下限值时，采用双侧容忍区间。材料力学性能的数据处理，可使用（p:99%，$1-\alpha$:95%）基准确定系数K。

单侧统计容忍区间的上限值[6]：

$$X_U=\bar{X}+k_3(n;p;1-\alpha)S \tag{2}$$

单侧统计容忍区间的下限值[6]：

$$X_L=\bar{X}-k_3(n;p;1-\alpha)S \tag{3}$$

双侧统计容忍区间的上、下限值[6]：

$$X_L=\bar{X}-k_4(n;p;1-\alpha)S \quad（下限值） \tag{4}$$

$$X_U=\bar{X}+k_4(n;p;1-\alpha)S \quad（上限值） \tag{5}$$

式中，X_L——统计容忍区间的下限；

X_U——统计容忍区间的上限；

$\bar{X}$——样本均值；

S——样本标准差；

n——样本量；

p——声称总体中单元落入统计容忍区间的最小比例；

$1-\alpha$——声称总体落入容忍区间的比例大于或等于指定水平p的置信水平；

$k_3(n;p;1-\alpha)$——当总体标准差未知时用于确定单侧容忍区间的端点X_L和X_U的系数；

$k_4(n;p;1-\alpha)$——当总体标准差未知时用于确定双侧容忍区间的端点X_L和X_U的系数。

（5）在得到数据统计处理结果的基础上，

经我国核电机械设备设计方、制造方、采购方和相关人员充分讨论，相关方可根据具体情况对数据处理结果进行必要且适当的调整，得到适合我国工业现状的核电材料力学性能验收准则。

3 RPV堆芯筒体国产化材料力学性能数据统计

3.1 数据处理方法和流程

我国压水堆核电厂反应堆压力容器（RPV）堆芯筒体材料主要采用ASME规范要求的SA508-3-1和RCC-M规范要求的16MND5低合金钢。

本文收集了国产化RPV堆芯筒体用SA508-3-1和16MND5材料的性能数据，共涉及29个核电机组，即29套产品相关数据，性能数据包括室温抗拉强度、室温屈服强度、350℃抗拉强度和350℃屈服强度。本文采用国产化材料力学性能验收值确定方法进行数据处理。数据处理流程包括原始数据收集和整理、数据检验、数据统计计算，如图1所示。其中数据检验主要是数据分布检验，如正态分布检验。室温抗拉强度采用双侧区间公式来计算容忍区间的上下限，其余的性能数据采用单侧区间公式来计算容忍区间下限值，取p为99%，1-α为95%。

根据上述方法，本文对SA508-3-1和16MND5材料性能数据进行了单独统计。由于我国核电机组采用ASME规范的RPV相对较少，当前国产化SA508-3-1数据量也相对有限，所以，SA508-3-1样本数据未通过正态检验，且样本标准差较大。由于SA508-3-1和16MND5两种材料属于同类型材料，各方面性能十分相近，两种材料经锻件制造厂进行堆芯筒体制造后性能无明显差异，因此，本文将两种材料的数据融合在一起进行统计分析，得到国产化RPV堆芯筒体材料的性能数据统计结果，见3.2节。

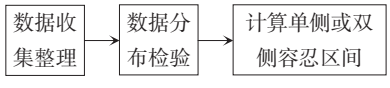


图1 数据处理流程图

Fig. 1 Data processing flow chart

3.2 数据处理结果

数据正态分布检验结果表明各样本类型的数据均符合正态分布。样本数据点分布情况如图2~图5所示。图6为室温屈服强度与室温抗拉强度的比值（室温屈强比），大部分比值处于0.7~0.8。RPV堆芯筒体材料性能数据处理结果见表1。这些数据处理结果为性能验收值的确定提供了基础，后续可通过多方研判，确定是否需要调整，以确定性能指标的验收值。研判需要考虑数据处理结果、设计单位的设计和使用要求、制造厂家的生产制造能力、合格率/成本以及材料各项性能之间的匹配。因此，本文建议召集设备设计单位及设备、材料生产厂家对数据处理结果进行讨论和判断，如果设计方认为数据处理结果能够满足设计和使用要求，大多数制造厂家认为生产工艺和质量控制可以满足技术指标，各项指标匹配性没有问题，经济性可接受，则可将数据处理结果进行调整后作为性能指标验收值。对于其他情况，本文建议根据具体情况进行分析处理，待获得一定的分析处理经验后，可以进一步明确研判的具体方法。

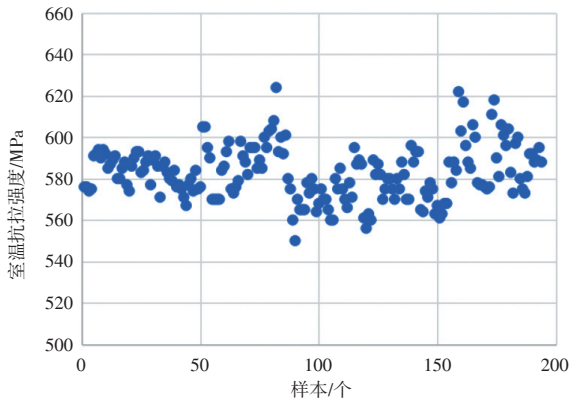


图2 抗拉强度（室温）数据分布

Fig. 2 Tensile strength (room temperature) data distribution

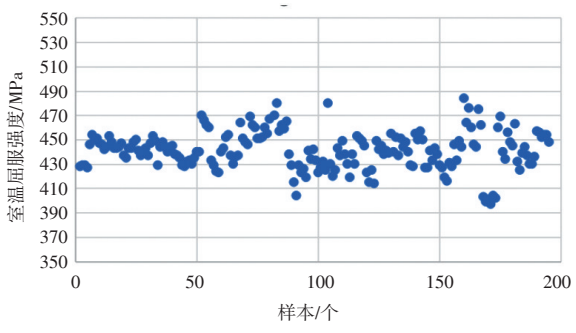


图3 屈服强度（室温）数据分布

Fig. 3 Yield strength (room temperature) data distribution

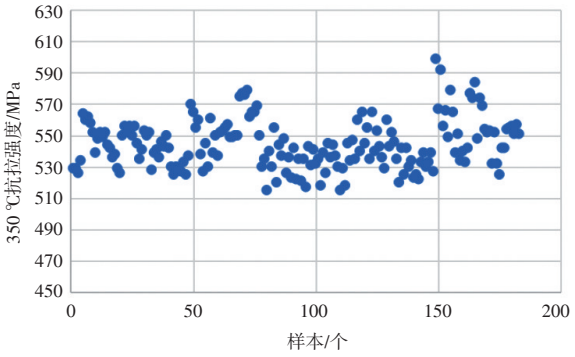


图4　抗拉强度（350℃）数据分布

Fig. 4　Tensile strength (350℃) data distribution

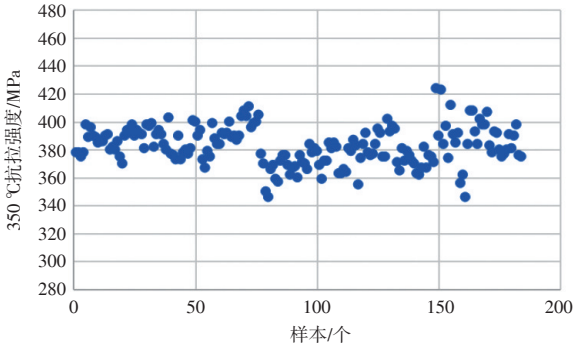


图5　屈服强度（350℃）数据分布

Fig. 5　Yield strength (350℃) data distribution

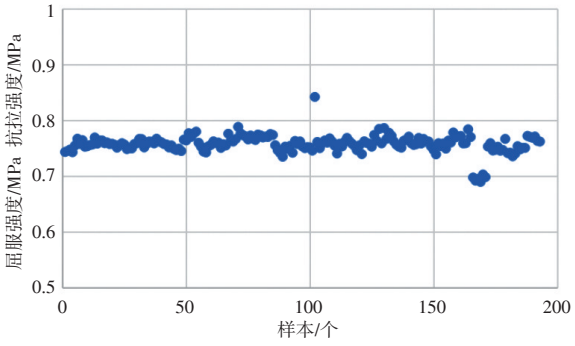


图6　室温屈服强度与室温抗拉强度比值

Fig. 6　Ratio of yield strength to tensile strength at room temperature

4　结论

（1）本文采用数理统计方法对材料性能数据进行分析和处理，考虑使用要求和经济性，平衡生产者和消费者的利益。此方法是国内外工业界认可的材料力学验收值确定方法，具有科学性和成熟性。

（2）我国在确定核电机械设备国产化材料力学性能验收值时可以借鉴此方法，在整合、统计处理国产化材料性能数据，召集我国核电机械设备设计方、制造方、采购方和相关人员进行充分讨论的基础上，最终确定适合我国工业现状的核电材料性能验收准则，由此确定的材料力学性能验收准则能够反映我国核电机械设备国产化材料实际生产水平和质量情况，也可以为我国自主核电机械设备标准的制订提供数据支撑。

表1　RPV堆芯筒体材料性能数据处理结果

Table 1　Data processing results of material properties for RPV core region

样本类型	样本数	均值/MPa	标准差	下限值/MPa	上限值/MPa
抗拉强度（室温）	193	582.7	12.9	546.4	619.1
屈服强度（室温）	192	441.1	15.4	401.5	—
抗拉强度（350℃）	183	544.5	15.6	504.2	—
屈服强度（350℃）	184	382.8	13.7	347.5	—

参考文献

[1] American Comittee E-11. ASTM STP 15-C ASTM Manual on Quality Control of Materials [M]. Baltimore: American Society for Testing Materials, 1951.

[2] W. P. Goepert. Statistical Aspects of Mechanical Assurance [C] //STP626 Reproducibility and Accuray of Mechanical Tests, St. Louis,1977.

[3] H. F. Dodge. ASTM STP66 Discussion on statistical quality control in its application to specification requirements [C] //Pittsburgh Spring Meeting of the American Society for Testing Materials. Pittsburgh,1946.

[4] 国家科学技术工业委员会. GJB/Z 18A—2005 关于金属材料力学性能数据处理与表达 [S]. 北京：国家科学技术工业委员会，2005.

[5] 中华人民共和国航空航天工业部. HB 5431—1989 金属材料力学性能数据表达准则 [S]. 北京：中华人民共和国航空航天工业部，1989.

[6] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. GB/T 3359—2009 数据的统计处理和解释统计容忍区间的确定 [S]. 北京：中国国家标准化管理委员会，2009.

Study on the Method for Determining the Acceptance Value of Material Properties of Localized Material of Nuclear Power Machinical Equipment

Gao Chen, Sheng Zhaoyang*, Chu Qibao, Ma Ruoqun, Jia Panpan
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: At present, the materials of China's nuclear power mechanical equipment are mostly manufactured and accepted in accordance with European and American nuclear power standards represented by RCC-M and ASME. In order to establish a set of independent material standards suitable for China's industrial level and practice, key technical issues need to be resolved: determination of the acceptance value of material mechanical properties. Based on the research on the determination methods, technical principles and material performance data processing methods of existing material mechanical property acceptance criteria at home and abroad, a method was proposed used to determine the mechanical property acceptance values of domestic materials for nuclear prower machinery equipment. According to this method, a preliminary statistical analysis of the mechanical performance data of the domestically produced materials in the reactor core region of the reactor vessel was conducted to obtain the relevant mechanical performance data distribution and data with a certain level of confidence and probability of surpassing. The results of data processing contribute to provide support for the formulation of China's independent material standards.

Key words: localized materials; acceptance value of mechanical property; data statistics; tolerance

（责任编辑：徐晓娟）

朱光昱，全峰阳，曾骁，等.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(6)：99-103.
Zhu Guangyu, Quan Fengyang, Zeng Xiao, et al. Simulation Study on Noncondensable Gas Accumulation Phenomenon in Safety Injection Piping System of PWR NPP[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：99-103.

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

朱光昱，全峰阳，曾　骁，元一单
（中国核电工程有限公司　核电安全研究中心，北京　100840）

摘要：核电厂发生失水事故和蒸汽管道断裂事故时，安全注入系统用来执行堆芯应急冷却功能。在正常运行工况下，系统将长时间处于备用状态，导致安注管线内易出现不凝结性气体聚集产生死管段，因此，需定期检查安注管线是否处于满水状态。本文基于流体仿真软件COMSOL建立管道模型，综合考虑温度波动对空气在水中溶解度的影响，对充水管道内不凝结性气体聚集现象进行仿真研究。结果表明，外界温度在一天之内呈现正弦规律小幅度波动时，管道内的空气随温度升高而析出，随温度降低而溶解。约25d后，管道内每天的最大和最小空气体积分数趋于稳定，因此，安注系统管线的排气操作应以不低于每25d一次的频度执行。

关键词：安全注入系统；不凝结性气体；死管段
中图分类号：TM623.7　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0099-05

核电厂中死管段现象通常发生在与一回路相连且处于隔离状态的管道中，该现象会导致气体在管道内聚集，使水中的有害杂质浓缩，加速管道内的化学腐蚀过程，提高核电厂的维修成本[1-3]。一般认为死管段现象发生的原因是管道中的水被加热汽化或管段内的压力不能维持高于水的饱和压力[1]，即死管段中的气体聚集现象是由水汽化产生的。

长期处于冷态备用的系统应主要关注不凝结性气体导致的死管段现象。在西屋公司标准运行技术规格书[4]中，对避免不凝结性气体聚集导致死管段现象规定了必要的措施。例如，在运行限制条件3.5.2（NUREG-1431 STS Rev.4.0 LCO 3.5.2）的依据[5]中说明，核电厂正常运行工况下，安全注入系统长期处于备用状态，因此，流经管道内可能积累不凝结性气体（空气、氢气、氮气）形成死管段，这将导致安全信号启动后发生水锤、泵气蚀等影响系统功能的现象，甚至不凝结性气体可能注入一回路中。为了避免上述问题发生，在运行限制条件监督要求3.5.2.3中规定，运行人员需每31d核实安注管线的满水状态。根据运行经验，该监督要求可通过对安注管线执行排气操作来实现。

一般情况下，气体在水中的溶解度仅与温度和压力相关[6]，在安全注入系统投运之前，管线内的压力几乎不变，因此可以认为，管线内的不凝结性气体析出仅是由温度波动导致的。基于上述假设，本文采用数值模拟手段对压水堆核电厂安注管线内不凝结性气体聚集现象进行了仿真研究，初步探讨西屋公司标准运行技术规格书中规定的每31d核实安注管线满水状态的监督频度设置依据。

1　计算模型

COMSOL计算平台是采用有限元方法的仿真模拟软件，具有多种内置计算模型，适用于多

收稿日期：2020-05-11　**修回日期：**2020-06-01
作者简介：朱光昱（1989—），男，黑龙江哈尔滨人，工程师，硕士，核科学与工程专业，现主要从事核电安全研究工作

物理场耦合仿真研究。本文采用气泡流-层流模型耦合流体传热模型，对温度波动导致的不凝结性气体析出现象进行研究。气泡流-层流模型[7]常用于模拟分散气泡驱动流体的低雷诺数和中等雷诺数流动，适用于气相含量较小的工况。该模型只求解一组液相的纳维-斯托克斯方程，同时使用滑移模型来调整气泡速度。液相的动量方程如式（1）[8]所示。模型中的压力分布通过式（2）[8]混合物的平均连续性方程来计算，并通过求解有效气体密度的输运方程跟踪气相的体积分数。

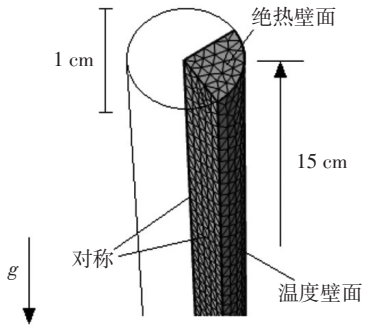


图1 计算域和网格划分

Fig. 1 Calculation domain and mesh generation

$$\phi_l\rho_l\frac{\partial u_l}{\partial t}+\phi_l\rho_l(u_l\cdot\nabla)u_l = \nabla\cdot\left[-pl+\phi_l\mu_l\left(\nabla u_l+(\nabla u_l)^T\right)\right]+\phi_l\rho_l g+F \quad (1)$$

$$\frac{\partial}{\partial t}\left(\phi_l\rho_l+\phi_g\rho_g\right)+\nabla\cdot\left(\phi_l\rho_l u_l+\phi_g\rho_g u_g\right)=0 \quad (2)$$

式中，Φ——体积分数；

ρ——密度，kg/m^3；

u——速度，m/s；

μ——黏度，$Pa\cdot s$；

T——热力学温度，K；

g——重力加速度，m/s^2；

P——压力，N；

F——液相受到的体积力，N。

模拟工质采用水和空气，在气泡流模型中空气密度采用式（3）计算，同时考虑了温度对水物性的影响，相关参数设置见表1。

$$\rho_g=\frac{0.028\,97P_g}{RT} \quad (3)$$

式中，P_g——气相压力，N；

R——气体常数。

表1 水的物性参数设置

Table 1 The related parameters of water

物性	多项式
密度	$\rho_l=249.46+6.625T-1.84E^{-2}T^2+1.532E^{-5}T^3$
比热容	$C_{pl}=4\,985.4-5.223\,5T+8.5E^{-3}T^2$
导热系数	$\lambda_l=-0.576\,2+6.38E^{-3}T-8.1E^{-6}T^2$

对于气体析出的过程，本文在模型设置中还需要开启低气体浓度修正和求解相界面面积两个选项。计算采用的滑移模型为压差阻力平衡，曳力系数设置为球状小气泡，气泡直径设置为1 mm。由于安注系统管线均位于厂房内部，因此，本次模拟仅考虑管壁温度在室温范围内的变化，此时每立方米水中溶解的空气质量与温度近似呈线性关系，可采用式（4）计算。

$$m=-0.000\,522T+0.176 \quad (4)$$

由于核电厂房内的温度波动相对缓慢，因此，本次模拟可以忽略空气在水中溶解和析出的物理过程需要的时间。本文通过在计算域内添加质量传递输运方程来模拟温度波动导致的空气在水中的溶解或析出过程，其瞬态方程如式（5）[10]所示。

$$\frac{\partial\phi_g\rho_g}{\partial t}+\nabla\cdot N_{\rho_g\phi_g}=-m_{gl} \quad (5)$$

式中，N——浓度；

m_{gl}——气相到液相的质量传递速率，kg/（$m^3\cdot s$）。

在初始化阶段，假设水中的空气已经处于最大溶解度状态，因此，水温升高将导致液相向气相传质，同理，水温降低将导致气相向液相传质。由于水的密度远大于空气密度，该传质过程对水质量的影响可以忽略不计。

本次模拟工作仅对不凝结性气体析出规律进行研究，不对整体安注管线内的实际气体聚集情况进行仿真，因此采用直径为1 cm，管道长度为15 cm的竖直短管作为计算模型。如图1所示，由于管道内物理场是对称的，为减少计

算量，本文最终采用的计算域为管道的1/4。管道两端和管道外壁面均设置为无滑移的壁面，为了研究温度对气体溶解度的影响，管道外壁面还设置了温度边界条件。由于管道内的水近似静止状态，因此，可以忽略流体动力学的影响，采用COMSOL预定义的普通物理对网格进行校准，最终采用的划分等级为极细化，计算域网格数为17 141。

2　模拟结果

图2为温度在12 h内由17.5 ℃升高至22.5 ℃过程的模拟结果。随着温度升高，水中溶解的空气逐渐析出，析出的空气会在浮力作用下聚集在管道顶部。图中空气会聚集在靠近管壁的位置，这与一般的物理过程相符合，证明计算模型设置是比较合理的。

西屋公司标准运行技术规格书中规定的核实管道满水监督频度为31d，因此，本文需要研究长时间温度波动条件下管道内的空气聚集现象。气温的日间变化一般采用正弦曲线法[9]，国际上通用的土壤温波方程也是采用正弦函数模拟[10]，本文借鉴上述思路对厂房内的气温波动进行模拟。考虑到厂房内保温较好，因此，本文将管壁处的温度条件设置为以24 h为周期的小幅度正弦变化。图3分别为气温在2 ℃、3 ℃、4 ℃和5 ℃范围内波动时，720 h（30 d）内管道内气相体积分数的变化趋势。

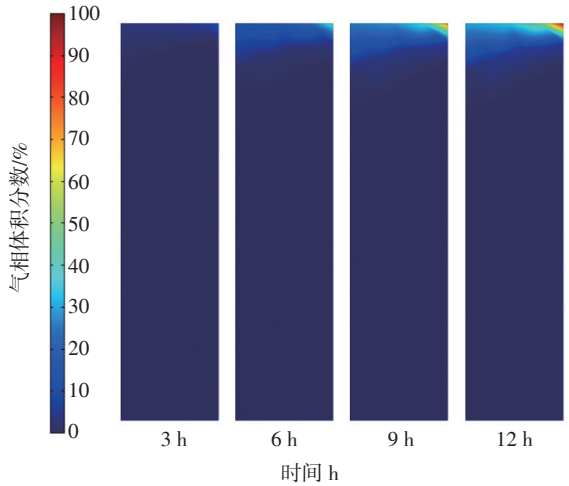


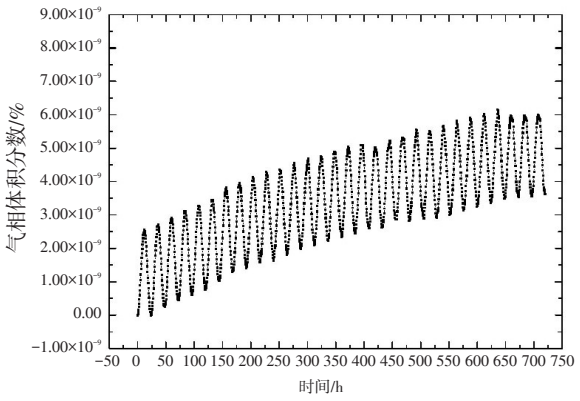
图2　管道顶部气相体积分数

Fig. 2　Air volume fraction of the pipe's top area

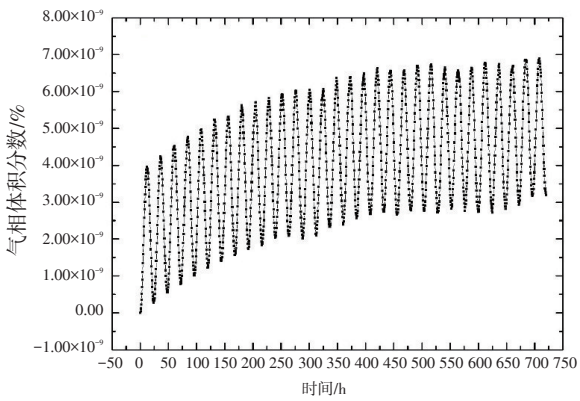
如图3所示，管道内始终会有一定量的空气无法重新溶解到水中，而由于浮力作用，这些气体会聚集在管道的顶端。发生该现象是因为升温时，管道内均发生气体析出现象，而当温度降低时，由于空气聚集在管道顶部区域，溶解的过程仅在发生顶部区域。约25d后，随着管道顶部聚集的空气增多，温度降低时空气溶解量逐渐增加，24 h内析出和溶解的空气量达到平衡，因此，管道内的整体气相体积分数的低点和高点几乎不再随着时间增加而改变。参考上述仿真结果，安注系统管线的排气操作应以不低于25 d/次的频度执行，以避免排气效果不佳。

3　结论

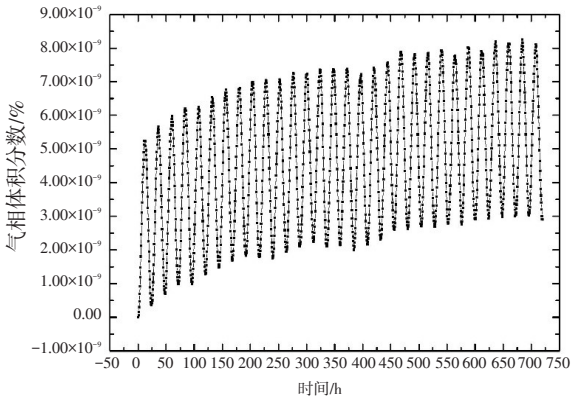
本文采用COMSOL软件建立了长度为15 cm、直径为1 cm的管道模型，对由温度波动导致的充水管道内的不凝结性气体聚集现象进行了仿真研究。仿真结果表明，安注系统管线满水的监督要求应以不低于25 d/次的频度执行。在运行技术规格书中监督要求的设计过程中，监督



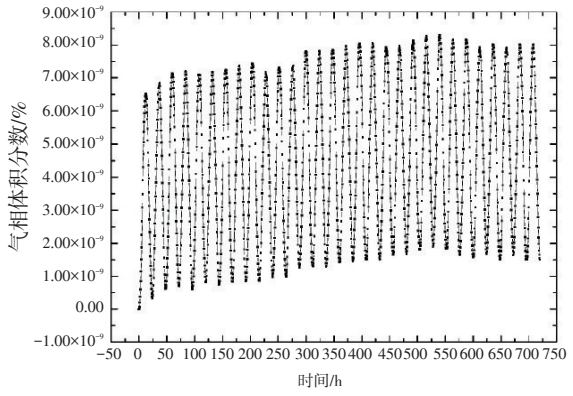
（a）气温t=2 ℃



（b）气温t=3 ℃



（c）气温 t=4 ℃



（d）气温 t=5 ℃

图3 气温在2 ℃、3 ℃、4 ℃和5 ℃范围内波动条件下，720 h内管道的气相体积分数

Fig. 3 Air volume fraction of the pipe with the temperature change in the range of 2 ℃、3 ℃、4 ℃ and 5 ℃

频度会在满足验证需要的情况下，考虑人员操作的便利性，因此，仿真结果初步说明了西屋标准技术规格书中规定的每31 d核实一次安注管线的满水状态的要求的合理性。

参考文献

[1] 曹雪明，李世伟，薛飞.秦山核电厂死管段筛选及管理对策[J].核动力工程，2013，34（6）：148-152.

[2] 王佳，韩志航，刘正林，等.一种RRA进口死管段改进方案[J].核科学与工程.2010，30（S2）：168-173.

[3] 李涛，邵震，黄慧敏，等.核电厂一回路压力边界死管段止回阀及缺陷管道更换项目可靠性管理[J].核安全，2015，14（3）：71-76.

[4] United States Nuclear Regulatory Commission. NUREG-1431Standard Technical Specifications, Rev4.0, Volume1, Specifications, Westinghouse Plants[S].Washington DC：NRC，2012.

[5] United States Nuclear Regulator yCommission.NUREG-1431 Standard Technical Specifications，Rev4.0，Volume2，Base，Westinghouse Plants[S].Washington D C：NRC，2012.

[6] 付晓泰，王振平.气体在水中的溶解机理及溶解度方程[J].中国科学，1996（2）：124-130.

[7] 张莹.基于气泡流模型的曝气筒内外流动特性数值模拟[D].西安：西安建筑科技大学，2014.

[8] COMSOLInc.COMSOL Documentation[S].2018.

[9] 姜会飞，温德永，李楠，等.利用正弦分段法模拟气温日变化[J].气象与减灾研究.2010，33（3）：62-65.

[10] 姜会飞.农业气象学[M].北京：科学出版社，2008.

Sation Study on Noncondensable Gas Accumulation Phenomenon in Safety Injection Piping System of PWR NPP

Zhu Guangyu, Quan Fengyang, Zeng Xiao, Yuan Yidan
(Center for Nuclear Power Safety, China Nuclear Power Engineering Co.,Ltd., Beijing 100840, China)

Abstract: The safety injection system, which provides emergency core cooling under LOCA accident and steam tube rupture accident. Under normal operating conditions, the system will be in standby state for a long time. Therefore, dead-end pipe phenomenon may occur in safety injection piping system as a result of non-condensable gas accumulation. Thus, surveillance is needed to verify if the piping system is full of water. Based on computational fluid dynamics software COMSOL, a numerical mode with the consideration of effect of temperature on the solubility of air in the water was built to investigate non-condensable gas accumulation phenomenon in a pipe full of water. The numerical results showed that, when the environment temperature waes in the sine function with small amplitude every daytime, the air in the pipe will dissolved as the temperature increases, on the contrary, the air in the pipe will precipitate out as temperature decreases. After about 25 d, the maximum and minimum air volume fraction in the pipe during one day are both stabilizing, therefore, the exhaust operation of safety injection system piping should be performed in a frequency longer than once in 25 d.

Key words: safety injection system; noncondensable gas; dead-end pipe

(责任编辑:许龙飞)

申红，吉辉，张志保，等.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(6)：104-107.
Shen Hong，Ji Hui，Zhang Zhi bao，et al. Suggestions on the Analysis and Comparison of the Safety and Applicability of Two Process Improvement Schemes in the Liquefaction Homogenization System[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：104-107.

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

申　红[1]，吉　辉[2,*]，张志保[2]，杨晓伟[1]，张　宇[1]，刘运陶[1]，阙　骥[1]，赵善桂[1]，刘天舒[1]
（1. 生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082；2. 中核第七研究设计院有限公司，太原　030012）

摘要：在铀浓缩厂，由于UF_6是液态正压操作，存在UF_6泄漏风险，国内外普遍认为UF_6液态泄漏事故的危害较大，所以液化均质系统一直是安全分析的重点。本文对两种改进工艺方案进行了分析并对技术参数进行比较，根据比对结果，对可能存在的问题提出意见与建议。

关键词：液化均质；工艺改进；比较；铀浓缩
中图分类号：TL21　**文章标志码：**B　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0104-04

天然UF_6经过离心级联分离浓缩后的具有一定丰度的产品需经液化均质，并进行取样分析，确认其质量达到《^{235}U丰度低于5%的浓缩六氟化铀技术条件》（GB/T 13696—2007）标准后，装入740L六氟化铀容器（或30B容器）中，方可作为产品运输到下游燃料元件的生产环节，这些有代表性的样品可用于卖方分析、买方复验以及仲裁。

我国铀浓缩离心分离工厂中，精料取料系统采用3 m^3（C）容器，该容器不能用于产品的场外运输，因此，液化均质系统需要将供取料厂房冷凝收集在3 m^3（C）容器中的精料，通过压热罐加热液化和均质，待取样分析确认其合格后，将其分装在产品容器（740 L六氟化铀容器或30B容器）中。

目前普遍采用的工艺是在高压下加热UF_6使其液化，并在液态进行分装倒料，UF_6属液态正压操作，存在UF_6泄漏风险，所以，液化均质系统一直是安全分析的重点。

为了提高系统的安全性，拟对液化均质原有系统工艺进行改进。改进工艺包括气态取样、气态分装工艺和新研制小型压热罐直接液化均质容器内UF_6的工艺。

本文对两种工艺方案的安全性与适用性进行分析，分析计算两种方案的物料液化和冷凝蒸发的技术参数，并对其进行比较，根据比对结果，对可能存在的问题提出意见与建议。

1　液化均质现有工艺

液化均质工艺目前采用的是将来自精料系统的3 m^3（C）容器通过运输小车装入压热罐中，在室温下对3 m^3（C）容器加热升温液化，待物料全部液化后，再升温至93℃±3℃，并在该温度下保持12 h，完成液化均质后，通过液相管线向产品容器进行液态UF_6产品分装，液态分装结束后，通过气相管线将液相管线、取样管线及液化容器内残料转移至事故冷风箱内。工艺流程如图1所示。

收稿日期：2020-07-29　**修回日期：**2020-10-15
作者简介：申红（1966—），女，河北邯郸人，研究员，注册核安全工程师，现主要从事核燃料循环设施安全审评和相关科研与法律法规标准的制修订工作
***通讯作者：**吉辉E-Mail；Jihui117@163.com

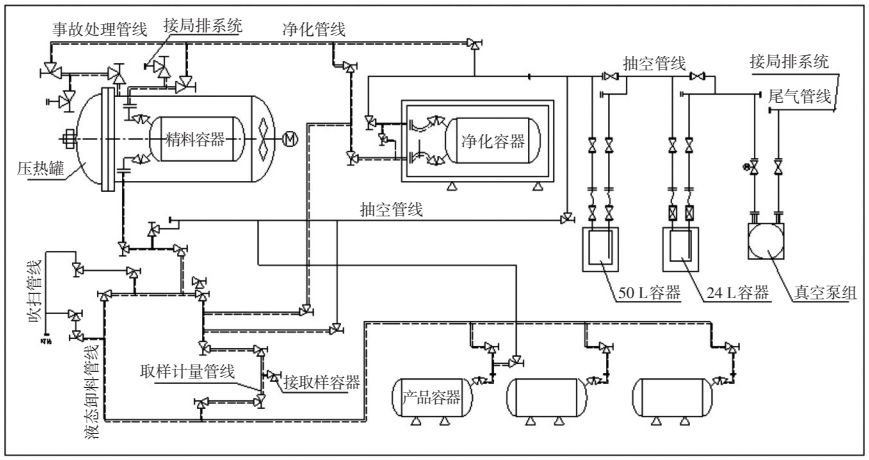


图1　工艺流程图

Fig. 1　Process flow diagram

2　液化均质改造工艺

改造的两种工艺，一种是将大压热罐3 m^3（C）容器液化均质气态蒸发分装；另一种是将小压热罐产品容器直接液化均质，无须分装。

2.1　气态分装工艺

该工艺是利用3 m^3（C）容器收取精料，然后放置在压热罐内完成加热、升温、液化，待物料全部液化后，再升温至93℃±3℃，并在该温度下保持12 h。通过气相管线向740 L容器进行气态UF_6分装，直至分装到规定量，然后通过气相管线进行气态取样，最后将液化容器、气态取样管线、气态分装管线内残料转移至收料冷风箱。工艺过程如图2所示。

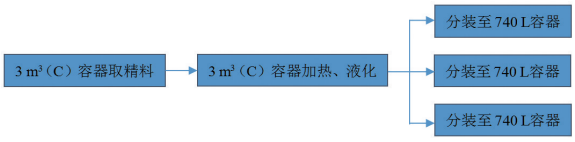


图2　工艺过程图

Fig. 2　Craft process

2.2　小压热罐直接液化工艺

该工艺是利用740 L容器收取精料，然后直接放置在新研制的小压热罐中进行加热、升温、液化，待物料全部液化后，再升温至93℃±3℃，并在该温度下保持12 h，通过气态管线进行气态取样，最后将气态取样管线内残料转移至收料冷风箱。工艺过程如图3所示。



图3　工艺过程图

Fig. 3　Craft process

3　两种改进工艺过程参数计算与分析

无论是采用气态分装工艺还是小压热罐直接液化工艺，物料都要经过液化，并在93℃±3℃的温度下保持12 h，不同的是气态分装工艺还要将3 m^3（C）容器中液化的UF_6通过气态蒸发分装到3个740 L容器中，而小压热罐则只需将740 L容器内的物料自然冷却，没有再次分装的过程。

3.1　液化过程、液化时间与能耗

容器内物料液化的时间及能耗是影响整个液化均质过程的关键参数。气态分装和小压热罐直接液化两种工艺都涉及容器内的UF_6液化过程，选择不同的工艺，物料液化的时间及能耗也不同。根据热传导理论，物料液化过程分3个阶段进行，第一阶段室温到45 ℃；第二阶段45 ℃到三相点64 ℃；第三阶段64 ℃~93 ℃。液化过程取决于容器外壁受热情况，容器内物料状态的变化，以及对容器本身的受热控制。本文对两种工艺的液化过程分别进行分析计算，以相同的升温速度进行升温加热，需要不同的

加热功率，液化所需时间也不相同。表1和表2是气态分装工艺液化和小压热罐直接液化在同样的两种升温速度下所对应的液化时间和能耗。

表1 气态分装过程时间和能耗

Table 1 Gas filling process time and energy consumption

升温速度/（℃/h）	5	10
加热功率/kW	13~17	26~27
液化时间/h	45	34

注：容器容积3 m^3（C）。

表2 小压热罐直接液化过程时间和能耗

Table 2 Direct liquefaction time and energy consumption in small UF_6 cylinder

升温速度/（℃/h）	5	10
加热功率/（℃/h）	5.2~5.3	10.2~10.6
液化时间/h	43	33

注：容器容积740 L。

从表1和表2看出，3 m^3（C）容器和740 L容器在升温速率相同的情况下，液化所需时间相差不多，740 L容器所需时间略少1~2 h，加热3 m^3（C）容器的能耗约是740 L容器的两倍。

3.2 气态分装过程持续时间

气态分装工艺还涉及物料通过蒸发分别转移分装至740 L容器的过程。这个过程所用时间取决于UF_6液化后的蒸发能力。蒸发能力与容器外壁受热情况、容器内物料状态以及容器本身阀门开度控制等有关。

根据热量平衡原理，气态分装过程分为3个阶段，第一阶段：93℃时，蒸发液态所需的热量完全由剩余液态降温得到；第二阶段：三相点时，气体蒸发所需热量由剩余液体降温及变成UF_6固体放热得到；第三阶段，三相点以下时，容器内剩余UF_6降温的热量已不足以满足UF_6蒸发所需要的热量，还需要对容器进行加热，以便让UF_6保持持续的蒸发能力，直至分装UF_6到740 L容器的额定装料量为止。气态分装工艺采用的是3 m^3（C）容器，按照分装转移至740 L容器冷凝能力进行蒸发转移计算，气态分装过程的3个阶段所对应的温度、压力、所需热量及时间见表3。

从表3看出，3 m^3（C）容器分装到740 L容器的额定容量（2 270 kg），整个过程约需40.8 h，从开始分装约15 h后，蒸发能力不足以匹配产品容器冷凝能力，还需加热补充热量，增加能耗。

表3 气态分装过程参数

Table 3 Gasification and loadging process parameters

容器内物料量/kg		温度/℃	压力/kPa	补热量/W	时间/h
第一阶段	7 200~4 900	93~64.05	321.79~151.90	0	0~13
第二阶段	4 900~4 557	64.05~60.02	151.90~122.47	0	13~15
第三阶段	4 557~369	60.02~56.37	122.47~100.36	5 527~100.35	15~40.8

3.3 两种方案优缺点比较

两种方案比较，优缺点见表4。

表4 方案优缺点比较

Table 4 Comparison of advantages and disadvantages of schemes

方案模式	优点	缺点
气态分装	避免了在正压下分装液态UF_6、易改造	气态分装耗时长、能耗大、效率低
小压热罐直接液化	避免了在正压下分装液态UF_6、系统固有安全提高、流程短、操作简单、生产效率高	精料取料容器需要改为740L容器,收料点数增加，容器拆装频率增加

4 两安全性及适用性分析与建议

通过对两种方案工艺过程的分析计算比较，可以看出液化均质的整个过程在液化阶段，无论采用气态分装工艺还是小压热罐直接液化工艺，其液化过程相同，所需液化时间及能耗差别不大。两种方案的主要区别是液化后，物料的装料方式。

安全性及适用性分析建议如下：

（1）气态分装工艺，在原有系统的基础上改造容易，不需要研制新设备，但整个分装过

程需要40多小时，耗时长、能耗大，而且仍然存在倒料环节，不同的是由液态分装变为气态分装，虽然物料的转移以负压气态形式进行，加热液化及取样过程均在承压的密封压热罐内完成，但是在气态分装过程中，考虑极端情况，如果压热罐外的管线破损，仍然会发生UF_6泄漏事故，同原工艺液态倒料一样存在泄漏风险。不同的是，泄漏的UF_6是气体而不是液体，释放量有限，危害程度相对液态较低。气态分装工艺没有从根本上规避倒料过程中可能发生的危害，而且效率低，对工厂来说，不是最佳选择方案。

（2）小压热罐直接液化工艺，采用740 L容器取精料，直接加热液化UF_6，经过一段时间均质后，自然冷却。该工艺从根本上规避了倒料过程，彻底消除了由于倒料而发生泄漏的可能，因此，整个系统的安全固有性提高。由于无须倒料分装，使整个液化均质过程的效率提高，是一种比较先进的工艺。

结合我国目前铀浓缩厂供取料的工艺现状，精料收取全部采用的是3 m^3（C）容器，与小压热罐直接液化均值工艺不匹配。该工艺只能作为目前液化均质工艺的新增工艺，还不能完全取代原有工艺，目前尚不具备推广使用条件，建议在以后的新建设施中可统筹考虑供取料工艺和该液化均质新工艺。

参考文献

[1] Н. П. 加尔金（Н. П. Галкин）等，铀氟化物的化学与工艺学［M］. 严氢等合译. 北京中国工业出版社，1965.

[2] 许贺卿. 铀化合物转化工艺学［M］. 北京：原子能出版社，1994.

[3] 时钧，汪家鼎，余国琮，等. 化学工程手册［M］. 北京：化学工业出版社，1996.

[4] I. Phyr. B At. Mol. Opt. Phys. ZS（1995）4269-3281 Transport and Equilibrium Properties of UF6 Gas Simultaneously Fitted by an Effective Isotropic Potential with Temperature-Dependent Parameters.

[5] 范育茂，覃锐，高起发，等. UF_6泄漏事故分析［J］. 核安全，2012（2）：43-45.

[6] 生态环境保护部. HJ/T 169—2018建设项目环境风险评价技术导则［S］. 北京：生态保护部.

[7] Steven. J. Hasen. The UF_6Manual［K］. USEC，2006.

[8] 连培生. 原子能工业［M］. 北京：原子能出版社，2002.

[9] IAEA. International Atomic Energy Agencysafety of Fuel Cycle Facilities: Dreft Safety Requirements DS316.［S］. Vienna: IAEA，2008.

[10] IAEA. Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities No. NS-R-5（Rev. 1）

Suggestions on the Analysis and Comparison of the Safety and Applicability of Two Process Improvement Schemes in the Liquefaction Homogenization System

Shen Hong[1], Ji Hui[2,*], Zhang Zhibao[2], Yang Xiaowei[1], Zhang Yu[1],
Liu Yuntao[1], Que Ji[1], Zhao Shangui[1], Liu Tianshu[1]

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 102245, China;
2. CNNC No.7 Research & Design Institute Co.,Ltd.,Taiyuan 030012, China)

Abstract: In uranium enrichment centrifugal separation plant, because UF_6 is operated under positive pressure of liquid, there is a risk of UF_6 leakage. At home and abroad, it is generally believed that UF_6 liquid leakage accidents are more harmful, so the liquefaction homogenization system has always been the focus of safety analysis. This article compares the technical parameters of the two improved process schemes, and according to the comparison results, puts forward opinions and suggestions on possible problems.

Key words: liquefaction homogenization; improved process; compare; uranium enrichment

（责任编辑：梁晔）

陈一伟，黄炳臣，沈伟，等.核级设备抗震分析中螺栓应力的评定方法[J].核安全，2020，19(6)：108-110.
Chen Yiwei，Huang Bingchen，Shen Wei，et al. Evaluation Method of Bolt Stress in Seismic Analysis of Nuclear Grade Equipment[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：108-110.

核级设备抗震分析中螺栓应力的评定方法

陈一伟，黄炳臣，沈　伟，石　红*，张强升
（生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：抗震分析作为抗震鉴定的一种方法，广泛应用于核电厂各类设备的安全评价中。目前，由于核级设备的螺栓应力校核方法不一，采用的标准也不同。本文基于ASME和RCC-M标准，针对采用不同核安全标准设计的核级设备和不同位置的螺栓，提出了应力评定方法及评判依据，对核级设备的抗震分析具有借鉴意义。

关键词：抗震分析；螺栓；评定
中图分类号：TM623.4　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0108-03

抗震鉴定作为核安全设备鉴定的一部分，对民用核安全设备的安全运行具有至关重要的作用。核级设备的抗震鉴定一般可采用抗震分析、抗震试验、分析与试验相结合的方法。目前，抗震分析作为抗震鉴定的一种方法，广泛应用于核电厂各类设备的安全评价中。螺栓是连接核电厂各设备的重要部件，螺栓的安全关系到整个核级设备乃至整个核电厂的安全。因此，对不同工况及不同位置的螺栓进行准确的刚度和强度分析对保证核电厂安全稳定运行具有重要意义[1-3]。

近年来，国内外学者在核级设备连接螺栓的强度研究方面进行了不少研究。张续钟等人[4-6]研究了螺栓预紧力确定的方法，给出螺栓装配预紧力的计算方法；季同盛、崔赫昕等人[7-9]通过有限元方法分析了螺栓连接结构强度。但大多数分析主要针对承压部件及关键设备，对紧固螺栓的评定采用的评定标准和方法不一，甚至很多抗震分析中忽略了对紧固螺栓的评定。这对于抗震分析的完整性及核电厂的整体安全性有重大影响。

1　螺栓模型建立原则

我们利用有限元ANSYS/WORKBENCH等软件对所分析的螺栓进行建模。对于螺栓体，我们应尽量按照实际模型进行建模，针对复杂结构或者螺栓数量过多的模型，可用梁单元进行模拟。实体模型与螺栓之间，螺栓孔与螺柱面通过绑定约束；面模型与螺栓之间的约束，采用不大于螺栓垫片面积的面单元与螺柱面的绑定约束连接。

2　评定过程

2.1　采用RCC-M标准设计的核电设备连接螺栓评定准则

2.1.1　承压部件的连接螺栓评定

对于阀体与阀盖、泵盖与涡轮、压力筒体与封头等承压部件之间的连接螺栓，我们应采用RCC-M（压水堆核岛机械设备设计和建造规则）ZV章节进行校核。下面以某核电厂核级阀门阀盖与阀体的16根奥氏体连接螺栓为例，依据RCC-M C3563.4按照强制性附录ZV的要求进行校核。

收稿日期：2020-04-19　**修回日期：**2020-07-02
作者简介：陈一伟（1989—），男，浙江温州人，工程师，硕士，化工机械专业，现主要从事核安全设备审评及抗震分析工作
***通讯作者：**石红，E-mail:sh_nsc@163.com

根据有限元分析法，计算连接螺栓在事故工况下的应力强度分布，得出16根螺栓的最大应力，见表1。

表1　16根连接螺栓应力评定结果表

Table 1　Stress evaluation of 16 connecting bolts

单位：MPa

螺栓序号	最大使用应力	应力限值
1	7.94	120
2	15.07	120
3	3.3	120
...	...	...
16	6.71	120

螺栓在事故工况下的最大应力为15.07 MPa，远小于螺栓材料在室温下的许用应力，且有较大的设计裕度。

根据RCC-M ZV233的要求，本文对螺栓最小截面进行校验。

设计工况下需满足公式：

$$\frac{FS(P_C)}{S_A} \leqslant S \tag{1}$$

式中，$FS(P_C)$——紧固力，N；

S_A——最小截面积，m^2；

S——设计温度下的许用应力，N/m^2。

工作条件下需满足公式：

$$\frac{FS_i}{S_A}\cdot\frac{E_h}{E_c} \leqslant \min\left|\begin{matrix}2S\\2S_y/3\end{matrix}\right. = 240\ \text{MPa} \tag{2}$$

式中：E_h——工作温度时螺栓材料的弹性模量，MPa；

E_c——螺栓材料在室温20℃下的弹性模量，MPa；

S——工作温度下的基本许用应力，$S=120$ MPa；

S_y——工作温度下的屈服强度值，$S_y=480$ MPa。

根据式（2）计算得到的所需最小截面积见表2。由表2可知，螺栓面积满足RCC-M强制性附录ZV的要求。

表2　螺栓的最小截面面积

Table 2　Minimum cross section area of bolts

单位：mm^2

螺栓的最小截面面积	计算面积	实际面积
A_m	172.3	3 600

2.1.2　非承压部件的连接螺栓评定

对于非承压部件的连接螺栓，我们应根据RCC-M强制性附录ZVI 2460螺栓紧固件连接要求，采用公式（3）进行校核：

$$f_t^2/F_{tb}^2+f_v^2/F_{vb}^2 \leqslant 1 \tag{3}$$

式中，f_t——实际拉伸应力，MPa；

F_{tb}——许用拉伸应力，MPa；

f_v——实际剪切应力，MPa；

F_{vb}——许用剪切应力，MPa；

奥氏体螺栓：$F_{tb}=0.3S_u$，$F_{vb}=S_u/8$；

铁素体螺栓：$F_{tb}=0.5S_u$，$F_{vb}=5S_u/24$。

2.2　采用ASME标准设计的核电设备连接螺栓评定准则

2.2.1　承压部件的连接螺栓评定

对于承压部件之间的连接螺栓，我们应按照ASME（锅炉及压力容器规范）核电标准第III卷第1册附录XI提供的评定方法进行螺栓最小截面积的评定，即按照式（4）进行评定，材料的许用应力由ASME第Ⅱ卷D篇1分篇表3查得。

$$A_b \geqslant A_m = \min\left\{\left[\begin{matrix}0.785G^2P+\\(2b\times 3.14GmP)\end{matrix}\right]/S_b, 3.14bGy/S_a\right\} \tag{4}$$

式中，A_b——实际螺栓最小截面积，m^2；

A_m——螺栓所需最小截面积，m^2；

G——垫片载荷反作用力处的直径，m；

P——设计压力，Pa；

b——垫片压紧有效宽度，m；

S_a——常温下螺栓许用应力，MPa；

S_b——设计温度下螺栓许用应力，MPa；

m——内压的倍数；

y——垫片或连接接触面的单位压紧载荷，N。

2.2.2　非承压部件的连接螺栓评定

对于非承压连接螺栓，我们应根据ASME第III卷第1册NF分卷提供的评定方法进行评定，按照相应的准则对4种工况分别去验收。4种工况的验收准则见表3。

3　结论

在核级设备抗震分析时，我们往往对关键承压部件着重计算，而忽略了螺栓的校核或采用不适用的准则进行校核。本文在RCC-M及

表3 连接螺栓应力评定准则

Table 3 Stress evaluation criteria for connecting bolts

使用等级	纯拉伸应力 f_t	纯剪切应力 f_v	拉伸与剪切应力组合	材料
A	$f_t \leqslant F_{tb} = S_u/2$	$f_v \leqslant F_{vb} = 0.62S_u/3$	$f_t^2/F_{tb}^2 + f_v^2/F_{vb}^2 \leqslant 1$	铁素体
	$f_t \leqslant F_{tb} = S_u/3.33$	$f_v \leqslant F_{vb} = 0.6S_u/5$		奥氏体
B	$f_t \leqslant F_{tb} = 1.15S_u/2$	$f_v \leqslant F_{vb} = 0.713S_u/3$		铁素体
	$f_t \leqslant F_{tb} = 1.15S_u/3.33$	$f_v \leqslant F_{vb} = 0.713S_u/5$		奥氏体
C	$f_t \leqslant F_{tb} = 1.25S_u/2$	$f_v \leqslant F_{vb} = 0.775S_u/3$		铁素体
	$f_t \leqslant F_{tb} = 1.25S_u/3.33$	$f_v \leqslant F_{vb} = 0.775S_u/5$		奥氏体
D	$Min[S_y, 0.7S_u]$	$Min[0.6S_y, 0.42S_u]$		铁素体
				奥氏体

ASME标准的基础上，提出了螺栓校核的方法及评定准则，对核级设备抗震分析的连接螺栓的评定提供了参考依据。

参考文献

[1] 姜睿.阿尔塔什水利枢纽电厂防水淹厂房紧急关闭系统设计[J].小水电，2017（5）：34-36.

[2] 刘玉辉，孔繁臣.回龙水电站水泵水轮机设计结构及原理[J].大电机技术，2009（4）：55-57.

[3] 陈杰.从俄罗斯萨扬电站事故探讨加强水电站运行管理[J].四川水力发电，2010，29（6）：176-179.

[4] 郭世忠，赵小映.水轮发电机组安装中螺栓连接的预紧与防松[J].水利水电技术，2013，44（4）：78-80+86.

[5] 陈真，杜静，何玉林，等.采用VDI2230的风力发电机组塔筒法兰联接处螺栓强度分析[J].现代制造工程，2011（5）：125-129.

[6] 张续钟，刘思靓，马建峰.混流式水轮发电机顶盖螺栓的安全性设计方法[J].小水电，2017（5）：25-28.

[7] 季同盛.核电应急柴油发电机组抗震分析[D].镇江：江苏科技大学，2016.

[8] 崔赫昕.阳江、台山、防城港、石岛湾核电厂FLMB130N风冷式冷水机组抗震分析[C]//中国核动力研究设计院科学技术年报（2012）.北京：中国核学会，2014.

[9] 彭翠玲，张周红，艾华宁，等.核电站用储油罐应力分析与评定[J].石油和化工设备，2011，14（1）：5-8+12.

Evaluation Method of Bolt Stress in Seismic Analysis of Nuclear Grade Equipment

Chen Yiwei, Huang Bingchen, Shen Wei, Shi Hong*, Zhang Qiangsheng

(Center for nuclear and radiation safety, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: As a method of seismic evaluation, seismic analysis is widely used in the safety evaluation of various equipment in nuclear power plant. At present, because of the different methods of bolt stress checking, the standard used is also different. In this paper, based on ASME and RCC-M standards, the stress evaluation method and evaluation basis are proposed for nuclear grade equipment designed according to different nuclear safety standards and bolts at different positions, which has reference significance for seismic analysis of nuclear grade equipment.

Key words: seismic analysis; bolt; evaluation

（责任编辑：徐晓娟）

孙海涛，吴彩霞，吕云鹤，等.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(6)：111-115.
Sun Haitao，Wu Caixia，Lv Yunhe，et al. Analysis of Nationwide Material Aging Data Platform Construction for Key Items of Nuclear Power Station[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：111-115.

全国核电厂关键物项材料老化数据平台建设分析

孙海涛[1]，吴彩霞[2]，吕云鹤[1]，张晏玮[2]，初起宝[1]，车树伟[1]，侯春林[1]，马若群[1,*]
（1. 生态环境部核与辐射安全中心，北京 100082；2. 苏州热工研究所有限公司，苏州 215004）

摘要：国际核能组织和核电技术先进国家均建立了核电厂关键设备材料老化数据库，但国内一直没有构建和运维全国性核电厂物项材料老化数据平台，本文从提升数据利用价值、优化核电厂老化管理、支撑运行许可证延续论证及审查、夯实标准制定基础等方面的需求出发，分析了构建和运维全国核电厂关键物项材料老化数据平台的必要性，并对平台的构建给出了相关建议。

关键词：核电厂；材料老化；数据平台；运行许可证延续；老化管理
中图分类号：X946；TL38+2 **文章标志码：**A **文章编号：**1672-5360（2020）06-0111-05

对构筑物、系统和部件老化的有效管理是核电厂安全可靠运行的一个重要因素。核电厂寿期内的设计、建造、运行（包括延寿运行和长期停堆）和退役各阶段都应主动进行老化管理，其中对老化数据的收集、整理和利用是重要环节。核安全导则《核动力厂老化管理》（HAD 103/12）[1]中要求营运单位应根据老化管理大纲建立相应的数据收集和记录保存系统，以促进老化管理大纲的实施和优化。但受限于国内核电厂老化管理起步晚和老化数据分享机制的缺乏，一直没有构建和运维全国性核电厂物项材料老化数据平台，对老化数据的科学利用、老化管理水平和相应核安全监管能力的提升等均存在不利影响。因此，构建和运维全国性核电厂关键物项材料老化数据平台势在必行。

1 国内外实践和现状

对于核电厂关键物项材料老化数据平台的运维，国内外核电厂营运单位、监管部门和国际组织均有相应的实践经验，但平台的运维状态、利用水平存在一定的差异。

1.1 国外

国际核能组织和核电技术先进国家和组织，如国际经合组织核能署（NEA）、IAEA[2]和美国[3]等均建立了跨国级或国家级的核电厂关键设备材料老化数据库，见表1。

这些数据库为上述组织和国家核电厂长寿期运行/许可证延续政策的制订、老化管理和核安全监管工作提供了坚实的基础。

1.2 国内

国内少数核电厂建立了材料老化相关数据库[4,5]，如秦山核电厂老化管理系统和大亚湾核电厂老化管理数据库，但这些材料老化数据库适用范围较窄[6]，一般仅限于某个核电机组、某个核电基地或某个单位、某个集团，无法实现数据库的单位间、集团间和行业内的共享；

收稿日期：2020-07-09 **修回日期：**2020-08-10
基金项目：国家重点研发计划——核电关键材料服役行为的高通量评价和预测技术，项目编号：2017YFB0702200；
国家科技重大专项——核电厂通用老化经验平台建设与体系研究，项目编号：2019ZX06005003
作者简介：孙海涛（1979—），男，山东莱州人，研究员级高级工程师，硕士，材料加工工程专业，现主要从事核电机械设备材料安全审评与研究工作
***通讯作者：**马若群，E-mail：maruoqun@163.com

表1 国外核电厂关键设备材料老化数据库

Table 1 Material aging database of NPP abroad

运维机构	数据库	参与方
NEA	核电厂部件运行经验降质和老化项目数据库（CODAP: Component Operational Experience Degradation and Aging Project）	21个成员国参与CODAP的数据更新。美国核管会（NRC）也参与CODAP并为其提供NRC数据库数据
IAEA	反应堆压力容器（RPV）材料国际数据库（IDRPVVM: International Database on Reactor Pressure Vessel Material）	IAEA各成员国
美国核管会（NRC）	RPV辐照脆化数据库（EDB: Embrittlement Database）和RPV完整性数据库（RVID: Reactor Vessel Integrity Database）等	美国核电营运方

另一方面，这些数据库数据量偏小，应用偏少，无法实现数据的有效利用，形成了“信息孤岛”。国内核电主管部门和核安全监管部门，包括技术支持单位尚未搭建核电厂物项材料老化综合数据库/平台，也缺少类似NRC的EDB和RVID等专项数据库。

国内核电行业和监管部门均未建立全国性的核电厂关键物项材料老化数据平台，也暂未加入国际组织的相应数据库项目，对于已有老化数据的开发和利用、核电老化管理水平和竞争力的提升以及核安全监管能力的加强均存在负面影响。

2 必要性分析

随着我国核电厂运行堆年的增加，老化管理、定期安全审查和许可证延续等工作任务逐渐加重，全国核电厂物项材料老化数据平台对于以上工作的开展、新技术研发和标准制定等均有积极的促进作用，其构建需求也愈加迫切。

2.1 提高数据利用价值

机械设备材料老化数据（见表2）、电气设备材料老化数据（见表3）和构筑物材料老化数据（见表4）等核电厂物项服役和科研老化数据十分宝贵，具有明显的潜在价值和可开发价值，对于核电设计、建造、运行、延寿和退役均具有重要的价值和指导意义。

表2 机械设备材料老化数据分类及来源

Table 2 Classification and source of mechanical equipment material aging data

物项	服役数据来源（举例）	科研数据来源（举例）
反应堆压力容器	反应堆压力容器辐照监督管试验、疲劳监测、水化学监测	反应堆压力容器加速辐照试验
蒸汽发生器	传热管在役磨损检查	传热管腐蚀和微动磨损试验
主管道	在役检查	主管道加速热老化试验
堆内构件	堆内构件磨损检查	堆内构件辐照促进应力腐蚀试验
其他主设备部件	管道腐蚀检查	不锈钢应力腐蚀试验
2、3级和核安全相关级部件	金属材料腐蚀检查、材料磨损检查、材料疲劳损伤检查	不锈钢应力腐蚀试验、管件疲劳试验
其他部件	金属材料腐蚀检查	

表3 电气设备材料老化数据分类及来源

Table 3 Classification and source of electrical equipment material aging data

物项	服役数据来源（举例）	科研数据来源（举例）
电缆及连接件类	电阻性能检测、氧化状态检查	电缆加速老化试验
绝缘子	绝缘性能检查	绝缘子加速老化试验
变压器类	性能检查	
其他	状态检查	

表4 构筑物材料老化数据分类及来源

Table 4 Classification and source of structures material aging data

物项	服役数据来源（举例）	科研数据来源（举例）
安全壳	预应力检查、涂层检查、密封性检查	预应力损失试验、涂层加速老化试验、混凝土辐照老化试验
其他构件	混凝土老化状态检测	混凝土加速老化试验

以每个机组RPV辐照监督管材料试验数据为例，国内单根辐照监督管的制造、安装、提取和热室试验全过程，一般需花费人民币约300万元，但目前这些数据仅用于特定RPV的寿命监督[7,8]，对于国产RPV材料性能验证和辐照寿命预测公式开发[9]的潜在价值没有被挖掘和利用。此外，国内针对关键物项材料开展的老化性能专项研究，也积累了和预期产出大量试验

数据，而这些数据分散于各研究单位和研究者个人手中，缺少交流和共享，导致数据潜在价值没有被充分开发的同时，也存在重复立项，造成科研资金浪费的风险。

运维全国核电厂物项材料老化数据平台，将会延长我国核电材料老化服役和科研数据的生命周期和提高其利用率，提高核电项目的产出和效益。

2.2 优化核电厂老化管理

有效的日常老化管理可以保障核电厂安全可靠运行[10]，同时老化管理对于国内核电厂定期安全审查（PSR）[11]是一个关键要素，HAD 103/11要求：应尽可能识别与老化有关的可能导致核电厂关键构筑物、系统和部件故障且可能限制核动力厂寿期的劣化机理。而老化管理依赖于全面、完整、准确地对老化数据进行收集和利用。

某个核电机组老化数据的收集应以本机组数据为基础，并将国内外同类型机组老化数据作为重要借鉴和依据。全国性的核电厂物项材料老化数据平台可积极支撑国内外同类型机组老化数据的收集和消化，实现对老化和寿命数据的权威汇集、长期保存、集成管理和全面共享，并可优化核电厂的老化管理和定期安全审查。

2.3 支撑运行许可证延续论证及审查

在美国NRC审查批准89个机组许可证更新申请，以及国家核安全局审查秦山核电厂运行许可证延续（OLE）[12]申请过程中，NRC管理文件NUREG-1801“核电厂通用老化经验（简称GALL）报告”[13]是核心文件，该文件主要汇总了美国压水堆和重水堆核电厂许可证更新范围内主要物项的材料、环境、老化机理/效应和老化管理要求，其背后是NRC和核电业界几十年对核电厂关键物项材料老化科研数据和实际服役老化数据的收集、整理和利用，包括数据平台的强有力支撑。

中国正逐步开展对核电厂OLE的核安全审查工作，编制和使用中国自己的“核电厂通用老化经验（CGALL）报告”，一方面可以解决美国GALL报告无法完全覆盖国内核电厂关键物项材料、环境和老化机理的问题；另一方面也有利于提升国内老化管理和核安全监管水平。而此项工作必然要求以丰富的科研和服役老化数据作为支撑。构建和运维全国性核电厂关键物项材料老化数据平台则可以保证这些数据的科学利用和中国核电厂OLE监管文件编制工作的高效实施，为OLE安全监管活动保驾护航。

2.4 保障风险指引型在役检查技术可靠性

近几年来，风险指引型在役检查方法（RI-ISI）[14]逐渐在国内得到重视、研究和试点应用。设备的劣化机理分析是RI-ISI的一个重要步骤，而目前国内RI-ISI技术主要采用美国相关实践和文件中的失效机理、属性准则和后果。如果一直走跟踪路线，虽然可以保持与RI-ISI技术先进国家/组织的对标和一致，但长此以往将影响国内对RI-ISI分析结果的科学判断，也不利于自身RI-ISI技术的发展。

因此，有必要对国内核电厂RI-ISI应用范围的设备老化数据进行收集、整理、存储、发掘和利用，在借鉴国际成熟经验的基础上制订自己的RI-ISI技术劣化机理和属性准则等关键要素。这自然需要运维国内核电厂关键物项材料老化数据平台。

2.5 夯实标准制订基础

国内核电厂物项设计、制造和运行领域的规范标准，如国家标准（GB）、能源行业核电标准（NB）和环境保护标准（HJ）的制订多数需要材料老化性能数据作为支撑。有材料老化服役数据和试验数据作为基础，相应标准条款才能更客观和更科学，当然数据来自全国性物项材料老化数据平台将更有说服力。

总之，充分挖掘和利用材料老化试验和服役数据，提升核电设计、制造和运行等各环节老化管理和监管工作的水平，搭建和运维全国核电厂关键物项材料老化数据平台是大势所趋。

3 平台构建方案建议

为了保证全国核电厂关键物项材料老化数据平台的有效运维，我们需要厘清平台指导方、运维方和使用方的职责和权限，界定数据类型和范围，并形成科学、共识的数据分享机制。

3.1 国家核安全局负责指导

建议国家核安全局对全国核电厂关键物项材料老化数据平台的建设和运维给予指导和政

策保障，包括引导和协调各核电业主、设计院、研究单位和核安全监管技术支持单位等定期提交核电厂物项材料老化数据，推进相关法规、标准和技术文件的编制。

3.2 核安全监管技术支持单位主体运维

核安全监管技术支持单位相对于核电业主、设计院及研究单位等较独立和中立，作为全国核电厂关键物项材料老化数据平台的建设和运维主体具有一定的优势。核安全监管技术支持单位应充分借鉴和利用已有核电厂经验反馈平台、全国核电厂设备可靠性数据库等的构建和运行经验。

如图1所示，建议由核安全监管技术支持单位作为主体，联合国内核电厂物项材料老化相关的业主、设计院和研究单位等，在国家核安全局的指导下，共同运维全国核电厂关键物项材料老化数据平台，推倒数据壁障，连接“信息孤岛”，实现对老化和寿命数据的集成管理和全面共享。

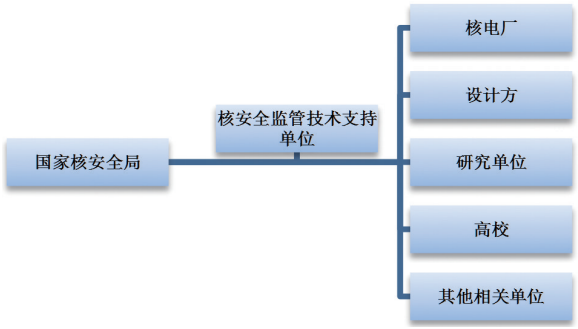


图1 平台建设相关方

Fig. 1 Relevant parties of platform construction

国内可参与平台的构建、材料老化数据的提供及利用平台的核电各相关单位见表5。

3.3 建立数据交换和共享机制

科学的数据交换和共享机制是确保全国核电厂关键物项材料老化数据平台长期有效运行的关键。只有建立科学、被一致认可的数据交换和共享机制，才能促使各单位积极提交和共享相关老化数据，以保障数据平台的生命力。建议参考设备可靠性数据库等运维机制的基础上，采取数据标识“DOI: Digital Object Identifier”方法[15]和“数据等量、等级别提供及获取”原则对数据进行保护和管理。

表5 国内材料老化数据平台相关单位

Table 5 Domestic related units about material aging data platform

单位类型	单位举例	数据提供类型	数据获取用途
核电厂业主单位	秦山核电厂、大亚湾核电厂	材料服役老化数据、材料性能监督数据	指导日常老化管理和PSR
核电设计院	核动力设计院、广核设计院、728院	材料原始数据	指导关键物项设计与制造
核电集团研究单位	武汉核动力研究所、苏州热工院、401	材料试验数据	指导PSR、OLE等的安全论证
其他研究机构	沈阳金属研究所、清华大学	材料试验数据	指导试验模型修正、试验方案确定
核安全监管单位	国家核安全局、核与辐射安全中心	材料试验数据	指导老化管理、PSR、OLE的核安全监管

建议从顶层设计出发，一方面通过行政措施打破个人和单位对于数据的“保护”，另一方面充分听取各方意见，汇集各方智慧，形成对数据平台框架搭建和建设发展的完备思路，同时借鉴国外先进经验，推进全国性老化和寿命数据的开放与共享。

3.4 加强国际交流

国内核电厂应秉承开放、合作、共赢的理念，融入世界核电发展框架。建议国家核安全局积极沟通协调，争取加入IAEA和NEA等国际核电组织的老化数据库项目，以提升我国在世界核电领域的影响力，共享IAEA/NEA组织丰富的材料老化和服役数据，促进我国核电设备设计、制造、运行和监管能力的提升以及国内核工业和核安全领域的高效发展。当然，做好这项工作的前提是国内核电厂关键物项材料老化数据平台已运作良好，否则即使加入国际组织相关数据库项目也会遇到数据交换和共享的限制。

4 结论

（1）核电厂通用老化经验报告对保障部件安全功能、提升国内核电老化管理水平和支撑运行许可证延续论证等具有重要的意义；

（2）搭建和运维全国核电厂关键物项材料

老化数据平台，对充分挖掘和利用材料老化试验和服役数据、提升核电老化管理水平、支撑运行许可证延续论证等具有重要意义；

（3）有必要在主管部门的指导下，由核安全监管技术支持单位作为主体，联合国内核电厂物项材料老化相关的业主、设计院和研究单位共同运维全国核电厂关键物项材料老化数据平台，实现对老化和寿命数据的集成管理和全面共享。

参考文献

[1] 国家核安全局. HAD 103/12核动力厂老化管理［M］. 北京：中国法制出版社，1998.

[2] Data Collection and Record Keeping for the Management of Nuclear Power Plant Ageing ［R］. SAFETY SERIES 50-P-3,Vienna：International Atomic Energay Agency，1991.

[3] EMBRITTLEMENT DATABASE［R］. NUREG-1511,Washington DC：NRC，2000.

[4] 何劼. 核反应堆设备老化管理数据库应用系统的初步设计［J］. 核动力工程，2006（8）：292-294.

[5] 刘鸿运. 秦山一期核电厂蒸汽发生器老化管理数据库系统开发［J］. 核动力工程，2006（10）：258-260.

[6] 张晓媚. 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(2):166-169.

[7] 凌礼恭. 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（1）：6-11.

[8] 孙海涛. 压水堆核电厂反应堆压力容器辐照脆化评价与监督［J］. 核安全，2010（3）：17-21.

[9] 佟振峰. 低铜合金反应堆压力容器钢辐照脆化预测评估模型［J］. 原子能科学技术，2009，43：103-108.

[10] Ageing Management for Nuclear Power Plants［R］. NS-G-2. 12, VIENNA:INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY,2009.

[11] 殷德健. 法国定期安全审查的实践［J］. 核安全，2006（3）：51-55.

[12] 龚嶷，崔满满，窦一康，等. 核电厂运行许可证延续(OLE)安全监管的对策［J］. 核安全，2015（1）：1-11.

[13] NRC. Generic Aging Lessons Learned(GALL)Report［R］. NUREG-1801,Washington,DC：NRC，2010.

[14] 李虎伟，依岩，黄志超，等. 关于EPRI型风险指引管道在役检查优化方法的探讨及改进建议［J］. 核安全，2016（4）：69-74.

[15] 刘润达. 我国科学数据DOI应用现状、问题与对策［J］. 中国科技资源导刊，2014（5）：86-87+98.

Analysis of Nationwide Material Aging Data Platform Construction for Key Items of Nuclear Power Station

Sun Haitao[1], Wu Caixia[2], Lv Yunhe[1], Zhang Yanwei[2], Chu Qibao[1], Che Shuwei[1], Hou Chunlin[1], Ma Ruoqun[1,*]

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China;
2. Suzhou Nuclear Power Research Institute, Suzhou 215004, China)

Abstract: Some material aging databases for key items of nuclear power station have been constructed by international nuclear organizations and countries with advanced nuclear technology, but nationwide material aging data platform has not been constructed in China. In view of promotion of data utilization value, improvement of aging management, support of operating license extension demonstration and safety review, foundation tamping of standards development and so on, the necessity of construction and operating of nationwide material aging data platform for key items of nuclear power station has been analyzed, and some suggestions were given for the platform Construction.

Key words: nuclear power station; material aging; data platform; operating license extension; aging management

（责任编辑:徐晓娟）

王杨，王海理，葸瑾.^{60}Co辐照装置退役存在的问题及解决对策[J].核安全，2020，19(6)：116-120.
Wang Yang, Wang Haili, Xi Jin. Problems Existing in the Decommissioning of the ^{60}Co Irradiation Device and the Countermeasures[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(6): 116-120.

^{60}Co辐照装置退役存在的问题及解决对策

王　杨[1]，王海理[1]，葸　瑾[2]
（1. 生态环境部东北核与辐射安全监督站，大连　116001；
2. 核工业大连应用技术研究所，大连　116001）

摘要：辐照装置历史退役档案表明，无法退役或者退役进程滞缓的辐照装置引发了各种问题，如未清理的放射源对周边环境带来安全隐患、滞缓的进程给监管部门及地方政府带来监管负担、废弃的场址给不知情的公众造成心理恐惧甚至引发不良舆情等。为解决^{60}Co辐照装置退役过程中存在的问题，本文调查了2006—2019年全国^{60}Co辐照装置退役数据，探讨了辐照装置退役过程存在的难点，分析了原因，提出了解决对策，并结合案例说明了辐照装置退役难题在政策与技术方面的解决途径，为未来辐照装置的退役提供了参考。

关键词：辐照装置；退役；安全监管
中图分类号：TL7　**文章标志码：**B　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0116-05

随着辐照行业安全标准的不断修订、监管要求的不断提升，20世纪70~80年代建成的^{60}Co辐照装置在装置运行、安全联锁、人员管控、应急措施等方面存在日趋凸显的安全隐患，已逐渐不能满足国家标准的要求。这些装置也临近40年安全寿期，未来10年将是早期建成的辐照装置的集中退役时期[1]。某些单位的装置因各种原因提前进行了退役。在历史退役档案中表明，无法退役或者退役进程滞缓的辐照装置引发了各种问题，如未清理的放射源对周边环境带来的安全隐患、滞缓的进程给监管部门及地方政府带来监管负担、废弃的场址给不知情的公众造成心理恐惧甚至引发不良舆情。

鉴于上述情况，本文在深入开展全国辐照装置退役情况调研的基础上，通过对全国^{60}Co辐照装置退役现状进行全面分析，探讨了辐照装置退役过程中存在的问题，提出了解决对策，为未来退役可能存在的新问题提供了解决思路，为推动国家关于装置退役的标准、导则等文件的进一步精细化、规范化提供了参考和依据。

1　现状与问题

2006—2019年，全国已完成或正在进行^{60}Co辐照装置退役工作的单位共56家，大部分集中在华东、华北、东北地区，其中华东20家、华北12家、东北10家。各区域的退役单位存在不同程度的退役资金困难，全国存在退役资金困难的单位共10家，东北地区情况最为严重，占全国总数的40%，统计结果见表1。

本文针对情况较为严重的东北地区，调研了具有代表性的退役单位历史情况，并对存在退役困难单位的不同难点进行分类与整理。

1.1　退役单位不能或不愿承担退役责任

存在这种退役困难的单位主要有以下3种情况：一是某些单位法人在装置运行时或违法入狱，或畏罪潜逃，导致装置停运后不得不退

收稿日期：2020-08-06　**修回日期：**2020-09-01
作者简介：王杨（1986—），男，黑龙江哈尔滨人，硕士，原子核物理专业，现主要从事核技术利用单位的辐射安全监管工作

表1　2006—2019年全国钴60辐照装置的退役情况

Table 1　Data of decommissioning of ^{60}Co irradiating device in China from 2006 to 2019

所在区域	退役完成/正在退役单位数量/个	退役存在困难单位数量/个
华北	12	1
华南	5	1
华东	20	1
西南	7	2
西北	2	1
东北	10	4

役，法人自身不能承担退役责任，普通员工也不愿配合监管部门或地方政府开展后续工作；二是部分单位管理人员存在侥幸心理，认为已经停运的装置只要无人接触就不会出现问题，长期不实施退役；三是某些单位装置年代久远，历史记录缺失，管理人员以此为由，拖延退役进程。

1.2　退役专项资金短缺

辐照装置单位因债务问题、经济效益差等原因，未按要求预留退役资金或预留资金被挪作他用。

1.3　退役监管推动力不足

监管部门和地方政府未能及时督促退役，装置闲置较长时间后才引起重视。虽然法律法规对未按期开展退役的单位有明确罚则，但“对确实存在困难（如资金困难）单位进行处罚也未必能达到目的”观点的存在，导致监管人员对退役工作的推动未有实质进展。

2　原因分析

导致上述问题存在的原因主要是企业管理方面的不足以及法律规定有待完善，主要体现在以下几方面。

2.1　企业管理人员认识不足

目前进入退役阶段的装置均建成较早，装置的设计、运行等历史数据情况不明[2]。同时，单位管理者核安全意识淡薄，核安全文化缺失，对人员辐射安全防护和设备的运行安全没有足够的认识，对装置闲置的环境风险和公众影响没有足够的了解，并未意识到退役工作应按期开展。

2.2　企业老旧或规模小，未预留退役资金或资金预留不足

存在退役困难的单位多数规模较小、生产能力较低，企业自身经济状况存在问题，并未预留足够的退役资金，甚至完全没有能力负担退役费用。以东北地区为例，现存9家正常运行单位共11座辐照装置，其中有4座小型装置［（以辐照装置设计装源量计算，3×10^5 Ci（1Ci=3.7×10^7 Bq）以下为小型装置］，占东北三省行政区总辐照装置的30%以上；已完成退役的10家单位中，小型装置占比在60%以上，如图1所示。多数小型装置的退役是因为经济效益差，现正常运行的小型装置也都是由本单位其他部门拨款支撑，一旦进入退役阶段，高额的退役资金会成为其退役的最大困难。

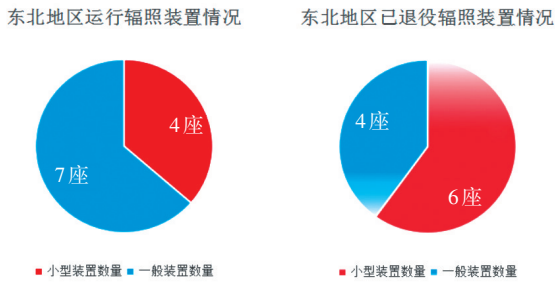


图1　小型装置与退役装置在东北地区的占比

Fig. 1　Proportion of small-sized and decommissioned device in Northeast China

2.3　现行法律未明确退役完成时限

自国家核安全局主管辐射安全以来，我国不断规范相关标准与导则，但是对辐照装置完成退役的时限并未明确规定。辐照行业多数人员对此理解为：源项清理后的退役工作无关紧要。从而导致了辐照场址闲置很长时间仍未能完成退役。此外，监管部门多倾向于把监管重点放在运行单位的联锁有效性方面[3,4]，而未对已完成清理源项与未开展退役的单位予以足够的重视，认为辐照装置单位应承担主体责任而未对其退役工作进行积极督导。同时，由于退役时限在法规中未明确，而限制了装置退役的强制性行为。

2.4　案例分析

辐照装置的退役主要环节包括成立退役组

织机构、调查源项、制订退役计划、清运放射源、开展环境影响评价、排放贮源井水（适用固定源室湿法贮源的装置）、清污、退役项目终态验收监测。其中，放射源的清运环节需要大量资金用于放射源返回生产厂家的运输、放射源容器租用/定制等，平均每枚放射源回收所需的运输资金以5万元计算、每台放射源容器的使用成本以数十万计算，一座含有十数枚放射源的辐照装置退役成本至少是百万级别。我国从事环境影响评价、退役项目终态验收监测等工作的单位在退役过程中收取的费用对退役单位来说也是一笔不小的支出。

现结合案例，从技术与管理层面分别阐述上述问题的解决方法。案例一主要说明退役单位源项信息缺失以及退役技术水平受限导致退役工作停滞问题的解决方法；案例二阐述企业未预留退役资金问题的解决方法。

案例一：干法贮源辐照装置退役技术问题的解决。生态环境部直管某科研单位使用两座辐照装置，一座为建于20世纪80年代的固定源室湿法贮源γ辐照装置；一座为固定源室干法贮源γ辐照装置[5]，建于20世纪60年代，且建成后并未充分使用，始终处于封存状态。为便于区分，前者简称1号装置，后者为2号装置。该单位两座辐照装置均申请整体退役，1号装置按照常规退役技术开展工作；2号装置因建成年代早导致材料不全且已寻访不到掌握情况的工作人员，装置信息处于完全空白状态，退役工作须对装置本身、源项、技术方案等重新调查研究[6]。通过退役承办单位多次现场调查及辐照装置单位提供的信息线索，最终形成满足该装置的退役方案与倒源操作（装置平面及倒源相关设备如图2所示）。2号装置干法储罐为装置原有屏蔽铅罐，其上架设有坡度与沟槽的“7”形金属架，最高点为“7”形一侧入口的干法储罐，“7”形另一侧出口为坡度最低点的放射源收集设备，“7”形转弯处为人员操作位置，设置铅玻璃屏蔽体。该装置放射源规格为一节成人拇指大小的圆柱状金属件，放射源在进入沟槽后可自行沿槽滚动并落入放射源收集设备。倒源时工作人员用长柄磁吸工具将放射源依次从干法储罐中吸出置于金属架沟槽上，通过人工与设备共同计数确定放射源数量、通过核素检测确定源项种类、通过剂量监测确定活度，确定源项后将源送至省级城市放射性废物库收贮。关于放射性废物的处置，按照γ辐照装置退役导则规定：固体废物量3t以下者，^{60}Co清洁解控水平推荐值为不高于10 Bq/g。对于两座装置退役清理出的约2.7 t放射性废物，工作人员按照可解控废物、极低/低水平放射性废物将其分为两类，其中约2.5 t为可解控废物[7]。考虑到废物最小化及经济负担因素，可解控废物，经监管部门组织专家对其处置进行技术论证与方案审查，最终采取废物桶封装后置于1号装置贮源水井中，并使用土壤和水泥以永久填埋的方式进行处置。这种处置方式在充分利用退役场址特性的同时，大大降低了放射性废物送贮的费用[8,9]。

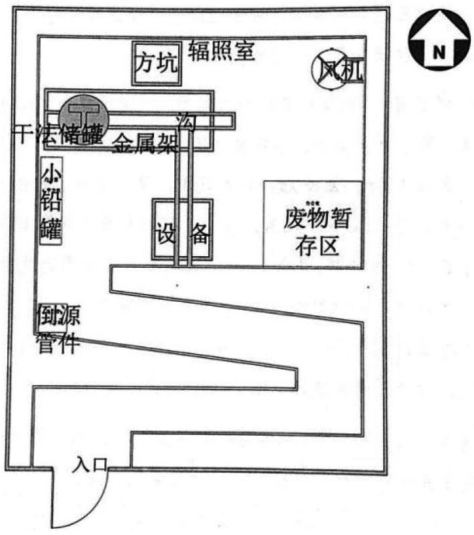


图2 装置平面及倒源相关设备示意图

Fig. 2 ^{60}Co irradiating device plan and articles oninstallation of radioactive source

案例二：缺少退役资金。生态环境部发证直管的某单位固定源室湿法贮源辐照装置因建成年代较早，严重不符合现行国家标准，于2017年申请退役。退役需要完成放射源的清运、环评报告的编制、验收监测报告的编制以及验收专家咨询等工作，主要费用集中在放射源的清运工作上。该单位申请退役项目以来，公司法人不愿承担高额退役费用，造成退役资金出现过大缺口。退役启动资金完全依靠单位

员工众筹、借款等方式解决，仅筹措数万元。这点资金无法支付现存放射源的退役费用，使退役工作在初期便举步维艰。该单位的生态环境主管部门通过与同类辐照装置单位召开协调会等形式多次协商，将其现存全部放射源就近转移至有需求的单位。部分即将达到安全使用寿期的放射源，则全部由转入单位承担放射源未来退役的责任，大大节省了转出单位放射源清运所需的费用，减轻了退役压力。该单位放射源使用时间较长且原贮源水井底泥较多、水质浑浊，因此，该单位在放射源清运后、向环境排放贮源井水前，要注意监测其中的放射性物质活度浓度，将所排水中的放射性污染物活度浓度控制在10 Bq·L^{-1}以下、排放总活度控制在1×10^{5} Bq以下，且排放后使用不少于3倍排放量的水进行冲洗[10,11]。该单位在排水前向省级生态环境部门申请，经批准后在生态环境部门的现场监督下排水到污水管网。排水后，该单位对操作工具及源架等表面、贮源井覆面及水处理系统循环回路内表面、管道内表面等进行了去污，并对井底沉积物进行放射性监测，将沉积物的^{60}Co活度浓度控制在10 Bq·g^{-1}以下，对于^{60}Co活度浓度≥10 Bq·g^{-1}的沉积物按放射性废物处理[12-14]。在清污完成后的其他退役工作中，该单位的退役启动资金不够支付委托单位开展退役工作的薪酬，主管部门协同当地生态环境部门，协调退役承办单位、验收监测单位降低薪酬，以支援退役工作。最终该单位于2019年底顺利完成退役。

3 解决对策

3.1 完善法规制度，严格监管标准

我国应在相关法律法规中进一步明确辐照装置单位对退役的责任与罚则，制订标准、导则等文件规范退役时间节点。对于有能力退役却不履行退役手续的单位，相关部门应根据法律要求严格对其进行处罚。处罚的方式应根据企业实际情况不同而有所区别。相关部门可通过罚金配合约束企业或其责任人行为能力的方式，保证推动退役的效果。

3.2 严格行业管理，提高准入门槛

具体做法包括：（1）修订完善辐照装置设计、建造、运行、退役等辐射安全相关标准，监管部门对于新进入行业的单位和原有单位都要严格审查，通过提高标准的方式筛选符合要求、有能力在停运后自行开展退役活动的单位进入，为后续顺利开展工作奠定基础；（2）在新建单位许可证申请、运行单位许可证延续/增项审查过程中，增设编制退役方案的要求并加强对退役方案及退役预留资金的审查，退役方案应保证至少5年修订1次，方案应包括详细的资金规划与时间节点，同时将本部分内容作为单位自查与监管部门监督检查的必要项目；（3）在行业内建立完善辐照装置退役准备金制度，要求企业定期向退役专用账户存入资金，确保在装置启运后的规定年限内账户中有能够负担退役费用的足额资金，并将其作为与“三同时”同样重要的审查要求，列为监督检查技术程序中的必要检查项目和许可证换发的必要条件；建议行业协会建立退役互助财务机制，鼓励辐照装置企业共同参与，以应对退役资金短缺的重大风险。

3.3 加强培训教育，提升核安全文化

辐照装置退役存在困难的一个重要原因是法人和管理者不重视安全以及核安全文化缺失。因此，我们必须加强外部监管和持续加大核安全文化建设力度，从根本上提升各单位安全和责任意识[15]。国家核安全局可通过行业交流会、网络媒体平台等多种途径发布核安全文化相关知识，在行业内部创造良好的文化氛围，将单位核安全文化的培育程序化、指标化，并纳入监督检查范畴；地区监督站应在日常监督检查与管理中向企业强调法律法规的严肃性与核安全文化建设的重要性，明确单位退役阶段的法律责任，有条件的可组织针对性较强的辐射安全培训活动，为企业创造参训的机会，对于核安全文化建立与培育情况较好的单位，可进行推广宣传，形成积极的学习与交流氛围。

4 结论

我国^{60}Co辐照装置退役难题主要集中在资金与人员管理方面，归结于一点还是在于人员的安全意识不足。因此，我们首先应进一步完善法律法规，以高额的违法成本提高企业对退役

工作的重视程度；其次，可通过行业集团的力量规范行业准则，通过提高准入门槛、制订退役前准备资金管理制度等手段，解决企业缺少退役资金问题。上述策略只是通过外力进行约束，不能解决根本问题。我们只有从自身意识层面找到内在认知问题，才能从源头上解决企业退役困难。因此，对核安全文化的培育仍是一项长期而重要的工作。监管部门在严格对企业进行监管约束的同时，还应持续深化核安全文化对企业各阶层人员的影响，不仅要做法律法规的执行者，还要做核安全文化培育的引导者。

参考文献

[1] 王晓峰，余青，周启甫．高活度^{60}Co放射源退役问题探讨［J］．核安全，2008（2）：26-28．

[2] 杨斌，张玥，靳健乔．一次钴源辐照装置退役过程的经验总结［J］．科技与创新，2019（16）：83-84．

[3] 中华人民共和国环境保护部．放射性同位素与射线装置安全许可管理办法［Z］．北京：中华人民共和国环境保护部，2008．

[4] 中华人民共和国环境保护部．放射性同位素与射线装置安全和防护管理办法［Z］．北京：中华人民共和国环境保护部，2011．

[5] 国家市场监督管理总局．中国国家标准化管理委员会．GB/T 17568—2019 γ辐照装置设计建造和使用规范［S］．北京：国家市场监督管理总局，2019．

[6] 禹克伟，汤潜之，时卫东．对小型^{60}Co辐照装置退役倒源实践中问题处理方法的探讨［J］．环境科学导刊，2016，35（3）：112-114．

[7] 林健，高怡乐．某辐照站退役过程工作人员辐射防护［J/OL］．防护工程（2018-12-22）［2020-05-26］．https://www.qikanchina.net/thesis/view/4046189．

[8] 周伟，某γ辐照装置退役去污过程简述［J］．地球，2013（3）：193-194．

[9] 毕存德，林立峻，李明．钴源辐照装置退役过程中应该注意的问题［J］．中国辐射卫生，2010，19（4）：471-472．

[10] 国家核安全局．HAD 401/07—2013 γ辐照装置退役［S］．北京：国家核安全局，2013．

[11] 王晓涛，党磊，宋培峰．辐照装置退役环境影响评价要求［J］．核安全，2012（3）：33-35．

[12] 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 10252—2009 γ辐照装置的辐射防护与安全规范［S］．北京：中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局，2009．

[13] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局．GB 14500—2002 放射性废物管理规定［S］．北京：中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局，2002．

[14] 王超．退役^{60}Co辐照装置放射源处理对区域环境的影响研究［D］．衡阳：南华大学，2011．

[15] 许少锋，陈栋梁，王晓涛．γ辐照装置辐射安全监督管理的一些思考［J］．辐射防护通讯，2017，37（3）：25-27．

Problems Existing in the Decommissioning of the ^{60}Co Irradiation Device and the Countermeasures

Wang Yang[1], Wang Haili[1], Xi Jin[2]

(1. Northeast China Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, Dalian 116001, China;
2. Dalian Institute of Applied Technology of nuclear industry, Dalian 116001, China)

Abstract: The irradiating device historical decommissioning records show that irradiating devices which cannot be decommissioned or whose decommissioning process is slow cause various problems, such as the potential safety hazard of uncleared radioactive source to surrounding environment, the sluggish process bringing regulatory burden to the regulatory authorities and local governments, abandoned device causing psychological fear to the uninformed public and even leading to bad public opinion and so on. In order to solve the problems existing in the decommissioning process of ^{60}Co irradiating device, the data of decommissioning of ^{60}Co irradiating device in China from 2006 to 2019 are collected, the difficulties in the process of decommissioning the irradiation plant are discussed, the reasons were analyzed, the countermeasures were put forward, and the policy and technical solutions to the difficult problems in the decommissioning of irradiation plant were illustrated by cases, which can provide reference for the decommissioning of irradiation plant in the future.

Key words: irradiation device; decommissioning; safety supervision

（责任编辑：徐晓娟）

刘景宾，乔宁，董晓璐，等.核电厂仪控系统的网络安全等级防护研究[J].核安全，2020，19(6)：121-126.
Liu Jingbin，Qiao Ning，Dong Xiaolu，et al. Research on Cyber Security Grade Protection of Nuclear Power Plant Instrument and Control System[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：121-126.

核电厂仪控系统的网络安全等级防护研究

刘景宾，乔　宁*，董晓璐，陈子溪
（生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：近年来，世界核电领域发生过多起针对数字化系统的网络安全事件，引发了公众的广泛关注。为满足核电建设过程中数字化和信息化的发展要求，加强核电仪控系统的网络安全对核安全具有重要的现实意义。但是，对每一个系统或设备实施相同等级的防护是不经济、不现实的，应对其重要性等级及实际安全需求进行分级和分类，再针对不同等级和重要程度实施分级保护策略。当前国内外已经相继颁布了相关标准，然而其与核电仪控系统的适用性和兼容性仍存在各种问题。本文对国内外核电厂仪控系统的网络安全分级现状进行了调研和对比，对存在的问题进行了分析，最后针对这些问题提出了相应的建议。

关键词：核电站；仪控系统；网络安全
中图分类号：TM623　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0121-06

根据国家信息安全漏洞共享平台（China National Vulnerability Database，简称CNVD）和“谛听”的数据，2009—2019年工控安全漏洞的数量呈逐年递增的趋势。核电厂的仪表和控制系统（I&C）也是一种典型的工控系统，其作为核电站的“神经中枢”，控制着核电站数百个系统和近万个设备的运行，其中还包括反应堆紧急停堆系统和专设安全设施触发系统等安全级系统，一旦发生网络信息安全事件，将直接影响核电厂的正常运转，可能导致巨大的经济损失，甚至威胁人员的生命安全和环境安全。

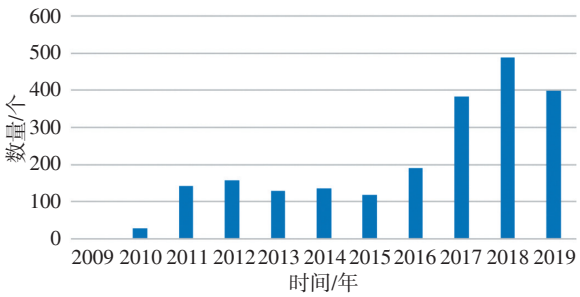


图1　2009—2019年工控漏洞走势图

Fig. 1　Trend chart of industrial control systems vulnerabilities from 2009 to 2019

针对I&C系统的网络安全问题，目前国内外比较认可的应用实践是制订一套完善的核电厂网络安全防范计划，在仪控系统的开发、运行及维护阶段进行全面的安全管控，以预防、检测和应对针对I&C系统使用数字化手段的恶意行为。与核设施的功能分级类似，由于对每一个系统或设备实施相同等级的防护既不经济也不现实，因此，该计划中最为重要的一个环节是将计算机、通信系统和网络中的数字化资产根据其重要性程度和安全需求进行分类和分级，

收稿日期：2020-08-07　**修回日期：**2020-11-02
作者简介：刘景宾（1988—），男，北京人，工程师，工程硕士，控制理论与控制工程专业，现主要从事核电站仪控系统相关的审评工作
***通讯作者：**乔宁，Email：51609833@qq.com

再针对不同等级和重要程度实施分级保护策略。

1 核电厂仪控系统的网络安全分级现状

网络安全级别是规定核设施内各种I&C系统所需安全保护程度的一种抽象概念。分级方案中的每个级别都需要有一套不同的保护措施，这样才能满足该级别的安全要求。

当前，我国各核电厂均由独立的IT部门负责管理计算机和网络，通常还设有保密委员会或保密办公室管理网络安全相关事宜。核电厂和设计单位对于I&C系统的安全管理主要遵照《中华人民共和国网络安全法》、发改委14号令、能源局36号文、《信息系统安全等级保护基本要求》以及《核动力厂设计安全规定》（HAF 102）、《核动力厂基于计算机的安全重要系统的软件》（HAD 102/16）、《核电厂安全有关仪表和控制系统》（HAD 102/14）等有关规范的要求进行建设。综合采取信息系统风险评估、等级保护、RG 5.71、IEC 62645等相关标准进行参考和评估。

1.1 我国的信息系统等级保护制度

1994年，国务院147号令《中华人民共和国计算机信息系统安全保护条例》发布，首次提出信息系统要实行等级保护。2017年6月1日，《中华人民共和国网络安全法》正式施行，其中第三十一条规定，“能源等重要行业和领域，一旦遭到破坏、丧失功能或者数据泄露，可能严重危害国家安全，应在网络安全等级保护制度的基础上，实行重点保护”。

根据《信息安全技术 信息系统安全保护等级定级指南》（GB/T 22240—2016）中的描述，“信息系统根据其在国家安全、经济建设、社会生活中的重要程度，遭到破坏后对国家安全、社会秩序、公共利益以及公民、法人和其他组织的合法权益的危害程度等，由低到高划分为五级”[1]，见表1。在具体的实施过程中，目前国内核电厂等保分级的原则和方法主要根据《电力行业信息安全等级保护管理办法》《电力监控系统安全防护总体方案》等规定，对核电站数字化仪控系统（Digital Instrument & Control System，简称DCS）施以系统级别三级或四级的防护。

表1 定级要素与安全保护等级关系

Table 1 Classified elements and criteria

受侵害的客体	对客体的侵害程度		
	一般损害	严重损害	特别严重损害
公民、法人和其他组织的合法权益	第一级	第二级	第二级
社会秩序、公共利益	第二级	第三级	第四级
国家安全	第三级	第四级	第五级

2019年5月，《网络安全等级保护基本要求》（GB/T 22239—2019）正式发布，其作为“等保2.0”的首份标准，从安全物理环境、安全通信网络、安全区域边界、安全计算环境和安全管理中心等几个方面对不同安全保护等级的计算机和网络系统提出了具体要求[2]。其中，与上一版本最大的不同是针对工业控制系统的特点提出了特殊要求，增加的主要内容包含“室外控制设备防护”“工业控制系统网络架构安全”“拨号使用控制”“无线使用控制”和“控制设备安全”等方面。相对于其他计算机系统，工业控制系统对实时性有更高的要求，因此，调整了“漏洞和风险管理”“恶意代码防范管理”等方面的要求。

当前，等级保护系列标准已提高到国家网络安全防护的重要程度，是今后核电厂应重点关注的方向。

1.2 美国核电厂仪控系统的网络安全分级要求

2010年，美国核管会（Nuclear Regulatory Commission，简称NRC）发布的RG 5.71中，定义了一个专有名词SSEP（Safety，Security，and Emergency Preparedness），译为核安全、网络安全、应急准备[3]。该标准中规定核电站应对仪控系统、设备、通信系统和网络进行初步的后果分析，确定哪些系统一旦损坏、被控制或失效，可能影响核设施的SSEP功能，从而确定关键数字化物项（Critical Digital Assets，简称CDAs），确保关键功能得到充分保护，免受网络攻击。

为了确定CDAs，申请者应首先确定与SSEP功能相关的或与支持SSEP功能相关的系统、设备、通信系统和网络的整体配置和组织情况，这些系统被称为关键系统（Critical Systems，简称CSs）。图2说明了这个评估过程。

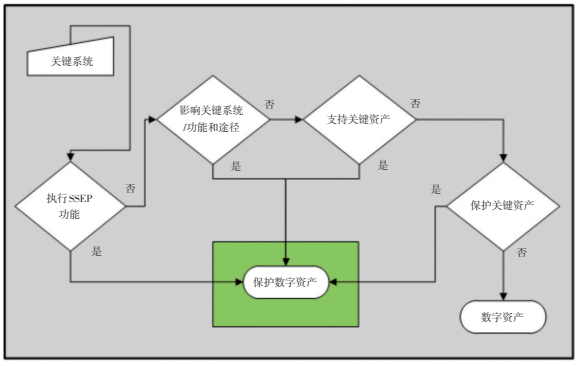


图2　关键系统（CSs）的评估过程

Fig. 2　The evaluation process of critical systems

通过识别所有CSs后，申请者应分析和确定哪些具体资产是CDAs。一个CDA可能是关键系统的一个部件，该部件可能用于保护系统免受网络攻击，或可能直接或间接地连接到关键系统。图3说明了这个评估过程。

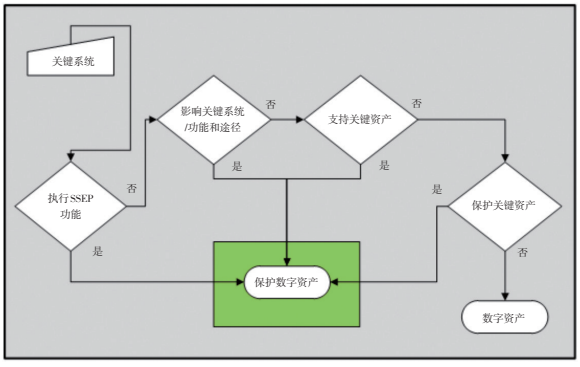


图3　关键数字资产（CDAs）的评估过程

Fig. 3　The evaluation process of critical digital assets

正确识别出核电厂的CDAs后，应对这些资产进行核电厂独特环境下的网络安全控制，包括全生命周期的防护，纵深防御原则，技术、管理、操作等措施。当前，国家核安全局以该标准为蓝本，编制了《核电厂网络安全监管技术政策》，已征求广泛意见并召开了专家咨询会，预计将于2021年发布。

1.3　IEC针对仪控系统的网络安全分级要求

2014年8月，国际电工委员会的45A小组发布了IEC 62645，该标准作为IEC系列文件中网络安全领域的顶层文件，适用于核电厂仪控系统（包括非安全系统）网络安全计划的制定和实施，规定所有的I&C系统都应分配一定的、与不同安全防范要求相关联的3个安全防范等级：S1、S2和S3。I&C系统的安全防范等级分配原则见表2[4]。

表2　IEC 62645中的安全防范等级分配原则

Table 2　Cyber security degrees defined in IEC 62645

安全防范等级	分配原则
S1	执行A类安全功能的I&C系统
S2	执行实时运行控制所需的I&C系统及执行B类安全功能的I&C系统
S3	执行C类安全功能的I&C系统及对核电厂运行和维护起辅助作用的I&C系统

在准确地对I&C系统进行安全防范分级后，应按照标准中给出的安全防范通用要求和特定要求规定所有I&C系统，如通信的方向只能从高级别向低级别传送，不允许远程维护访问等。当前，国际电工委员会正在编制IEC 63096，该标准对IEC 62645中描述的安全控制方法给出了详细的指导。

此外，国际原子能机构针对仪控系统的网络安全分级防护也有一系列的标准，如核安保系列NSS-17，具体的执行标准NSS-33-T等。

2　仪控系统网络安全分级中存在的问题

2.1　我国等级保护方案并不能完全适用于核电I&C系统

电力监控系统安全保护等级标准中要求对核电站DCS系统施以系统级别3级的防护，而核电厂中对保护系统的实时性和可靠性有极高的要求，3级防护中的某些具体要求（如防火墙、入侵检测等技术）会对这些指标造成直接影响，从而威胁核安全，这可能会比网络不安全的影响和危害更严重。

随着网络安全法和等保2.0的出台，我们需要对核电厂仪控系统实施重点的等级保护，然而这通常是不够的，等级保护中的某些保护要求不完全适用于核电厂的安全级DCS系统，某些保护要求对于安全级系统又过于“简单”，因此，还要结合核电站的特点进行删减和增补。

2019版的GB/T 22239在约束条件一节中增

加了这段描述：“工业控制系统通常对可靠性、可用性要求非常高，所以，在对工业控制系统依照等级保护进行防护的时候要满足以下约束条件[2]：

（1）原则上安全措施不应对高可用性的工业控制系统基本功能产生不利影响。例如用于基本功能的账户不应被锁定，甚至短暂的也不行。

（2）安全措施的部署不应显著增加延迟而影响系统响应时间。

（3）对于高可用性的控制系统，安全措施失效不应中断基本功能等。

（4）经评估对可用性有较大影响而无法实施和落实安全等级保护要求的相关条款时，应进行安全声明，分析和说明此条款实施可能产生的影响和后果，以及使用的补偿措施。”

因此，对这部分内容的裁剪或者增补工作，以及其合理性和适用性的论证，应是后续工作中需要关注的重点。

2.2 国外的网络安全分级标准很难适应于国内I&C系统

相对等级保护方案，尽管RG 5.71和IEC 62645等标准中的分级制度是针对核电站I&C系统，但这类标准大量引用了NIST、IEC、DHS ICS等系列的标准，并且很多管理和技术手段与国内现状不符，很难将其直接用于国内核电厂的I&C系统。

同时，这类标准与国内现有标准也存在某些冲突，如IEC 62645是基于IEC 61226的功能分级方法（A、B、C类）[5]，而我国目前大多数核电站采用的是安全级和非安全级的功能分级方案，因此，这些标准很难直接适用。

2.3 仪控系统网络安全分级未遵循纵深防御原则

I&C系统纵深防御的概念指的是在计算机或网络系统失效或不利于系统运行的损害发生前，通过一系列连续且具有独立性的保护层次，防止和减轻网络攻击行为后果的有效手段。这种具有多层次的独立保护屏障，使当某一层次失效时，后续的保护层可以继续发挥作用。这种布置在某种程度上可以预防单一的网络攻击、技术性故障以及人因导致的计算机或网络系统的损害。

目前，国内各核电厂在设计网络安全技术方案时，通常建立了分层的信息安全保护结构，划分为生产控制大区和管理信息大区，横向部署专用隔离装置，纵向部署专用加密装置。但这些工作的主要目的还是防止电力二次系统遭到入侵，生产控制大区中的DCS侧并未进行安全区域的划分和纵深防御的防护。

2.4 未根据分级方案建立网络安全保障体系

当前，根据国内相关法规和应用实践，I&C系统在设计制造和运行过程中的管控措施大多根据其功能分级的重要程度进行实施。安全级I&C系统通常满足独立性、网络隔离、物理冗余和多样性等固有的安全要求，同时规范人员操作流程及权限控制，实行信息分区隔离和加密等手段来防止网络安全事件的发生。

然而，针对非安全级I&C系统缺乏相应的管控措施，这类系统在仪控系统网络安全分级中未必是“非安全”的。此外，未针对I&C系统的分级方案设置具有针对性的管控手段，用于评估、保护、预防、检测和减轻对I&C系统的攻击，缺少系统全面的网络安全保障体系。

2.5 未根据分级方案建立网络安全事件应急响应预案

根据以往的审评情况和现场调研结果，国内目前针对I&C系统网络安全问题的应急响应机制不够健全，缺乏应急响应组织和标准化的事件处理流程，未对网络安全事件进行明确的分级。发生网络安全事件后，相关人员通常依据经验评估系统和设备的损害和危害程度，再由此判断网络安全事件的严重程度。同时，应对手段也比较单一，一般是通过重启发生故障的设备来恢复，这种处理方法会将网络安全事件和I&C系统故障混淆，无法及时发现系统的潜在漏洞，无法对危害的等级和程度进行判断。此外，响应能力也有待提高。

3 核电厂网络安全后续工作的建议

3.1 继续推进数字化仪控系统的国产化

建议进一步加强国产数字化仪控系统的开发和工程应用，专注于核心技术和核心设备的研发，尤其要关注基础软件的开发和芯片技术

的应用。当前，尽管国产安全级I&C系统的生产商已有数家，但是这些系统的开发过程中均不同程度地使用了国外的PLC、CPU、FPGA、基础软件、测试软件等，如果“中兴”或“华为”事件发生在核电I&C领域，这些企业也将受到严重影响。

针对进口I&C产品，建议在标准法规中要求国外厂商做到软件公开，避免“黑匣子”的存在，以便针对网络安全漏洞进行测试，并在后续安装国产化的安全防护产品。

3.2 继续完善相关法规标准

由于核电的特殊性和重要性，我国核电和网络安全的主管部门应尽快发布和完善针对核电厂网络安全的法规，建立相应的标准体系，对核电I&C系统和网络安全等问题进行规范和约束。根据前面的分析，我国目前的等级保护方案并不能完全适用于核电I&C系统，国外的网络安全分级标准很难直接兼容国内I&C系统。因此，相关标准的制订过程中，很重要的一部分内容是要明确如何对核电厂的关键物项进行网络安全方面的分级，然后才能根据分级方案实施后续的相关要求。此外，还要对国家法规层面的等级保护制度进行适当的裁剪或者增补工作。

针对当前核安全局编制的《核电厂网络安全监管技术政策》，属于网络安全分级和防护层面的原则性或顶层文件，后续也应继续出台一些配套的执行标准，以指导设计单位和营运单位进行具体的操作。

3.3 贯彻落实纵深防御原则

纵深防御是核安全技术中常用的一种保护手段，使核设施置于多重保护之中。当某一种手段失效时，还有其他的补偿或纠正措施，从而使危害的可能性降到最低。我们对核电厂I&C系统进行网络安全防护时，也应同样使用纵深防御原则，在预防、监测、应对、恢复过程中采取多层次的深度防护，并贯穿于I&C系统的整个生命周期中。

RG 5.71中对此有比较具体的说明，且提供了一个可接受的简化网络安全防御体系结构，可为后续国内制定相关政策时提供参考，如图4所示。

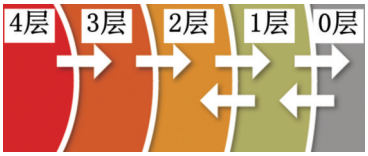


图4 简化的网络安全防御体系结构

Fig. 4 Simplified cyber security defense architecture

IEC 62645中提到了网络安全域的概念，将I&C系统划分为多个逻辑区域，也提供了一种纵深防御的思路。

3.4 建立全面的网络安全保障体系

我国的核电建设过程中，应针对不同的网络安全级别，建立和完善一个全面的、贯穿于全生命周期的网络安全管控体系。完整而有效的网络安全管控体系应包含技术和管理两个要素。这部分内容可以参考GB/T 22239—2019中的安全通用要求、工业控制系统的安全扩展要求。此外，针对核电的特殊性，可以参考RG 5.71附录中的具体要求，其指导性更强，相关人员可以在短时间内建立针对核电I&C系统的网络安全保障体系。同时，针对不同的机组类型，也要借鉴IEC 62645、NSS 17等标准中的原则和方法，将网络安全的管控贯穿于评估、监测、预防、应对直到缓解和恢复的整个过程。

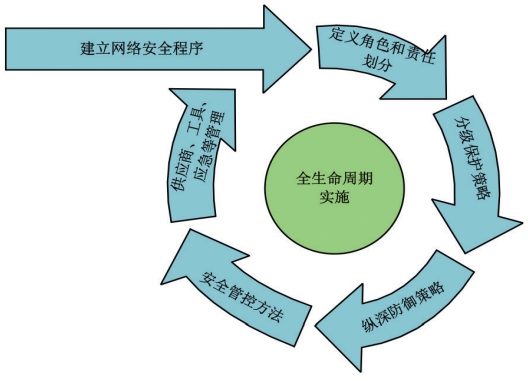


图5 I&C系统网络安全保障体系

Fig. 5 I&C system cyber security guarantee process

3.5 加强网络安全事件应急能力建设

网络安全事件的应急能力指的是当出现非预期的各种网络攻击事件时，核电厂如何在有效时间内整合各种资源，快速、准确、安全地恢复核电厂的基本安全功能。为此，核电厂首

先应制订完善的应急管理程序和应急预案，其中应包括如何识别不同的网络攻击手段，如何对网络事件的危害程度和级别进行判断，如何应对和缓解该攻击带来的影响，如何及时恢复至正常运行状态，如何防止再次受到同类型的攻击等。其次，要加强网络安全事件应急演练，针对不同威胁等级的网络攻击，提供事件响应测试和演习程序，纳入事件响应培训，以促进危机情况下人员的有效反应。

参考文献

[1] 中国国家标准化管理委会．GB/T 22240—2016 信息安全技术信息系统安全保护等级定级指南［S］．北京：中国标准出版社，2016．

[2] 中国国家标准化管理委员会．GB/T 22239—2019 信息安全技术网络安全等级保护基本要求［S］．北京：中国标准出版社，2019．

[3] U．S．Nuclear Rergulatory Commission．Rergulatory Guide 5．71 Cyber Security Programs for Nuclear Facilities［S］．Washington, DC．:U．S．NRC，2010．

[4] International Electrotechnical Commission．IEC 62645 Instrumentation and control systems-Requirements for security programmes for computer-based systems［S］．Geneva, Switzerland：IEC，2014．

[5] International Electrotechnical Commission．IEC 61226 Instrumentation and control important to safety-Classification of instrumentation and control functions［S］．Geneva, Switzerland：IEC，2009．

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

[7] 国家核安全局．HAF 102/14—1988 核电厂安全有关仪表和控制系统［S］．北京：国家核安全局，1988．

[8] 国家核安全局．HAD 102/16—2004 核电厂基于计算机的安全重要系统软件［S］．北京：国家核安全局，2004．

[9] 刘乐，刘鹏，毛从吉，等．核电厂数据通信系统的安全审评［J］．核安全，2013（4）：20-23．

[10] 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（5）：26-32．

Research on Cyber Security Grade Protection of Nuclear Power Plant Instrument and Control System

Liu Jingbin, Qiao Ning*, Dong Xiaolu, Chen Zixi

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

Abstract: In recent years, there have been too many cyber security incidents targeting digital systems in the nuclear power sector in the world, which have aroused widespread public concern. In order to meet the development requirements of digitalization and informatization in the process of nuclear power construction, strengthening the cyber security of nuclear power I&C systems has important practical significance for ensuring nuclear safety. However, it is uneconomical and unrealistic to implement the same grade of protection for each system or device. The importance level and actual safety requirements should be graded, and then the hierarchical protection strategy should be implemented for different grades. At present, relevant standards have been promulgated in china and abroad, but there are still various problems in their applicability and compatibility with nuclear power I&C systems. This paper investigates and compares the current status of cyber security grade approach of I&C systems in nuclear power plants, analyzes the existing problems, and puts forward corresponding suggestions for these problems.

Key words: nuclear power plant; instrument and control system; cyber security

（责任编辑：许龙飞）

刘健，李帷，张琨，等.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(6)：127-132.
Liu Jian，Li Wei，Zhang Kun，et al. Calculation and Analysis of the Influencing Factors of Tritium Production in PWR[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：127-132.

压水堆核电厂氚产生量的影响因素计算与分析

刘　健，李　帷，张　琨，王一川，李　扬，兰　兵*
（生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：氚是核电厂正常运行期间向环境排放的放射性核素之一，研究氚的产生过程对环境影响评价有重要意义。本文以某三代压水堆核电厂为例，计算了不同因素对氚产生量的影响。结果表明：（1）^{239}Pu和^{241}Pu对堆芯三元裂变产生氚的贡献不可忽略；（2）硼稀释对冷却剂硼-10活化产氚量影响较大，不考虑硼释放得到的结果与考虑硼稀释的结果的比值为2.07；（3）中子注量率、冷却剂密度增大，氚的产生量均增大。

关键词：氚产生量；环境影响评价；冷却剂密度
中图分类号：TL329$^+$.2　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0127-06

氚属于弱β释放体，不会产生外照射危害[1]。但由于氚的半衰期很长，且具有很高的同位素之间的交换率，易被生物体吸收造成内照射影响[2]。核电厂在运行过程中会产生大量的氚，对于进入一回路冷却剂中的氚，目前核电厂没有很好的处理措施，最终只能排放到环境中[3]。随着核电规模的发展，氚排放量逐渐增加，氚对环境的影响也越来越受到重视[4]。

为加强核电厂氚的排放管理和控制，《核动力厂环境辐射防护规定》（GB 6249—2011）给出单机组各类放射性流出物的控制值，其中包括压水堆气载和液态流出物中氚的控制值[5]。营运单位在核电厂的设计中，以此为基础确定核电厂氚的设计目标值。因此，准确计算压水堆核电厂氚的产生量具有重要意义。

对于一般的压水堆核电厂，一回路冷却剂中氚的来源包括：燃料元件中三元裂产生、二次中子源棒的^{9}Be的中子反应和冷却剂中用于控制反应性的^{10}B的中子反应等。其中，燃料元件中三元裂产生和冷却剂中用于控制反应性的^{10}B的中子反应产生的氚，占氚总产生量的85%以上[6-8]。

本文以某三代压水堆核电厂的设计参数为基础，研究了不同因素对燃料元件中三元裂产生和控制反应性的^{10}B的中子反应产生氚量的影响。

1　计算方法

1.1　三元裂变产氚

核燃料裂变时，会有一部分发生三元裂变。三元裂变产生的氚会以一定的份额从燃料芯块和燃料棒包壳扩散、渗透进入主冷却剂。氚通过包壳向反应堆冷却剂的扩散和渗透是一个持续的过程，因此，计算中所采用的渗透率是一个宏观的平均参数。

重核发生三元裂变进入一回路中氚产生量的计算模型如下：

$$A = B\lambda L \quad (1)$$

收稿日期：2020-09-17　**修回日期：**2020-11-06
作者简介：刘健（1985—），男，北京人，工程师，辐射防护及环境保护专业，现主要从事核电厂辐射防护研究工作
***通讯作者：**兰兵，E-mail: lanbing@chinansc.cn

式中，A——重核发生三元裂变进入一回路中氚产生量，Bq；

Λ——氚的衰变常数，s^{-1}；

B——主冷却剂三元裂变产生的氚原子个数；

L——堆芯中氚以恒定的速率向冷却剂的扩散率或渗透率。

用于计算堆芯中重核发生三元裂变产生的氚量计算程序有两种：一种是基于美国橡树岭国家实验室开发的ORIGEN-S程序；一种是基于西屋公司开发的TRICAL程序。

1.1.1 TRICAL计算程序

根据氚的裂变产额、堆芯热功率、单位时间和单位热功率的平均发生裂变次数等参数给出堆芯中三元裂变产生量。该程序不考虑排放和泄漏的影响，堆芯中氚产生量的计算公式如下：

$$\frac{dB}{dt}=3.12\times10^{16}\times PY-B\lambda \quad (2)$$

式中，B——主冷却剂三元裂变产生的氚原子个数；

3.12×10^{16}——单位时间和单位热功率时平均发生裂变的次数，$MWt^{-1}s^{-1}$；

λ——氚的衰变常数，s^{-1}；

P——堆芯热功率，MWt；

Y——氚的裂变产额，原子个数/裂变。

1.1.2 ORIGEN-S程序

ORIGEN-S程序模拟核燃料循环计算放射性物质的积累和衰变，程序数据库包含了1 700多种核素，主要用于分析放射性核素的积累、衰变及各种经处理过程后的核素组分变化，可计算并给出堆芯裂变产物、锕系核素和结构材料活化产物源项，其中包括氚的产生量。

1.2 溶解硼活化产氚

压水堆核电厂的堆芯设计中，通常采用可溶硼作为控制堆芯反应性的手段之一[11]。反应堆主冷却剂中可溶硼与中子产氚的反应主要包括：（1）^{10}B（n，2α）T；（2）^{10}B（n，α）^{7}Li（n，$n\alpha$）T。

主冷却剂中^{10}B（n，2α）T反应的计算模型如下：

$$\frac{dC}{dt}={}^{c}N_{B}^{o}(1-\beta t)\left(\sum_{E}\sigma_{n,2\alpha}^{10B}(E)\varphi(E)\right)-\lambda C \quad (3)$$

式中，C——主冷却剂中可溶硼^{10}B（n，2α）T反应产生的氚原子个数；

C_B——主冷却剂中初始^{10}B原子个数；β为硼去除系数，s^{-1}，$\beta=B_R/B_0$；

B_R——硼去除系数，ppm/s；

B_0——初始硼浓度，ppm（百万分之一）；

$\sigma_{n,2}\alpha(E)$——平均能量为E的中子能群的^{10}B（n，2α）T反应截面，b；

$\varphi(E)$——平均能量为E的中子能群的中子注量率，$n\cdot cm^{-2}\cdot s^{-1}$。

未考虑硼浓度稀释的主冷却剂中^{10}B（n，2α）T反应的计算模型如下：

$$\frac{dC}{dt}={}^{c}N_{B}^{o}\left(\sum_{E}\sigma_{n,2\alpha}^{10B}(E)\varphi(E)\right)-\lambda C \quad (4)$$

2 计算参数

2.1 三元裂变产氚

以某三代核电厂为例，考虑三区燃料的换料方案。反应堆运行时间为500 d，堆芯中氚产生量的计算参数见表1。

表1 堆芯中氚产生量的计算参数

Table 1 Calculation parameters of tritium production in the reactor core

参数	H1组件	H2组件
初始燃料平均富集度/（w/o）	4.3	4.8
一个组件中的铀质量/t	0.5	0.5
反应堆一区比功率/（MW/tU）	54	46
反应堆二区比功率/（MW/tU）	39	46
反应堆三区比功率/（MW/tU）	13	15
换料组件数目/根	36	28

TRICAL程序的输入参数包括重核发生三元裂变生成氚的产额、堆芯热功率、单位时间和单位热功率的平均发生裂变次数和反应堆运行时间。堆芯总热功率可通过计算各区的比功率、单个组件中的铀质量和换料组件数目得到。

较难确定的参数是重核三元裂变产生氚的产额。ORIGEN-S程序直接从数据库中提取氚的裂变产额用于计算堆芯中的氚产生量。

TRICAL程序中重核三元裂变产生氚的产额需要直接输入。参考国内某三代压水堆核电厂设计中仅考虑^{235}U发生三元裂变生成氚的产额，即8.5×10^{-5}[9]。

2.2　溶解硼活化产氚

用于冷却剂中硼-10活化产氚的计算参数见表2。

表2　^{10}B(n，2α)T的计算参数

Table 2　Calculation parameters of ^{10}B(n，2α)T

参数	物理意义	数值
λ	衰变常数/s^{-1}	1.78×10^{-9}
$V_{水}$	受到活化的水体积/cm^3	1.70×10^{8}
f	功率负荷因子/%	100
k	等效满功率天数/EFPD	500
	初始硼浓度/ppm	1 900
β	硼去除率/（ppm/s）	4.5×10^{-5}

3　计算与分析

3.1　三元裂变产氚

堆芯中氚产生量随反应堆运行时间的变化如图1所示。基于ORIGEN-S程序和TRICAL程序的堆芯中氚产生量的比较见表3。

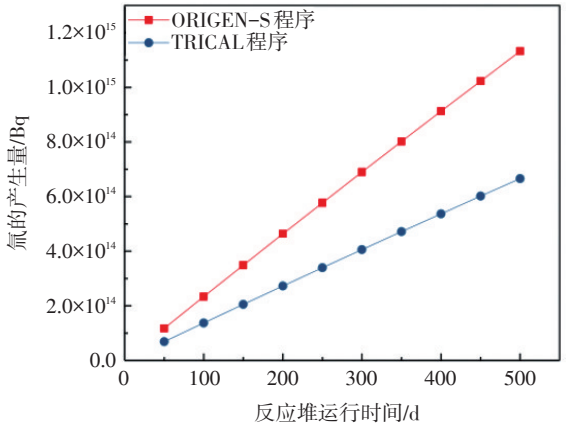


图1　氚产生量随运行时间的变化

Fig. 1　Tritium production in core

由图1可知，ORIGEN-S程序和TRICAL程序计算得到氚产生量均与反应堆运行时间呈线性关系，随着运行时间的增大，堆芯中氚的产生量增大。整个寿期内，ORIGEN-S程序的计算值均比TRICAL的程序计算值大。

表3　基于不同计算程序得到堆芯中氚产生量的比较

Table 3　Comparison of tritium production based on different computing code

运行时间/d	ORIGEN-S计算值/Bq	TRICAL计算值/Bq	比值
500	1.13×10^{15}	6.66×10^{14}	1.70

由表3可知，ORIGEN-S计算值和TRICAL计算值的比值为1.70。

由图2~图4可知，寿期内，随着反应堆运行时间的增加，堆芯中^{235}U的活度减小，而^{239}Pu和^{241}Pu的活度均增大。

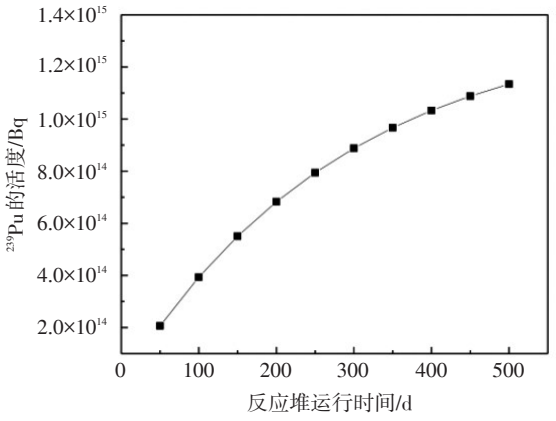


图2　堆芯中^{239}Pu活度随运行时间的变化

Fig. 2　^{239}Pu activity in core

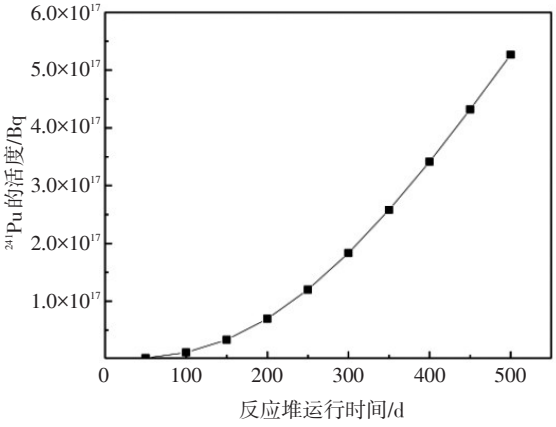


图3　堆芯中^{241}Pu活度随运行时间的变化

Fig. 3　^{241}Pu activity in core

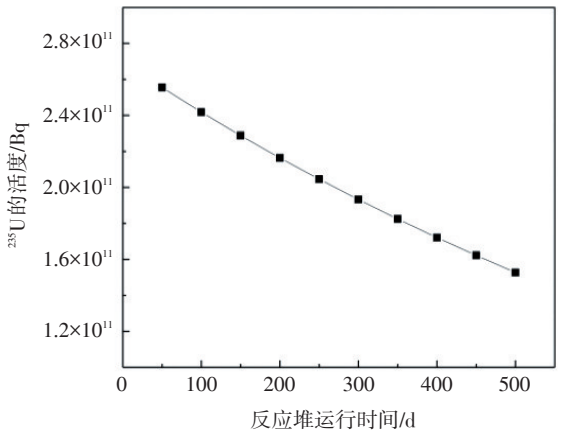


图4 堆芯中^{235}U活度随运行时间的变化

Fig. 4 ^{235}U activity in core

发生堆芯三元裂变产生氚的重核不仅有^{235}U，还有^{239}Pu和^{241}Pu，重核三元裂变产生氚的产额见表4[10]。由表4可知，每10^4次裂变产生的氚原子数的重核中，^{239}Pu和^{241}Pu的裂变产额均大于^{235}U的裂变产额。

表4 重核三元裂变产生氚的产额

Table 4 Portions of tritium generated by ternary fission heavy nuclides

重核	中子类型	每10^4次裂变产生的氚原子数/个
^{235}U	热中子	0.85
^{239}Pu	热中子	1.85
^{241}Pu	热中子	2.60

基于TRICAL程序研究^{239}Pu和^{241}Pu对氚产生量的贡献。本文设定了不同的方案，假定总功率不变，各方案的差异为^{235}U、^{239}Pu和^{241}Pu因发生三元裂变产生热功率占总的热功率的份额不同，见表5。

表5 重核的功率份额对堆芯中氚产生量的影响

Table 5 Influence of power share of heavy nuclides on tritium production in reactor core

方案	重核的功率份额/%			计算值/Bq
	^{235}U	^{239}Pu	^{241}Pu	
方案一	100	0	0	6.66×10^{14}
方案二	95	2.5	2.5	7.17×10^{14}
方案三	90	5.0	5.0	7.71×10^{14}
方案四	85	7.5	7.5	8.24×10^{14}
方案五	80	10	10	8.78×10^{14}
方案六	75	12.5	12.5	9.32×10^{14}
方案七	70	15	15	9.85×10^{14}

由表5可知，考虑较小的^{239}Pu和^{241}Pu对总功率的贡献，堆芯中氚产量变化较大。随着^{239}Pu和^{241}Pu对功率的贡献增大，堆芯中氚产量增大。^{235}U发生裂变产生的热功率占总热功率的比例由100%减小到70%，^{239}Pu和^{241}Pu发生裂变产生的热功率占总热功率的比例由0%增加到15%。堆芯中氚产量由6.66×10^{14} Bq增大到9.85×10^{14} Bq。

综上所述，采用单一的^{235}U的三元裂变产氚的份额来估算堆芯中氚的产生量并不保守，^{239}Pu和^{241}Pu对堆芯三元裂变产生氚的贡献不可忽略。基于点燃耗的ORIGEN-S程序得到的氚的产生量具有一定的保守性。

3.2 溶解硼活化产氚

3.2.1 硼稀释

计算模型中有关考虑硼浓度稀释的过程也存在差异。一部分计算模型未考虑硼稀释过程，而另一部分计算模型考虑硼稀释过程。两种计算模式下得到硼-10中子活化产生的氚量见表6。

表6 硼稀释对^{10}B(n，2α)T中氚产生量的影响

Table 6 Influence of calculation method on tritium production in ^{10}B(n，2)T

内容	考虑硼稀释	不考虑硼稀释	比值
产生量/Bq	3.67×10^{13}	7.61×10^{13}	2.07

由表6可知，不考虑硼稀释计算得到的氚产生量与考虑硼稀释计算得到的氚产生量的比值为2.07。硼稀释对硼-10中子活化产生氚量的影响较大。不考虑硼稀释计算得到的氚产生量更保守。

3.2.2 冷却剂的密度

核电厂运行期间，由于一回路冷却剂经过蒸汽发生器传热管时，大部分的热量被二回路带走，导致一回路不同位置处的冷却剂温度存在差异，也影响一回路不同位置处的冷却剂密度。一般采用冷却剂密度的平均值用于氚产生量的计算。假定冷却剂的平均密度为0.66~0.73 g/cm^3。冷却剂的密度对硼-10中子活化产生氚量的影响见表7。

表7 冷却剂的密度对氚产生量的影响

Table 7 Influence of coolant density on tritium production

冷却剂的密度/（g/cm³）	计算值/Bq
0.66	3.36×10^{13}
0.67	3.41×10^{13}
0.68	3.46×10^{13}
0.69	3.51×10^{13}
0.70	3.56×10^{13}
0.71	3.62×10^{13}
0.72	3.67×10^{13}
0.73	3.72×10^{13}

由表7可知，冷却剂的密度由0.66 g/cm³增大到0.73 g/cm³，氚产生量由3.36×10^{13} Bq增大到3.72×10^{13} Bq。冷却剂的密度对冷却剂中硼-10中子活化产生氚量的影响较大。

3.2.3 中子注量率

反应堆运行期间，中子注量率是不断变化的。表8给出了某寿期初、寿期中和寿期末的中子注量。设计中采用了寿期初、寿期中和寿期末的数据的平均值计算得到氚产生量。假定反应堆的运行时间不变，研究了平衡循环寿期初到寿期末中子注量率对氚产生量的影响，见表9。

表8 寿期初、寿期中和寿期末的中子注量率

Table 8 Neutron flux rate at the beginning, middle and end of life period

能群	冷却剂中中子注量率/（n·cm⁻²·s⁻¹）		
	EFPD=0	EFPD=260	EFPD=500
2.87~10 Mev	2.40×10^{13}	2.47×10^{13}	2.71×10^{13}
1.35~2.87 Mev	4.14×10^{13}	4.23×10^{13}	4.61×10^{13}
0.82~1.35 Mev	2.49×10^{13}	2.53×10^{13}	2.76×10^{13}
0.39~0.82 Mev	3.50×10^{13}	3.55×10^{13}	3.87×10^{13}
0.11~0.39 Mev	3.75×10^{13}	3.80×10^{13}	4.14×10^{13}
0.015~0.11 Mev	3.34×10^{13}	3.39×10^{13}	3.69×10^{13}
5.5~15 Kev	1.35×10^{13}	1.37×10^{13}	1.49×10^{13}
0.58~5.5 Kev	2.80×10^{13}	2.85×10^{13}	3.11×10^{13}
78.9~580 eV	2.28×10^{13}	2.33×10^{13}	2.55×10^{13}
10.7~78.9 ev	1.99×10^{13}	2.04×10^{13}	2.25×10^{13}
1.9~10.7 ev	1.52×10^{13}	1.57×10^{13}	1.73×10^{13}
0.3~1.9 ev	1.73×10^{13}	1.76×10^{13}	1.93×10^{13}
0.12~0.3 ev	1.44×10^{13}	1.49×10^{13}	1.75×10^{13}
0.06~0.12 ev	1.10×10^{13}	1.20×10^{13}	1.48×10^{13}
0.02~0.06 ev	7.28×10^{12}	8.07×10^{13}	1.02×10^{13}
0~0.02 ev	1.41×10^{12}	1.58×10^{12}	2.01×10^{12}

表9 中子注量率对氚产生量的影响

Table 9 Influence of neutron flux rate on tritium production

中子注量率/（n·cm⁻²·s⁻¹）	计算值/Bq	计算值/设计值
EFPD=0	3.39×10^{13}	0.92
EFPD=260	3.78×10^{13}	1.03
EFPD=500	3.83×10^{13}	1.04
设计值	3.67×10^{13}	

由表9可知，在平衡循环寿期内，各能群的中子注量率随运行时间的增加而增大。以中子注量平均值计算得到氚的产生量为设计值，设计值与计算值的比值的变化范围为0.92~1.04。EFPD=0的中子注量率得到氚的产生量与设计值的比值为0.92；EFPD=260的中子注量得到氚的产生量与设计值的比值为1.03；EFPD=500的中子注量率得到氚的产生量与设计值的比值为1.04。从寿期初到寿期末，中子注量率增大，氚的产生量增大。

4 结论

压水堆一回路冷却剂中氚的产生量受多种因素影响。本文以某三代核电厂的设计参数为基础，根据氚的产生和衰减机理，建立氚产生量的计算模型，研究了不同因素对燃料元件中三元裂变产生氚和控制反应性的^{10}B的中子反应产生氚量的影响,主要得出以下结论。

（1）对于堆芯中三元裂变产生的氚，基于TRICAL程序，仅考虑^{235}U发生三元裂变生成氚的产额得到氚产生量小于基于ORIGEN-S程序得到堆芯中氚的产生量。产生差异的原因是两种计算程序考虑了不同发生三元裂变的母核核素。^{239}Pu和^{241}Pu对堆芯中氚产生量的贡献不可忽略。

（2）对于冷却剂中硼-10活化产生的氚，不考虑硼浓度稀释的计算结果与考虑硼浓度稀释的计算结果的比值为2.07。冷却剂的密度增大，冷却剂中硼-10中子活化产生的氚量增大。中子注量率增大，冷却剂中硼-10中子活化产生的氚量增大。

参考文献

[1] 黎辉，梅其良，付亚茹. 核电厂氚的产生和排放分析[J]. 原子能科学技术，2015，49（4）：739-743.

[2] 陈海英，张春明，王韶伟，等. 压水堆^{3}H源项计算分析［J］. 原子能科学技术，2016（3）：459-463.
[3] 乔亚华，叶远虑，王亮，等. 压水堆核电站氚排放源项计算模型参数灵敏度分析［J］. 核科学与工程，2018，38（1）：107-113.
[4] 陈海英，刘福东，郭瑞萍，等. 压水堆氚源计算方法对比研究［C］//中国核学会. 成都：首届中国氚科学与技术学术交流会. 2015.
[5] 环境保护部，国家质量监督检验检疫总局. GB6249—2011核动力厂环境辐射防护规定［S］. 北京：中国环境科学出版社，2011.
[6] 景福庭，吕焕文，唐松乾，等. 压水堆氚产生量计算研究［C］//中国核科学技术进展报告（第五卷）——中国核学会2017年学术年会论文集第5册（核材料分卷，辐射防护分卷），威海：2017.
[7] 郭庆洋，张竞宇，孙业帅，等. 压水堆主冷却剂中氚源项计算分析［J］. 原子能科学技术，2018，52（12）：2113-2117.
[8] 中国核电工程有限公司. 长周期循环氚和碳-14源项分析报告［R］. 北京：中国核电工程有限公司，2011.
[9] 上海核工程研究设计院. 主回路^{3}H计算报告［R］. 上海：上海核上海核工程研究设计院，2011.
[10] 单陈瑜，石秀安，蔡德昌，等. 大亚湾和岭澳一期核电站氚年排放量计算分析［J］. 核科学与工程，2013（1）：31-37.

Calculation and Analysis of the Influencing Factors of Tritium Production in PWR

Liu Jian, Li Wei, Zhang Kun, Wang Yichuan, Li Yang, Lan Bing*
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: Tritium is one of the radionuclides discharged into the environment during the normal operation of nuclear power plants. It is of great significance to study the production process of tritium for environmental impact assessment. Taking a third-generation pressurized water reactor nuclear power plant as an example, the effects of different influencing factors on tritium production were calculated. The results show that: (1) the contributions of ^{239}Pu and ^{241}Pu to tritium produced by ternary fission of reactor core cannot be ignored. (2)Boron dilution has a great influence on the activation and tritium production of boron-10 as a coolant. The ratio between the results obtained without considering boron release and those with boron dilution is 2.07. (3)With the increase of neutron flux rate and coolant density, the production of tritium increases.

Key words: tritium production; environmental assessment; coolant density

（责任编辑：许龙飞）

张强升，王德军，史强，等.核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计与抗震分析研究[J].核安全，2020，19(6)：133-141.
Zhang Qiangsheng，Wang Dejun，Shi Qiang，et al. Structural Design and Seismic Analysis of Spring Type Safety Valve of Air Conditioning Water System in Nuclear Power Plant[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：133-141.

核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计与抗震分析研究

张强升[1]，王德军[2]，史　强[1]，陈一伟[1]，沈　伟[1]，李　亮[1,*]
（1. 生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082；2. 生态环境部，北京　100006）

摘要：在地震工况下，核电站空调水系统弹簧式安全阀需要保持其结构完整性和可运行性。本文通过公式法完成安全阀的关键部位结构设计，以及螺栓预紧力和接管载荷的计算分析，通过有限元分析法完成安全阀的抗震分析。首先，建立安全阀有限元模型，借助有限元软件完成模态分析；然后，确定第一阶频率大于截断频率33 Hz后，使用等效静力法完成安全阀的抗震分析；最后，根据ASME核电规范对安全阀进行应力评定和强度校核。计算结果表明，安全阀各部件在地震工况下均满足强度和变形要求。本文的分析方法对核电站安全阀抗震设计有很好的工程实用价值。

关键词：安全阀；抗震分析；有限元；模态分析；地震载荷；应力评定
中图分类号：TM623.1　**文章标志码：**B　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0133-09

安全阀广泛应用于核电、火电、石油、天然气、化工、炼油以及长输管线等工业领域，为气体、液体和蒸汽等工况的管道或设备提供超压保护。安全阀的可靠性不仅关系到设备自身的正常运行，还关系到整个应用系统的安全性。安全阀在地震载荷作用下会影响安全阀的振动特性与安全性，抗震设计水平主要体现在强度和刚度上，这些特点直接影响系统性能。因此，我们有必要研究安全阀的静动态特性。对于有抗震要求的安全阀，安全阀应在地震事故工况下保证结构的完整性和可运行性[1-3]。

本文通过Ansys有限元软件和公式法相结合的方式，对某核电站空调水系统弹簧式安全阀进行关键部位结构设计和抗震分析，通过建立安全阀的三维几何模型及有限元模型进行模态分析，计算得到安全阀的固有频率和振型，以了解安全阀的动态特性，进而确定合适的抗震分析方法。然后，本文根据抗震要求完成结构完整性和可运行性分析，计算安全阀在地震载荷及设计载荷共同作用下的应力和变形。本文依据美国机械工程师协会（American Society of Mechanical Engineers，简称ASME）的核电标准进行应力和变形等内容的校核与评定，验证安全阀在指定的地震载荷和设计载荷共同作用下能否满足正常工作要求。

1　安全阀结构和功能描述

某核电站空调水系统使用的弹簧式安全阀与定压罐相连，该安全阀受管道内的水压作用，在正常工作状态下处于常闭状态。当管道内水压升高且超过开启值时，安全阀会自动排水泄压以保护定压罐。安全阀为法兰连接，公称通径为25 mm，设计压力为1.6 MPa，整定压力为0.2 MPa，设计温度为7 ℃，抗震类别为1A

收稿日期：2019-03-17　**修回日期：**2019-03-24
作者简介：张强升（1987—），男，山西朔州人，高级工程师，硕士，动力工程领域专业，现主要从事核电站核安全设备抗震应力计算和疲劳分析工作
***通讯作者：**李亮，E-mail：liliangfj@126.com

级，工作介质为水。该安全阀主要由阀体、阀座、阀盖、阀杆、螺栓、弹簧、弹簧座、调节圈、导向筒等零部件组成，三维几何模型如图1所示。

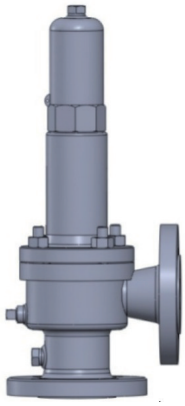


图1 安全阀三维几何模型

Fig. 1 3D geometric model of the safety valve

2 结构设计与计算

弹簧式安全阀的结构设计是抗震分析的基础，主要包括阀体关键部位设计、螺栓预紧力计算和接管载荷计算。反过来，通过抗震分析得出的安全阀刚度和强度结果可以对安全阀结构优化起到指导作用。

2.1 阀体关键部位设计

本文依据强度理论对阀门壁厚进行分析计算，考虑安全阀的腐蚀裕量，圆整后选择适当的取值，阀门壁厚满足刚度和强度设计要求。

依据ASME主体材料在设计温度下的许用应力值，阀体材料在设计温度下的许用应力$\sigma_{阀}$为118 MPa，管道材料在设计温度下的许用应力$\sigma_{管}$为108 MPa，$\sigma_{阀}>\sigma_{管}$，满足设计要求。

阀体出口拐角处截面模量$W_{阀}$=3 936 mm^3，管道截面模量$W_{管}$=2 730.7 mm^3，$W_{阀}/W_{管}$=1.44>1.1，满足阀门设计相关要求。

阀体出口拐角处截面面积$A_{阀}$=584 mm^2，管道截面面积$A_{管}$=274.4 mm^2，$A_{阀}/A_{管}$=2.12>1.1，满足阀门设计相关要求。

2.2 螺栓预紧力计算

阀体和阀盖间的承压螺栓预紧力通过式（1）计算[3]：

$$F=k\sigma_s\frac{\pi}{4}d^2 \quad (1)$$

式中，k——经验系数，由于阀体和阀盖对螺栓连接有密封要求，可取0.375；

σ_s——承压螺栓的许用应力值，MPa；

d——螺栓的螺柱直径，mm。

阀体与阀盖由4个M10螺柱连接，单个连接螺柱的预紧力计算值为5 000 N。

2.3 接管载荷计算

接管载荷对阀体的应力有很大影响，为了使设计载荷、地震载荷和接管载荷下的阀体应力结果更为保守，可先采用公式法计算接管载荷在阀体上产生的二次应力，再线性叠加有限元分析法得到的设计载荷和地震载荷作用下的阀体应力。在后面的阀体评定中，将线性叠加此应力，再进行评定。

由管道反作用力引起的二次应力P_{eb}由式（2）确定[4]：

$$P_{eb}=\frac{C_bF_bS}{G_b} \quad (2)$$

式中，C_b——由连接管道力矩引起的阀体二次弯曲应力指数；

G_b——拐角区阀体截面弯曲模量，mm^3；

F_b——标准接管的弯曲模量，mm^3；

S——在与阀门相连接的管道材料确定的情况下，260℃时材料对应的屈服强度，MPa，在不能确定与阀门相连管道材料或设计一种非特殊应用工况阀门的情况下，S为200 MPa。由于此阀门为非特殊应用阀门，本文取S=200 MPa。

因此，计算P_{eb}需要确定C_b、G_b、F_b和S，可依据式（3）~式（6）计算得到。

F_b由公式（3）计算[4]：

$$F_b=\frac{0.393d_e^3p_s}{f_o-p_s} \quad (3)$$

式中，p_s——标准计算压力，MPa；

f_o——常量，MPa，在 p_s 单位为MPa的情况下，f_o=137.9 MPa；

d_e——阀体大端内径，mm。

当 $d_e \leqslant 254.5$ mm 时，F_b 在公式计算值和内径稍大于 d_e 的壁厚系列40号管道的断面模数之间选取二者最大值。

已知 $d_e = 25$ mm，$p_s = 1.6$ MPa，D=33.4 mm，$d_e = 26.6$ mm，则有：

$$F_b = \frac{0.393 \times 25^3 \times 1.6}{137.9 - 1.6} = 72.1 \text{ mm}^3$$

$$W = \frac{\pi(D^4 - d^4)}{32D} = \frac{\pi(33.4^4 - 26.6^4)}{32 \times 33.4} = 2\,186.4 \text{ mm}^3$$

因为 2 186.4 mm^3 > 72.1mm^3，所以，F_b = 2 186.4 mm^3。

C_b 由式（4）计算[4]：

$$C_b = 0.335\left(\frac{r}{t_e}\right)^{2/3} \quad (4)$$

式中，r——拐角区阀体壁的平均半径，mm；

t_e——所在部位的有效壁厚，mm。

当 C_b 计算所得结果小于1.0时，采用 $C_b = 1.0$。已知 $r = 12.5$ mm，$t_e = 5.8$ mm，则有：

$$C_b = 0.335\left(\frac{r}{t_e}\right)^{2/3} = 0.335 \times \left(\frac{12.5}{5.8}\right)^{2/3} = 0.56 < 1.0$$

因此，取 $C_b = 1.0$。

G_b 由式（5）计算[4]：

$$G_b = \frac{I}{(r_i + t_e)} \quad (5)$$

$$I = \pi(r_o^4 - r_i^4)/4 \quad (6)$$

式中，I——惯性矩，mm^4；

r_o——A-A截面的外半径，mm；

r_i——A-A截面的内半径，mm。

已知 $r_o = 18.9$ mm，$r_i = 12.5$ mm，t_e=5.8mm，则有：

$$I = \pi(r_o^4 - r_i^4)/4 = \pi(18.9^4 - 12.5^4)/4 = 81\,041.2 \text{ mm}^4$$

$$G_b = \frac{I}{(r_i + t_e)} = \frac{81\,041.2}{12.5 + 5.8} = 4\,428.5 \text{ mm}^3$$

因此，由管道反作用力引起的二次应力为：

$$P_{eb} = \frac{C_b F_b S}{G_b} = \frac{1.0 \times 2\,186.4 \times 200}{4\,428.5} = 98.7 \text{ MPa}$$

3　建立有限元模型

安全阀有限元分析包括模态分析和抗震分析。本文首先进行安全阀的模态分析，了解其固有动态特性，并确定基频。当基频大于33 Hz时，采用等效静力法完成抗震分析；当基频小于33 Hz，则不符合安全阀设计技术要求，需要对决定安全阀基频的部件进行结构优化，以增加安全阀的刚度。

安全阀主体材料均采用ASME规定的材料，为了使计算结果和应力评定更合理，本文根据ASME核电标准完成应力评定和强度校核。安全阀设计温度下的主要零部件所用材料及材料特性见表1。

表1　主要零部件所用材料及材料特性

Table 1　Materials and material characteristics of main parts

阀门零部件	所用材料	屈服强度 S_y/MPa	抗拉强度 S_u/MPa	许用应力 S/MPa
阀体	SA-216M CB	250	485	138
阀盖	SA-216M CB	250	485	138
阀座	20Cr13	440	635	158
阀杆	20Cr13	440	635	158
螺栓	SA-193M B7	725	860	172

首要步骤是建立阀门有限元分析模型，网格划分应真实模拟安全阀的几何形状和物理特性，以提高计算结果的准确性[7]。本文采用SOLID187实体单元对有限元模型进行网格划分，一些零部件的接触面用TARGE170、CONTA174接触单元模拟。有限元分析模型如图2所示。

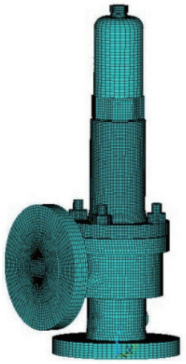


图2　有限元分析模型

Fig. 2　Finite element analysis model

4 模态分析

如果安全阀的激振频率与地震产生的频率相接近，安全阀将发生强烈共振，从而产生较大的动应力，最终造成安全阀结构断裂破坏，因此，有必要研究安全阀振动的固有频率和模态振型[8]。地震波频率一般小于33 Hz，为了使安全阀在地震工况下不发生共振，必须避开地震产生的频率，即要求安全阀的1阶固有频率大于33 Hz。

4.1 边界条件

根据安全阀的安装条件，在模态分析中，本文对其进口端面处施加固定约束。

4.2 模态分析结果

为了得到安全阀的固有频率和振型，了解其动态特性，本文需要进行模态分析。安全阀模态分析前3阶固有频率和振型见表2，第1阶振型如图3所示。

表2 安全阀前3阶模态结果

Table 2 First 3 order modal results of safety valve

阶数	固有频率/Hz	振型
1	404	水平*Y*方向（轴向）的振动
2	423	水平*X*方向（侧向）的振动
3	575	绕*Z*方向（垂向）的扭转

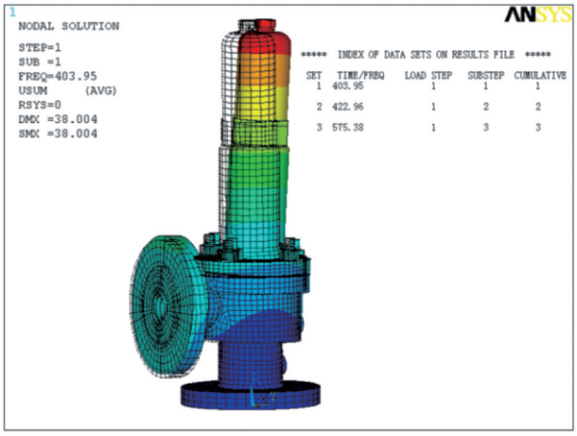


图3 第1阶振型

Fig. 3 The first order modal

本文通过模态分析计算得到安全阀前3阶的固有频率和振型，由于安全阀基频404 Hz远大于33 Hz，可使用等效静力法进行抗震分析。

5 抗震分析

本文抗震分析中考虑地震工况下安全阀设计压力、螺栓预紧力及运行基准地震（Operating Basis Earthquake，简称OBE）和安全停堆地震（Safety Shutdown Eathquake，简称SSE），按核电规范各运行工况的要求，使地震作用效应和各级使用载荷效应以最不利的方式进行组合，并按照最严格的准则进行校核。

5.1 载荷和边界条件

D级工况由自重、设计压力、螺栓预紧力、SSE地震载荷和接管载荷组成。本文在安全阀内腔介质通过的内表面施加1.5倍的设计压力，即1.5×1.6=2.4 MPa，由于实际工程中安全阀与管道相连，SSE地震载荷的加载方式为安全阀3个正交轴向分别施加4*g*地震加速度，阀体和阀盖连接螺栓预紧力为5 000 N，在垂直方向施加1 *g*的重力加速度。抗震分析中在安全阀进出口端设置固定约束。输入的载荷和边界条件数据模型如图4所示。

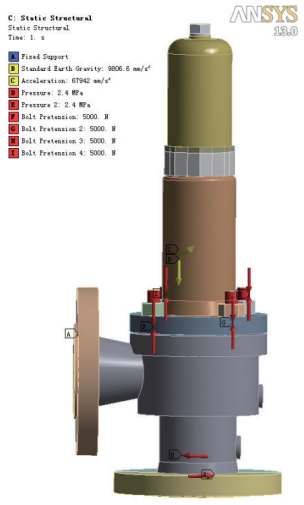


图4 输入载荷和边界条件数据模型

Fig. 4 Input load and boundary condition data model

5.2 承压部件和连接螺栓应满足的规范和准则

该安全阀为非核级，抗震类别为1A级，保守依据核安全3级核电标准规范进行评定。安全阀需满足ASME-III规范中的ND-3592要求[4]，载荷组合和应力限值见表3。连接螺栓的校核方面，主要依据RCC-M ZVI 2460的规定完成[5]。

为了抗震分析的结果更保守，本文使用最苛刻的载荷组合和最严格的应力限值[6]。安全阀抗震分析计算中，采用D级工况计算并按照最严格的A级验收准则评定，这样就可以包络所有工况。

表3　载荷组合和应力限值[4]

Table 3　Load combinations and stress limits[4]

工况	载荷组合	准则级别	应力限值
设计和正常工况	自重+1.0P+接管载荷+预紧力载荷	A级	$\sigma_m<S$ （σ_m或σ_L）+$\sigma_b<1.5S$
异常工况	自重+1.1P+OBE载荷+接管载荷+预紧力载荷	B级	$\sigma_m<1.1S$ （σ_m或σ_L）+$\sigma_b<1.65S$
紧急工况	自重+1.2P+接管载荷+预紧力载荷	C级	$\sigma_m<1.5S$ （σ_m或σ_L）+$\sigma_b<1.8S$
事故工况	自重+1.5P+SSE载荷+接管载荷+预紧力载荷	D级	$\sigma_m<2S$ （σ_m或σ_L）+$\sigma_b<2.4S$

注：表中，P为设计压力，MPa；σ_m为总体薄膜应力，MPa；σ_b为一次弯曲应力，MPa；σ_L为局部薄膜应力，MPa；S为最大许用应力值，MPa。

5.3　计算结果及评定

核级阀门的强度计算是阀门承压边界完整性的重要保证，也是校核与评定的必要环节[9]。本文计算D级工况下安全阀的应力和位移分布，然后根据上述要求对关键部件进行应力校核。在D级工况载荷组合作用下，计算得到的安全阀应力强度云图如图5所示。

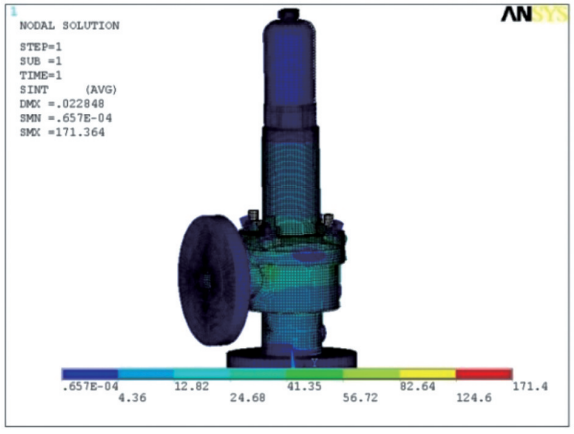


图5　安全阀应力强度云图

Fig. 5　Stress intensity nephogram of the safety valve

5.3.1　阀体计算结果及评定

阀体D级工况载荷组合下的应力强度云图如图6所示。由于阀体关于中面对称，本文在中面选取应力评定路径，如图7所示。

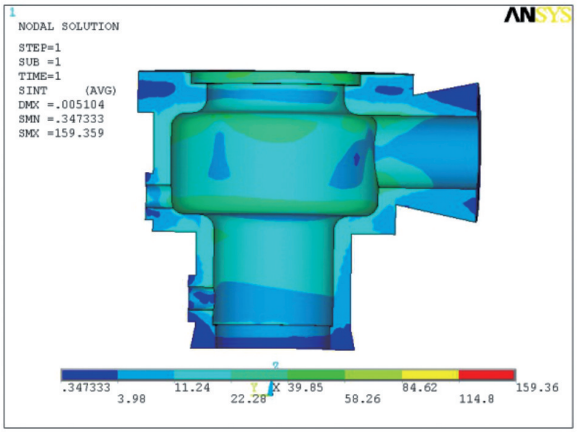


图6　阀体应力强度云图

Fig. 6　Stress intensity nephogram of the valve body

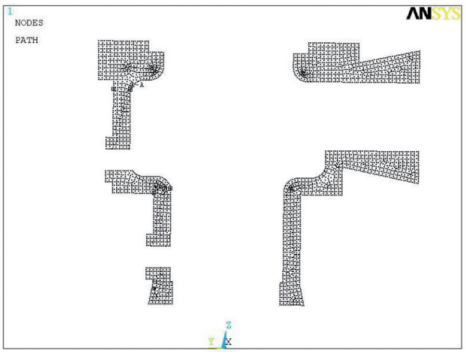


图7　阀体应力评定路径

Fig. 7　Stress assessment path of the valve body

阀体的应力线性化结果需要与公式法得到的接管载荷结果线性绝对值叠加，应力结果及评定见表4。

5.3.2　阀盖计算结果及评定

阀盖在D级工况下的应力强度云图如图8所示。由于阀盖关于中面对称，本文在中面选取应力评定路径，如图9所示。

阀盖应力评定结果见表5。

5.3.3　阀座计算结果及评定

阀座在D级工况下的应力强度云图如图10所示，由于阀座关于中面对称，本文在中面选取应力评定路径，如图11所示。

表4 阀体应力计算结果及评定

Table 4 Stress calculation results and evaluation of the valve body

路径	应力限值	计算值/MPa	接管载荷/MPa	总应力/MPa	许用值/MPa	校核结果
A-A	$\sigma_m \leqslant 1.0S$	15.0	—	15.0	125.8	合格
	σ_m(或σ_L)+$\sigma_b \leqslant 1.5S$	23.5	98.7	122.2	188.7	合格
B-B	$\sigma_m \leqslant 1.0S$	14.9	—	14.9	125.8	合格
	σ_m(或σ_L)+$\sigma_b \leqslant 1.5S$	24.5	98.7	123.2	188.7	合格

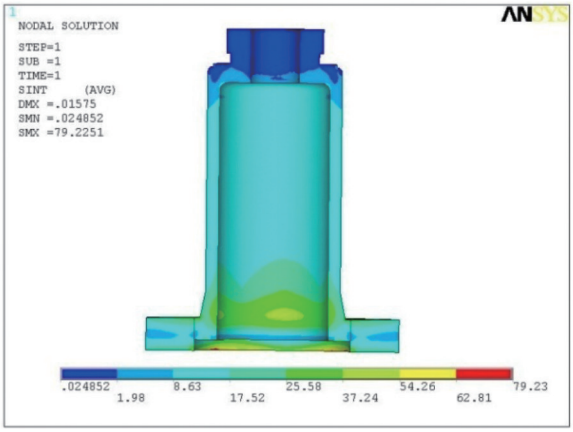


图8 阀盖应力强度云图

Fig. 8 Stress intensity nephogram of the valve bonnet

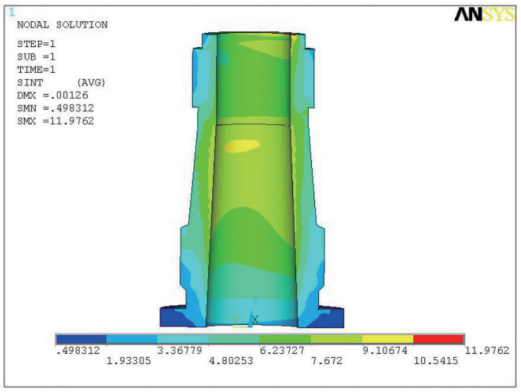


图10 阀座应力强度云图

Fig. 10 Stress intensity nephogram of the valve seat

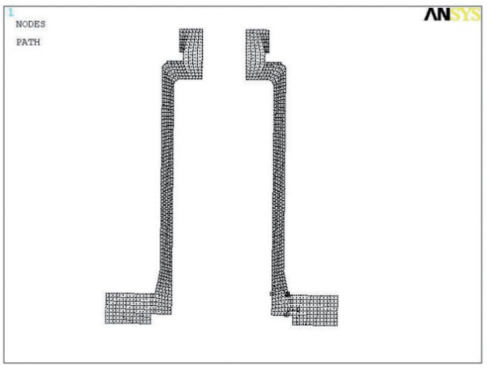


图9 阀盖应力评定路径

Fig. 9 Stress assessment path of the valve bonnet

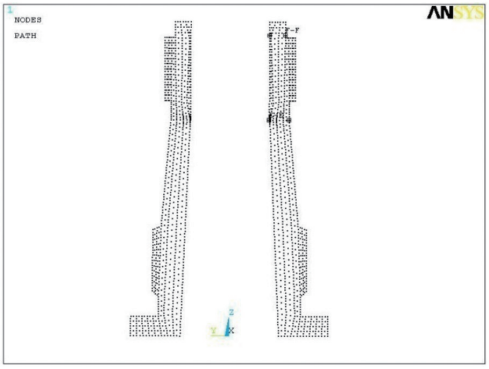


图11 阀座应力评定路径

Fig. 11 Stress assessment path of the valve seat

阀座应力评定结果见表6。

表5 阀盖应力计算结果及评定

Table 5 Stress calculation results and evaluation of the valve bonnet

路径	应力限值	计算值/MPa	许用值/MPa	校核结果
C-C	$\sigma_m \leqslant 1.0S$	23.8	138	合格
	σ_m(或σ_L)+$\sigma_b \leqslant 1.5S$	36.6	207	合格
D-D	$\sigma_m \leqslant 1.0S$	9.0	138	合格
	σ_m(或σ_L)+$\sigma_b \leqslant 1.5S$	21.8	207	合格

表6 阀座应力计算结果及评定

Table 6 Stress calculation results and evaluation of the valve seat

路径	应力限值	计算值/MPa	许用值/MPa	校核结果
E-E	$\sigma_m \leqslant 1.0S$	6.9	158	合格
	σ_m(或σ_L)+$\sigma_b \leqslant 1.5S$	8.0	237	合格
F-F	$\sigma_m \leqslant 1.0S$	6.4	158	合格
	σ_m(或σ_L)+$\sigma_b \leqslant 1.5S$	8.7	237	合格

5.3.4　阀杆计算结果及评定

依据ASME NC-3595.7一节完成阀杆的应力计算评定，阀杆应力应符合NC-3592.2的要求。阀杆在D级工况下应力强度云图如图12所示。从结果可以看出，阀杆的总应力最大值为18.7 MPa，小于其许用应力值。阀杆应力评定结果见表7。

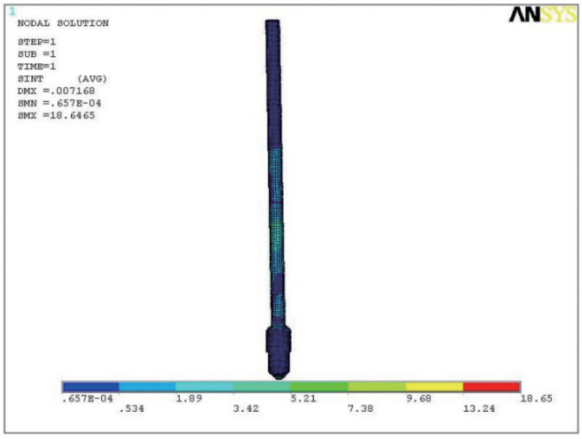


图12　阀杆应力强度云图

Fig. 12　Stress intensity nephogram of the valve stem

表7　阀杆应力计算结果及评定

Table 7　Stress calculation results and evaluation of the valve stem

部件	总应力结果值 $\sigma_{总}$/MPa	总体薄膜应力值 σ_m/MPa	应力评定准则	材料许用应力值 S/MPa	校核结果
阀杆	18.7	$\sigma_m<\sigma_{总}$	$\sigma_m<S$	158	合格

阀杆为可动部件，位移云图如图13所示，最大变形量为0.007 mm。为了保证安全阀在地震工况下的可运行性，静止部件与阀杆的相对变形不允许大于装配间隙的90%。分析可知，阀杆变形远小于规定值，在设计要求范围内。

5.3.5　承压螺栓计算结果及评定

阀体和阀盖间4组承压螺栓材料均为SA-193M B7，螺栓的拉应力与剪应力计算结果分别如图14和图15所示，阀体与阀盖承压螺栓应力评定结果见表8。

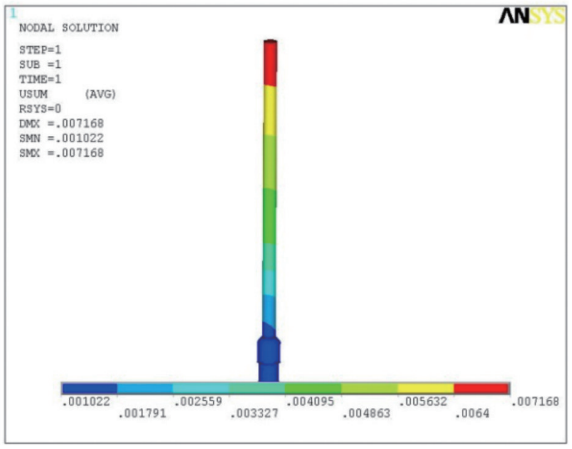


图13　阀杆位移云图

Fig. 13　Displacement nephogram of the valve stem

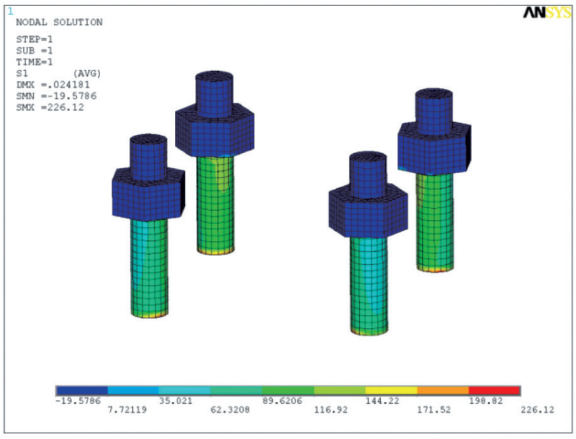


图14　承压螺栓拉应力云图

Fig. 14　Tensile stress nephogram of pressure bolts

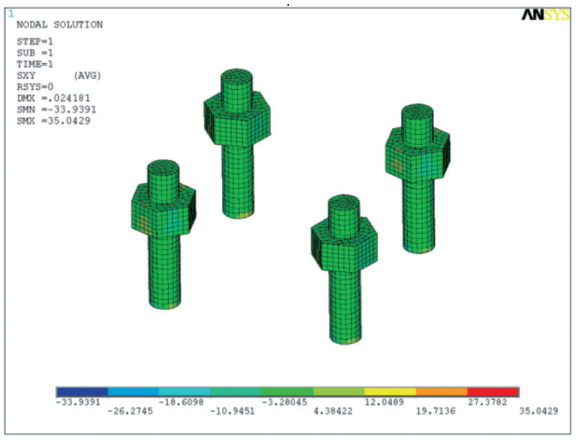


图15　承压螺栓剪应力云图

Fig. 15　Shear stress nephogram of pressure bolts

表8 承压螺栓应力计算结果及评定

Table 8 Stress calculation results and evaluation of pressure bolts

评定内容	计算结果/MPa	许用值/MPa	校核结果
拉应力 f_t	226.1	$F_{tb}=0.3S_u=258$	合格
剪应力 f_v	35.0	$F_{tb}=S_u/8=107.5$	合格
$\frac{f_t^2}{(F_{tb})^2}+\frac{f_v^2}{(F_{vb})^2}$	0.874	≤1	合格

6 结论

本文首先对某核电站弹簧式安全阀进行模态分析，然后采用等效静力法依据最恶劣的D级工况对安全阀进行了抗震分析，最后按最严格的A级准则进行校核。得到如下结论：

（1）安全阀第一阶固有频率为404 Hz，大于截断频率33 Hz，可采用等效静力法完成抗震分析。

（2）在SSE地震事故工况组合载荷的作用下，本文对安全阀进行了抗震分析，结果表明安全阀能够在地震工况下保证结构的完整性。

（3）通过对安全阀的变形校核计算，本文验证了安全阀整体结构无永久变形，阀杆变形极小，能保证能动部件在地震时和地震后的可运行性。

（4）本文通过公式法和有限元结合的方式进行研究，为研发安全阀结构优化和抗震设计提供解决方案，具有很好的工程实用价值。

参考文献

[1] 赵英博，张强升，陈天敏. 高温锻钢闸阀的温度场计算和热固耦合分析[J]. 发电技术，2019，40（2）：181-182.

[2] 张征明，吴莘馨，何树延. 核安全级阀门的结构力学分析[J]. 阀门，2004（4）：1-4.

[3] 沈伟，张强升，陈天敏，等. 核级主蒸汽安全阀抗震分析及应力评定[J]. 动力工程学报，2016，36（2）：162-167.

[4] ASME. ASME Boiler and Pressure Vessel Code III Section 1 NB. Rules for Construction of Nuclear Facility Components [S]. New York：The American Society of Mechanical Engineers，2004.

[5] AFCEN. RCC-M 2010 Edition. Design and Construction Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands [S]. Paris：French Association for Design， Construction and In-service Inspection Rules for Nuclear Island Components，2010.

[6] 陈天敏，王龙骧，高开科. 核二级电动截止阀抗震分析[J]. 阀门，2012（1）：35-37.

[7] 付强，袁寿其，朱荣生，等. 1000MW核电站双壳体离心式上充泵抗震计算[J]. 动力工程学报，2012，32（7）：569-576.

[8] 黄海华. 汽车车架载荷强度优化设计仿真[J]. 计算机仿真，2017，34（11）：114-118+206.

[9] 刘庆民，高照杰，林锋，等. 核级主给水控制阀性能评估技术研究[J]. 机械强度，2015，37（5）：910-916.

Structural Design and Seismic Analysis of Spring Type Safety Valve of Air Conditioning Water System in Nuclear Power Plant

Zhang Qiangsheng[1], Wang Dejun[2], Shi Qiang[1], Chen Yiwei[1], Shen Wei[1], Li Liang[1,*]

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China;
2. Ministry of Ecology and Environment, MEE, Beijing 100006, China)

Abstract: Under earthquake conditions, spring type safety valves of air conditioning water systems in nuclear power plants need to maintain their structural integrity and operability. In this paper, the design of the key parts of the safety valve, the calculation of the bolt pre-tightening force and the connection load were completed by the formula method. The finite element analysis method was used to complete the seismic analysis of the safety valve. Firstly, the finite element model of safety valve is established, and modal analysis is completed by means of finite element software. After determining that the first-order frequency is greater than the cutoff frequency of 33 Hz, the seismic analysis of the safety valve is completed by using the equivalent static method. Finally, the stress assessment and strength check were completed according to the ASME nuclear power code. The calculation results show that all parts of the safety valve meet the strength and deformation requirements under seismic conditions. The analysis method used in this paper has very good engineering value for the seismic design of safety valves in nuclear power plants.

Key words: safety valve; seismic analysis; finite element; model analysis; earthquake load; stress evaluation

(责任编辑:许龙飞)

程芳，姜启英，阚丽萍，等.微塑料污染防治的建构研究[J].核安全，2020，19(6)：142-146.
Cheng Fang，Jiang Qiying，Kan Liping，et al. Research on the Construction of Microplastic Pollution Prevention and Control[J]. Nuclear Safety，2020，19(6)：142-146.

微塑料污染防治的建构研究

程　芳[1]，姜启英[1]，阚丽萍[2]，窦义芳[3]
（1. 淄博市环境污染防控中心，淄博　255032；2. 淄博市生态环境质量控制服务中心，淄博　255032；3. 山东省核与辐射安全监测中心，济南　250101）

摘要：塑料污染已成为全球面临的严重污染问题。微塑料粒径小，可通过多种途径进入地球生态环境大循环，并可沿食物链传递，在不同营养级的生物体内累积，对机体产生多种毒害效应。目前，微塑料污染问题已成为世界各国研究的焦点，我国的微塑料污染问题也日益突出。本文阐述了微塑料的来源和种类、环境污染原理和生物效应、分布和影响现状，提出了微塑料污染防治策略，并对微塑料污染的全球治理经验和模式进行了梳理和分析，对国际合作和社会合作的必要性进行了探讨。

关键词：微塑料污染；生态效应；复合毒性；国际共识与合作
中图分类号：X50　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2020）06-0142-05

塑料诞生于1869年，1950年前后，随着第二次世界大战的结束逐步得到广泛的使用。塑料的使用范围极其广泛，在工业、农业、日用、医药、军事、航空航天等领域都有塑料的身影，并且因其低成本和普适性，塑料在全球范围内产量和消费量逐年剧增。1950年，全球塑料产量为2×10^6 t，2015年全球塑料产量约为3.8×10^8 t[1]，塑料的年产生量增加了近200倍。

作为一种高分子聚合物，塑料的回收利用率并不高，大部分地区的回收率低于30%。因此，全球每年会产生大量的塑料废弃物。预计到2050年，全球累计将有1.3×10^{10} t废塑料进入环境[2]。

微塑料是指环境中直径小于5 mm的塑料，其化学性质稳定，可在大气、水体、陆地环境中进行广泛迁移。其持久性和高迁移性致使微塑料在全球生态环境中广泛存在。微塑料及其吸附的复合毒性物质可被生物体摄入，并可通过食物链进行传递和累积，最终威胁人类的健康。

1　微塑料污染的现状

1.1　微塑料的来源与种类分析

按照来源的不同，环境中的微塑料可分为初生微塑料和次生微塑料两大类。

初生微塑料主要来源有3个。第一个来源是生产塑料过程中流失的工业原料（如树脂颗粒和纤维）。第二个来源是随着塑料产品的使用和消耗进入环境的微塑料颗粒。药品、抛光料、个人护理品（化妆品、洗面奶、牙膏和沐浴露）都可能含有微塑料颗粒。第三个来源是人工合成纤维纺织品洗涤过程中产生的微塑料纤维。在日常清洗衣物的过程中，一次清洗可使1 900多个纤维进入废水中[3]。

次生微塑料是指大型塑料碎片随着环境中的光能量照射、机械物理作用以及温度变化等分裂或降解而成的塑料微粒。

收稿日期：2020-03-12　**修回日期：**2020-11-19
作者简介：程芳（1984—），女，山东青岛人，博士，高级工程师，现主要从事环境污染防控工作
***通讯作者：**程芳，E-mail：fangcheng0809@126.com

按照化学组成成分来分类，微塑料主要包括聚乙烯（PE）、聚丙烯（PP）、聚氯乙烯（PVC）、聚苯乙烯（PS）、石蜡（PF）、聚酯多元醇（PEPA）、聚酰胺（Polyamide，PA）和聚对苯二甲酸类（PET）等。

1.2 微塑料的环境污染原理和生物效应

1.2.1 微塑料影响生物的消化和吸收

微塑料被生物摄食后在体内无法被消化吸收，会导致生物体营养不良，影响生物体免疫功能，最终引起生物体的生长发育迟缓或死亡[3]。

1.2.2 微塑料释放出有机单体和有毒添加剂

微塑料在迁移转化过程中会释放出有机单体和有毒添加剂。有毒添加剂包括双酚A和邻苯二甲酸盐在内的多种增塑剂、抗菌剂和阻燃剂。这些添加剂已被证明能够影响生物的内分泌功能，诱发遗传畸变，危害生殖和发育[4,5]。

1.2.3 微塑料吸附作用造成复合污染

微塑料具有较强的疏水性和相对较大的比表面积，能富集高浓度的重金属和持久性有机污染物（POPs）。目前，已经有超过200种有机化学物质在微塑料中被鉴定出来[6]，其中包含多氯联苯、多环芳烃以及其他有机氯农药。

吸附着复合有毒污染物的微塑料被生物体摄食后，在消化系统中会发生解吸，被释放出来。实验表明：微塑料对污染物的解吸速率在生物体肠道中比在海水中高出30多倍[7]。

1.3 微塑料污染的分布和影响现状

微塑料污染已经遍及全球的淡水、海洋和陆地环境。在人迹罕至的极地地区，甚至是马里亚纳海沟都发现了微塑料的存在。

1.3.1 微塑料污染在海洋环境的分布和影响现状

塑料垃圾约占海洋垃圾的60%~80%，局部海洋区域塑料垃圾占比高达90%~95%。目前，在各个大洋、极地和深海都发现了塑料污染。塑料在海洋中会随着洋流进行远距离迁移，因此，海洋表面五大环流所在地也是塑料垃圾的聚集地。在北太平洋副热带环流区，塑料颗粒含量达3 276个/m^3[8]。

塑料污染源头是陆地环境，因此，靠近陆地的海洋区域中塑料污染也比较严重。对地中海局部海水的取样结果显示：90%的样品含有塑料垃圾碎片[8]。我国近海也有大量的塑料垃圾存在。有研究显示我国长江入海口塑料颗粒（0.5~5 mm）含量约为4 137个/m^3。

1.3.2 微塑料污染在淡水环境的分布和影响现状

微塑料污染也广泛存在于淡水水体中。从北美五大湖流域到欧洲多个国家的淡水湖和河流，均已检测出微塑料。在北美五大湖流域，漂浮在水面的微塑料的平均丰度高达43 000个/km^2；瑞士日内瓦湖的微塑料最高丰度已达48 146个/km^2[9]。地理位置偏远、人口稀少的亚洲蒙古国北部的库苏古尔湖表层水中微塑料污染的平均丰度为20 264个/km^2[10]。表明微塑料可能会受径流、季风等因素的作用，迁移扩散至各类水域。

我国多地的淡水环境也均有微塑料赋存，其中，城市附近淡水区域的微塑料污染尤为突出。在长江中上游流域的三峡水库表层水的微塑料丰度达到了12 611个/m^3，沉积物中也高达300个/kg[2]。

1.3.3 微塑料污染在陆地环境的分布和影响现状

利兹大学的一项研究表明：每年陆地上有3×10^7 t塑料被丢弃，其中大部分来自生活中的塑料废弃物。另外，陆地环境微塑料的其他来源有工业废弃的塑料、农业废弃的物资（塑料地膜和塑料大棚）、含有微塑料的灌溉污水和污泥。在陆地环境中微塑料也可以通过大气沉降、地表径流等进行迁移。

陆地环境中微塑料的研究成果比较稀少。有研究估算，每年有1.1×10^5 t微塑料排放到欧洲农田，7.3×10^5 t排放到北美农田[10]。我国南京某地蔬菜种植土壤中检出邻苯二甲酸酯化合物（0.15~9.68 mg/kg），其中在塑料类农用物资使用的地方检出浓度明显偏高[11]。

1.3.4 微塑料污染在饮用水、食物中的检出情况

2017年，在世界范围内进行的一次自来水样本检测数据显示，平均83%的自来水样本被微塑料污染[4]。捷克对国内部分饮用水源进行的一项研究表明，初始未经处理的水中微塑料丰度为（1 473 ± 34）~（3 605 ± 497）个/L；经

自来水厂处理后微塑料丰度为（338±76）~（628±28）个/L[12]。

在全球21个国家的300多种瓶装水中也发现了大量增塑剂的存在，其中DBP的检出率最高，达67.6%，最高含量为222.0 μg/L；我国瓶装水中DEHP平均含量为6.1 μg/L[4]。

除了自来水和瓶装水外，在其他食品中也检测出了微塑料的存在。在94%的食用盐中检出了微塑料。另外，在蜂蜜、啤酒以及家禽、海鲜等食品中均检出了微塑料[13]。

1.3.5 微塑料污染在人体以及其他生物体中的检出情况

生物多样性公约在2012年的研究中显示：663种海洋生物受到微塑料的影响。受影响的海洋生物涵盖了海洋食物链中不同层次的生物体（包括浮游植物、底栖动物、浮游动物、游泳动物等）。2015年，另外一项调查显示：受塑料（包括微塑料）影响的海龟、海洋哺乳动物和海鸟的种类分别为100%、66%和50%[13]。

陆地高等植物是人类和动物的主要食物来源之一。亚微米甚至纳米微塑料颗粒有可能被植物吸收、蓄积、生物放大、生物转化。对生菜的一项研究[10]表明：生菜可以吸收微塑料并可进一步将其运输到茎叶中。微塑料一旦被可食用植物吸收，将有可能进入人体并进行累积，对人类健康产生潜在不利影响。

另外，一项对8个国家人体粪便的研究显示，人体粪便中可检测出不同种类的微塑料，平均浓度为200个/kg[2]。这表明人体中也有微塑料的赋存。

微塑料进入生物体后会在生物组织、循环系统和大脑中逐渐累积，引起物理或化学效应，对遗传生殖、生长发育、免疫反应等过程施加毒性效应。

2 微塑料污染的防治策略

2.1 扩大塑料回收的范围和数量

目前，欧洲塑料平均回收率在全球领先，约为45%，德国甚至达到60%[13]。欧盟计划于2030年实现塑料包装的全部回收再利用。我国2009—2013年废塑料回收利用率为23%~29%，废塑料回收的空间巨大。但同时我们也要注意塑料回收利用的二次污染管控。

2.2 加强塑料微珠的源头管理

2015年，联合国环境规划署倡议逐步停止塑料微珠在个人洗护用品中的使用。多个欧洲国家以及美国、新西兰、澳大利亚、韩国也发出禁止在个人护理品中添加塑料微珠的声明。

我国食品药品监督管理局2017年公布的清单显示：该年度有36 993种含有聚乙烯或聚丙烯等微塑料的个人护理产品（洗面奶、沐浴露、口红、眼影等）注册，占当年个人护理品登记数量的3.67%[13]。为减少微塑料污染的源头，我国可以探索使用禁止将塑料微珠添加到个人护理品的政策管制机制。

2.3 寻找替代产品

由于塑料的应用范围十分广泛，不能通过简单的禁用解决污染问题，因此，寻找替代产品是解决问题的关键。替代产品应在设计、生产端就尽量将生态问题纳入考虑范围。但当前替代体系还不够成熟，某些塑料产品找不到合适的替代产品，有些替代产品成本较高，大规模使用存在经济壁垒。例如，可降解材料生产的包装袋是一般塑料袋成本的3~5倍，而且对温度、湿度也有较高的要求。

2.4 扩大公众参与，改变消费习惯

日常消费使用的塑料制品，是塑料污染和微塑料污染的重大源头。要从源头上减少塑料的使用，必须提高公众对塑料污染严重性及危害的认识。

我国消费品零售行业塑料袋年使用量约为5×10^{11}个；快递业塑料袋年使用量约1.47×10^{10}个；各大网络订餐平台餐盒和塑料袋年消耗量约为1.46×10^{10}个[13]。急剧增长的塑料包装使用量给塑料污染防治带来巨大的压力。

为从源头上遏制不断增加的消耗量，我国急需通过公众教育引导消费理念和消费行为的改变减少塑料制品的使用频率和数量，推动塑料产业的转型升级。

3 前景和挑战

第二次世界大战结束后，塑料开始得到广泛使用。短短70年时间，塑料已经渗透到人类生产和生活的各个领域。1950—2015年，人类

共计生产了8.3×10^9 t塑料，其数量远超过其他人工合成材料。同时也累计产生了6.3×10^9 t塑料废物，其中只有6×10^8 t（9%）被回收利用，多数废塑料被弃置于垃圾填埋场或在生态系统中累积[1]。

目前，塑料的产量仍然在逐年递增。欧洲统计局公布的数据显示：2016年，全球塑料产量为3.35×10^8 t，预计到2035年塑料产量将再翻1倍，到2050年将高达1.124×10^9 t。届时世界海洋中的塑料碎片重量将超过鱼类，几乎全部海鸟都会误食塑料碎片。

塑料给全球带来的危机是各国共同面临的难题。各国和各区域间的合作是治理塑料污染的重要动力。2003年，联合国环境署发起了区域海洋治理方案——“海洋垃圾全球倡议”，该倡议涉及12个区域，包括黑海、加勒比地区、东亚海域、东部非洲、南亚海域、罗马海域、地中海、东北太平洋、西北太平洋、红海和亚丁湾、东南太平洋、太平洋和非洲西部，旨在对海洋塑料污染进行一系列治理工作。2013年，欧盟委员会发布塑料废品绿皮书，针对塑料制品的循环使用以及研发清洁的塑料制品这两个方面征求公众的意见和建议。2014年，法国召开的海洋塑料垃圾污染防治会议讨论了塑料垃圾的来源、所含的添加剂、吸附持久性有机污染物、在食物链间的传递、影响海洋环境等一系列问题。2016年，意大利在预算法案中规定：自2019年起禁止使用不可生物降解、不可堆肥的棉签；自2020年起禁止销售含微塑料的化妆品。2017年，加拿大出台了《化妆品塑料微珠管理办法》，禁止生产、进口与销售含塑料微珠的化妆品。

我国国家发展改革委、生态环境部在2020年联合出台了《关于进一步加强塑料污染治理的意见》（发改环资〔2020〕80号）（以下简称《意见》）。此次新出台的限塑令主动扩大禁限范围，明确塑料产业转型升级模式，列举了诸多的可操作性措施，开启了中国塑料污染治理的新阶段。《意见》从法规制度标准保障、政策支持、科技支撑和执法监督4个方面提出了支撑保障体系。

尽管各个国家和区域都开始意识到了塑料污染和微塑料污染的严重性，并采取了一些措施来减控污染，但在塑料污染如此严峻的形势下，一个国家、一个地区的单独努力和部分合作是远远不够的。在环境面前，人类是一个命运共同体，只有秉持和平、普惠、共治原则，促进多方达成共识，进行合作，人类才有可能在这场无声的战争中守护住我们唯一的家园。

参考文献

[1] Geyer R，Jambeck J R，Law K L. Production, use, and fate of all plastics ever made [J]. Science Advances，2017，3：5.

[2] 郝晓地，翟学棚，吴远远，等. 微塑料在污水处理过程中的演变与归宿[J]. 中国给水排水，2019，35（8）：20-26.

[3] 朱莹，曹淼，罗景阳，等. 微塑料的环境影响行为及其在我国的分布状况[J]. 环境科学研究，2019，32（9）：1437-1447.

[4] WANG Wenfeng，NDUNGU A W，LI Zhen，et al. Microplastics pollution in inland freshwaters of China：a case study in urban surface waters of Wuhan，China [J]. Science of the Total Environment，2016，575：1369-1374.

[5] Rochman C M，Kurobet T，Flores I，et al. Early warning signs of endocrine disruption in adult fish from the ingestion of marine environment [J]. Science of the Total Environment，2014，493（1）：656-661.

[6] 张弛，邹亚丹，徐擎擎，等. 微塑料与水中污染物的联合作用研究进展[J]. 海洋湖沼通报，2019（2）：59-69.

[7] 夏斌，杜雨珊，赵信国，等. 微塑料在海洋渔业水域中的污染现状及其生物效应研究进展[J]. 渔业科学进展，2019，40（3）：178-190.

[8] 孙承君，蒋凤华，李景喜，等. 海洋中微塑料的来源、分布及生态环境影响研究进展[J]. 海洋科学进展，2016，34（4）：449-461.

[9] 丁剑楠，张闪闪，邹华，等. 淡水环境中微塑料的赋存、来源和生态毒理效应研究进展[J]. 生态环境学报，2017，26（9）：1619-1626.

[10] 李连祯，周倩，尹娜，等. 食用蔬菜能吸收和积累微塑料[J]. 科学通报，2019，64（9）：928-934.

[11] 刘沙沙，付建平，郭楚玲，等. 微塑料的环境行为及其生态毒性研究进展[J]. 农业环境科学学报，2019，38（5）：957-969.

[12] Martin Pivokonsky，Lenka Cermakova，Katerina Novotna，et al. Occurrence of microplastics in raw and treated drinking water [J]. Science of The Total Environment，2018，643：1644-1651.

[13] 邓义祥，雷坤，安立会，等. 我国塑料垃圾和微塑料污染源头控制对策[J]. 中国科学院院刊，2018，33（10）：1042-1051.

Research on the Construction of Microplastic Pollution Prevention and Control

Cheng Fang[1], Jiang Qiying[1], Kan Liping[2], Dou Yifang[3]
(1. Zibo Environmental Pollution Prevention and Control Center, Zibo 255032, China; 2. Zibo Ecological Environment Quality Control Service Center, Zibo 255032, China; 3. Shandong Nuclear and Radiation Safety Monitoring Center, Shandong, Ji'nan 250101, China)

Abstract: Plastic pollution has become a serious global pollution problem. Because of their small particle size, microplastics can enter the earth's ecological environment cycle through various ways. They also can be transported along the food chain, accumulated in organisms of different nutritional levels, and thus produce a variety of toxic effects. At present, the problem of microplastic pollution has become the focus of research in the world. Microplastic pollution in China is also becoming increasingly prominent. In this paper, the sources and types of microplastics, the environmental pollution principle and biological effect of microplastics, the distribution and influence status of microplastics are described, and the prevention and control strategies of microplastics pollution are put forward. Finally, the global governance experience and model of microplastics pollution control are summarized and analyzed, and the necessity of international cooperation and social cooperation is discussed.

Key words: microplastic pollution; ecological effect; compound toxicity; international consensus and cooperation

（责任编辑：徐晓娟）

“核电粮仓”保障我国核电仓廪安全

——中核建中核燃料元件生产发展纪实　马骞

2020年，面对突如其来的新型冠状病毒肺炎疫情，中核建中核燃料元件有限公司（以下简称“中核建中”）根据党中央、国务院和中核集团的决策部署，集全公司之力，全身心地投入这场没有“硝烟”的战“疫”中，高效并平稳有序地开展疫情防控和复工复产工作。为了更直观地展现中核建中核燃料元件生产线复工复产的开展情况，中央电视台“央视频”App于2月24日9时至2月28日19时对中核建中华龙燃料元件生产车间的现场情况进行了为期5天的全球直播。在此期间，全球的目光共同聚焦在被誉为“核电粮仓”的中核建中，彰显了中核建中在国内核燃料元件制造行业的“排头兵”位置。

2020年11月8日，中核建中将迎来建厂55周年华诞。回首往事，全体建中人谁能不为之心潮澎湃？中核建中通过不懈的艰苦奋斗，其核燃料元件产能成功跻身世界六强，这一路上又镌刻了多少建中人创造的奇迹！

1　金沙江畔：激情燃烧的岁月

在四川省宜宾市美丽的金沙江畔，巍然矗立着一座位列世界核燃料元件生产厂六强的“核电粮仓”——中核建中。登高远眺，见厂房林立，树木苍郁，一幅气势恢宏的现代工业长卷鲜活地映入人们眼帘。这是中国核工业集团有限公司下属的一个有着55年历史底蕴的大型国有企业，“十三五”期间，中核建中的核燃料元件生产实现了跨越式发展。

1987年12月23日，中央电视台新闻联播节目播出了一条关于“秦山核燃料组件正式投产”的新闻，标志着中核建中填补了国内核电站燃料组件制造领域的空白，与秦山核电站共同铸就了“国之光荣”。此后，中核建中凭借秦山300 MW核电站核燃料元件投产成功的实力，通过引进、消化、吸收和再创新，使核燃料元



中核建中外景图

件的生产能力不断增强，国产化水平不断提高。中核建中于1994年如期建成“大线”，成功制造出900 MW的AFA2G大型核电燃料组件，实现了大亚湾核电站换料燃料组件制造国产化的目标。在历经“大线”二步到新400 t核燃料元件生产线的建成投产之后，中核建中破茧成蝶，先后完成了AFA2G、AFA3G、全M5、VVER、TVS-2M等先进核燃料元件制造的国产化。2019年，享有“国家名片”之称的我国三代核电“华龙一号”核燃料元件成功完成了批量化制造，并通过了出厂验收。33年来，中核建中实现了金属铀年产量从50 t到200 t，再到400 t，直至800 t的跨越，产能跻身世界前列，可满足30个百万千瓦级压水堆核电机组的换料需求。中核建中具备了300 MW、600 MW、900 MW、1000 MW及低温核供热堆、实验堆等系列核元件的制造能力，并拓展和延伸了核燃料元件产业链，战略性地进入核级锆和条带产业。目前，中核建中作为我国最大的核燃料元件供应商，已为秦山一期、二期核电站、广东大亚湾核电站、岭澳核电站、田湾核电站、宁德核电站、红沿河核电站、福清核电站等国内多座核电站及巴基斯坦的恰希玛核电站（被誉为“南

南合作典范、中巴友谊丰碑”）提供了逾18 000组质量优良的核燃料元件，为核电站的安全稳定和经济高效运行作出了重要贡献。

为了同时满足多个不同地理位置核电站的供料需求，中核建中积极提升核燃料的运输能力，开创了核燃料组件全公路运输、跨海运输的先河，极大地丰富和积累了我国核燃料组件的运输经验，进一步增强了我国核燃料组件的供应保障能力。中核建中于2013年启动的高场基地项目（被列入四川省2014年度56个重大产业项目之一），经过积极筹备，已于2019年12月18日正式开工建设，为公司的转型升级和高质量发展拉开了新帷幕。

从“国之光荣”到“国家名片”，这是对中核建中人半个世纪以来保持初心、不忘使命的最好诠释。中核建中对“核电粮仓”的完美演绎，也向世界同行证明着：中国的核燃料元件生产技术已达世界先进水平。

2 自主创新：成就“粮仓”新荣耀

“创新是一个民族进步的灵魂，是国家兴旺发达的不竭动力”。中核建中大力实施创新驱动发展战略，全面塑造核电燃料元件自主创新体系，增强了企业的核心竞争力。

实施管理创新，提升产品质量，确保核安全。中核建中以核安全法规为基础，严格按照《质量管理手册》《质量保证大纲》的要求，在核燃料元件生产线建立健全了一套完整的质量管理体系和安全管理体系，并确保两个体系的有效运行。

“仓廪实，天下安”。中核建中经历了从“管理条例”到“核安全法规”，到“标准认证”，再到“过程优化”的3次变革，造就了今天严格的质量保证体系。众所周知，核燃料元件作为核电站的“粮食”，是核电站运行的第一道安全屏障，它的质量问题，是关系到核电站运行安全的重要因素。因此，质量保证体系做得再细也不为过。在芯块烧结和组装车间，每一个检验合格的芯块盘上，都有一个标签记录着产品相关信息，每一根燃料棒都有一个条形码，在每个生产和检验岗位，工作人员都要将条形码的相关信息记录在计算机的质量跟踪系统中。这些都是产品的“户口”，如果核燃料元件在核电站出现任何问题，都能有据可查，工作人员可以一直查到每根燃料棒原材料的炉批号，产品质量的可追踪性是核燃料生产的一项基本要求。目前，中核建中运行的质量保证体系就是这种“以过程控制为主线，三大鉴定为特点”的质保模式。无论是生产部门，还是质保部门，他们常挂嘴边的一句话就是“产品质量不是检验出来的，而是生产制造出来的”。与全世界十几家压水堆燃料元件生产厂家相比，中核建中始终保持着良好的制造记录。

中核建中始终把加强核安全管理作为公司的重中之重，通过加强安全管理，坚守设计标准和限值，明确责任与授权，接受国内外有关机构的评审监督；严格操作规程，每年对核燃料元件生产线的操作人员进行资格审查和上岗培训；实行严密的现场监控，定期进行核事故应急预案演练、核事故应急演习，确保核安全。

实施科技创新，引领行业发展。中核建中依托国家级企业技术中心，加强与高校、设计院以及用户的合作，不断创新优化核电燃料元件的设计、制造、堆内运行和信息管理工作，形成设计、研究、制造单位和电站用户共同发展的格局。公司已在核燃料元件制造及相关领域取得了200多项科研成果，在世界核电燃料元件制造领域的激烈竞争中占有一席之地。2019年，公司开展科研项目160余项，研发投入约1.6亿元，获国防科技进步奖一等奖1项，三等奖2项；获中核集团科学技术奖特等奖1项，二等奖1项，三等奖3项；获授权专利29项，其中实用新型专利16项，发明专利13项。

3 助力华龙：打造最强核能芯

随着“一带一路”倡议的全面推进，核电“走出去”迎来了重要发展机遇。中核建中全面贯彻落实习近平总书记对核工业创建60周年作出的重要指示精神，凭借深厚的技术积累和市场经验，坚持走自主创新之路，积极抢占核燃料元件制造科技的前沿阵地。

“华龙一号”是我国在30余年核电科研、设计、制造、建设和运行工作的基础上，自主研发的，具有完整自主知识产权的第三代先进百

万千瓦级压水堆核电机组。自2010年华龙一号CF系列核燃料组件专项启动后，中核建中和中国核动力研究设计院共同承担了CF系列组件的研制工作。2012—2014年，短短两年时间，中核建中实现了N36特征化组件入堆、CF2和CF3先导组件入堆等一系列重大突破。项目的顺利推进，给党中央吃了一颗定心丸。

2017年11月30日，中核集团最新型的CF3A先导组件在中核建中研制成功，并通过了中核集团科技与信息化部主持的出厂验收。2019年5月10日，“华龙一号”燃料元件——中核集团自主研制的CF3核燃料元件成功完成了批量化制造，并通过了出厂验收。9月10日，载有“华龙一号”全球首堆燃料元件的最强“核能芯”奔向福清核电站，等待他们的是点亮国家名片的光荣使命。



“华龙一号”全球首堆核燃料元件启运

2020年6月12日6时18分（巴基斯坦卡拉奇时间），满载着由中核建中生产的183组“华龙一号”核燃料元件的运输船，在历经16天、4200 nmail（7778.4 km）的远洋运输后，到达卡拉奇核电站。经检测，货包状态全部正常，卡拉奇2号机组即将装上最强中国“芯”！

在“华龙一号”研制生产的过程中，中核建中以最短的时间创新了目前国内核燃料元件研制领域最多的先进技术，收获了专利成果30多项，“华龙一号”系列科技成果奖近20项，形成重要的研制类总结报告50余份，成就了中国核燃料元件制造的多项第一。20组CF3燃料组件研制成功并通过入堆考验，实现了我国自主三代核电燃料元件的批量化制造，填补了国内空白，荣获中核集团重大科技成果奖金奖。

4 敬业报国：敢打敢拼的建中人

中核建中拥有一支高素质、敢打硬仗的职工队伍。55年来，建中人秉承“敬业报国，求精创新”的企业精神，肩负“铸国之利器，筑核电粮仓”的企业使命，努力实现“建成国际一流核燃料元件制造基地”的企业愿景，一路闯关夺隘，克服了前进道路上的重重困难，取得了一个又一个胜利。

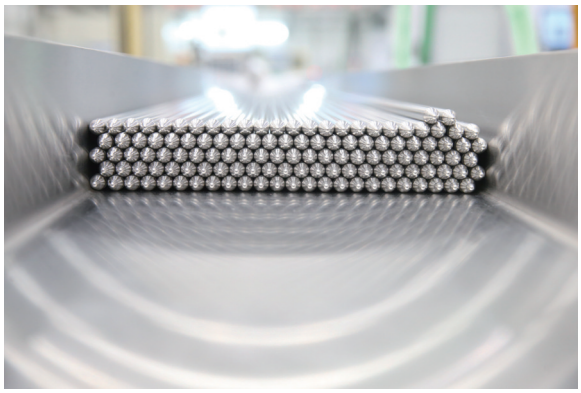


八车间现场图

在20世纪80年代末的中核建中“728”工程建设中（即秦山300MW核电站工程），对于“728”元件中的三大零部件——定位格架、上下管座、连接柄，人们普遍认为必须拿到场外生产。“我们自己有能力生产”，当时的副总工程师刘芳言毅然决然地挑起了这个重担，他组织了3个攻关组，开始了这一重要的攻关工作。当时三车间的焊接工程师夏成烈（全国“三八红旗手”获得者）一人承担了多项预试验和合格性鉴定工作，并带领工人进行了几十次试验，终于攻克了上下管座焊接的技术难关。

2000年，为了实现中核建中高性能核燃料组件的国产化，时任车间主任的彭海青（现任中核建中副总经理兼总工程师，全国“五一”劳动奖章获得者）和他的30人团队向含钆芯块燃料棒实现国产化的目标发起了攻坚。他们充分利用现有资源，使用了近3 t的实验料，进行了50个批次的试验，将含钆芯块燃料的混料、成型和固熔难关一一攻克，用1年完成了国外

2年才能完成的实验。2002年9月，他们的成果通过了法国专家监督下的的产品合格鉴定，进入了规模化生产阶段，结束了高性能燃料组件使用的含钆燃料棒从国外进口的历史，也使中核建中成为世界上几个掌握这一技术的核燃料生产企业之一。



含钆芯块燃料棒

在2011年中核建中启动的新400t扩建技改工程中，中核建中全体员工以“5+2”“白+黑”的工作状态，争分夺秒，打响了“保安全、保质量、保进度、全员会战”的攻坚战。仅用了2年时间，于2013年底建成了核燃料元件新400 t生产线，金属铀产能达到800 t/年，中核建中跃升为全球为数不多的、具有较大规模的核燃料元件制造专业化公司，标志着中国压水堆核电燃料元件制造又跃上了一个新的台阶。

在2010—2019年“华龙一号”核燃料元件的科研以及生产过程中，由中核建中科研人员和职工组成的攻关团队通过对上下管座图纸和技术条件的研究，从零部件机器加工工艺、上下管座组装操作方法、国产焊接材料的电子束和钎焊工艺设计、工装量规设计等角度不断优化，最终顺利完成了生产研制任务。这个有着各种类型压水堆核燃料元件生产经验的团队，掌握了铀化工、粉末冶金、零部件制造、组件组装焊接和检测等一系列“华龙一号”核燃料元件研制的核心技术，以更高的步频、更多的努力，在跟随、超越、引领的道路上砥砺前行。

2020年初，面对新型冠状病毒肺炎疫情，中核建中核燃料元件运输车队逆流而上，经过5天4夜、穿越6省29市、全程近6000里的长途奔波，于3月3日18时39分安全抵达红沿河核电站。这已是他们在疫情期间第三次踏上“运粮”的征途。没有旅店，中核建中运输团队就在服务区大厅打地铺；没有饭馆，他们随身带着方便面、发热米饭等食品充饥。在春寒料峭之时，中核建中人硬是凭着一股子不惧疫情的劲儿拿下了这一艰巨的任务。

55年岁月如歌，55年波澜壮阔。从昔日金沙江畔的艰苦创业，到今天成为中国核燃料元件产业的“排头兵”，这其中凝聚着几代中核建中人的青春、心血和智慧。历史的车轮，总是在永不停息的奋斗中书写进步和发展的轨迹；宏伟的事业，在一代又一代建中人的不懈奋斗中不断向前。“十三五”即将收官，“十四五”的号角已经吹响，中核建中将不忘初心、牢记使命，以高场基地项目建设为重要抓手，高起点定位，高标准规划，坚持智能高效融合和绿色环保安全的建设理念，稳步推进建设工作，确保新基地的顺利建成，为我国国防现代化建设和核电发展提供更有力的保障，迎接属于自己的全新时代，为早日建成国际一流的核燃料元件制造基地而努力奋斗！

核力共建自贸港 同心共创新时代

——海南核电有限公司董事长、党委书记　魏国良



海南昌江核电站全景

千里云帆椰风起，浪潮澎湃海之南。随着中共中央、国务院关于《海南自由贸易港建设总体方案》（以下简称《方案》）的出台，一幅具有中国特色的自由贸易港建设蓝图正在这座美丽富饶的宝岛上徐徐展开。海南——这座久负盛名的度假胜地、颐养天堂和水果王国，正在努力打造成为中国对外开放的重要门户，成为引领中国新时代对外开放的鲜明旗帜，在中国特色自由贸易港建设的春风中焕发出了新的活力。

海南的蓬勃发展需要以强劲的能源供给能力作为支撑，如果以传统的化石能源为依托来满足自贸港不断增长的电力需求，会存在温室气体排放量增加和环境污染情况加剧的问题。海南的生态优势是自贸港建设的重要基石，也是自贸港实现快速发展和持续繁荣的重要保障，《方案》中明确将“绝不允许破坏海南良好的生态环境”纳入了系统性风险的防范底线。在国家可持续发展的战略布局之下，海南省将以“优先发展清洁能源”为重大战略定位，大力推动能源结构改革，加快构建安全、绿色、集约、高效的清洁能源供应体系。

作为清洁能源产业的中流砥柱，核能始终担当着重要的角色。2016年，中核集团海南核电一期工程建成投产，作为“海南能源一号工程”，海南昌江核电厂1号和2号机组具备每年向全岛输送90~100亿千瓦时清洁电能的能力，满足了全岛超过1/3的用电需求，在结束了海南省长期电源性缺电历史的同时，与传统发电企业

相比，每年还减少了870万吨二氧化碳排放量、2.8万吨二氧化硫排放量。在自贸港建设的新背景下，核能的行业优势与海南的发展需求高度契合，大力发展核能在保障海南实现腾飞式发展的同时，进一步巩固并发挥了海南固有的生态优势，使海南的社会发展和环境保护相得益彰。

面对新的发展机遇，海南核电有限公司（以下简称海南核电）党委、总经理部进一步提高政治站位，系统地研读并贯彻习近平总书记“4·13”重要讲话精神、关于对海南自由贸易港建设作出的重要批示、总体国家安全观以及对核工业发展的重要指示精神，严格遵守《中华人民共和国核安全法》等相关法规，将核安全作为助力自贸港建设的第一生命力。海南核电作为中核集团的驻琼企业，将积极地担负起在自贸港建设中应担负的历史使命和社会责任。海南核电党委将进一步推动党建与生产的深度融合，压实安全红线，通过推行“带班领导制、领域负责制”等创新管理手段，实现管理下沉，将党组织的政治优势充分转化为发展动能，全面提高企业的执行力和管理水平，不断提升自身的政治素养、安全意识、履职能力和担当精神，使海南核电圆满地完成了“抗疫保电”“博鳌峰会保电”“文昌航天发射保电”“国庆保电”等重大政治任务，并接连取得了“世界核电运营者协会评估综合指数双机组满分”和“南方电网金牌机组”等卓越成绩。

2020年10月13日，海南省与中核集团签署了《全面深化战略合作协议》，双方将进一步扩大和深化战略合作，为中核集团深入贯彻十九大精神、习近平总书记在海南建省办经济特区30周年庆祝大会上的重要讲话精神，推进海南自由贸易港的建设，推动在琼核工业产业的发展揭开了新的篇章。在国务院和各级地方政府的关心和指导下，采用“华龙一号（具有我国完全自主知识产权）”三代压水反应堆技术方案的海南核电二期工程以及多用途模块式小型堆科技示范工程项目的建设均取得了重大进展，这座国际一流核电基地的建成将为海南省的高速发展提供强劲的核动力，在满足自贸港建设的电能需求增量的同时，也使海南的生态环境得到了保护。以海南核电为主导，以昌江核电基地为依托的“海南昌江清洁能源高科技产业园”将为国内外心向自贸港且致力于海南清洁能源建设的优秀企业提供发展的沃土，助力海南省的制造业水平进一步提升。中核集团后续将继续部署核电厂址、质子医疗等项目，参与海南充电桩、储能项目建设和清洁能源汽车推广计划，丰富在琼的核工业产业布局，不断探索战略合作的新模式和新路径，促进核工业和地方经济的深度融合，为海南省的经济发展、民生服务、人才引进、提升高新科技水平、增强国际影响力以及促进生态文明体制改革提供核级助力。

在新时代对外开放政策的惠及下，海南省拥有了更为广阔的全球化视野，企业的发展也拥有了更为广阔的前景。海南自贸港为企业提供了闪耀的舞台，海南昌江核电基地及后续产业将成为中核集团向世界展示自身政治优势、研发能力、管理水平、全产业链完备实力的又一个窗口，“华龙一号”“玲龙一号”等中国自主研发的核工业品牌将以海南为母港向世界扬帆起航。自贸港的建设为海南省创造了国际化的就业环境，提供了优越的人才引进政策，这将有助于海南核电等众多在琼核工业企业吸引更多具有国际竞争力的行业人才，努力打造成为国际一流企业。自贸港关税政策的实施和清洁能源产业园等项目的开展，将有助于推动核工业产业的关键部件引进、组装调试、一体化集成增值等相关工作，提升技术和装备的国产化和自主化水平，带动核工业产业升级，降低生产成本，提高企业效益，增强企业的国际影响力和竞争力。

海南核电将继续以高度的政治责任感落实党中央、国务院的决策部署，积极响应地方政府号召，争当中国特色自由贸易港建设和生态文明试验区建设的排头兵和主力军，发挥自身的行业优势，践行维护国家能源安全的使命，严守核安全的底线，服务于国家安全体系建设。充分把握自贸港建设这一千载难逢的时代机遇，提升企业的核心竞争力，创造更大的社会价值，为争做最具魅力的国际一流核能企业，成为国际核科技发展的引领者而不懈奋斗。

自由贸易港上的核能华章

——海南昌江核电站

在碧波万顷的南海上，镶嵌着一颗明珠——海南。椰岛大地，步步皆诗，辽阔的海域、旖旎的风光，让国内外游客流连忘返。

2020年6月1日，中共中央、国务院印发了关于《海南自由贸易港建设总体方案》的通知，海南向世人展示了一幅更加开放、美丽、充满活力的画卷，并再一次成为世界关注的焦点。海南将坚持“三区一中心”（全面深化改革开放试验区、国家生态文明试验区、国家重大战略服务保障区和国际旅游消费中心）的战略定位，坚守绿色和蓝色的自然本底，将生态优势和开放优势进一步融合。

良好的生态环境是建设海南自由贸易港的基础保障和特色优势，海南昌江核电站（以下简称海南核电）作为“海南一号能源工程”，其发展始终与海南的整体发展同频共振。

1 核聚动能

1.1 提供安全稳定的电力

2016年8月12日，海南昌江核电2号机组正式投入商业运营，标志着海南核电一期工程的两台核电机组全面建成投产并实现发电。“双核”驱动，彻底地解决了困扰海南省多年的电源性缺电问题，截至目前，海南核电每年拥有90~100亿kW·h的供电能力，其发电量约占海南省用电总量的1/3，使海南省一跃成为了全国核电占比最高的省份，成为海南实现绿色发展和低碳发展的重要支撑。海南逐渐形成了核电、



航拍厂区外的白鹭群

煤电、水电、气电、风电、光伏等多能源齐头并进、多元互补的电源新格局，向建设“清洁能源示范省”迈出了关键性的一步。

1.2 坚决完成国产化使命

在一期工程建设过程中，海南核电联合了近200个国内厂家，在提升国内制造厂的设计及制造能力、打破国外设备厂的长期垄断等方面做出了积极的贡献。

1.3 积极带动当地发展

十多年来，海南核电在实现自身发展的同时，也积极履行央企的社会责任，持续开展精准扶贫、支教行动、志愿服务、无偿献血、关怀孤老等爱心活动，按照新农村建设的要求，新建了可容纳1300余名村民的“塘兴新村”，并配合核电项目建设了长17 km的“进厂大道”，带动了沿线的经济发展，切实提升了当地居民的生活水平，真正实现了与地方互促共进、和谐共生。

2 “核”谐之美

核电作为一种安全、清洁、高效的能源，与“绿色海南”相得益彰。海南核电致力于将生态文明建设理念融入企业的发展规划与日常经营管理中，充分实现企业经济效益、环境效益和社会效益的平衡。

2.1 海南核电有着自然之美

这片可爱的土地孕育了许多可爱的生命，这里四季常青，花开不败，鸟鸣啾啾，蝴蝶飞舞，白鹭漫步；这片娇娆的土地为人们奉献着山海美景，这里碧海蓝天，浅滩幽谧，银滩细软，让所有人都能够在这里仰观彩霞，俯拾蔚蓝。

2.2 海南核电有着工业之美

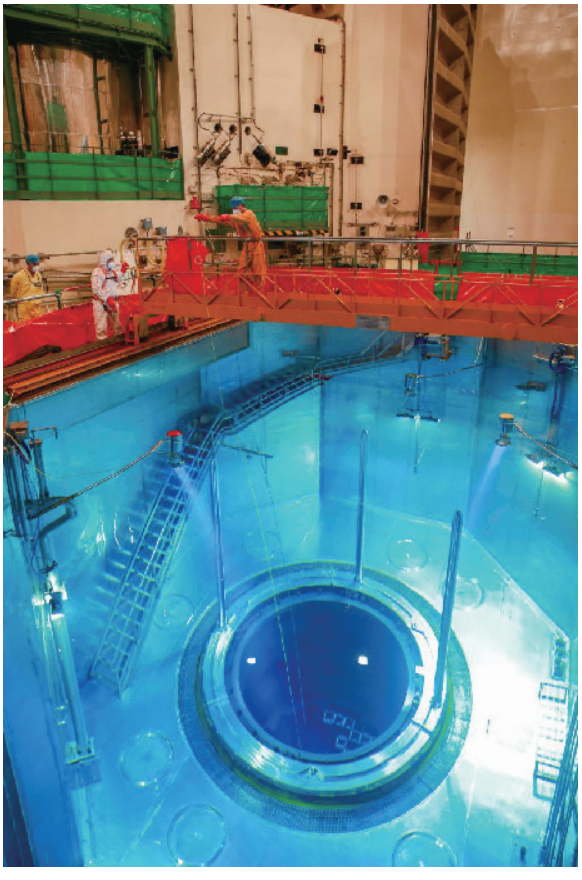
这里既是世外桃源，也是一座现代化的核电厂，有着高端大气、简约时尚、科技感十足的设备。作为海南唯一的核电工业旅游项目，海南核电于2016年曾获评“国家工业旅游创新单位”，形成了“大美海核”的良好品牌效应，海核人也实现了在景区上班的梦想。

2.3 海南核电有着人文之美

这里也是海核人挥洒热血、奉献青春的热土。“两弹一星”精神、核工业精神和“敢闯敢



核燃料厂房



核电厂换料操作

试、敢为人先、埋头苦干”的特区精神在他们身上彰显的淋漓尽致。他们甘于寂寞，享受工作带来的快乐，在海南西岸建设起了一座核电城，并将继续用责任和担当来铸就青春，为这个美丽的海岛奉献绿色能源。

3 核与未来

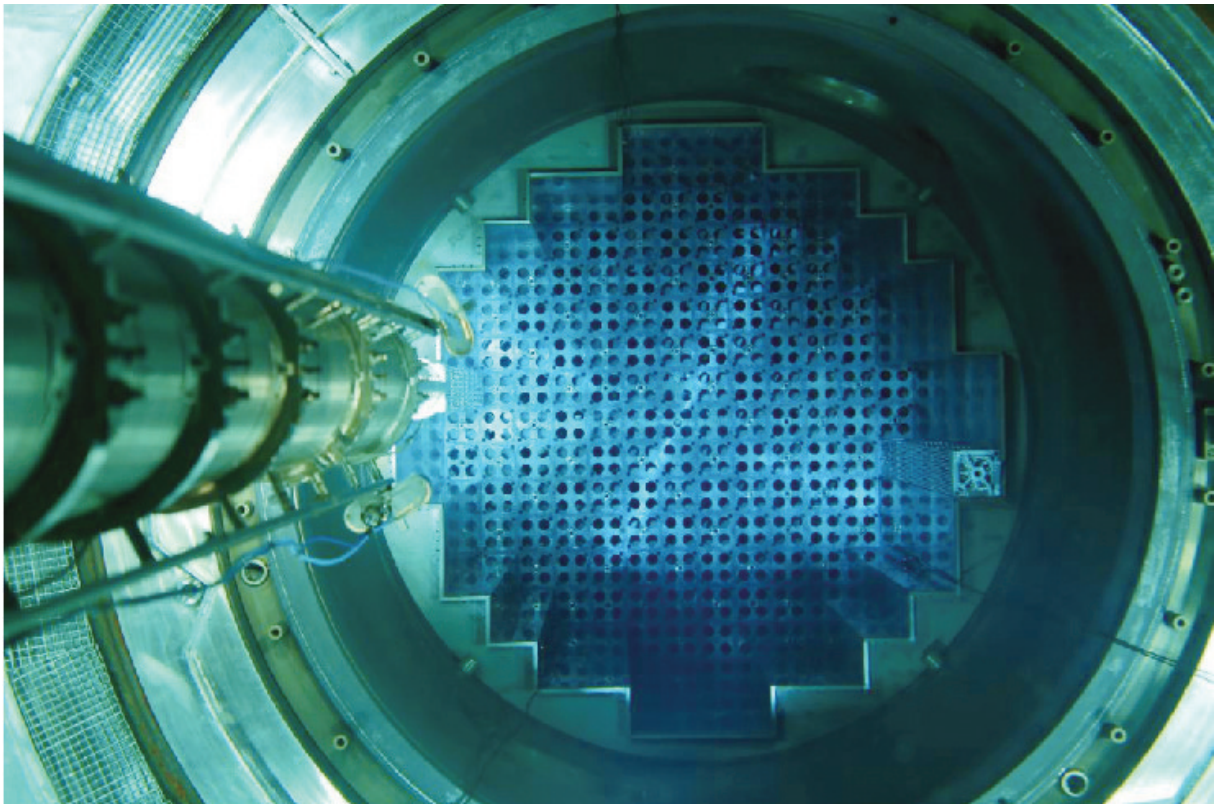
面对新的发展契机，海南核电将以核电为基础，助力海南“三区一中心”战略的实施，主动融入并服务于海南自由贸易港的建设。

依托于海南昌江核电1号、2号机组的生产运行，海南核电为自由贸易港的建设提供了清洁高效的绿色低碳能源。安全，是核工业的生命线，核电机组的安全运行水平关乎海南核电发展的命脉，海南核电始终以高度的政治意识和安全意识，保障核电机组安全、稳定、高效地运行，为海南自由贸易港的建设提供能源支撑。

海南昌江核电二期项目的实施，将为海南自由贸易港的建设提供更加稳定和强劲的能源支撑。海南核电基地内的二期工程，将建设两台百万机组，建成投产后，基地的总装机容量可达到3700 MW，届时，核电在海南电力能源供应中的占比可达到约50%，将为海南未来的发展提供更加充足的能源保障，环保效应更加显著。

海南核电将依托中核集团核工业全产业链的技术、经验和人才等方面的优势，积极地推进核电关联产业、清洁能源产业和核技术应用产业在海南的全面可持续发展，协助地方政府推进海南（昌江）清洁能源产业园建设，为自由贸易港的建设提供科技产业支撑。

蓝图已绘，未来已来。身处自由贸易港建设潮头的海南核电，将切实扛起新时代核工业的责任与担当，对标国际先进技术标准，提升自身能力，以实际行动投入海南自贸港的建设中。



核电厂换料操作

以核为始　以核为先

——国家电投集团中央研究院

截至2020年9月，我国大陆地区共有13个核电基地，61台在建和在运行核电机组，其总装机容为64 731MW。这是我国核电机组的最新相关数据。从秦山一期“零的突破”到如今“遍地开花”，我国核电事业走过了数十载的峥嵘岁月，期间有这样一批企业，他们“以核为始、以核为先”，为我国核电事业的创新发展提供了有力的支撑，国家电投集团科学技术研究院（以下简称“中央研究院”）就是其中之一。

作为国家电投科技创新体系的“宝塔尖”和“先导层”，中央研究院一直以国家重大科技专项任务、集团高层战略咨询决策为驱动，支撑集团产业集成创新，先后承担了国产自主化核电设计软件开发、“国和一号”核电安全系统试验验证、第三代核电关键共性技术研究、核电关键材料研发等方面的大型先进压水堆核电站国家科技重大专项课题26项，投入科研经费超12亿元。为了集中核能研发的科研力量和资源，中央研究院于2020年6月整合成立了核能与核技术研究所（以下简称“核能所”），其业务领域涵盖先进核能系统和新堆型研发、核电软件自主化研发、核能试验技术研究与应用、核燃料和材料研发、核技术应用研发等方向。

1　十载研发核电软件——COSINE走出自主创新之路

提及中央研究院在核能方面的成就，“COSINE”是绕不开的关键词。2007年前，党中央决定引进AP 1000三代核电技术，开启我国三代核电“引进、消化、吸收、再创新”的自主化发展之路。在此征程中，中央研究院牵头承担了国家科技重大专项课题，成功研发出了我国首套具有自主知识产权的核电关键设计软件——COSINE。

COSINE（COreand System INtegrated Engine for Design and Analysis）是中央研究院依托国家大型先进压水堆核电站的科技重大专项课题——核电关键设计软件自主化技术研究，联合国内10余家核电科研单位，严格按照国际核安全标准研发的国内首套具有完全自主知识产权的核电厂设计与安全分析软件包。其计算范围涵盖了堆内的核素、燃料棒、堆芯、安全壳以及整个核电厂，包括热工设计与安全分析、群常数研制、概率安全分析、堆用蒙特卡洛分析、堆芯物理设计、燃料设计、屏蔽设计与源项分析及严重事故分析8大类、15个软件，覆盖了设计与安全分析的核心功能及80余个传统核电软件功能。

长期以来，核电软件自主化一直是制约我国核电“走出去”的技术瓶颈。我国核电软件的整体规模化开发起步晚，经验及试验数据匮乏；同时，软件直接涉及核安全问题，每一个过程都需要经过严格的检验，这些都给软件的设计、编码、验证与评估带来了极大的困难。

中央研究院一直致力于解决这一核电国际化发展的“卡脖子”问题，从零开始进行COSINE架构的设计与编码，不忘初心，默默耕耘，解决了一个又一个难题，建立起了一整套研发规范和标准，组建了大规模的核电软件研发团队。十年磨一剑，功到自然成。COSINE软件研发工作受到了国家能源局、相关部委及企事业单位的广泛关注。2011年，国家能源局批准设立国家能源核电软件重点实验室，实验室依托《核电关键设计软件自主化技术研究》《核电关键设计软件评估》《核电关键设计软件应用研究及补充验证试验》等国家科技重大专项课题的实施，使COSINE软件的整体性能与技术指标达到了国际先进水平。2015年12月21日，COSINE公开测试版发布。同年，中央研究院成

立了COSINE用户组，与首批来自国内设计院、科研机构、高校的多家单位签定了用户使用协议，促进了软件的全面验证。



2015年COSINE软件公开测试版本发布会

2016—2019年，中央研究院以COSINE公开测试版为基础，积极开展第三方独立验证与工程应用评估工作，并向我国核安全监管部门提交了COSINE子通道软件、组件参数计算软件、堆芯物理分析软件及中子动力学软件的许可证申请。2019年11月，在国家能源核电软件重点实验室年会期间，中央研究院正式发布了COSINE软件工程应用版，并提出了“共享、共建、共用”的理念，得到了行业的普遍认可。随着重大专项课题研发工作接近尾声，COSINE软件已完成基于AP1000和“国和一号”（CAP1400核电站）三代核电堆型的工程应用研究。

中央研究院和上海核工院加强协作、深度融合，贯彻“一个目标、一个团队、一套软件”原则，建立联合工作团队，设立取证工作推进指挥部，健全工作机制，建立总师制以及建立专项激励机制。目前，团队正在向核电领域剩余几个最难的软件发起冲刺，有望在计划期内攻下最后的堡垒。

COSINE软件的十年研发是中央研究院承载我国核电自主化发展使命、加快推进技术创新、建设核电强国的过程。COSINE软件的开发与工程应用，极大地提升了我国核电技术“自主研发、自主设计、自主建设、自主运营”的能力，解决了我国核电发展关键技术的瓶颈问题，也为世界同行搭建了技术交流的平台。

2 “全范围仿真模拟机技术”为核电发展保驾护航

在聚焦软件开发的同时，中央研究院也将目光投向了核电厂全范围模拟机的开发应用领域。

核电厂全范围模拟机是核电供应商必须提供的重要产品之一，主要用于核电厂操纵员获取操作执照和定期培训。中央研究院研发了以自主化核电软件为内核的、具有完全自主知识产权的全范围模拟机仿真平台软件，并研制了CAP1400全范围模拟机工程样机，掌握了相关的工程应用技术，具备了项目实施的能力。全范围模拟机仿真技术适用于各种事故工况的全范围模拟，并可有效解决CAP1400机组全范围模拟机的工程需求，还可以拓展用于其他堆型的全范围模拟机项目开发及相关仿真应用。

目前，中央研究院在全范围模拟机仿真技术研究中已形成了3类软件成果和3项系统集成成果。其中软件成果分别为“全范围模拟机仿真平台软件”“全范围模拟机核心数值模拟软件”“CAP1400数字化仪控系统虚拟仿真平台软件”；系统集成成果分别为“CAP1400全范围模拟机样机”“CAP1400一体化严重事故模拟机样机”“CAP1400主控室及关键设备虚拟现实系统样机”。

全范围模拟机仿真平台软件基于集群服务器的C-S架构，可以显著提高服务器的利用效率，使多套全范围模拟机软件可以同时运行；基于工程管理和配置管理技术，可以灵活方便地收集各种运行数据，便于排除故障和系统维护；同时，可以对操作员和教练员的操作信息进行分析，辅助其进行评价和考试；另外，可扩展的数据收集模块也为将来实现更多的应用提供了基础。

全范围模拟机核心数值模拟软件包含国内首个自主开发的两流体六方程实时热工水力仿真软件和三维时空实时中子动力学仿真软件，解决了自主化核电软件应用于全范围模拟机的关键性能问题，这项技术突破是全范围模拟机实现完全自主化最重要的一环。

全范围模拟机仿真技术既是消除外部风险的有力措施，也是培养更多CAP1400全范围模拟机建模工程师的良好契机，更为提高企业创

新水平提供了平台。中央研究院完全实现了全范围模拟机仿真平台总体技术、核心数值模拟软件、数字化仪控系统虚拟仿真技术的自主化，在国内CAP1400全范围模拟机市场中占有主导地位，在海外同类全范围模拟机市场的竞争中也将具有话语权。目前，全范围模拟机相关仿真技术软件已应用于“国和一号”示范工程2号全范围模拟机项目，CAP1400全范围模拟机样机也已作为技术原型，在该项目中开展后续的工程化开发。

3 “核能试验技术”为先进核能系统研发提供坚实支撑

近年来，中央研究院不断加强在核能试验领域的布局，先后承担了CAP1400核电站安全系统试验验证、关键共性技术研究等一系列的重要科研课题，逐步在核能试验技术研究及验证方面形成了独特的技术优势和核心竞争力，建成了3个大型热工安全综合性能试验台架、20余个单项试验台架，在试验领域具备三代核电系统性能及设计验证、核安全重要现象及机理研究以及关键设备测试等能力，形成了功能全面、配套完备、各具特色的4个试验基地。4个实验基地分别位于未来科学城、清华大学核能与新能源技术研究院、山东海阳核设备厂以及河南开封电厂，这些试验基地能够为先进核能系统试验研究及技术服务提供充足的设施保障。



清华大学核能与新能源技术研究院试验基地

CAP1400核电站是在全面消化、吸收、掌握AP1000非能动技术的基础上，通过再创新开发出的具有我国自主知识产权、功率更大的非能动大型先进压水堆核电机组。其中，CAP1400六大关键试验课题是核电重大专项支持设立的重大试验验证课题，属于支撑论证三代非能动核电关键系统运行及重要设备性能的基础研究。中央研究院的控股子公司——国核华清（北京）核电技术研发中心有限公司承担了六大试验中的“非能动堆芯冷却系统”“非能动安全壳冷却系统”和“堆芯熔融物堆内滞留”3项关键试验。中央研究院依托于这些试验的实施，针对CAP1400核电站非能动安全系统的性能验证，基于国际先进比例分析方法，创新设计并建成了“大型先进压水堆核电站非能动安全试验平台”。该平台是国际上首个对非能动压水堆核电站进行全面安全研究的完整试验平台，由CAP1400非能动堆芯冷却系统性能试验台架（ACME）、CAP1400非能动安全壳冷却系统（PCS）综合性能试验台架（CERT）等整体效应试验台架以及用于关键物理过程和现象研究的多个单项试验台架（WADE、SCOPE、ISCOE、HELM、FIRM）组成。

（1）ACME台架是以CAP1400作为原型电站，采用1:3的高度比进行设计和建设的国内首个大型非能动堆芯冷却系统整体性能综合热工水力试验台架，主要用于准确模拟CAP1400核电站的事故瞬态过程及重要热工水力现象。2014年10月30日，ACME完成了21项试验任务，均未发生堆芯裸露现象，各重要试验结果均与预期较为符合。这充分表明系统的性能达到了设计要求，试验数据与安全分析程序的计算结果吻合良好验证了安全分析程序适用于CAP1400事故分析。这是我国首次按照国际规范RG-1.203的要求和流程，系统地开展CAP1400非能动堆芯冷却系统的容量设计、PIRT评价、台架比例设计、性能试验和验证研究。该研究达到了国际先进水平，在新物理现象发现和分析模型等方面也处于国际领先水平。

（2）PCS综合性能试验台架（CERT）、水分配试验台架（WADE）、壳内冷凝试验台架（SCOPE）和冷凝水膜耦合试验台架（ISCOE）构成了CAP1400非能动安全壳冷却系统性能试验系统。

CERT台架是国际上唯一一个能够按功率体



非能动堆芯冷却系统整体试验台架（ACME）

积比模拟一回路质能释放条件并开展非能动安全系统整体试验的大型综合试验台架，能够实现CAP1400安全壳完整性分析（设计验证）中最为极限的大破口冷却剂丧失事故（LOCA）和主蒸汽管道断裂事故（MSLB）的情景试验模拟；WADE台架可得到原型安全壳顶封头的水膜覆盖规律以及水膜达到稳定的延迟时间，为设计优化提供了试验数据支撑；SCOPE台架能够预测混合对流条件下冷凝传热传质过程，并论证安全分析中冷凝换热因子的保守性；ISCOE台架能够预测水膜蒸发换热过程，并论证安全分析中蒸发换热因子的保守性。结果发现，程序计算的热阱吸热、壳内冷凝和壳外蒸发等重要物理现象的变化趋势与试验数据保持一致，并具有一定的保守性，充分验证了该系统设计的合理性和设计基准事故下的安全性，有效支持了CAP1400示范工程的安全审评。



非能动安全壳冷却系统综合性能试验平台（CERT）

（3）CAP1400熔融物堆内滞留试验系统（IVR）包括熔融池金属层传热特性试验台架（HELM）和提高临界热通量关键因素试验台架（FIRM），用于验证熔融物堆内滞留技术的有效性。中央研究院通过此试验系统研究了熔融池金属层传热特性规律并验证了G-D公式的适用性，深入认识了压力容器表面状态和水化学特性对于ERVC情况下临界热通量（CHF）的影响规律，获得了基于真实压力容器材料与水化学特性影响的CHF试验数据与计算关联式，提升了我国核电研发与试验的基础能力和技术水平。



提高临界热通量关键因素试验台架（FIRM）

大型先进压水堆核电站非能动安全试验平台的相关研究成果为CAP1400提供了技术支撑，使其通过了国家核安全局的安全评审；同时为核安全监管部门的独立验证、核电自主化软件开发提供了试验平台支持；为包括第四代堆在内的先进反应堆技术研发提供了技术支持；推动了我国核电安全验证技术和反应堆热工水力学科的发展，研究成果获北京市科学技术一等奖1项，核能行业协会科学技术一等奖1项、二等奖6项，国家电力投资集团科学技术一等奖5项。大型先进压水堆核电站非能动安全试验平台的成绩斐然也成为中央研究院近年来在核能试验方面取得进展的缩影。中央研究院依托压水堆核电重大专项课题的实施，建设了一批具有世界先进水平的试验设施，开展了一系列反应堆安全系统验证试验、关键设备性能试

验，培养了一批高水平的试验技术人才，为提升我国核电型号研发试验的设计、实施、评价和监督管理能力，以及构建我国第三代核电试验验证体系做出了巨大贡献。

4 “核能材料研发”统筹行业力量 为我国核电先进堆型研发提供支持

作为核能材料的关键技术研发平台，中央研究院积极推进先进核燃料元件和结构材料的研发，以及腐蚀、力学和辐照等应用性能的验证和模拟计算，开展核能新材料生产应用示范平台的建设，并依托核能材料产业发展联盟及中国核学会核仪器分会秘书处的工作，统筹行业优势力量，为我国核电先进堆型的研发、运行和维护提供支持。

核级燃料包壳管是核电站运行的战略性核心材料，是保证核安全的第一道屏障。目前，多数核级燃料包壳管均采用的是锆合金材料，而SiC/SiC复合材料是有望取代锆合金的新型包壳材料。实验表明，SiC/SiC具有良好的抗辐照性能以及室温和高温力学性能，如高温抗蠕变性能良好、高温较室温下强度反而上升等特点，可以提高核燃料的利用率和核反应堆寿命，降低运行成本，是理想的高温包壳材料，在第四代高温反应堆、高功率核反应堆以及全寿命小型反应堆中具有广阔的应用前景。

我国对SiC/SiC复合材料的研究具有较好的基础，核用近化学计量比连续SiC纤维批量制备技术已经研制成功，针对核能应用的SiC/SiC复合材料包壳管的制备长度可达1m。在此基础上，中央研究院与西北工业大学和中国原子能科学研究院合作，制备出了与国外技术水平相当的SiC/SiC复合材料，并开展了离子辐照实验和理论模拟工作，其结果表明：国产核用SiC/SiC复合材料具有较好的抗辐照能力，其研究成果不仅有利于提高三代反应堆的安全性，对提高核燃料利用率、反应堆小型化和未来四代堆的发展也都具有重要意义。

因此，中央研究院计划分四个阶段研制出可用于三代压水堆、快堆和小型堆的新型SiC复合材料包壳管，突破近化学计量比SiC纤维制备、SiC/SiC包壳管制造、组件设计与制造、堆内辐照考验、安全性分析等关键技术，解决SiC/SiC包壳管工程研究和工艺实现的瓶颈问题，提高产业化能力，实现我国在SiC/SiC复合材料包壳管研发和产业化应用上的重大技术创新。现阶段，中央研究院计划实现小直径、薄壁、大长径三层SiC/SiC复合材料包壳管的制备，并表征其在核辐射环境下的应用性能，获得相应数据，配合计算模拟，为SiC/SiC复合材料的改进提供数据支持，为SiC/SiC复合材料在核工业领域的应用奠定基础。目前，中央研究院在与西北工业大学开展联合研究的基础上，已制备出了1.5m长的SiC/SiC复合材料包壳管，样品送达瑞士散裂中子源实验室开始进行辐照损伤考验，并针对国产SiC/SiC复合材料包壳管建立国内首套堆外服役性能评价体系。

COSINE、模拟机技术、试验台架、核能材料……累累硕果续写着中央研究院在自主化核电关键设计软件研发、核电仿真软件开发以及核电站配套设施建设方面的辉煌；依托于核电站国家重大专项、国家电投集团科技创新项目等课题的实施，中央研究院在核能安全系统试验验证方面形成了独特的优势和核心竞争力，构建了先进完备的核能材料研发与测试平台。凡是过往，皆为序章。中央研究院将初心如磐，致力于核能前瞻性、关键共性技术研究，进一步加快自主化核电关键设计软件COSINE的研发进度，推进核电模拟仿真软件的优化和应用，深耕核能安全系统试验验证和关键设备测试鉴定等业务领域，开展新型核能材料的研发。核电强国梦任重道远，中央研究院对核电技术的探索将永不止步，将以饱满的干劲推进先进核能技术创新，以优异的科技成果助力将国家电投建设成为具有全球竞争力的世界一流清洁能源企业，在核工业发展的道路上，砥砺前行，再谱华美篇章，为实现核能产业安全高效发展做出应有的贡献。