核安全

NUCLEAR SAFETY

2024年第4期 总第99期

双月刊 公开发行

2024年8月31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
执行副主编	王晓峰
编辑部主任	于大鹏
地址	北京市海淀区红联南村54号
邮编	100082
信箱	北京8088信箱
编辑部	010–82205563 82205716 010–82203444 82203547
广告部	010–82205645
发行部	010–82205713
官网	http://haqy.cbpt.cnki.net(在线投稿)
邮箱	heanquanzazhi@263.net.cn
广告发布登记	京海工商广登字20180003号
国际标准刊号	ISSN 1672–5360
国内统一刊号	CN11–5145/TL
国内发行	中国邮政集团公司北京市报刊发行局
邮发代号	82–956
海外发行	中国国际图书贸易集团有限公司
发行代号	BM9557
印刷	北京一二零一印刷有限公司
国内定价	80.00元

《核安全》编委会

目　次

（执行编辑：许龙飞　梁　晔　徐晓娟）

CONTENTS

米宇豪,廖运璇,孙长江. 同行评估在核设施辐射环境管理中的应用研究[J]. 核安全,2024,23(4):1-7.
Mi Yuhao,Liao Yunxuan,Sun Changjiang. Study of the Application of Peer Review to Radiation Environment Management of Nuclear Facilities [J]. Nuclear Safety,2024,23(4):1-7.

同行评估在核设施辐射环境管理中的应用研究

米宇豪[1],廖运璇[2,*],孙长江[1]

(1. 中核工程咨询有限公司,北京 100000;2. 生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082)

摘要:核设施的辐射环境管理是我国生态文明建设的重要内容,将同行评估用于核设施辐射环境管理,对于提升核设施整体安全水平、建设美丽中国具有重要意义。本文概述了同行评估在我国核设施管理中的应用情况,分析了开展辐射环境管理同行评估的必要性,研究了关键技术领域评估要点和其他需要特殊关注的问题,并对后续相关工作的开展提出了建议。

关键词:辐射环境管理;核设施;同行评估

中图分类号:TL 7 **文章标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2024)04-0001-07

我国核工业发展历史悠久,具有从铀矿开采至乏燃料后处理、放射性废物处置的完整核工业产业链条,形成了数量众多、种类齐全的核设施。核设施在运行状态下,会产生各类放射性废物,部分放射性废物经处理达标后以气态或液态流出物的形式排入环境,无法直接排放的放射性废物需经处理、整备后送相应处置设施完成最终处置,这些活动均会带来一定程度的辐射环境风险。只有对核设施进行有效的辐射环境管理,才能确保核设施引起的辐射环境影响及潜在风险处于可控范围,切实保护公众和环境安全。

据统计,截至 2024 年 3 月,我国内地在运核电机组共 55 台,位居全球第三,相应额定装机容量为 56993.34 MWe;在建核电机组共 26 台,保持全球第一[1,2]。核电的快速发展带动了整个核工业产业链的发展,铀矿勘查开发不断取得新的成果,国内铀资源供应持续增高;铀浓缩在建项目稳步实施,新生产线正在筹备启动;核燃料加工生产能力进一步提升,形成不同堆型多种燃料组件生产能力;核电站乏燃料后处理及放射性废物治理能力逐步完善,商用乏燃料后处理示范工程稳步推进,甘肃龙和国家集中处置厂与各核电基地区域处置厂相结合的放射性废物处置格局正在形成[3]。核工业产业链上下游各类核设施的建设、运行,给辐射环境管理带来了新的挑战。尤其是中国特色社会主义进入新时代以来,“绿水青山就是金山银山”的绿色发展理念更加深入人心,对核设施辐射环境管理工作也提出了更高的要求。

同行评估旨在借助专家同行的专业知识和丰富经验,帮助被评估方准确定位优势和劣势,进而扬长避短追求更加卓越的业绩表现,目前已经在我国核电领域得到了广泛应用[4,5]。同

收稿日期:2024-03-07 **修回日期:**2024-04-10
作者简介:米宇豪(1991—),男,高级工程师,博士,主要研究方向为辐射防护、核设施退役及放射性废物治理
*** 通讯作者:**廖运璇,E-mail:yun252@163.com

行评估可以帮助被评估方有效识别风险因素，与我国核安全监管机构提出的风险指引型的核安全管理理念相契合[6]。将同行评估应用到核设施辐射环境管理过程中，对于提升我国核安全风险管理能力和核设施整体安全水平具有重要意义。

1 我国核设施同行评估开展情况

1.1 核设施同行评估概述

同行评估（Peer Review，PR）的基本概念是由同行业专家根据他们的知识和经验，对某项实践活动在某些方面的效果进行评估，找出优点和不足，并提出建议和意见，以帮助实践者在后续工作中对该实践活动进行改进；接受评估的实践活动既可以是一项具体的工作，也可以是一个浩大的工程。相比之下，对大型工程的同行评估流程更为复杂，参与人员也更加广泛，往往需要事先进行严密的筹划，并明确评估中拟关注的领域和对应的评估重点。对于核电厂同行评估，世界核电运营者协会（WANO）指出，WANO 同行评估由来自外部的独立团队对成员机构的运营进行深入、客观的评估，帮助成员将自身与卓越标准进行比较[7]。

WANO 在全球范围内组织开展的核电厂同行评估对核电厂业绩的持续改善发挥了重要作用，主要包括运行同行评估和运行前同行评估[8,9]。WANO 的同行评估与监管机构的合规性检查不同，前者是由核电厂运营单位为追求更加卓越的业绩而主动申请开展的活动，后者更多是由监管机构强制开展的着眼于是否符合法规标准要求的检查活动。国际原子能机构（IAEA）组织开展的核电厂运行安全评估（OSART）也是同行评估的良好示范，主要对照 IAEA 安全标准进行评估，为其成员国核电厂安全管理水平的提升做出了重要贡献[10]。IAEA 还开发了针对特定领域的核电同行评估服务，如安全文化评估（SCART）、核电工程设计安全评估（ESRS）等，并将同行评估应用到了核电厂以外的其他类型核设施[11]。

开展核设施同行评估需要组建包括行业专家、协调员乃至被评估单位接口人在内的评估队。行业专家是具有专业知识储备的评估员，实施各项具体评估活动并开发评估结果；协调员代表同行评估组织单位对整个评估活动进行组织管理，搭建专家与被评估单位之间的沟通桥梁，并帮助专家整理、输出评估结果；被评估单位接口人负责与专家对接，帮助专家开展各种形式的评估活动，与专家一道讨论、确认评估结果。评估队所有成员的积极参与是评估活动获得成功的关键，所有人需要建立起相互信任，并从平等的地位出发，以批判性思维和坦诚的态度，客观、公正地审视被评估单位的不足和强项。

1.2 我国核设施同行评估现状

中国核能行业协会（CNEA）在吸收借鉴 WANO、IAEA 等国际机构同行评估经验的基础上，建立了较为完整的核电厂运行 / 运行前同行评估体系，并根据我国核电行业实际需求进一步建立了核电厂建造阶段的工程建设同行评估体系[12,13]。近年来，随着核电厂管理模式的不断创新和深化，一些专项领域的同行评估需求逐步凸显，CNEA 相应组织开展了核电厂核安全文化、核电基地公众沟通、核电厂网络与信息安全、核电厂概率安全分析、核电厂放射性废物管理等专项同行评估。尤其是 2023 年 7 月，CNEA 成功开展了首次放射性废物管理同行评估，对田湾核电站放射性废物管理领域的管理体系、废物安全管理、废物最小化和流出物排放四个要素进行了全面评估，取得了良好效果[14]。此外，核电集团层面也在积极推动开展各种形式的小规模同行评估活动，并将评估对象从营运单位拓展到业主单位、重要承包商单位等，以与行业层面的同行评估形成良性互补[4]。

国内同行评估活动的一般流程包括筹备与策划、组建评估队、预访问、入场会、现场评估、挑战会、离场会、回访等（见表 1），实际操作过程中可以酌情调整。需要指出的是，绝大多数国内同行评估活动都是围绕核电厂开展，针对其他类型核设施的同行评估活动仍然较少，这与其他类型核设施规模相对较小、评估标准差异

化较大等因素有关。

表 1　同行评估一般流程与各阶段主要工作[4, 12, 13]
Table 1　The general process of Peer Review and main work in each stage

流程	主要工作
筹备与策划	与被评估单位沟通，了解基本情况，拟定评估领域，提出先期文件包（AIP）需求，被评估单位着手编制 AIP
组建评估队	根据评估领域邀请各专业专家组建评估队，确定评估队长
预访问	评估队长及若干评估队员赴项目现场进行踏勘、交流，确定最终评估领域；被评估单位随后完善 AIP
入场会	评估队介绍评估活动目的、要求、日程等，被评估单位汇报各评估领域情况
现场评估	评估队按照评估领域分组进行巡视、观察、访谈、文件查阅等，记录事实，进而分析数据，形成待改进项、强项、领域意见等，并草拟评估报告
挑战会	评估队提交评估报告草稿，就报告内容接受被评估单位挑战，并根据交流、讨论结果修改评估报告草稿
离场会	评估队汇报正式评估结果，与被评估单位商定后续回访计划；评估组织单位随后形成最终评估报告
回访	对评估效果进行回访，重点关注待改进项的优化

2　开展核设施辐射环境管理同行评估的必要性

在 2023 年 7 月全国生态环境保护大会上，习近平总书记从党和国家事业发展全局的高度，对以美丽中国建设全面推进人与自然和谐共生的现代化作出重大战略部署。对于踏上新征程的核工业人而言，只有秉承习近平生态文明思想，切实做好核设施的辐射环境管理工作，才能在美丽中国新画卷上描绘出核工业人的美好愿景。

核设施辐射环境安全是核设施总体安全的重要组成部分，做好核设施辐射环境管理工作能够切实保障公众和环境安全。我国《核安全法》《放射性污染防治法》等法律法规均对核设施的辐射环境管理做出了相关规定，历次国家层面的核安全与放射性污染防治规划更是对一定时期内的辐射环境安全保障相关工作进行了规划和部署。将同行评估应用到核设施辐射环境管理领域，对于提升核设施辐射环境管理水平、加强核设施辐射环境全过程管理、开展行业 / 地区辐射环境质量综合评价、履行相关国际公约等具有重要意义。

2.1　有利于提升核设施辐射环境管理水平

在核设施正常运行情况下，放射性流出物对环境的影响处于法规标准规定的可控范围内，公众不会有明显的感知，这与常规污染物对环境的影响有所不同。这种“不易感知”的特点，使得核设施营运单位容易轻视辐射环境的管理工作，而将精力更多地投入那些“显而易见”的危害防控中。在完成各阶段环境影响评价并按照相对成熟设计建成环保设施后，营运单位通常陷入按部就班的惯性管理思维，缺少进一步提升辐射环境管理水平的内在动力。我国核设施种类多、分布广，且建设年代和标准各有不同，除核电厂辐射环境管理的法规标准体系较为完善、放射性污染防治手段较为成熟外，其他类型核设施的辐射环境管理模式和手段有待结合运行经验进一步优化。

同行评估并不具有强制性，其结果也不是上级主管部门或者监管部门进行处罚、约束的依据。同行评估是同行业人员交流、学习的重要平台，不仅能够帮助被评估单位准确定位辐射环境管理中存在的薄弱环节并提出应对措施，还能够发现被评估单位在辐射环境管理中的强项，并将这种良好实践在行业内推广应用，实现整个行业内的经验交换、取长补短。借助同行评估，行业人员还可以就辐射环境管理政策、规定、程序等进行交流借鉴，最终促进企业和行业加深对监管部门政策和标准的准确把握，以便更好地遵守。行业人员对不同核设施同行评估情况进行总结、分析，可有效识别行业共性问题，组织力量开展研究和攻关，实现行业辐射环境管理水平的稳步提升。

2.2　有助于加强核设施辐射环境全过程管理

全过程管理是指对管理对象进行全生命周期范围内的管理，强调通过系统化、统筹的管理，实现最优化的管理目标。国家核安全局已经将全过程管理的理念应用到了放射性废物处置设施的管理中，发布了《放射性废物处置安全全过程系统分析》（NNSA–HAJ–0001–2020）[15]，提出“营运单位应在处置设施的处置概念研究、选址、设计和建造、运行和关闭以及关闭后等各阶段开展安全评价，这五个阶段的安全评价是相互联系的、系统的、不断深入的过程，这个不断深入的过程就形成了安全全过程系统分析”。

对于一般核设施的辐射环境管理而言，开展全过程管理同样是必要的，不仅要在设施运行前做好相关研究、设计、建造等工作，更要在设施运行后持续、深入地做好辐射环境管理工作的优化和创新。2015 年，生态环境部发布了《建设项目环境影响后评价管理办法（试行）》，环境影响后评价制度已经成为核设施辐射环境全过程管理的重要抓手。相比之下，同行评估能够集中行业专家的知识和经验，灵活、高效地对核设施当前的辐射环境管理现状进行综合评估，评估范围更加全面，能够与环境影响后评价共同成为支撑核设施辐射环境全过程管理的重要手段。

2.3　有助于开展行业 / 地区辐射环境质量综合评价

生态环境是统一的有机整体，人类各种实践活动对环境的影响从来都不是孤立的，而是表现为一种综合的、集成的结果。因此，仅仅孤立地从单一实践或单一设施的角度开展环境影响评价，难以实现整体可持续发展及资源的优化配置，必须适当考虑从行业、地区乃至国家、全球的角度出发进行环境影响评价[16]。对于我国的辐射环境质量评价工作而言，也应当适当地从整个行业或某个地区的角度出发开展一定程度的综合评价。潘自强院士等完成的“中国核工业 30 年辐射环境质量评价”工作，首次系统性地对我国整个核工业的辐射环境影响进行了回顾和评价，为核工业的绿色可持续发展奠定了良好基础[17]。核设施环境影响评价中公众个人剂量控制值概念从限值到约束值的演变，则很好地体现了考虑区域内核设施对公众综合影响的思想。

对单个核设施的同行评估能够较为全面地获取该设施辐射环境管理相关的各类基础信息和数据，将一系列同行评估活动中获取的各类核设施的辐射环境管理数据进行汇总、分析、应用，能够为核行业或核设施集中地区的辐射环境质量综合评价奠定良好基础。

2.4　有助于更好履行相关国际公约

我国分别于 1996 年、2006 年加入国际原子能机构审议通过的《核安全公约》和《乏燃料管理安全和放射性废物管理安全联合公约》，前者旨在促使世界范围内各核能利用国家实现和维持高水平的核安全，后者旨在通过加强缔约国的管理和国际合作在世界范围内实现和保持高安全水平的乏燃料和放射性废物管理。严肃履行上述国际公约不仅是我国作为缔约国应尽的义务，更是我国展现大国担当的重要途径。开展核设施辐射环境管理同行评估将有助于提升我国核安全及放射性废物管理安全水平，是我国丰富履约实践、提升履约水平的重要途径，对于我国展现负责任核大国形象具有重要作用。

3　核设施辐射环境管理同行评估要点

3.1　辐射环境管理关键技术领域评估要点

在核设施运行前阶段，辐射环境影响评价是预测核设施未来运行期间辐射环境影响的主要手段。根据国家相关法规标准要求，运行前核设施环评又细分为选址、建造和运行三个阶段。随着核设施设计、建造相关工作的逐步推进，一些前期不确定的方案、数据、参数等变得更加清晰，三个阶段环评结论的准确性也逐步提高。当核设施进入运行阶段后，一些实际运行条件可能与设计阶段相比发生新的变化，通过监测可以获得实际的参数和数据。因此，核设施运行阶段的辐射环境管理应当与运行获取

的实际知识和经验相适应，同时基于实际运行参数和数据开展环境影响后评价，并且在核设施的整个运行期内对辐射环境管理的措施进行持续调整和优化。

辐射环境管理关键技术领域主要包括场址环境特征、三废处理、流出物排放控制和环境影响评价、流出物监测和辐射环境监测等[18,19]。其中，场址环境特征的变化是重要的外部因素，直接关系到核设施安全以及放射性物质在环境中的扩散和影响；三废处理是控制放射性向环境排放的直接手段；流出物排放控制和环境影响评价是重要的以目标为导向的管理和评价手段；流出物监测与辐射环境监测是验证满足整个辐射环境管理目标的重要保证，是辐射环境管理经验反馈的重要环节。此外，针对核设施退役过程可能存在的环境风险，也可以将退役准备纳入核设施运行阶段辐射环境管理的范畴。辐射环境管理关键技术领域逻辑关系图如图 1 所示，各领域的评估要点具体如下。

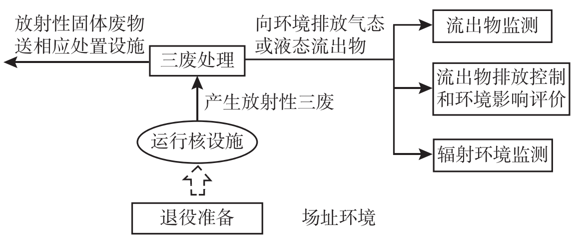

图 1　辐射环境管理关键技术领域逻辑关系

Fig.1　The logical diagram of main technical fields of radiation environment management

3.1.1　场址环境特征

场址周围的环境特征是否发生显著变化，包括地质、地震、水文、气象、交通、土地和水的利用，以及场址周围人口密度及分布等，重点关注与辐射环境影响相关的要素，如气象、水文、人口和饮食习惯等，同时评估环境特征变化可能带来的影响；场址所在区域内可能发生的自然的或人为的外部事件对核设施安全的影响；非居住区和规划限制区的设置情况。

3.1.2　三废处理

最佳可行技术（BAT）的应用情况，应采用BAT 对所有放射性废气、废液和固体废物流的整体控制方案进行优化；三废处理设施的运行和维护情况；放射性固体废物管理及相关经验反馈情况，包括放射性固体废物管理大纲的制订、执行、优化，放射性固体废物的源头控制，废物处理和整备技术（如去污、减容、固化等），废物分类管理和清洁解控，废物暂存能力、条件（与产生量、暂存时间的匹配性），废物最终安全处置等；废物最小化理念在整个放射性三废处理和控制过程中的综合应用。

3.1.3　流出物排放控制和环境影响评价

气态、液态流出物排放量申请值变化情况、年排放总量控制情况，如特定时间段（各季度）内的排放总量是否超标及超标情况下的应对措施，流出物排放量申请是否根据经验反馈定期优化；气态、液态流出物的排放管理情况，如排放方式是否符合法规标准要求，重点关注烟囱排放、槽式排放等排放口设置情况，液态流出物中放射性核素浓度控制值设置和定期优化情况。

公众剂量评价情况，重点关注放射性废气、废液产生、迁移和排出的衡算是否合理，放射性核素扩散、迁移模型以及相应不确定性评价，关键核素、关键照射途径、关键人群组情况。

3.1.4　流出物监测

流出物监测大纲制订和执行情况，是否及时调整和优化；在线监测的点位、项目、方法等是否合理，是否设置自动报警装置；取样分析的取样点位、分析项目、采样频次、分析方法等是否合理；流出物监测质保体系的建立情况，是否采用具有合适探测范围的仪器和方法，未检出结果的统计方法是否合理；流出物监测的取样是否具有足够代表性；流出物监测结果的分析、评价和应对；流出物监测的管理情况，重点关注监测能力的评估、外委监测的质量控制等。

3.1.5　辐射环境监测

辐射环境监测大纲制订和执行情况，是否及时调整和优化；监测环境介质、监测点位、监测项目、监测频次、监测方法等是否合理，重点关注与运行前辐射环境调查的衔接、对关键照

射途径中关键介质和关键放射性核素的监测、对地下水的监测等；辐射环境监测质保体系的建立情况，与监督性监测结果的比对等；辐射环境监测结果的分析、评价和应对，重点关注辐射环境质量变化趋势；辐射环境监测的管理情况，重点关注监测能力的评估、外委监测的质量控制等。

3.1.6　退役准备

初步退役计划的编制、更新情况，退役所需的知识、经验的保存情况。

3.2　需要特殊关注的问题

为提升辐射环境管理同行评估的质量和效果，评估过程还需对以下问题进行特殊关注。一是关注重要的组织管理实践，包括建立专门辐射环境管理机构及相关文件体系，进行风险管理、经验反馈和持续改进，开展有效的公众参与和沟通等；二是根据不同类型核设施的差异，有针对性地设置评估领域，识别需要重点关注的领域；三是关注核设施实际运行状态相比运行前预期的变化，以及基于实测数据的环境影响后评价（剂量评价）情况[20]；四是对于多设施场址，需要在场址层面统筹实施辐射环境管理，实现环境容量的统筹规划和资源的合理配置；五是适当关注对非人类物种的辐射影响，以及一些非放物质排放的环境影响，如核电厂温排水、放射性废物焚烧设施的气态非放污染物（如二噁英等）。

4　结论和建议

4.1　结论

我国核电厂及核燃料循环前后端各类核设施数量众多，新时代生态文明建设对核设施的辐射环境管理提出了新的要求。开展核设施辐射环境管理同行评估，组织行业专家对场址环境特征、三废处理、流出物排放控制和环境影响评价、流出物监测和辐射环境监测等技术领域和一些重要问题进行分析和评价，将有利于提升核设施辐射环境管理水平、加强核设施辐射环境全过程管理、开展行业/地区辐射环境质量综合评价以及履行相关国际公约。

4.2　建议

（1）多方联动，尽快开展国内首次核设施辐射环境管理同行评估。行业协会、咨询机构等应当主动作为，与核设施营运单位做好沟通和对接，在辐射环境安全主管部门及有关技术支持单位的指导下，选取典型核设施尽快开展同行评估活动，并结合实践经验制定行业层面或集团公司层面的同行评估规划，促进核设施辐射环境管理水平稳步提升。

（2）编制标准，为同行评估规范、高效实施奠定基础。在国内外核设施辐射环境管理相关法规标准的基础上，针对同行评估活动的目的和特征，制定行业、团体或企业层面的同行评估实施程序和评估准则，使得同行评估活动的开展有章可循。

（3）扬长避短，推动良好实践传播和共性问题解决。通过同行评估活动，总结核设施辐射环境管理的良好实践和经验，在整个行业内进行传播和推广；同时集结行业力量进行集体攻坚，推动解决行业共性技术和管理难题，提升行业创新能力和核心竞争力。

（4）成果创新，推动开展行业/地区辐射环境质量综合评价。在监管部门或集团公司的统筹组织下，利用同行评估契机，搜集、整理、保存不同核设施的场址、流出物、环境放射性等关键数据，待关键数据形成一定规模，择机开展行业或地区辐射环境质量综合评价，助力核工业绿色可持续发展。

参考文献

［1］国家核安全局．全国核电运行情况（2023年1–9月）［DB/OL］．［2024–02–29］．https：//nnsa.mee.gov.cn/ywdt/hyzx/202311/t20231107_1055381.html.

［2］中国科技网．我国在建核电机组保持全球第一［DB/OL］．［2024–04–04］．http：//stdaily.com/index/kejixinwen/202403/507f97ee9eb045c0af27f806629add91.shtml.

［3］中国核能行业协会．中国核能发展与展望（2023）［DB/OL］．［2024–04–04］．https：//china–nea.cn/site/content/43211.html.

［4］黄萍．同行评估在我国核电行业的应用与发展［J］．核安全，2014，13（2）：16–22.

［5］马文军．同行评估五年路［DB/OL］．中国核能行业协会

［2024-04-04］. https：//www.china-nea.cn/site/content/12259.html.
［6］张博平，依岩，初永越，等. 中国风险指引型核安全监管体系的发展［J］. 世界环境，2021（2）：22-24.
［7］WANO. Peer review［DB/OL］.［2024-04-04］. https：//www.wano.info/services/peer-review.
［8］WANO. Performance objectives and criteria［R］. Tokyo：WANO，2019.
［9］NS ENERGY. Inside a WANO peer review［DB/OL］.［2024-04-04］. https：//www.nsenergybusiness.com/features/featureinside-a-wano-peer-review-4294101/.
［10］IAEA. Operational safety review team（OSART）brochure［R］. Vienna：IAEA，2020.
［11］王春丽，魏方欣，徐春艳，等. 核电厂放射性废物管理同行评估初探［J］. 中国核电，2021，14（2）：258-263.
［12］赵成昆，赵高峰. 核电工程建设管理同行评估实践与思考［J］. 中国核电，2021，14（3）：304-306.
［13］段锋，张珍. 中国核能协会的同行评估与国际原子能机构的运行安全评审的比较分析［J］. 核安全，2019，18（1）：77-82.
［14］中国核能行业协会. 首次放射性废物管理同行评估圆满完成［DB/OL］.［2024-02-29］. https：//wap.china-nea.cn/site/content/43632.html.
［15］国家核安全局. 放射性废物处置安全全过程系统分析：NNSA-HAJ-0001-2020［S］. 北京：国家核安全局，2020.
［16］潘自强. 核和辐射环境影响评价及有关评价中一些问题的探讨［J］. 辐射防护，1998，18（3）：8.
［17］潘自强，陈竹舟，王志波，等. 中国核工业三十年辐射环境质量评价［J］. 辐射防护，1989（4）：241-247.
［18］环境保护部，国家质量监督检验检疫总局. 核动力厂环境辐射防护规定：GB6249-2011［S］. 北京：中国环境科学出版社，2011.
［19］国家环境保护局. 核辐射环境质量评价一般规定：GB11215-89［S］. 北京：中国标准出版社，1989.
［20］王震涛. 基于辐射环境监测数据的电离辐射环境影响评价浅析［J］. 辐射防护，2015，35（S1）：31-34+62.

Study of the Application of Peer Review to Radiation Environment Management of Nuclear Facilities

Mi Yuhao[1], Liao Yunxuan[2,*], Sun Changjiang[1]

（1. China Nuclear Engineering Consulting Co., Ltd., Beijing 100000, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China）

Abstract：Radiation environment management of nuclear facilities is an important part of the ecological civilization construction of China, and applying Peer Review to radiation environment management of nuclear facilities is significant to the improvement of overall safety level of nuclear facilities as well as the Beautiful China Initiative. This paper introduces the application of Peer Review to the management of China's nuclear facilities, analyzes the necessity of carrying out Peer Review on radiation environment management, studies the key points in the review on main technical fields as well as other issues requiring special attention, and puts forward proposals for carrying out follow-up relevant work.

Key words：radiation environment management; nuclear facility; Peer Review

（责任编辑：许龙飞）

韩善彪，张艳霞，全葳，等．我国辐射环境监测标准体系现状和制修订建议[J]．核安全，2024，23(4)：8-18.
Han Shanbiao, Zhang Yanxia, Quan Wei, et al. Current Status and Revision Suggestions of China's Radiation Environment Monitoring Standard System [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(4): 8-18.

我国辐射环境监测标准体系现状和制修订建议

韩善彪，张艳霞，全　葳，陈英豪*，李　锦，喻正伟，柳加成，王天一

（生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要：本文通过对我国辐射环境监测标准体系中现行有效的国家标准和环境标准的系统梳理，厘清涉及辐射环境监测领域的标准体系框架，重点分析行业监管和执行的环境质量监测、监督性监测和应急监测三类监测标准的状态、问题和需求，并根据辐射监测标准的重要性和紧迫性，按照轻重缓急提出制修订建议。

关键词：监测标准；辐射环境；制修订

中图分类号：X837　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2024）04-0008-11

1　我国辐射环境监测标准体系框架

参照国家原子能机构的安全标准系列，我国通过数十年的核安全工作实践，基本形成了国家法律、行政法规、部门规章、标准、导则五层金字塔结构的核与辐射安全法规体系（见图1）；覆盖了核设施安全、核技术利用安全、放射性废物、放射性物品运输、核事故应急、核安全设备、核材料管制和辐射环境等10个领域，核安全标准和环境标准是金字塔结构中重要的技术支撑[1]。

根据2018年1月1日新修订的《中华人民共和国标准化法》第二条第二款和第三款规定，标准包括国家标准、行业标准、地方标准和团体标准、企业标准。国家标准分为强制性标准和推荐性标准；行业标准、地方标准是推荐性标准。强制性标准必须执行，国家鼓励采用推荐性标准。《生态环境标准管理办法》自2021年2月1日起施行，第三十条第一款规定，制定生态

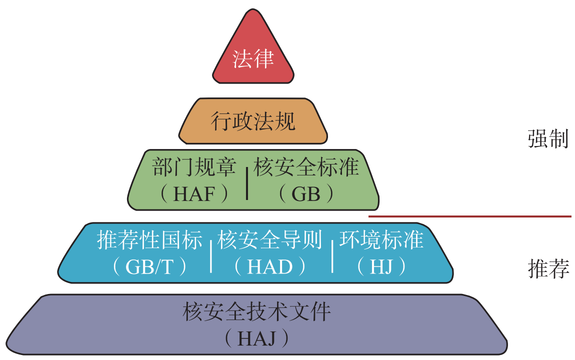

图1　中国核与辐射安全法规标准五层金字塔
Fig.1　Five layer pyramid of Chinese nuclear and radiation safety regulations and standards

环境质量标准、生态环境风险管控标准和污染物排放标准时，应当采用国务院生态环境主管部门制定的生态环境监测分析方法标准；国务院生态环境主管部门尚未制定适用的生态环境监测分析方法标准的，可以采用其他部门制定的监测分析方法标准。

收稿日期：2023-12-08　**修回日期：**2024-04-02
作者简介：韩善彪（1982—），男，研究员，现主要从事辐射防护与环境保护工作
* **通讯作者：**陈英豪，E-mail：chenyinghao@chinansc.cn

现行辐射监测领域标准可归纳为五类环境标准（见图 2），分别为：（一）辐射环境质量标准；（二）源项或污染物排放及限值标准；（三）辐射监测标准；（四）辐射监测基础标准；（五）辐射监测管理技术规范。

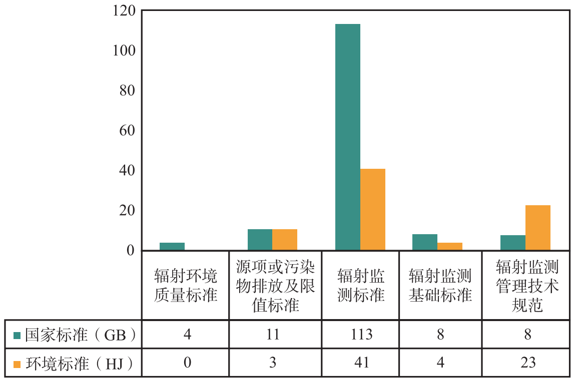

图 2　现行辐射监测领域五类环境标准数量分布

Fig.2　Distribution of five environmental standards in the current rradiation monitoring field

2　现行辐射环境监测标准现状和问题

本文按照法规标准五层金字塔体系等文件规定，全面梳理辐射环境监测领域现行国家标准和环境标准体系，分析现行标准状态，重点分析存在的主要问题，为该类标准的制修订工作提出建议。

2.1　辐射环境质量标准

生态环境质量标准是开展生态环境质量目标管理的技术依据，应当反映生态环境质量特征，由生态环境主管部门统一组织实施，确保核与辐射的公众暴露风险可控。其内容应当包括功能分类、控制项目及限值规定、监测要求、生态环境质量评价方法、标准实施与监督等[3]。我国现行辐射环境质量标准（见表 1）中包含放射性监测指标的有 4 项，分别为 GB/T 14848—2017《地下水质量标准》、GB 3097—1997《海水水质标准》、GB/T 18883—2022《室内空气质量标准》、GB 5749—2022《生活饮用水卫生标准》，均为国家标准。该类标准稀少且研究滞后，仅对环境各介质中部分水体 α、β 总放射性、海水中五种核素（钴–60、锶–90、铷–106、铯–134 和铯 –137）和室内空气氡 –222 指标提出要求。

表 1　辐射环境质量相关标准

Table 1　Standards for radiation environment quality

序号	标准号	名称	主要规定
1	GB/T 14848—2017	地下水质量标准	五类地下水中的总 α 放射性和总 β 放射性指标
2	GB 3097—1997	海水水质标准	五种放射性核素 Co–60、Sr–90、Ru–106、Cs–134 和 Cs–137 的标准值、分析方法和检出限
3	GB/T 18883—2022	室内空气质量标准	Rn–222 的指标和测量方法
4	GB 5749—2022	生活饮用水卫生标准	总 α 放射性和总 β 放射性限值

2.2　源项或污染物排放及限值标准

国家污染物排放标准是对全国范围内污染物排放控制的基本要求。我国包含放射性污染防治和限值的相关标准共计 10 余项（见表 2），如 GB 6249—2011《核动力厂环境辐射防护规定》、GB 14587—2011《核电厂放射性液态流出物排放技术要求》、GB/T 13695—1992《核燃料循环放射性流出物归一化排放量管理限值》、HJ 53—2000《拟开放场址土壤中剩余放射性可接受水平规定（暂行）》等。该类标准一般包括适用的排放控制对象、排放方式、排放去向等情形，排放控制项目、指标、限值和监测位置等要求，适用的监测技术要求，达标判定要求等。

在核与辐射安全领域，生态环境部（国家核安全局）根据职责定位仅关注核与辐射设施对环境辐射影响和评价。核与辐射各类设施三废排放主要是由政府通过环境影响评价（报告）和标准等技术文件进行管控，其中配套排放或限值标准较少，亟待补充完善，特别是适用的监测技术规范、流出物排放统计方法及其记录要求、达标判断或评价方法等缺少具体可实施的指导文件。

表 2 放射性污染防治和限值标准

Table 2 Radioactive pollution prevention and control and limit standards

序号	标准号	名称	主要规定
1	GB 18871—2002	电离辐射防护与辐射源安全基本标准	给出了放射性核素的豁免活度浓度与豁免活度和实践引起的照射的剂量限值，表面污染控制水平以及任何情况下预期应进行干预的剂量水平和应急照射情况的干预水平与行动水平
2	GB 6249—2011	核动力厂环境辐射防护规定	规定了陆上固定式核动力厂厂址选择、设计、建造、运行、退役、扩建和修改等的环境辐射防护要求；给出了核动力厂运行状态下的剂量约束值和排放控制值、事故工况下的辐射防护要求、流出物排放管理和流出物监测、辐射环境监测、固体废物管理和核动力厂退役等方面要求
3	GB 14587—2011	核电厂放射性液态流出物排放技术要求	核电厂放射性液态流出物排放的技术要求，适用于轻水堆和重水堆型核电厂放射性液态流出物排放系统的设计和运行，以及放射性液态流出物排放的管理
4	GB/T 13695—1992	核燃料循环放射性流出物归一化排放量管理限值	正常运行工况下核燃料循环各设施释放到环境的气载和液态放射性流出物的归一化排放量的管理限值。本标准适用于铀矿山、水冶厂、同位素分离厂、铀元件厂、核动力堆（含供热堆）及后处理厂等核设施
5	GB 8978—1996	污水综合排放标准	总 α 放射性和总 β 放射性作为第一类污染物，给出了最高允许排放浓度
6	GB 14882—1994	食品中放射性物质限制浓度标准	给出了主要食品中 H–3、Sr–89、Sr–90、I–131、Cs–137、Pm–147、Po–210、Ra–226、Ra–228、天然钍、天然铀和 Pu–239 共 12 种放射性物质的导出限制浓度
7	GB 27742—2011	可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度	给出了大批量（大于 1 吨）物料的生产操作、贸易、填埋或再循环等活动中天然放射性核素、人工放射性核素、惰性气体以及含有多种放射性核素物料的免管活度值
8	HJ 53—2000	拟开放场址土壤中剩余放射性可接受水平规定（暂行）	给出了拟开放场址土壤中 Co–60、Sr–90 和 Cs–137 等若干种放射性核素的剩余活度浓度可接受水平
9	GBZ/T 154—2006	两种粒度放射性气溶胶年摄入量限值	给出了剂量限值和次级限值，以及粒度分别为 1 μm 和 5 μm 的若干核素吸入的待积有效剂量换算因子
10	GBZ 167—2005	放射性污染的物料解控和场址开放的基本要求	给出了厂址开放的剂量约束限值以及物料、物件解控水平推荐值
11	GB 8702—2014	电磁环境控制限值	电磁环境中控制公众暴露的电场、磁场、电磁场（1 Hz–300 GHz）的场量限值、评价方法和相关设施（设备）的豁免范围。适用于电磁环境中控制公众暴露的评价和管理
12	HJ/T 10.3—1996	辐射环境保护管理导则 电磁辐射环境影响评价方法与标准	适用于一切电磁辐射项目的环境影响评价，其中规定了评价标准，包括公众总的受照射剂量和单个项目影响的要求
13	GB 20664—2006	有色金属矿产品的天然放射性限值	规定了有色金属矿产品中对天然放射性的限制要求以及对天然放射性活度浓度超标和人工放射性核素污染的管理控制
14	HJ 53—2000	拟开放场址土壤中剩余放射性可接受水平规定（暂行）	给出了土壤中剩余放射性的可接受暂行水平，适用于核设施（包括铀、钍矿冶设施和放射性同位素生产设施）退役场址的开放利用

以 GB 6249—2011《核动力厂环境辐射防护规定》为例，该标准在对核动力厂流出物排放的监管方面应用较为成熟，借鉴国际机构和主要核能国家经验，结合国情规定了核动力厂运行状态下的剂量约束值、气载和液态 8 组核素类别（包括气载流出物中惰性气体、碘、粒子、碳 –14 以及氚，液态流出物中氚、碳 –14 以及其他核素）的排放量控制要求、流出物排放限值和流出物监测、辐射环境监测和固体废物管理等方面内容[2]。其他类核或辐射设施的流出物排放和限值标准明显缺乏系统性全面性的设计和研究，更多的是参照借鉴现有的标准条款执行。

2.3　辐射监测标准

辐射监测通常分为环境质量监测、监督性监测、事故应急监测、职业照射监测以及运营单位自行监测（监测方法可与监督性监测相同）。辐射监测标准一般包括监测技术规范、监测分析方法标准、监测仪器及系统技术要求、标准样品标准、质量控制标准和评价标准等。同时，制定监测标准应当配套支持环境质量标准、源项或污染物相关排放及限值标准制定和实施。截至目前，我国现行辐射监测标准共计 150 余项，其中国家标准 110 余项，环境标准 40 余项。

2.3.1　环境质量监测

在环境质量监测领域，监测技术规范、监测分析方法、监测仪器及系统技术要求、质量控制等方面较为全面。行业内监督性监测、营运单位自行监测以及事故应急监测中多参照该类标准执行，该类标准基本可满足行业辐射监测工作需求，处于不断完善、查漏补缺以及追求高精尖指标的阶段。对照生态环境部发布的辐射环境质量监测方案和 HJ 61—2021《辐射环境监测技术规范》表 A.1 中采用的辐射环境监测标准[3]，对涉及的电离辐射、空气、水、土壤、沉积物、生物和固体等 60 多项监测项目进行论证评估，发现现行该类标准存在以下问题：(1) 不少监测项目缺少相应的监测标准，只能参照相关标准方法执行，有些项目没有合适的参照标准，无法完成监测目标。(2) 由于大部分监测标准都是分析方法标准，重点关注样品的分析过程和结果计算，普遍缺少样品采集、保存及预处理等内容。在进行监测时，各监测机构大都依据自行制定的技术规范进行样品采集、保存和预处理。(3) 标准中有关质量控制和不确定度评估等内容缺失。很多标准没有对其关键的操作步骤进行质量控制，一些化学方法没有进行全程回收率控制，缺少不确定度评估内容。(4) 部分核素分析方法存在缺陷，缺少干扰核素去除等步骤。

2.3.2　监督性监测

在监督性监测方面，长期以来缺少具体可实施的监测标准，在核电发展初期制定了《核设施流出物监测的一般规定》（GB 11217—89），现行有效但已不能满足目前的管理要求和现状，需要修订。

GB 6249—2011《核动力厂环境辐射防护规定》明确规定了监督项目为气态和液态 8 组核素类别，根据与国际实践比较和十余年的行业实践经验及趋势分析，上述 8 组核素类别是一贯保持执行的，不宜改变。在执行该规定时，发现各核电厂开展的气液态流出物的监测核素内容和方法不统一，开展的筛选性监测项目如总 β、总 γ、总 α 也有一定差别。

2020 年，国家核安全局发布了《核电厂流出物放射性监测技术规范（试行）》（国核安发［2020］44 号），可有效推动流出物监测的统一规范和标准化，但该技术要求尚未形成规范性技术标准，发布以来部分内容尚未得到有效实施。其中：(1) 气载流出物明确了惰性气体和粒子（$T_{1/2}$>8 d）核素种类以及碘同位素种类，增加了锶 –90、氪 –85 等监测项目，明确了粒子、卤素、惰性气体连续监测内容，区分了废气贮存箱、扫气及烟囱等监测介质；(2) 液态流出物同样明确了除氚、碳 –14 以及其他核素的核素种类，增加了铁 –55、镍 –63、锶 –89、锶 –90 等监测项目，液态流出总 β（或总 γ）监测要求与 GB 6249—2011《核动力厂环境辐射防护规定》的规定有所不同，区分了核岛废液、其他排放等监测介质。根据气载流出物和液态流出物区分不同介质（流出物

来源）为核电厂排放监测提出要求，并为排放统计提供便利[4]。

2021 年，国家核安全局发布实施了《辐射环境监测技术规范》（HJ 61—2021），对核电厂运行期间流出物监督性监测项目、取样方式及测量方式作出了规定。同时指出监督性监测和自行监测的不同目的，但其监测内容总体上基本一致，数据可比对，认可后可互补，因而其监测方法可通用。气载流出物监测项目为惰性气体、粒子、卤素、氚、碳-14、锶-89、锶-90、粒子超铀元素等，液态流出物监测项目为储存罐和排放口的氚、碳-14、总 α、总 β、γ 核素等。对流出物监测的具体要求与《核电厂流出物放射性监测技术规范（试行）》（国核安发[2020]44 号）仍有不一致的地方。此外，流出物监测分析方法标准仅有《核动力厂液态流出物中 ^{14}C 分析方法 湿法氧化法》（HJ 1056—2019）测碳-14，其他均为参考环境介质标准、国际标准或自研方法开展。如气载流出物中碳-14、卤素测量参考《空气中 ^{14}C 的取样与测定方法》（EJ/T 1008—1996）和《空气中 ^{131}I 的取样与测定》（GB/T 14584—93）开展。

通过对国内外核电厂排放核素占比统计分析，欧美压水堆气态流出物中惰性气体排放量主要为氙-133、氩-41 和氪-85 等，粒子（T1/2>8 d）中核素主要为铬-51、钴-58、钴-60、铯-134、铯-137 等，碘的放射性同位素主要为碘-131、碘-133，其次是碘-132 等；欧美压水堆液态流出物中除氚、碳-14 以及其他核素主要集中在钴-58、钴-60、铁-55、镍-63 等核素中占比较高。《核电厂流出物放射性监测技术规范（试行）》（国核安发[2020]44 号）规定新增核素对核电厂流出物监测影响主要是监测技术规范和具体监测技术方法，对于排放统计将产生一定的变化，主要是放射性惰性气体和气溶胶方面，仍需要通过统计核电厂未来几年的监测数据进行进一步分析。

2.3.3 事故应急监测

在事故应急监测方面，与流出物监测标准情况类似，核与辐射事故应急监测标准较少。近年来陆续颁布实施了《核动力厂核事故环境应急监测技术规范》（HJ 1128—2020）、《辐射事故应急监测技术规范》（HJ 1155—2020）、《应急监测中环境样品 γ 核素测量技术规范》（HJ 1127—2020）、《环境 γ 辐射剂量率测量技术规范》（HJ 1157—2021）以及 GB/T 17680.1—12 系列标准中的《核电厂营运单位应急野外辐射监测、取样与分析准则》（GB/T 17680.10—2003）等应急监测标准，初步建立了核或辐射事故应急监测标准体系，但缺少核动力厂之外的核设施事故应急监测技术规范。此外，应急标准严重缺乏与上述技术规范配套的应急监测分析方法标准、监测仪器及系统技术要求、质量控制标准等。

目前行业内主要参照辐射环境监测技术规范标准有关内容，结合应急监测的特点，但一般难以满足不同核与辐射事故监测的需要。该类标准应针对不同类型的核设施、核燃料循环和核技术利用设施，建立不同事故状况下的应急监测原则、方案，目前 HJ 1128 和 HJ 1155 标准已包含核动力厂放射性废物的处理、贮存、处置设施、铀（钍）矿、伴生放射性矿开发利用、核技术利用和放射性物品运输。在国标 GB 6249—2021 中对各核设施的应急监测有一定表述。

与国际原子能机构有关文件相比，缺少类似《核或辐射应急时通用监测程序》（IAEA—TECDOC—1092）相应的实用性强的应急监测程序标准，如现场辐射和污染监测（航空污染测量、航测谱仪校准、航测巡源、烟羽测量、应急监测仪表的质控检查等）、现场采样（空气、土壤、沉积物、水样、牛奶、食品、牧草等环境介质）、总 α 和总 β 的测定（空气和水样中）、γ 谱仪（现场就地 γ 谱仪和实验室 γ 谱仪及其快速刻度，已有 HJ 标准）、放射化学分析（氚的分析方法——简单蒸馏法，锶-90 的预处理、纯化、分析方法，钚的样品制备、分离、校准、分析方法，镅/锔的分析方法等）以及基本数据评估等[5]。

2.4 辐射监测基础标准

辐射监测基础类标准包括生态环境标准制

订技术导则、生态环境通用术语、图形符号、编码和代号及其相应的编制规则等。核安全领域通用标准包括辐射监测相关的技术术语、转换系数、量和单位内容等。本文对该类标准制修订工作暂不提出建议。

2.5　管理技术规范标准

管理技术规范类标准包括管理技术指南、导则、规程、规范等。生态环境管理技术规范具备明确的管理要求，通常为推荐性标准。本文对该类标准制修订工作暂不提出建议。

3　现行辐射监测标准体系制修订建议

3.1　制修订标准要求

标准制修订工作应按照《中华人民共和国标准化法》《生态环境标准管理办法》《国家生态环境标准制修订工作规则》（国环规法规〔2020〕4 号）、《国家生态环境监测标准制修订工作细则》（监测函〔2021〕25 号）、《国家生态环境监测标准预研究工作细则（试行）》（监测函〔2023〕35 号）等要求执行。在格式和内容上应满足《标准化工作导则 第 1 部分：标准化文件的结构和起草规则》GB/T 1.1—2020、《标准编写规则》GB/T 20001.1—12 系列标准以及《环境监测　分析方法标准制修订技术导则》（HJ 168—2010）标准的要求，标准方法应包括以下内容：适用范围、方法原理、仪器性能指标、试剂耗材、样品采集和保存、分析 / 测量过程、结果计算、质量保证和质量控制、精密度和准确度、典型测量条件的不确定度评估等内容。

在技术指标方面，应满足辐射环境监测的实际需求。标准方法尽量采用辐射环境监测机构已经配备的仪器设备，使用的试剂和耗材应该容易获取，使标准具有更好的可用性。现场监测标准的探测下限应低于环境本底水平，分析方法的探测下限应低于环境介质中放射性核素的典型含量，并尽量采用速度快、精度高、人工少的方法，提高标准的适用性。化学分析方法尽量采用效率示踪或全程回收率控制整个分析过程，关键分析步骤应有质控措施。

3.2　辐射监测标准制修订建议

3.2.1　环境质量和排放限值标准

充分考虑环境质量和排放限值特征的特殊性、标准制定适应性以及制定难度，在现有标准的基础上，借鉴生态环境标准实践经验，对于环境质量标准，按照各类环境介质的辐射环境质量进行逐步论证研究，建议制修订：(1)陆地水（包括地表水、地下水和生活用水）中总放射性和核素（人工、毒性）等控制指标和要求；(2)居民食入量较多的包括陆域和海域生物总放射性和核素控制指标、要求以及质量评价方法；(3)对核与辐射设施周边（一定距离）地面环境空气（总 β、氚、碳 –14）和水域（总 β、氚）以及食品、牛奶的辐射浓度控制指标和要求（参照法国、美国相关标准）；对于源项或污染物排放及限值标准，参照 GB 6249—2011《核动力厂环境辐射防护规定》制定其他类核或辐射设施的流出物排放和限值标准。

3.2.2　辐射环境监测标准

现行辐射环境监测标准在完整性、可用性、适用程度等方面基本满足监测项目要求，可直接使用；在可用性、适用程度方面满足监测项目要求，完整性有缺陷的，建议修订；在可用性、适用程度方面有一项不满足要求的，该标准无法使用，建议新制定标准方法。现行标准中，发现需要新制定标准有：γ 辐射累积剂量、中子周围剂量当量率、气氚、气溶胶中总 β、气溶胶中锶 –90、气溶胶中铯 –137、气溶胶中钋 –210、气溶胶中铅 –210、沉降物中总 α、沉降物中总 β、沉降物中锶 –90、沉降物中铯 –137 和生物样中铅 –210。需要修订的标准有气碘（碘 –131、碘 –125）、空气中碳 –14、气溶胶中铀、水中钴 –60、水中镍 –63、水中钍、水中镭 –226 和土壤中锶 –90。此外，随着测量新方法、新技术的发展及应用，可新制定环境和生物样品中碘 –129、锝 –99、U 同位素、钚同位素、钍同位素（ICP–MS 分析方法）等。

3.2.3　流出物监测标准

对于流出物监测标准，亟须按照最新监管文件和标准要求逐步补齐气载和液态 8 组核素

表 3　建议急需修制定的环境质量监测标准（举例）

Table 3　Imperative proposed revision of environmental quality monitoring standards（Examples）

序号	标准名称	监测项目	制修订	背景和内容说明	紧迫性
1	《核动力厂环境辐射防护规定》（GB 6249—2011）	技术管理	修订	增加对核与辐射设施周边（一定距离）地面环境空气（总 β、H-3、C-14）和水域（总 β、H-3）以及食品、牛奶的辐射浓度控制指标和要求；对 H-3（液态）、C-14（气态）和液态其他核素、惰性气体等单堆及全厂址排放总量控制优化	Ⅰ
2	环境累积剂量测量方法—热释光测定法	γ 外照射	制定	辐射环境监测热释光法（TLD）是测定环境累积剂量最常用的方法，但没有相应的标准支持，目前参考个人剂量监测方法（GB/T 10264—2014、GBZ 129—2016）进行测量，需要制定相关标准	Ⅰ
3	环境中子周围剂量当量（率）测量技术规范	中子外照射	制定	标准规定了周围中子剂量当量（率）的仪器性能要求等，不适用于作为中子周围剂量当量（率）测量	Ⅰ
4	《空气中 ^{131}I 的取样与测定》GB/T 14584—93	气碘 -131	修订	1. 缺少样品保存和处理、质量控制、不确定度评估等内容。2. 缺少碘其他同位素的测量和计算等内容。3. 标准提供的采样设备和材料不易获取，适用性不高	Ⅰ
5	气溶胶、沉降物中总 α 放射性浓度的测定	气溶胶中总 α	制定	目前参照《水中总 α 放射性浓度的测定厚样法》EJ/T 1075—1998，标准为水中总 α 放射性测量的标准方法，不适用于气溶胶样品中总 α 放射性分析	Ⅱ
6	气溶胶、沉降物中总 β 放射性浓度的测定	气溶胶中总 β	制定	目前参照《水中总 β 放射性浓度的测定蒸发法》EJ/T 900—94，标准为水中总 β 放射性测量的标准方法，不适用于气溶胶样品中总 α 放射性分析	Ⅱ
7	气溶胶中锶 -90 的分析方法 - 萃取色层法	气溶胶中锶 -90	制定	《土壤中锶 -90 的分析方法》EJ/T 1035—2011，标准是土壤中锶 -90 测量标准方法，气溶胶中锶 -90 测量时可参考使用，GB 6766—1986 水中锶 -90、GB/T 11222.1—1989 生物样品灰中锶 -90、EJ/T 20090—2014 中等水平放射性废液及其泥浆中 90Sr、EJ/T 20124—2016 尿中 90Sr、EJ/T 20185—2018 低放有机废液 90Sr 等分析方法中，借鉴这些环境介质中分析方法开展气溶胶中 90Sr 分析，仍旧存在不少的问题，建议新制定标准方法	Ⅰ
8	气溶胶中铅 -210 的分析方法	气溶胶中铅	制定	参考《水中铅 -210 的分析方法》EJ/T 859-1994	Ⅰ
9	沉降物中锶 -90 的分析方法	沉降物中锶 -90	制定	参照《土壤中锶 -90 的分析方法》EJ/T 1035—2011，标准为土壤中锶 -90 测量的标准方法，沉降物中锶 -90 测量时可参考使用，建议制定标准方法	Ⅱ
10	水中铅 -210 的分析方法　树脂分离 -β 计数器法	水中铅 -210	制定中	HJ 制定中。目前采用《水中铅 -210 的分析方法》（EJ/T 859—1994）。1. 标准缺少样品采集和保存、质量保证和质量控制、不确定度评估、方法准确度等内容。2. 方法存在缺陷，没有确定放化处理过程回收率的步骤，导致结果有偏差。3. 建议新制定标准，以 206 Pb 为载体确定化学回收率，对 210 Pb 分析全过程跟踪	Ⅰ

续表

序号	标准名称	监测项目	制修订	背景和内容说明	紧迫性
11	生物中铅 –210 的分析方法	生物样中铅 –210	制定	参照《水中铅 –210 的分析方法》EJ/T 859—1994 1. 方法为水中 210 Pb 的分析方法，不适用于生物样中 210 Pb 分析。 2. 建议新制定标准，以 206 Pb 为载体确定化学回收率，对 210 Pb 分析全过程跟踪	Ⅰ
12	生物中氚和碳 –14 的分析方法 管式燃烧法	生物中氚和碳 –14	制定	HJ 制定中	Ⅰ

类别缺少的标准。在气载流出物方面，制定核动力厂气态流出物在线监测系统技术规范，制定核动力厂气态流出物中气溶胶 γ 放射性核素测量、碘测量、氚测量、碳 –14 分析、惰性气体的 γ 能谱分析技术规范，制定氪 –85 的取样和测定、锶 –90 分析方法（液闪测量法）；在液态流出物方面，制定核设施液态流出物总 γ 测量方法、核设施液态流出物中总 β 分析方法（相对测量法）、核动力厂液态流出物中氚分析技术规范、核动力厂液态流出物中铁 –55 的分析方法——液闪测量法、液态流出物和固体中镍 –63 的分析方法——液闪测量法、核动力厂液态流出物中锶 –89 和锶 –90 的分析方法等。此外，修订并统一现有少数标准的有关条文规定，如修订 GB 11217—89《核设施流出物监测的一般规定》。

表 4　建议制修订的流出物监测标准（举例）

Table 4　Proposed revision of effluent monitoring standards（Examples）

序号	标准名称	监测项目	制修订	背景和内容说明	紧迫性
1	《核设施流出物监测的一般规定》（GB 11217—89）	–	修订	根据“44 号文”、HJ 61—2021、GB 6249—2011 等文件以及行业发展和监管需求的全面梳理修订。只针对核电厂、研究堆	Ⅰ
2	核动力厂气态流出物在线监测系统技术规范	–	制定	根据“44 号文”、HJ 61—2021、GB 6249—2011 等文件以及行业发展和监管需求进一步规范	Ⅰ
3	核动力厂气态流出物中气溶胶 γ 放射性核素测量技术规范	气溶胶 γ	制定	重点关注排放量靠前的核素，如铯 –137、铯 –134、钴 –58、钴 –60、铬 –51 等	Ⅰ
4	核动力厂气态流出物中碘监测技术规范	气碘	制定	目前参考《空气中 ^{131}I 的取样与测定》GB/T 14584—93，目前行业内正常测量，迫切性弱	Ⅱ
5	核动力厂气态流出物中惰性气体的 γ 能谱分析技术规范	惰性气体	制定	主要针对氩 –41 、氙和氪 –85 等核心核素	Ⅰ
6	核动力厂气态流出物中氚测量技术规范	气氚	制定	监管有要求，核行业内无标准方法流程。本标准规定气态流出物中氚采样、处理、活度浓度的测定方法、质控、不确定度等内容	Ⅰ
7	核动力厂气态流出物中碳 –14 分析技术规范	气体碳 –14	制定	目前参考《空气中 ^{14}C 的取样与测定方法》EJ/T 1008—1996，监管有要求，核行业内无标准方法流程。本标准规定气态流出物中碳 –14 采样、处理、活度浓度的测定方法、质控、不确定度等内容	Ⅰ

续表

序号	标准名称	监测项目	制修订	背景和内容说明	紧迫性
8	核动力厂气态流出物中气溶胶总 β 测量方法——连续测量法	气溶胶总 β	制定	根据“44 号文”、HJ 61—2021、GB 6249—2011 等文件以及行业发展和监管需求进一步规范	Ⅰ
9	气态流出物中氪 –85 的取样和测定	气体氪 –85	制定	根据“44 号文”、HJ 61—2021、GB 6249—2011 等文件以及行业发展和监管需求进一步规范	Ⅱ
10	气态流出物中锶 –90 分析方法——液闪测量法	气溶胶中锶 –90	制定	根据“44 号文”、HJ 61—2021、GB 6249—2011 等文件以及行业发展和监管需求进一步规范	Ⅰ
11	核设施液态流出物总 γ 测量方法	液态总 γ	制定	含实验室分析和连续测量法	Ⅰ
12	核设施液态流出物中总 β 分析方法——相对测量法	液态总 β	制定	根据“44 号文”、HJ 61—2021、GB 6249—2011 等文件以及行业发展和监管需求进一步规范	Ⅰ
13	核动力厂液态流出物中氚分析技术规范	液态中氚	制定	目前参照《水中氚的分析方法》HJ 1126—2020，预处理章节未采纳	Ⅰ
14	核设施液态流出物中碳 –14 分析方法——燃烧氧化法	液态碳 –14	制定	采用燃烧氧化法的核电厂燃烧样品体积不同，探测下限受其影响较大，且采用方法为非标方法，未开展验证	Ⅰ
15	核动力厂液态流出物中铁 –55 的分析方法——液闪测量法	液态铁 –55	制定	根据 HJ 61—2021，核动力厂液态流出物监测过程中，若总 α、总 β 放射性浓度超过设定值，可根据流出物实际源项选择测量核素，可包括 Fe–55、Ni–63 等。本标准拟利用液体闪烁计数法分离核动力厂液态流出物中的 Fe–55、Ni–63	Ⅱ
16	液态流出物和固体中镍 –63 的分析方法——液闪测量法	液态镍 –63	制定	监管有要求，分析无标准方法，仅有水中镍 –63 分析方法，无液态流出物和固体废物中镍 –63 分析方法。本标准规定了液态流出物及固体废物中镍 –63 的分析测定方法	Ⅱ
17	铀矿冶流出物和辐射环境监测规定（GB 23726—2009）	–	修订	在修订中	Ⅰ
18	水中－α 谱测定 Pu、Am、Cm 和 Np 的标准实验方法	–	制定	HJ 61—2021《辐射环境监测技术规范》中规定了核动力厂开展液态流出物监测若总 α、总 β 放射性浓度超过设定值，要开展流出物中 Pu、Np、Am、Cm 含量测定	Ⅱ

3.2.4　应急监测标准

关于应急监测标准的制修订，建议首先根据事故应急响应行动（EAL），操作干预水平（OIL），事故早、中、晚期监测要求以及快速核与辐射事故判定事故性质，污染范围和程度的需求对涉及应急监测项目优先开展标准的制修订。在满足应急监测时间和精确度要求的情况下，可参照使用环境质量监测标准开展应急监测工作，如果不能满足要求，则需要建立专门的应急监测标准。建议制定核反应研究堆、实验堆、临界装置、核燃料（生产、加工、贮存）设施、核燃料后处理设施核事故应急监测技术规范，

制定全自动超大流量气溶胶 γ 放射性核素活度监测系统技术要求、气溶胶、沉降物中总 α 和总 β 快速测定、水中总 α 和总 β 放射性的快速测定、环境和生物应急监测样品采集和处理技术规范、核与辐射应急 环境和生物中锶 -90 和锶 -89 的分析方法、野外布放式全自动辐射监测技术规范、车载伽马能谱应急测量技术规范、航空放射源搜寻技术要求等。

表 5　建议制修订的应急监测标准（举例）

Table 5　Proposed revision of emergency monitoring standards（Examples）

序号	标准名称	监测项目	制修订	背景和内容说明	紧迫性
1	《核临界事故剂量测定》GB 15847—1995	反应堆外易裂变材料	修订	参照《反应堆外易裂变材料的核临界安全核临界事故探测与报警系统的性能及检验要求》GB 15146.9—1994 修订需求一并考虑	Ⅱ
2	核反应研究堆、实验堆、临界装置核事故应急监测技术规范	技术规范	制定	目前可参照《核动力厂核事故环境应急监测技术规范》（HJ 1128—2020）	Ⅱ
3	全自动超大流量气溶胶 γ 放射性核素活度监测系统技术要求	气溶胶 γ 核素	制定	规定全自动气溶胶 γ 放射性核素活度监测系统的组成、功能要求和单元技术要求。适用于规范全自动气溶胶 γ 放射性核素活度监测系统的技术要求	Ⅱ
4	气溶胶、沉降物中总 α 快速测定	气溶胶、沉降物中总 α	制定	作为应急监测初步筛选项目，如有异常则开展核素测量	Ⅰ
5	气溶胶、沉降物中总 β 快速测定	气溶胶、沉降物中总 β	制定	作为应急监测初步筛选项目，如有异常则开展核素测量	Ⅰ
6	水中总 α 放射性的快速测定	水中总 α	制定	作为应急监测初步筛选项目，如有异常则开展核素测量	Ⅰ
7	水中总 β 放射性的快速测定	水中总 β	制定	作为应急监测初步筛选项目，如有异常则开展核素测量	Ⅰ
8	环境和生物应急监测样品采集和处理技术规范	取样处理技术规范	制定	现场采样（空气、土壤、沉积物、水样、牛奶、食品、牧草等环境介质）	Ⅰ
9	核与辐射应急 环境和生物中锶 -90 和锶 -89 的分析方法	锶 -90 放化	制定	气溶胶、食物、奶、水和土壤中锶 -90 和锶 -89，明确事故应急 环境和生物中锶 -90 和锶 -89 的预处理、纯化、分析方法	Ⅰ
10	车载伽马能谱应急测量技术规范	车载应急	制定	行业长期需要进一步车载量化巡测手段，但目前对车载系统人工核素校准装置和动态校准装置技术方法尚不成熟	Ⅰ
11	航空放射源搜寻技术要求	航空巡源	制定	规范了航空放射源搜寻技术要求，适用于搜寻放射源的航空测量	Ⅰ
12	无人机航空辐射监测通用技术规范	无人机巡测	制定	规定无人机航空辐射监测系统的总体要求与通用要求。适用于核与辐射设施工作场所及周边环境辐射现状调查、核与辐射事故应急监测以及辐射环境质量航空测量。对于涉反恐应急航空监测，可参照使用	Ⅱ

综上，根据辐射监测标准的重要性和紧迫性，按照轻重缓急，以及对环境质量监测、监督性监测、应急监测类辐射监测标准状态、问题和需求分析，优先开展以下几类标准的制修订：一是缺少标准但监测工作中急需的；二是监测方法存在重大缺陷可能严重影响监测结果的；三是条件成熟可以制修订的。

参考文献

［1］国家核安全局．中国核与辐射安全法规标准体系顶层设计［M］．北京：中国原子能出版社，2020.

［2］生态环境部，国家质量监督检验检疫总局．GB 6249—2011. 核动力厂环境辐射防护规定［S］．北京：中国环境科学出版社，2011.

［3］生态环境部．HJ 61—2021. 辐射环境监测技术规范［S］．北京：中国环境科学出版社，2021.

［4］国家核安全局．国核安发［2020］44 号．关于印发《核电厂流出物放射性监测技术规范（试行）》的通知［S］．北京：国家核安全局，2020.

［5］IAEA. Generic Procedures for Monitoring in a Nuclear or Radiological Emergency，IAEA-TECDOC-1092［R］.Vienna：IAEA，1999.

Current Status and Revision Suggestions of China's Radiation Environment Monitoring Standard System

Han Shanbiao, Zhang Yanxia, Quan Wei, Chen Yinghao*, Li Jin, Yu Zhengwei, Liu Jiacheng, Wang Tianyi

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

Abstract：Through a systematic review of the current effective national and environmental standards in China's radiation environment monitoring standard system, the framework of the standard system related to radiation environment monitoring is clarified. The status, problems, and needs of environmental quality monitoring, supervisory monitoring, and emergency monitoring standards for industry supervision and implementation is analyzed with emphasis. Based on the importance and urgency of radiation monitoring standards, revision suggestions according to the principle of priority is proposed.

Key words：monitoring standards; radiation environment; formulation and revision

（责任编辑：梁　晔）

戴瑜 . 关于 DSA 机房环境影响评价的思考[J]. 核安全，2024，23(4)：19-25.
Dai Yu. Consideration on Environmental Impact Assessment of DSA Room [J]. Nuclear Safety，2024，23(4)：19-25.

关于DSA机房环境影响评价的思考

戴　瑜

（江苏辐环环境科技有限公司，南京　210019）

摘要：数字减影血管造影机（DSA）是核技术利用项目中最常见的医用Ⅱ类射线装置。核技术利用环境影响评价报告的编制、评审和复核均遵循《辐射环境保护管理导则 核技术利用建设项目 环境影响评价文件的内容和格式》（HJ 10.1—2016）格式及要求，需采用理论计算的方式核算 DSA 机房的屏蔽防护是否满足《放射诊断放射防护要求》（GBZ 130—2020）辐射限值。本文从 DSA 设备结构特点和作为医疗器械的准入条件方面入手，给出满足 GBZ 130—2020 最低屏蔽铅当量、最不利机房尺寸及最不利工况下 DSA 机房的屏蔽计算及参数选取，并通过计算结果验证了 GBZ 130—2020 对 DSA 机房的最小铅当量要求。建议 DSA 机房的环境影响预测方法，可采取与 GBZ 130—2020 标准对比，而不必拘泥于 HJ 10.1—2016 要求的理论计算，有利于减轻环评编制人员、评审人员和审批人员的工作负担。

关键词：DSA（数字减影血管造影机）；核技术利用项目环境影响评价；《辐射环境保护管理导则 核技术利用建设项目 环境影响评价文件的内容和格式》（HJ 10.1—2016）；《放射诊断放射防护要求》（GBZ 130—2020）；标准对比法

中图分类号：X828　**文章标志码：**C　**文章编号：**1672-5360（2024）04-0019-07

DSA 是医用“数字减影血管造影机”的简称，根据《射线装置分类》（环境保护部公告 2017 年第 66 号），属Ⅱ类射线装置。《建设项目环境影响评价分类管理名录》（2021 年版）中，要求使用 DSA 的核技术利用建设项目审批，需要编制环境影响评价报告表，环境影响评价报告表经生态环境部门批准后方可建设项目及申请辐射安全许可证。

DSA 作为典型的放射诊断设备，其使用机房的屏蔽，是生态环境部门和卫生健康部门关注的重点。

在卫生标准中，对于 DSA 机房的屏蔽要求比较简单，《放射诊断放射防护要求》（GBZ 130—2020）[1]对 DSA 机房，即“C 形臂 X 射线设备机房”，仅要求有用线束方向铅当量和非有用线束方向铅当量，均达到 2 mmPb 即可。从这个屏蔽要求可以看出，GBZ 130—2020 对 DSA 的出束，未区分有用线束和非有用线束。

核技术环境影响评价报告表要严格遵循《辐射环境保护管理导则 核技术利用建设项目 环境影响评价文件的内容和格式》（HJ 10.1—2016）[2]要求编制，其中“运行阶段对环境的影响”章节编制要求，须以计算的方式给出项目周围关注点辐射水平的估算。

关于 DSA 机房的屏蔽计算，目前各地环评报告计算方式、计算模型、参数选取较为杂乱，

收稿日期：2023-08-25　**修回日期：**2023-09-01
作者简介：戴瑜（1982—），女，硕士，高级工程师，江苏省辐射防护协会专家库成员，现主要从事辐射环评、辐射检测及辐射环评评审工作

本文将从 DSA 设备结构特点和作为医疗器械的准入条件方面，给出其屏蔽计算过程，为辐射环评同行及审批部门提供参考和依据。

1 DSA 与辐射相关的基础内容

1.1 DSA 的结构特点

X 射线球管及平板探测器分别在 DSA 机 C 形臂的两端，球管出束口恒定朝向平板探测器。这是 DSA 与其他放射诊断设备，如 DR（直接成像数字化 X 射线摄影系统）、CR（间接成像计算机 X 射线摄影系统）、牙片机等 X 射线球管与平板探测器非同步运动的设备最大的不同：X 射线的有用线束，是一定会投射在平板探测器上的。

一个典型的平板探测器结构如图 1 所示。

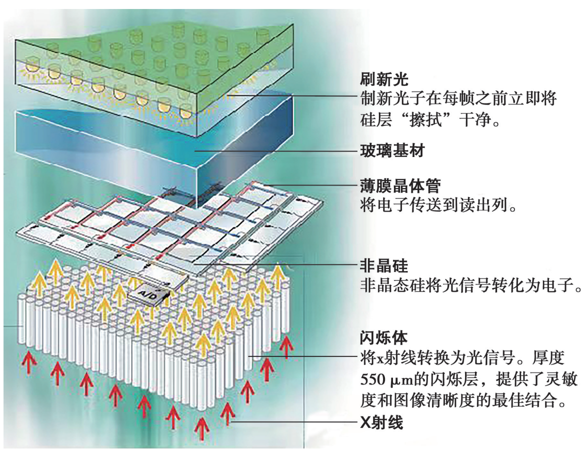

图 1 典型平板探测器结构示意图

Fig.1 Schematic diagram of a typical flat panel detector structure

平板探测器由闪烁体层、光电二极管 / 非晶硅阵列层、信号读出电路和石英玻璃衬体等部分组成。X 射线球管发射的 X 射线光子穿过人体被检测部位，未被吸收的 X 射线光子撞击闪烁体层，闪烁体材料将其转化成可见光光子；接着可见光光子撞击光电二极管阵列，转化成电子；电子激活非晶硅层像素；激活的像素产生电子数据，被计算机转化成高质量的被检测物体的图像并在显示器上显示。

在对 X 射线探测时，均要求闪烁体具有对光子的高阻断能力，使所有入射到发光材料上的 X 射线尽可能多地被吸收；若 X 射线穿过闪烁体而没被吸收，就不会产生激发，从而影响成像效果。具有高密度的闪烁晶体将在较短距离内阻止住 X 射线，从而更多地吸收 X 射线。目前平板探测器均采用高密度的闪烁晶体[3]（典型的如 CsI 晶体，密度在 4.5 g/cm³ 以上）。闪烁体越致密，阻挡光子的效率就越高；闪烁体越亮，就越容易确定光子在闪烁体中的哪个位置被阻止；闪烁体越快速，意味着闪烁体以短脉冲（≤100 ns）产生可见光，从而实现更快的数据采集速率，降低位置的统计不确定性。

还有部分品牌的平板探测器为防止信号读出电路的辐射损坏，将信号读出电路用一个薄层铅保护起来。

在上述闪烁体 / 薄层铅的共同吸收及屏蔽作用下，球管有用线束基本被阻止在平板探测器内，无法穿透平板探测器。

在 X 射线球管出束口的限束系统（如限束器、光阑等）的作用下，球管主射线不会超出平板探测器上照射野的范围，因此，无论 DSA 的 C 形臂如何转动，球管主射线都将被平板探测器完全捕集。故 DSA 机房的屏蔽，仅需考虑对球管漏射线及受照人体的散射线进行屏蔽。

平板探测器对 DSA 球管主射线的吸收，使得 DSA 机房的屏蔽估算无须再考虑主射线，这与 NCRP147 号报告[4]“4.1.6 Primary Barriers”中的建议是一致的：由于一般透视、心脏及血管造影中的影像增强器，乳房 X 光检查中的乳房支撑托盘，可作为主射线屏蔽（FDA，2003c），这些房间通常不需要再建造主屏蔽墙。

这与《辐射防护手册（第三分册）》[5]“3.3.3.2 医院放射科的建筑结构与辐射防护”一节中的要求也是一致的：“表 3.16、3.17 分别给出了屏蔽初级 X 线和次级 X 线所需的防护墙厚度。由于透视 X 线机的初级 X 线完全被荧光屏或影像增强器所捕集，所以只要对次级 X 线进行屏蔽。对于摄影用 X 线机房，则要考虑初级 X 线可能照射墙壁和地板，除非在胶片盒后面设置初级 X 线捕集器，否则摄影 X 线机房的屏蔽墙

厚度应按屏蔽初级射线的要求设计。”

传统影像增强器与平板探测器区别主要是成像系统。平板探测器的闪烁体层(碘化铯 CsI)(500~600 μm)要比影像增强器捕捉光子的荧光体层(碘化铯 CsI)(150~300 μm)的厚度更厚,理论上平板探测器对光子吸收效率更高。

1.2　DSA 的出束特点

DSA 手术中有摄影和透视两种操作模式[6]。

摄影的拍片曝光时间很短,为毫秒级,形成的图像便于诊断和资料存储,但是无法从不同角度观察。摄影曝光,是球管瞬间高功率大电流出射线,不具有可持续性,其产生射线的时间甚至达不到某些辐射检测仪器的响应时间。摄影拍片时 DSA 球管电流较大,多达数百毫安。

透视分为两种:连续透视和脉冲透视。连续透视是传统成像模式,脚闸接通情况下,球管 X 光一直处于发射状态,也被称为标准透视,可实时观察导管在患者介入腔体内的穿插情况,是介入手术中辐射量最高的操作模式,也是医护人员及患者主要的辐射剂量来源。由于球管要长时间运行,为避免热量过大导致球管损坏,连续透视时球管功率及电流均较小。脉冲透视是利用 X 射线管栅控技术,采用脉冲方式控制 X 射线的产生,利用视觉暂留效果读取连续脉冲影像,从而达到在减少 X 射线剂量的同时不影响透视效果。脉冲透视的特点是超短时间[2~6 ms/ 脉冲,至多 30 帧(脉冲)/s,因此 1 s 内 X 射线累积出束时间至多 180 ms]、低电压大电流连续脉冲式动态采集,同时还能自动根据成像区衰减状态调整 kV/mA 等参数,使 X 射线球管保持最佳负荷状态,在安全辐射剂量范围内获取最佳图像质量。实测表明,脉冲透视相比于连续透视,患者和手术人员均能够降低至少一半的辐射剂量。

上述 DSA 的操作过程中,球管的管电压及管电流,均受限于球管的功率,以主流厂家 DSA 设备为例。

目前各个厂家 DSA 给出的连续阳极输入功率[7](可连续施加于阳极规定的最高阳极输入功率),主流集中在 3000~4500 W,最大值为 4500 W,由于功率 = 管电压 × 管电流,因此这个参数是 X 射线管在可持续透视工况下的最大性能指标的体现。

而在摄影模式下,球管单次瞬间能够在以球管负载最大功率下运行。目前各个厂家 DSA 给出的标称阳极输入功率[7](在特定的加载时间和规定的条件下,对单次 X 射线管负载所能施加的最高恒定阳极输入功率),集中在 90~110 kW,这个参数是 X 射线管在摄影拍片曝光工况下的最大性能指标的体现。

理论上 DSA 在摄影拍片模式下,以球管运行最大功率 110 kW 计,对应的理论最大管电压管电流值可达到 100 kV/1100 mA;在透视模式下,以球管运行最大功率 4500 W 计,对应的理论最大管电压管电流值可达到 100 kV/45 mA。

实际上 DSA 在运行时一般达不到满功率对应的理论最大管电压管电流,否则会导致球管过热烧毁,表 1 是多家 DSA 厂家提供的开机运行时球管的参数范围汇总。

表 1　主流 DSA 开机运行时球管参数汇总

Table 1　Summary of tube parameters of mainstream DSA during operation

操作模式	管电压 /kV	管电流 /mA
拍片模式	60~100	100~500
透视模式	60~100	5~20

1.3　从医疗器械角度了解 DSA 辐射限值

医用血管造影 X 射线机(DSA)作为医疗器械,受药监部门管理。作为三类医疗器械,DSA 需通过医疗器械注册检验方能正式投入市场。根据国家药品监督管理局《医用 X 射线诊断设备(第三类)注册技术审查指导原则(2016 年修订版)》[8]的注册检验要求,医用血管造影 X 射线机应当符合《医用血管造影 X 射线机专用技术条件》(YY/T 0740—2022)[9]。YY/T 0740—2022 的“透视入射空气比释动能率”检测条款,是为实现辐射防护最优化原则、减少患者体表接受的剂量率而提出的 DSA 辐射限值。

“透视入射空气比释动能率”检测条款，要求在 DSA 设置 SID（焦点到影像接收器的距离）至最小，将剂量仪的探测器放置在沿 X 射线中心线在距影像接收器表面的 30 cm 处，用足够厚的铅板遮住影像接收器，自动透视至剂量最大稳定值或手动调整管电压和管电流至最大值进行透视，所记录的测量值。如图 2 所示，DSA“透视入射空气比释动能率”不大于 88 mGy/min，方可被认为是满足该条款的合格的医疗器械。

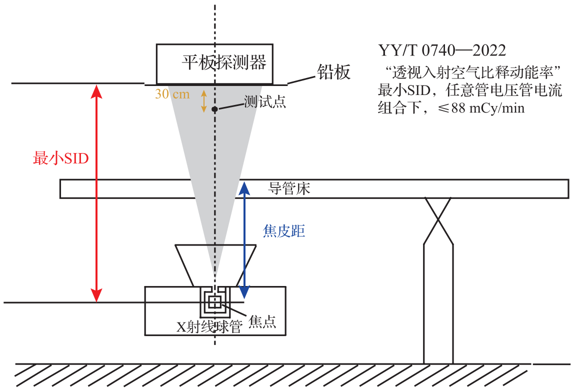

图 2 “透视入射空气比释动能率”检测条款示意图

Fig.2 “Adioscopy incident air kerma rate” schematic representation of the detection conditions

目前主流 DSA 的 SID 范围在 88~120 cm。这里按最小 SID 88 cm 估算，所以测试点离焦点距离为 88–30= 58 cm。根据射线衰减的距离平方反比定律，推导至焦点 1 m 处空气比释动能率 =88 mGy/min × 0.58^2 = 29.6 mGy/min = 1.776 × 10^6 μGy/h。

2 DSA 机房的屏蔽防护计算

根据上述 DSA 与辐射相关的基础内容，再开展 DSA 机房的屏蔽防护计算。整个 DSA 机房的屏蔽，仅需考虑对球管漏射线及手术时人体散射线的屏蔽。

2.1 泄漏辐射

医用血管造影 X 射线机注册检验使用的医疗器械标准之一《医用电气设备第 1–3 部分：基本安全和基本性能的通用要求 并列标准：诊断 X 射线设备的辐射防护》（GB 9706.103—2020）[10]“12.4 加载状态下的泄漏辐射”中，明确了下列要求：“X 射线管组件和 X 射线源组件在加载状态下的泄漏辐射，当其在相当于基准加载条件下以标称 X 射线管电压运行时，距焦点 1 m 处，1 h 内在任一 100 cm 区域（主要线性尺寸不大于 20 cm）的空气比释动能不应超过 1.0 mGy。专用标准可对不同 X 射线设备的泄漏辐射规定不同的限值。”根据“加载状态下的泄漏辐射”试验程序，可认为 DSA 离焦点 1 m 处的泄漏辐射空气比释动能率不得超过 1.0 mGy/h。

这里理论估算，取 DSA 离焦点 1 m 处的泄漏辐射空气比释动能率为允许的最大值 1.0 mGy/h。

对于漏射线，按《辐射防护手册（第一分册）》[11]要求，以点源辐射进行屏蔽计算，这里用公式（1）的点源屏蔽公式计算。

$$\dot{H} = \frac{\dot{H}_L \cdot B}{R^2} \tag{1}$$

式中：

$\dot{H}$——关注点处剂量率，μSv/h；

$\dot{H}_L$——距靶点 1 m 处 X 射线球管的泄漏辐射剂量率最大值，取值 1 mGy/h，即 1×10^3 μGy/h；

B——屏蔽透射因子，这里以 DSA 球管漏射线 100 kV（主束）、机房最小铅当量 2 mm 保守估算，参考 GBZ 130—2020 附录 C 援引的 NCRP 147 号报告，100 kV（主束）下铅的拟合参数 α（2.500）、β（15.28）、γ（0.7557），计算得到屏蔽透射因子 B 为 5.16×10^{-4}；

R——辐射源点（靶点）至关注点的距离。根据 GBZ 130—2020，对于 DSA 机房，最小单边长度要求为 3.5 m。导管床摆放在室内中间位置，而 C 形臂可旋转，这里按球管水平旋转至机房墙体最小距离保守取 1.15 m［3.5/2–1.2（最大 SID）/2］，按墙体结构厚度 20 cm 估算，则墙外 30 cm 处关注点至球管最小距离为 1.65 m；而 DSA 机房楼上和楼下关注点与球管的距离要大于该墙外关注点；综上考虑，辐射源点（靶点）至关注点的距离最小值为 1.65 m。

代入计算得，漏射线造成的机房屏蔽体外关注点最高辐射水平为 0.19 μSv/h。

2.2　散射辐射

对于散射线，按《辐射防护手册（第一分册）》给出的 X 射线机散射线在关注点的周比释动能计算公式（公式 10.10）进行推导，得到散射线在关注点处的比释动能率的计算公式（2）（推导中，将原公式中的使用因子、居留因子均取为 1）：

$$H_s = \frac{H_0 \cdot I \cdot a \cdot (s/400) \cdot B_s}{d_0^2 \cdot d_s^2} \qquad (2)$$

式中：

H_s——关注点处剂量率，μSv/h；

H_0——X 射线机发射率常数（当管电流为 1 mA 时，距离阳极靶 1 m 处由主束产生的比释动能率），$\mu Gy \cdot m^2 \cdot mA^{-1} \cdot h^{-1}$；具体数值可根据 X 射线机管电压、过滤片等条件从《辐射防护手册（第一分册）》中图 4.4c 查取。一般 DSA 球管除 Al 固有滤外，还设置有数档可供选择的铜过滤片，以适应被透视的受检部位不同的密度及厚度。若 DSA 型号已确定，可以从设备厂商处获得球管自带的总滤过片信息，在型号未定的情况下，保守可以按医用血管造影 X 射线机注册检验使用的医疗器械标准之一《医用电气设备第 1–3 部分：基本安全和基本性能的通用要求 并列标准：诊断 X 射线设备的辐射防护》（GB 9706.103—2020）中“7.1 X 射线设备的半价层和总滤过”给出的作用于患者的 X 射线束中材料的总滤过最小值 2.5 mmAl 取值，则球管在常用最大管电压 100 kV 的条件下查得 H_0 为 $0.9\ R \cdot mA^{-1} \cdot min^{-1}$，即 $0.9 \times 8.76\ mGy \cdot m^2 \cdot mA^{-1} \cdot min^{-1}$= $473040\ \mu Gy \cdot m^2 \cdot mA^{-1} \cdot h^{-1}$；

I——管电流，mA；根据表 1 可知，DSA 球管在常用最大管电压 100 kV 下，透视模式最大管电流不会超过 20 mA，摄影模式最大管电流不会超过 500 mA；

$H_0 \cdot I$——实际上，$H_0 \times I$ 的值可通过 DSA 实测的“透视入射空气比释动能率”推导得到。当 DSA 型号确定时，可通过厂家索取本型号 DSA 的注册检验报告，能够获取“透视入射空气比释动能率”实测值，但均小于 88 mGy/min。当 DSA 型号未定时，作为合格出厂的 DSA，必须满足“透视入射空气比释动能率”不大于 88 mGy/min，即至焦点 1 m 处空气比释动能率 $H_0 \times I = 1.776 \times 10^6\ \mu Gy/h$。这里以 $1.776 \times 10^6\ \mu Gy/h$ 作为 $H_0 \times I$ 的最大值。可以看到，通过查图法获取的透视 $H_0 \times I = 473040\ \mu Gy \cdot m^2 \cdot mA^{-1} \cdot h^{-1} \times 20\ mA = 9.46 \times 10^6\ \mu Gy/h$，而摄影 $H_0 \times I = 473040\ \mu Gy \cdot m^2 \cdot mA^{-1} \cdot h^{-1} \times 500\ mA = 2.37 \times 10^8\ \mu Gy/h$，均远大于“透视入射空气比释动能率”推导值。查图法过于保守，应以“透视入射空气比释动能率”推导值计算；

a——被照射躯体对 X 射线的散射照射量与入射照射量之比值，查《辐射防护基础》表 5–12 和图 5–19，对于本项目 DSA 正常工作使用电压最大为 100 kV 时 90° 的 a 保守取值为 0.0013；

S——主束在被照射躯体上的散射面积，cm^2；《医用 X 射线诊断设备质量控制检测规范》（WS 76—2020）给出的平板探测器最大照射野尺寸为 400 mm × 400 mm，则本项目被照射躯体上散射面积最大取值不会超过照射野的 $40\ cm \times 40\ cm = 1600\ cm^2$；

d_0——源至受照点的距离，即焦皮距，m；医用血管造影 X 射线机注册检验使用的医疗器械标准之一《医用电气设备第 254 部分 X 射线摄影和透视设备的基本安全和基本性能专用要求》（GB 9706.254—2020）[12]规定：用于透视的固定式 X 射线设备，在透视辐照期间，焦皮距应不小于 30 cm；用于摄影的 X 射线设备，应提供当焦皮距小于 20 cm 时防止摄影辐照的措施。因此，计算时 DSA 焦皮距透视按保守最小值 30 cm 取值，拍片按保守最小值 20 cm 取值；

d_s——受照点至关注点的距离，m；考虑 DSA 机房最小单边长度为 3.5 m，这里躺在导管床上接受照射的人体，其受照点至机房墙体最小距离保守取 1.75 m，按墙体结构厚度 20 cm 估算，则墙外 30 cm 处关注点至受照散射点最小距离为 2.25 m；

B_s——散射线的透射比。根据《辐射防护手册（第一分册）》[11]康普顿散射线能量公式 $\frac{E}{E_0} = \frac{1}{1 + \frac{E_0}{0.511}(1 - \cos\theta)} = \frac{1}{1 + \frac{0.1}{0.511}(1 - 0)} = 0.84$，

因此，散射后的 X 射线能量就可按 100×0.84=84 kV 的管电压 X 射线来计算。这里用 GBZ 130—2020 中表 C.2 来源的 NCRP 147 号报告给出的拟合参数铅在 85 kV 下 α:3.504，β:20.37，γ:0.7550，近似计算 2 mm 铅对 84 kV 管电压的散射线的透射比，为 7.16×10^{-5}。

代入计算得，散射线造成的机房屏蔽体外关注点最高辐射水平，对于透视为 1.45 μSv/h，对于摄影拍片为 3.27 μSv/h。

2.3 漏射线和散射线叠加理论计算结果

从上述泄漏辐射和散射辐射理论估算预测结果可以看出，当 DSA 机房屏蔽达到 2 mm 铅当量时：

透视状态下即使在常用最大运行工况（100 kV/20 mA）时，由于漏射线和散射线叠加造成 DSA 机房外关注点辐射水平也仅为 0.19 μSv/h +1.45 μSv/h =1.64 μSv/h，小于 GBZ 130—2020 要求的“具有透视功能的 X 射线设备在透视条件下检测时，周围剂量当量率应不大于 2.5 μSv/h”辐射剂量率水平。

摄影拍片状态下即使在常用最大运行工况（100 kV/500 mA）时，由于漏射线和散射线叠加造成 DSA 机房外关注点辐射水平也仅为 0.19 μSv/h+3.27 μSv/h=3.46 μSv/h，也小于 GBZ 130—2020 要求的“具有短时、高剂量率曝光的摄影程序（如 DR、CR、屏片摄影）机房外的周围剂量当量率应不大于 25 μSv/h”辐射剂量率水平。

3 结论

从上述理论计算可知，对于出厂合格的 DSA 设备，当其安装于能够满足 GBZ 130—2020 最小单边长度、面积要求的 DSA 机房，在 2 mm 铅当量屏蔽设计下，即使是最不利工况，也一定可以满足 GBZ 130—2020 要求的透视及拍片状态下墙外辐射剂量率的限值要求。

因此，对于 DSA 机房的环境影响预测，完全可以采用与 GBZ 130—2020 标准对比法进行评价，而不必拘泥于《辐射环境保护管理导则 核技术利用建设项目 环境影响评价文件的内容和格式》（HJ 10.1—2016）的理论计算。这种计算是重复且没有意义的，反而会造成环评编制人员、评审人员、审批人员不必要的工作量。

作为辐射环评从业人员，期待能够对 HJ 10.1—2016 与时俱进地进行调整，将标准对比法也列为与理论估算具有等同效力的环境影响预测方法。

致谢：感谢通用电气医疗的彭家驹工程师启发了本文部分思路，并提供了无私的帮助。

参考文献

［1］中华人民共和国国家卫生健康委员会 .GBZ 130—2020 放射诊断放射防护要求［S］. 北京：中国标准出版社，2020.

［2］环境保护部 . HJ 10.1—2016 辐射环境保护管理导则 核技术利用建设项目 环境影响评价文件的内容和格式［S］. 北京：中国环境科学出版社，2016.

［3］桂朝伟，唐晓薇，翟俊鹏，等 . 碘化铯非晶硅平板探测器的原理及应用［J］. 中国医学装备，2009，6（9）：10–13.

［4］National Council on Radiation Protection and Measurement. Structural Shielding Design for Medical X–Ray Imaging Facilities，NCRP REPORT No. 147［R］. Bethesda，2004.

［5］李德平，潘自强 . 辐射防护手册（第三分册）［M］. 北京：原子能出版社，1987.

［6］付海鸿，余建明，李真林 . 医用影像设备（CT/MR/DSA）成像原理与临床应用（第二版）［M］. 北京：人民卫生出版社，2022.

［7］国家食品药品监督管理总局 .YY/T 0064—2016 医用诊断 X 射线管组件电气及负载特性［S］. 北京：中国标准出版社，2016.

［8］国家食品药品监督管理总局 . 医用 X 射线诊断设备（第三类）注册技术审查指导原则（2016 年修订版）［S］. 北京：中国标准出版社，2016.

［9］国家药品监督管理局 .YY/T0740—2022 医用血管造影 X 射线机专用技术条件［S］. 北京：中国标准出版社，2022.

［10］国家市场监督管理总局，国家标准化管理委员会 . GB 9706.103—2020 医用电气设备第 1–3 部分：基本安全和基本性能的通用要求 并列标准：诊断 X 射线设备的辐射防护［S］. 北京：中国标准出版社，2020.

［11］李德平，潘自强 . 辐射防护手册（第一分册）［M］. 北京：原子能出版社，1987.

［12］国家市场监督管理总局，国家标准化管理委员会 . GB 9706.254—2020 医用电气设备第 254 部分 X 射线摄影和透视设备的基本安全和基本性能专用要求［S］. 北京：中国标准出版社，2020.

Consideration on Environmental Impact Assessment of DSA Room

Dai Yu

(Jiangsu Fuhuan Environmental Technology Co., Ltd., Nanjing, 210019, China)

Abstract: DSA (Digital subtraction angiography) is the most common medical facility as a Class II radiation device of environmental impact evaluation report form for nuclear technology application facilities. At present, the composing, reviewing and checking of the EIA report on the nuclear technology are in accordance with the format and requirements of the "Radiation environmental protection management guidelines Content and format of environmental impacts evaluation document for nuclear technology application facilities" (HJ 10.1–2016), and theoretical calculation is required to check whether the shielding protection of the DSA room meets the radiation limits specified in the "Requirements for radiological protection in diagnostic radiology" (GBZ130–2020). In this paper, based on the structural characteristics of DSA equipment and access conditions as medical devices, the shielding calculation and parameter selection of DSA equipment room meeting the minimum shielding lead equivalent of GBZ130–2020, the most unfavorable room size and the most unfavorable working conditions are given, and the minimum lead equivalent requirements of GBZ130–2020 for DSA room are verified through the calculation results. It is suggested that the nuclear technology environmental impact assessment method of DSA room can be evaluated by comparing with GBZ130–2020 standard, rather than adhering to the theoretical calculation required by HJ10.1–2016, which is conducive to reducing the work burden of EIA composing personnel, reviewers and approving personnel.

Key words: DSA (digital subtraction angiography machine); environmental impact evaluation of nuclear technology utilization projects; "radiation environmental protection management guidelines content and format of environmental impacts evaluation document for nuclear technology application facilities" (HJ 10.1–2016); "requirements for radiological protection in diagnostic radiology" (GBZ130–2020); standard contrast method

(责任编辑：徐晓娟)

赵木，赵璇，安田鑫．水泥窑协同处置绿柱石废渣放射性限值研究[J]．核安全，2024，23(4)：26–30.
Zhao Mu，Zhao Xuan，An Tianxin. Research on the Limit of Radioactivity of Beryl Waste Residue Co–disposed by Cement Kiln [J]. Nuclear Safety，2024，23(4)：26–30.

水泥窑协同处置绿柱石废渣放射性限值研究

赵　木[1,2,3]，赵　璇[2]，安田鑫[1]

（1. 中核环保工程设计研究有限公司，北京　100083；2. 清华大学核能与新能源技术研究院，北京　100084；3. 中国核工业二四建设有限公司，燕郊　101601）

摘要：本文研究了水泥窑协同处置绿柱石废渣的放射性管理限值，以实现绿柱石废渣治理过程中有效、快速分拣分类。本文通过取样监测明确可在水泥窑协同处理区域及绿柱石废渣取样分析基础上，拟合放射性核素的活度浓度和废物包表面 γ 剂量率之间的相互关系，计算出不大于 500 nSv/h 样品为可用于水泥窑协同处置的豁免水平废物。本文进行两次取样分析，验证 500 nSv/h 作为工程实际中无须检测便可直接认定为活度浓度不超过 1 Bq/g 的豁免废物放射性限值，具有重要的工程实践意义。

关键词：水泥窑协同处置；绿柱石废渣；放射性；限值

中图分类号：TL949　文章标志码：A　文章编号：1672–5360(2024)04–0026–05

某伴生放射性固体废物洞库位于一个天然的石灰岩溶洞内，从 20 世纪 70 年代开始，存储了约 2.6 万吨废渣，主要有独居石废渣、镭钡渣、绿柱石、污染土和建筑垃圾等，放射性总活度约为 9.25×10^{12} Bq。其中，绿柱石废渣有盐白色、黄褐色、黑紫色、灰白色等几种颜色的，密度均值为 1.30 t/m^3，平均含水率为 30%~40%，铍含量为 0.1%~0.3%，具有一定的毒性。在绿柱石废渣处置过程中，豁免废物被优先交由当地具有危险废物经营许可资质的水泥厂进行水泥窑协同处置；不满足豁免要求的绿柱石废渣被运输至伴生矿尾渣填埋场进行处置。本文着重研究绿柱石废渣放射性限值，以实现在工程中对水泥窑进行协同处置及对绿柱石废渣快速分拣分类，对后续类似工程具有示范作用[1,2]。

1　某伴生放射性固体废物洞库内绿柱石废渣现状

某伴生放射性固体废物洞库内绿柱石废渣堆存位置与历史记录情况一致，以塑料袋装为主，还有部分散装，两种包装形式的废物混乱堆放。塑料包装因存放时间太久已严重老化破损。堆置高度为 4~5.5 m，面积约为 923 m^2，废渣有盐白色、黄褐色、黑紫色、灰白色 4 种颜色（如图 1 所示）。因洞内渗水明显，绿柱石废渣含水率较高，其顶部呈湿土状，底部废渣成泥膏状，核素随水分向下迁移使废渣放射性水平升高。

2　绿柱石废渣分类处理分析

当绿柱石废渣活度浓度≤1 Bq/g 时[3]，处

收稿日期：2023–05–11　**修回日期：**2023–05–15
基金项目：国家重点研发计划放射性污染金属材料协同去污解控技术及装备研究和工程示范（2019YFC1907704）
作者简介：赵木（1981—），男，正高级工程师，清华大学创新领军工程博士，现主要从事核设施退役治理与核电工程相关工作

图 1　绿柱石废渣堆存现状
Fig.1　The status of beryl waste residue

置人员将废渣送到水泥厂进行水泥窑协同处置实现废物资源化利用；当活度浓度>1 Bq/g 时，将其运输到伴生矿尾渣填埋场进行处置。

源项调查时，在绿柱石废渣主要堆放的 A、B 区域布点监测（如图 2 所示），在每个监测点表面取 500 g 样品进行分析，分析结果见表 1。洞内 A 区绿柱石（盐白色）^{232}Th 的活度浓度大于 1 Bq/g，不满足送水泥厂的要求，所以将其运输至伴生矿尾渣填埋场，按照低放废物进行填埋处置；B 区接近 U 槽和建筑垃圾的区域，绿柱石样品 4 的 ^{226}Ra 的活度浓度在 1 Bq/g 左右波动，可能是因为在废渣堆放过程中存在一定的交叉堆积的情况，所以需要在现场回取过程中做好分拣工作，对满足豁免要求的进行水泥窑协同

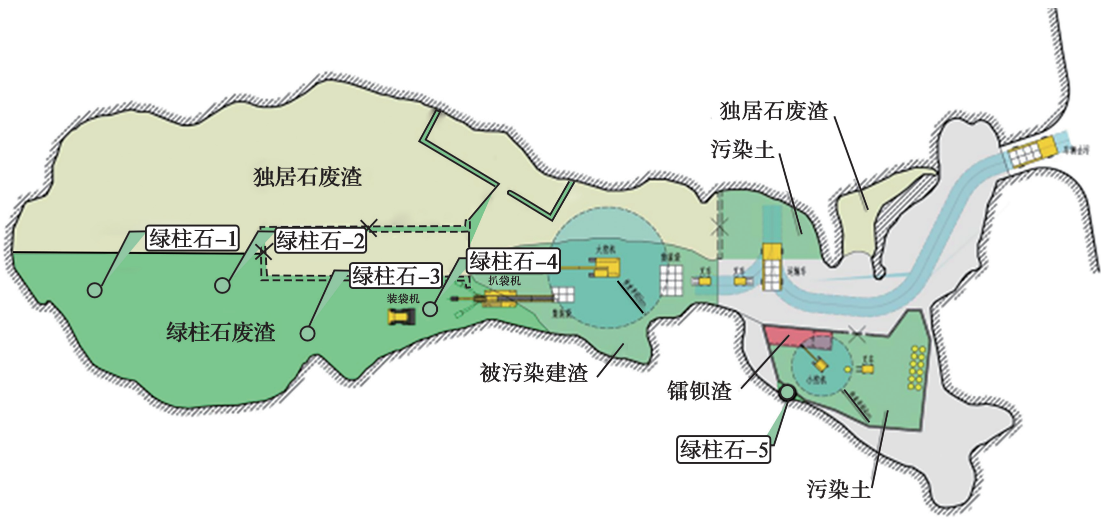

图 2　绿柱石废渣处理取样布点
Fig.2　Sampling layout of Beryl waste residue treatment

表 1　绿柱石废渣监测结果
Table 1　Monitoring results of Beryl waste residue

样品名称	放射性核素含量 /(Bq/g)				剂量率 /(nSv/h)
	^{238}U	^{232}Th	^{226}Ra	^{40}K	
绿柱石 1	<0.10	0.06 ± 0.02	0.31 ± 0.01	0.42 ± 0.13	90
绿柱石 2	<0.12	0.09 ± 0.03	0.05 ± 0.01	0.32 ± 0.10	80
绿柱石 3	<0.41	0.21 ± 0.06	0.68 ± 0.23	0.53 ± 0.11	180
绿柱石 4	<0.38	0.24 ± 0.07	1.09 ± 0.24	0.34 ± 0.17	690
绿柱石 5	<0.10	7.84 ± 0.67	0.57 ± 0.08	0.38 ± 0.08	1000
免管浓度	1	1	1	不予管理	

处理，对不满足要求的进行填埋处置；其他区域 ^{238}U、^{226}Ra、^{232}Th 活度浓度均小于 1 Bq/g，满足水泥窑协同处理指标要求。

3 绿柱石废渣处理 γ 表面剂量率标准研究

绿柱石废渣治理过程中能否保证废物快速分拣分类是制约工程进度的关键因素之一，因此，需要有效、快速、安全地分辨出绿柱石废渣是否为豁免废物而明确废物去向。本文研究绿柱石废渣中放射性核素的活度浓度与 γ 剂量率之间的相互关系，使限值以内的绿柱石废渣无须检测，直接将其认定为活度浓度不超 1 Bq/g 的豁免废物，从而更好地指导绿柱石废渣的分类工作。

在废渣取样时主要根据堆放位置及废渣颜色进行分类，在 B 区绿柱石堆积区域按网格平均布设 5 个点，在点位附近按黑紫色、黄褐色、灰白色 3 种颜色进行分别取样(如图 3 所示)。每种颜色合计取 5 个样品后混合并转移至低本底区域，对样品进行放射性核素活度浓度和 γ 剂量率检测，检测结果详见表 2。

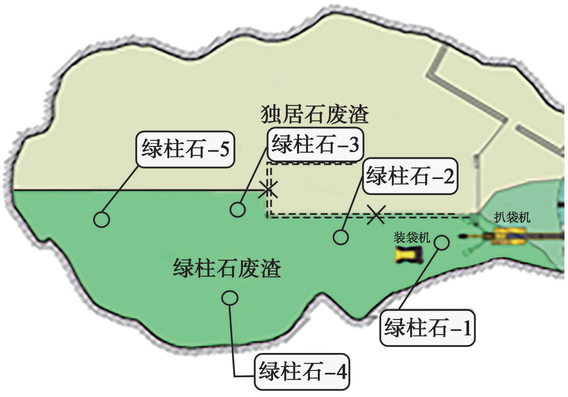

图 3 水泥窑协同处置绿柱石废渣取样布点
Fig.3 Sampling layout of Beryl waste residue co-disposed by cement kiln

对表 2 中绿柱石废渣样品中最高核素 ^{238}U 的活度浓度与对应样品 γ 表面剂量率之间相关关系进行拟合，确定出一定测量条件下的 γ 剂量率筛选水平(如图 4 所示)。^{238}U 的活度浓度和对应样品 γ 表面剂量率成指数模型关系：

表 2 水泥窑协同处置绿柱石废渣监测结果
Table 2 Monitoring results of coordinated disposal of Beryl waste residue in cement kiln

样品点位	样品颜色	放射性核素含量 /(Bq/g)				剂量率 /(nSv/h)
		^{238}U	^{232}Th	^{226}Ra	^{40}K	
绿柱石 1	黑紫色	0.60	≤0.02	≤0.03	≤0.24	280
	黄褐色	0.148	0.013	0.059	0.03	108
	灰白色	0.248	0.082	0.071	0.38	142
绿柱石 2	黑紫色	0.23	≤0.02	0.044	0.572	131
	灰白色	0.228	0.084	0.032	≤0.25	130
	黄褐色	0.608	0.06	0.197	0.05	275
绿柱石 3	黄褐色	0.32	0.059	0.115	0.10	178
	黑紫色	0.423	≤0.02	0.016	≤0.24	220
	灰白色	0.771	≤0.02	0.047	≤0.25	356
绿柱石 4	灰白色	≤0.05	≤0.02	0.056	0.61	100
	黄褐色	0.696	0.02	0.046	0.219	314
	黑紫色	0.661	≤0.02	≤0.02	≤0.24	297
绿柱石 5	黑紫色	0.341	≤0.02	0.037	≤0.24	185
	灰白色	0.969	≤0.02	≤0.02	≤0.25	493
	黄褐色	0.862	≤0.02	0.033	≤0.24	391

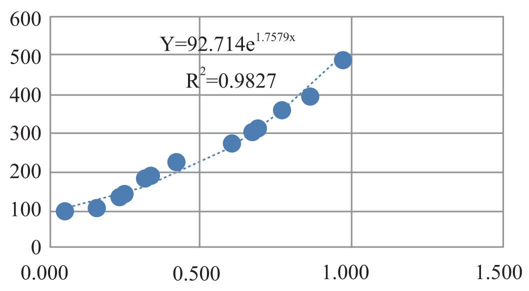

图 4　绿柱石废渣 γ 表面剂量率与核素活度浓度拟合结果

Fig.4　Fitting results of γ surface dose rate and nuclide activity concentration of Beryl waste residue

$$y = 92.714e^{1.7579x} \tag{1}$$

式中：y——γ 表面剂量率；

X——^{238}U 的活度浓度；

拟合的相关系数——0.9827。

将豁免水平放射性废物活度浓度限值 1 Bq/g 代入式中计算，对应的废物表面剂量率为 537 nSv/h。考虑安全余量的因素，将绿柱石废渣集装袋表面 γ 剂量率水平控制在 500 nSv/h 以下，即当废物包表面 γ 剂量率不大于 500 nSv/h 时，则可认为废物为豁免水平，可用于水泥窑协同处置。

4　γ 表面剂量率标准验证研究

为验证集装袋包装绿柱石废渣在 500 nSv/h 剂量率水平是否免检测便可判定为满足豁免要求的废物，对表面剂量率 400~500 nSv/h、500~800 nSv/h、800 nSv/h 以上三个梯度废物包进行取样检测。分别按照剂量率梯度要求，在每个梯度上随机选取 5 个废物包，对每个废物包按照不同深度取样后合成 1 个代表样品，对共计 8 个样品进行分析，验证 1 Bq/g 所对应的表面剂量率水平。根据表 3 检测分析结果可知，800 nSv/h 以下样品基本满足要求。

因绿柱石废渣均匀性较差，考虑安全余量的因素，将绿柱石废渣集装袋表面 γ 剂量率水平控制在 600 nSv/h 以下再进行取样分析，进一步确定 600 nSv/h 以下绿柱石废渣是否满足豁免标准。选取洞内 5 个绿柱石废渣样品进行分析，将表面剂量率为 500~600 nSv/h 集装袋样品均匀混合。依据取样检测结果（见表 4），5 个 545 nSv/h 绿柱石废渣样品均满足豁免要求。由于在工程作业中可能掺杂高于豁免值的废渣，因此我们需要将绿柱石废渣集装袋表面 γ 剂量率水平控制在 500 nSv/h 以下，以确保满足豁免要求。

表 3　三个剂量率梯度绿柱石废渣监测结果

Table 3　Monitoring results of three dose rate gradients of Beryl residue

样品名称	γ 辐射剂量率 /（nGy/h）	核素含量 /（Bq/g）			
		^{238}U	^{226}Ra	^{232}Th	^{40}K
绿柱石 1	453	0.082	0.131	0.838	0.391
绿柱石 2	560	0.463	0.252	0.608	0.0961
绿柱石 3	800	0.974	0.346	0.697	<0.010
绿柱石 4	970	0.968	1.009	2.283	<0.024
绿柱石 5	1000~1120	2.093	2.076	5.365	<0.036

表 4　剂量率 500~600n Sv/h 绿柱石废渣匀质样检测结果

Table 4　The detection results of Beryl waste residue with dosage rate of 500~600 nSv/h

样品名称	γ 辐射剂量率 /（nGy/h）	核素含量 /（Bq/g）			
		^{238}U	^{226}Ra	^{232}Th	^{40}K
混合绿柱石 1	545	0.065	0.094	0.594	0.404
混合绿柱石 2	545	0.065	0.112	0.880	0.246
混合绿柱石 3	545	0.191	0.276	0.823	0.210
混合绿柱石 4	545	0.088	0.110	0.778	0.206
混合绿柱石 5	545	0.045	0.095	0.791	0.240

5 结论

根据《放射性废物分类》（环境保护部公告2017年第65号）和《可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度》（GB 27742—2011）标准区分出绿柱石废渣水泥窑协同处置和填埋处置区域；绿柱石废渣活度浓度以1 Bq/g为界，将小于此值的废物送到水泥厂进行水泥窑协同处置以实现废物资源化利用，将大于此值的废物运输到伴生矿尾渣填埋场进行处置。通过研究绿柱石废渣中放射性核素的活度浓度与废物包表面γ剂量率之间的相互关系、拟合及两次取样分析验证，明确：γ剂量率水平为500 nSv/h以下的废物无须检测便可直接认定其为活度浓度不超过1 Bq/g的豁免废物，从而实现了绿柱石废渣治理过程中的有效、快速分拣分类。

参考文献

[1] 赵木，冯九河. 浅析10兆瓦高温气冷实验堆对于高温气冷堆示范工程的作用［J］. 核安全，2010（3）：59-62.

[2] 赵木，石伯轩. 国产大型装置商业化应用示范工程若干重点问题研究［J］. 核科学与工程，2019（39）：135-136.

[3] 环境保护部，工业和信息化部，国家国防科技工业局. 放射性废物分类：2017年第65号［S］. 北京：环境保护部，2017.

Research on the Limit of Radioactivity of Beryl Waste Residue Co-disposed by Cement Kiln

Zhao Mu[1,2,3], Zhao Xuan[2], An Tianxin[1]

（1. CNNC Environmental Protection Engineering Co., Ltd., Beijing 100083, China; 2. Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing 100084, China; 3. China Nuclear Industry 24 Construction Co., Ltd., Yanjiao 101601, China）

Abstract: In this paper, the limit of radioactivity of beryl waste residue in cement kiln co-processing is studied in order to realize effective and rapid sorting and classification of Beryl waste residue in the process of treatment. The correlation between activity concentration of the radionuclide and γ dose rate on the surface of the waste package was fitted on the basis of sample monitoring to identify the co-processing area of the cement kiln and sample analysis of Beryl waste residue, and the key numerical value, no more than 500 nSv/h, has been calculated as an exempted level of waste that can be used for Co-processing in cement kilns. It is of great practical significance to verify that 500 nSv/h can be regarded as an exempted waste radioactive limit with activity concentration not exceeding 1 Bq/g without detection.

Key words: co-processing of cement kiln; beryl waste residue; radioactivity; limit value

（责任编辑：徐晓娟）

王亮,常海军,王梓旭,等 . 核电厂便捷式管道集成单元应用效果评估方法研究[J]. 核安全,2024,23(4):31–37.
Wang Liang,Chang Haijun,Wang Zixu,et al. Effect Evaluation and Application of Portable Pipe Integration Unit in Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety,2024,23(4):31–37.

核电厂便捷式管道集成单元应用效果评估方法研究

王 亮，常海军*，王梓旭，覃 涛

（核工业工程研究设计有限公司，北京 101300）

摘要：便捷式管道集成单元应用效果评估是核电厂模块化设计效果评估的一个重要分支，现有应用效果评估体系主要依赖经验，缺乏不同维度的考核指标，其中的应用有效性分析验证缺少数据量化支撑，严重影响评估过程的准确性。针对某核电工程项目辅助厂房，本文结合核电工程建设施工特点，提出了进度、质量、安全、成本和人力控制等 5 个一级指标，并围绕一级指标进一步提出了 17 个二级指标，构建了模块化便捷式管道集成单元应用效果评价模型，通过模糊层次分析法与模糊综合评价方法比较评估对象间的重要性程度，客观评价不同指标的权重应用效果，最终发现项目部对“进度、质量、安全效果”很满意，对“成本、人力控制效果”非常满意，采用置信度识别法对 CPIU 应用效果进行综合评价，最终发现项目部对于 CPIU 模块技术的总体评价为“很满意”的等级占比为 93.6%，表明 CPIU 在该核电辅助厂房可以得到大范围应用，同时通过实例分析验证了该评估方法在核电厂的成功应用。该评价模型可用于我国核电管道集成单元的综合应用效果评估，为后续核电厂管道应用效果方法提供科学的工具和手段。

关键词：CPIU；评估体系；模糊层次分析法

中图分类号：TL48 **文章标志码：**A **文章编号：**1672–5360（2024）04–0031–07

目前，核电领域广泛应用便捷式管道集成单元（Convenient Pipe Integrated Unit Module，CPIU 模块）技术，可有效提高核电建设效率进而提升机组安全性和经济性，这已成为人们的普遍共识。核电集成单元技术与其他行业（如石油、化工、建筑等）有着非常大的区别，首先它要求管道与管道不能发生交叉，管道集成单元设置要求管道之间错落有致；其次对核电集成单元之间的焊缝距离要求严格，不能太长也不能太短，以便日后核电运营期间的检查工作；最后根据核电管道布置的特殊性，集成单元设计时要注意核辐射、防水、防火、集成单元之间的独立性等相关安全要求，确保符合空间隔离与实体隔离的原则性要求。而 CPIU 应用效果评估是核电模块化设计决策和性能提升的基础和前提。但由于我国核电技术路线和堆型特点不同，加之核电设计标准高，建造难度大，物项分级的不同，所以我国核电模块化建造技术应用范围、深度，特别是应用效果存在较大差异。

鉴于综合评估对核电模块化研发的积极推

收稿日期：2024–02–05 **修回日期：**2024–02–22

作者简介：王亮 (1986—)，男，总工程师，学士，现主要从事管道模块化、评估方法理论分析等方面研究工作
* **通讯作者：**常海军，E-mail：changhaijun@cni23.com

进作用，美国能源部[1-3]开展了核燃料的评估，评估体系涉及安全、环保、运行能力等 11 个方面。国内部分单位[4-6]也开展了相应的研究项目，但是，这些研究项目仅仅用于评估核电厂设计，对其应用效果的评估量化尚未成熟，评估方法主要依赖以往经验，常常在考核某一指标后削弱了对其他指标的考核，且指标维度不够全面。此外，在评估过程中缺乏对有效性验证的定量分析，影响了最终评估结论。这导致了管道集成单元潜在的技术和管理问题频发，在极大程度上增加了项目建设单位质量管理工作的难度。如何建立 CPIU 模块技术评估的体系和模型，科学、准确、合理评估 CPIU 模块技术应用对核电工程建造带来的经济性提升和人力资源效益，是当前亟待解决的问题。

本文针对已有的管理考核方法或标准所提出的考核指标，秉持整体性、层次性、科学性、定性与定量评估以及可操作性的原则制定核电站 CPIU 应用效果评估指标体系，提出了一套适用于我国现状的 CPIU 应用效果评估方法，通过数学分析方法提前发现存在的不足，为我国先进堆型构建 CPIU 模块技术提供体系与手段，使模块设计研发单位不断改善弱项、改进模块设计方案，提升便捷式管道集成单元的利用率。

1　评价指标体系及评价方法

1.1　评估指标体系构建

综合已有的研究成果，结合便捷式管道集成单元的特点，通过文献检索和组织专家进行专题讨论等方式[7-9]，确定将进度、质量、安全、成本以及人力控制 5 个工程建设领域的考核维度作为一级综合评估指标，同时确定设计进度、采购进度、制造工期、安装工期、焊接质量、安装精度、安全管理负荷、文明施工比较等 17 个二级综合评估指标，如图 1 所示。指标体系各个指标含义见表 1。

指标体系内不同的评估指标之间相互独立，又彼此联系，共同构成一个有机统一体。如在进度效果维度中需要考量设计进度、采购进度、制造工期等；由于焊接质量和安装精度作为核电项目验收的关键考核标准，因此在质量效果维度中需要考量焊接质量及安装精度。一级指标又由一组二级指标组成，每一组二级指标做到简洁凝缩，自上而下，从宏观到微观层层递进，形成一个不可分割的评价体系，反映了 CPIU 应用效果需要考量的不同维度。

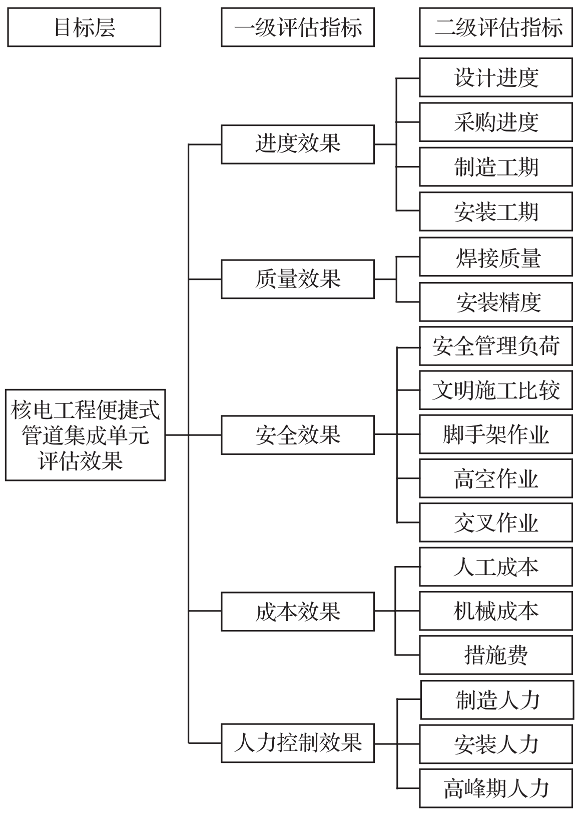

图 1　评估指标体系结构

Fig.1　Evaluate the indicator architecture

表 1　应用效果指标体系框架

Table 1　Application effect index system framework

一级指标	二级指标	指标说明
进度效果	设计进度	指技术实施后，设计部门的出图方式和效率变化影响，可用工艺设计、布置设计、三维建模变化效果综合判定
	采购进度	指技术实施后，采购部门进行相应物项采购与制造、安装进度计划的匹配程度，可用采购周期、供应商的可靠程度进行综合评定
	制造工期	指技术实施后，制造工期与常规管道预制工期的比较，可用制造效率、机械自动化程度等综合判定

续表

一级指标	二级指标	指标说明
进度效果	安装工期	指技术实施后,安装工期与常规管道安装工期的比较,可用人员安装效率、安装复杂程度等综合判定
质量效果	焊接质量	指技术实施后,管道及管件的焊接质量变化情况,可用焊缝探伤一次合格率、自动焊可使用程度等综合评定
安全效果	安装精度	指 CPIU 模块管道、管部件之间及外部接口的安装精确度,可用管道安装公差、法兰安装公差等综合评定
	安全管理负荷	指技术实施后,现场安装环节的不安全行为、状态、应急措施及预防等负荷是否增加
	文明施工比较	指技术实施后,施工现场的卫生、施工程序的合理程度,可用施工场容场貌、机械管理、生活卫生、材料堆放等综合判定
	脚手架作业	指技术实施后,脚手架作业增加的程度,可用脚手架工程量、人员管理工作量来判定
	高空作业	指技术实施后,高空作业增加的程度,可用增加的工程量、频数等判定
	交叉作业	指技术实施后,两个及以上工种在同区域同时施工的复杂程度,可用作业空间宽敞程度、协调专业多少、现场隐患等综合判定
成本效果	人工成本	指技术实施后,人工费成本变化程度,可用设计、制造、安装人工成本之和综合判断
	机械成本	指技术实施后,制造和安装消耗的机械费用变化程度,可用使用的数量、时间、费用等综合判定
人力控制效果	措施费	指技术实施后,施工前后对比所增加费用变化
	制造人力	指技术实施后,制造工人数量及工种的变化效果
	安装人力	指技术实施后,现场安装工人数量和工种的变化效果
	高峰期人力	指技术实施后,现场安装工人在高峰值和持续时间的变化程度

1.2　评价方法的选择

由于用于衡量 CPIU 应用效果的各指标的抽象性,采用定性分析不具有说服力,因此本文采用数学方法,如模糊综合评价法[10–13],对 CPIU 应用效果进行定量评价。对评价指标而言,以某一指标为基准,确定另一指标的相对权重,然后分层次进行模糊综合评价。

2　建立综合评价模型

2.1　确定指标集

一级指标集 $A=\{A_1,A_2,A_3,A_4,A_5\}=\{$进度效果,质量效果,安全效果,成本效果,人力控制效果$\}$。

二级指标集 $A_1=\{A_{11},A_{12},A_{13},A_{14}\}=\{$设计进度,采购进度,制造工期,安装工期$\}$。

二级指标集 $A_2=\{A_{21},A_{22}\}=\{$焊接质量,安装精度$\}$。

二级指标集 $A_3=\{A_{31},A_{32},A_{33},A_{34},A_{35}\}=\{$安全管理负荷,文明施工比较,脚手架作业,高空作业,交叉作业$\}$。

二级指标集 $A_4=\{A_{41},A_{42},A_{43}\}=\{$人工成本,机械成本,措施费$\}$。

二级指标集 $A_5=\{A_{51},A_{52},A_{53}\}=\{$制造人力,安装人力,高峰期人力$\}$。

2.2　确定评语集

评语集是对 5 个一级指标,17 个二级指标的相对满意程度所构成的集合,本文评语集分为“非常满意”“很满意”“满意”“较不满意”“非常不满意”5 个等级对 CPIU 应用效果进行评价。

2.3　确定指标集的模糊矩阵及权重向量

指标集的模糊矩阵及其权重向量需要利用专家的知识和经验获得,本文采用 5 个满意等级对 CPIU 管道集成单元应用效果进行评价。确定指标集的模糊矩阵及权重向量需要通过利用专家的知识和经验,对核电管道评估体系的选取进行评估。专家人数为 3 名以上的单数,专家中核电管道、评估体系等方面专家不得少于 2/3,评估委员会成员要求具备 10 年以上核电管理经验,具备高级工程师职称。

为减少专家经验性主观判断对决策结果的影响，选取 5 名高级专家构建不同专家的模糊判断矩阵表，并开展指标相对权重计算。专家对一级指标进行两两比较，构建的模糊判断矩阵见表 2。

表 2　0.1~0.9 模糊判断矩阵数量标度

Table 2　0. 1~0.9 Fuzzy judgment matrix quantity scale

标度	说明
0.5	一指标与 A_1 相比较，同等重要
0.6	两指标相比较，一指标比 A_1 略微重要
0.7	两指标相比较，一指标比 A_1 明显重要
0.8	两指标相比较，一指标比 A_1 显著重要
0.9	两指标相比较，一指标比 A_1 极端重要
0.1，0.2，0.3，0.4	若指标 A_1 与指标 A_j 相比较得到判断 A_{1j}，则指标 A_j 和指标 A_1 相比较得到判断为 $A_{1j}=1-A_{j1}$

模糊判断矩阵表 $A_{ij}(i\neq 1)$ 数量标度按公式(1)计算。

$$\begin{cases} A_{ij}=A_{ik}-A_{jk}+0.5 & \forall k \\ A_{ii}=0.5 \\ A_{ij}+A_{ji}=1 & i\neq j \end{cases} \tag{1}$$

根据公式，专家一至专家五对于指标集的相对权重如下：

$$A_1=\begin{bmatrix} 0.5 & 0.6 & 0.65 & 0.7 & 0.6 \\ 0.4 & 0.5 & 0.55 & 0.55 & 0.5 \\ 0.35 & 0.45 & 0.5 & 0.55 & 0.45 \\ 0.3 & 0.4 & 0.45 & 0.5 & 0.4 \\ 0.4 & 0.5 & 0.55 & 0.6 & 0.5 \end{bmatrix}$$

$$A_2=\begin{bmatrix} 0.5 & 0.65 & 0.6 & 0.65 & 0.7 \\ 0.35 & 0.5 & 0.45 & 0.5 & 0.55 \\ 0.4 & 0.55 & 0.5 & 0.55 & 0.6 \\ 0.35 & 0.5 & 0.45 & 0.5 & 0.55 \\ 0.3 & 0.45 & 0.4 & 0.45 & 0.5 \end{bmatrix}$$

$$A_3=\begin{bmatrix} 0.5 & 0.55 & 0.65 & 0.6 & 0.65 \\ 0.45 & 0.5 & 0.6 & 0.55 & 0.6 \\ 0.35 & 0.4 & 0.5 & 0.45 & 0.5 \\ 0.4 & 0.45 & 0.45 & 0.5 & 0.55 \\ 0.35 & 0.4 & 0.5 & 0.45 & 0.5 \end{bmatrix}$$

$$A_4=\begin{bmatrix} 0.5 & 0.55 & 0.6 & 0.65 & 0.7 \\ 0.45 & 0.5 & 0.55 & 0.6 & 0.65 \\ 0.4 & 0.45 & 0.5 & 0.55 & 0.65 \\ 0.35 & 0.4 & 0.45 & 0.5 & 0.55 \\ 0.3 & 0.35 & 0.4 & 0.45 & 0.5 \end{bmatrix}$$

$$A_5=\begin{bmatrix} 0.5 & 0.4 & 0.6 & 0.65 & 0.7 \\ 0.6 & 0.5 & 0.55 & 0.75 & 0.8 \\ 0.4 & 0.3 & 0.5 & 0.55 & 0.6 \\ 0.35 & 0.25 & 0.45 & 0.5 & 0.55 \\ 0.3 & 0.2 & 0.4 & 0.45 & 0.5 \end{bmatrix}$$

以专家一为例，其中 A_{12}=0.6 表示专家一认为质量效果比进度效果略微重要。

模糊判断矩阵表各指标的相对权重值根据公式(2)求解。

$$W_i=\frac{\sum_{j=1}^{n}A_{ij}+\frac{n}{2}-1}{n(n-1)},(i=1,2,\cdots,n) \tag{2}$$

设对 CPIU 应用效果评价权重集为 $W=\{W_i\}$，W 均满足归一化条件：

$$\sum_{i=1}^{n}W_i=1 \tag{3}$$

将所有专家给出的权重向量汇总，根据公式(3)将判断结果归一化处理后，可得到评价指标的初始模糊权重矩阵 W_0。

$$W_0=\begin{bmatrix} 0.228 & 0.203 & 0.190 & 0.178 & 0.203 \\ 0.230 & 0.193 & 0.205 & 0.193 & 0.180 \\ 0.223 & 0.210 & 0.195 & 0.188 & 0.185 \\ 0.225 & 0.213 & 0.200 & 0.188 & 0.175 \\ 0.218 & 0.243 & 0.193 & 0.180 & 0.168 \end{bmatrix}$$

五位专家给出的权重值的均值根据公式(3)进行归一化处理，得到五个一级指标的权重向量 C=(0.225，0.212，0.195，0.187，0.182)，五位专家对于二级指标的权重向量：

$$\begin{cases} D_1=(0.232 \quad 0.246 \quad 0.264 \quad 0.258) \\ D_2=(0.449 \quad 0.551) \\ D_3=(0.223 \quad 0.216 \quad 0.189 \quad 0.196 \quad 0.176) \\ D_4=(0.297 \quad 0.345 \quad 0.358) \\ D_5=(0.322 \quad 0.334 \quad 0.344) \end{cases}$$

2.4　确立单指标模糊评价矩阵

选取实施部门人员作为调查对象。对图 1 中的二级指标进行评价，得到对指标的评价结果 R_1、R_2、R_3、R_4、R_5：

$$R_1=\begin{bmatrix}0.169 & 0.350 & 0.311 & 0.132 & 0.038\\ 0.288 & 0.359 & 0.251 & 0.097 & 0.005\\ 0.315 & 0.464 & 0.211 & 0.000 & 0.010\\ 0.387 & 0.315 & 0.258 & 0.023 & 0.017\end{bmatrix}$$

$$R_2=\begin{bmatrix}0.333 & 0.367 & 0.233 & 0.043 & 0.024\\ 0.201 & 0.421 & 0.311 & 0.033 & 0.034\end{bmatrix}$$

$$R_3=\begin{bmatrix}0.267 & 0.355 & 0.211 & 0.111 & 0.056\\ 0.351 & 0.385 & 0.211 & 0.051 & 0.002\\ 0.211 & 0.313 & 0.325 & 0.148 & 0.003\\ 0.221 & 0.311 & 0.418 & 0.029 & 0.021\\ 0.318 & 0.286 & 0.312 & 0.079 & 0.005\end{bmatrix}$$

$$R_4=\begin{bmatrix}0.412 & 0.311 & 0.261 & 0.016 & 0.000\\ 0.452 & 0.358 & 0.156 & 0.028 & 0.006\\ 0.385 & 0.364 & 0.219 & 0.031 & 0.001\end{bmatrix}$$

$$R_5=\begin{bmatrix}0.382 & 0.310 & 0.251 & 0.056 & 0.001\\ 0.442 & 0.344 & 0.167 & 0.038 & 0.009\\ 0.395 & 0.358 & 0.228 & 0.011 & 0.008\end{bmatrix}$$

设 D_i 为 A_i 的评价向量，则：

$$D_i=C_i\cdot R_i \tag{4}$$

得到对第 i 个一级指标的综合评价向量 $D_i=(d_{i1},d_{i2},\cdots,d_{in})$，则 CPIU 应用效果的综合评价矩阵 D 为：

$$D=(D_1,D_2,\cdots,D_n)^T,\ d_{it}=\sum_{j=1}^{n_i}C_{ij}r_{ijt} \tag{5}$$

$$\begin{cases}D_1=(0.293 & 0.373 & 0.256 & 0.060 & 0.017)\\ D_2=(0.260 & 0.397 & 0.276 & 0.037 & 0.030)\\ D_3=(0.275 & 0.333 & 0.291 & 0.083 & 0.018)\\ D_4=(0.416 & 0.346 & 0.210 & 0.026 & 0.002)\\ D_5=(0.407 & 0.338 & 0.215 & 0.035 & 0.006)\end{cases}$$

则目标层的综合评价矩阵 D 为：

$$D=\begin{bmatrix}0.293 & 0.373 & 0.256 & 0.060 & 0.017\\ 0.275 & 0.397 & 0.276 & 0.037 & 0.030\\ 0.293 & 0.333 & 0.291 & 0.064 & 0.018\\ 0.416 & 0.346 & 0.210 & 0.026 & 0.002\\ 0.407 & 0.338 & 0.215 & 0.035 & 0.006\end{bmatrix}$$

2.5　确立模糊综合评价矩阵

设 CPIU 模块技术应用效果的模糊综合评价矩阵为 E，则：

$$E=C\cdot D=(E_1,E_2,\cdots,E_n),\ e_j=\sum_{j=1}^{5}C_{ij}d_{ij} \tag{6}$$

整理 2.3 和 2.4 节所算出来的数据，根据公式(6)，得出技术应用效果的综合评价矩阵 E 为：$E=C\cdot D=(0.326,0.359,0.251,0.049,0.015)$

2.6　确立应用效果综合评估

表 3　CPIU 应用效果的评估结果

Table 3　Evaluation results of technology application effect

评价对象	综合评价向量	评价级别
进度效果	(0.293,0.373,0.256,0.060,0.017)	很满意
质量效果	(0.260,0.397,0.276,0.037,0.030)	很满意
安全效果	(0.275,0.333,0.291,0.083,0.018)	很满意
成本效果	(0.416,0.346,0.210,0.026,0.002)	非常满意
人力控制效果	(0.407,0.338,0.215,0.035,0.006)	非常满意

根据最大隶属度原则和置信度原则(置信度 λ=0.9)对技术应用效果进行综合评价。

对 CPIU 模块技术的应用效果做出以下评价：对某核电工程建设运用 CPIU 模块的成本、人力控制效果非常满意；进度、质量、安全效果很满意。其中，项目部对 CPIU 模块技术的总体评价为“非常满意”的等级占比为 32.6%，即评估置信度为 0.326；对于评估程度在“很满意”等级之上有“非常满意”和“很满意”两部分，置信度叠加后应为 0.685；评价为“满意”等级的置信度为 0.936。(见表 3)

3　效果验证

便捷式管道集成单元工装设计满足多台套管道集成单元的运输、吊装的需求，其中，某核辅助厂房 −12.5 m 层 14 个房间划分的 114 个管

阀件单元,3 种规格尺寸的工装各一套就可满足运输、吊装需求,同时典型核辅助厂房预制焊缝比例不低于 70%。(如图 3 所示)

图 2　房间模块结构
Fig.2　Evaluate the indicator architecture

4　结论

从某核电厂便捷式管道集成单元的工程应用出发,对核电厂便捷式管道集成单元应用效果评价指标体系及其评价方法进行了研究,在综合已有的研究成果上通过头脑风暴、专题讨论等方式确定了由进度、质量、安全等 5 个一级指标和设计、采购、制造工期等 17 个二级指标组成的指标体系,综合运用模糊层次分析法与模糊综合评判方法对便捷式管道集成单元应用效果进行定性分析;最后通过实证分析:项目部对“进度、质量、安全效果”很满意,对“成本、人力控制效果”非常满意,采用置信度识别法对 CPIU 应用效果进行综合评价,最终发现项目部对于 CPIU 模块技术的总体评价为“很满意”的等级占比为 93.6%,表明了 CPIU 模块在该项目核电厂的应用效果较为突出,验证了本文所建立的便捷式管道集成单元应用效果评价指标体系及评价模型的适用性及准确性。

参考文献

［1］Advanced Reactor Concepts Technical Review Panel Report，Evaluation and Identification of future R&. D on eight Advanced Reactor Concepts. conducted AprilSep–tember 2012［R］.DOE US，2012.

［2］Advanced Reactor Concepts Technical Review Panel Report，Evaluation and Recommendations for future R&.D on Seven Advanced Reactor Concepts. conducted march through june 2014 –oct 2014［R］. DOE US，2014.

［3］R. Wigeland，INL/EXT–14–31465，Nuclear Fuel Cycle Evaluation and Screening –Final Report. Fuel Cycle Research & Development［R］. DOE US，2014.

［4］姚敏，张森 . 模糊一致性矩阵及其在软科学中的应用［J］. 系统工程，1997，17（2）：54–56.

［5］张吉军 . 模糊层次分析法（FAHP）［J］. 模糊系统与数学，2000，6：80–89.

［6］潘宏伟 . 基于模糊层次分析法的信息安全风险评估研究［D］. 南京师范大学：数学与计算机科学学院，2007：10–12.

［7］Hyejin Jung，Changbin Woo. Social Enterprise and Sclf–rated Health Among L. mw –Income Individuals in Soutl Korea：Multilevel Analysis［J］. VOLUNTAS：International Jourmal of Voluntary and Nonprofit .Organizations，2021，32（5）：1084–1095.

［8］GAROFALO G，GIORDANO A，PIRO P，et al. A urhan drainage systets Network：and Computer Applications，2017，78：30 –42.

［9］SCHILLING W，ANDERSSON B，NYBERG U，et al. Real Journal of time control of wastewater systems Hydraulic Research，1996，34（6）：785–797.

［10］茸沪 . 实用模糊数学［M］. 北京：科学技术文献出版社，1988：56–70.

［11］张吉军 . 模糊层次分析法（FAHP）［J］. 模糊系统与数学，2000，6：80–89.

［12］WEBER S F. A Modified Analytic Hierarchy Process for Automated Manufacturing Decisions［J］. Interface，1993，23（4）：75–84.

［13］WABALICKIS R N. Justification of FMS with the Analytic Hierarchy Process［J］. Journal of Manufacturing System，1988，7（3）：175–182.

Effect Evaluation and Application of Portable Pipe Integration Unit in Nuclear Power Plant

Wang Liang, Chang Haijun*, Wang Zixu, Qin Tao

（Nuclear Industry Engineering Research and Design Co., Ltd., Beijing 101300, China）

Abstract: The application effect evaluation of the convenient pipeline integrated unit is an important branch of the effect evaluation of the modular design of nuclear power plants. The existing application effect evaluation system mainly relies on experience and lacks assessment indicators of different dimensions, and the application effectiveness analysis and verification lack quantitative data support, which seriously affects the accuracy of the evaluation process. Aiming at the auxiliary plant of a nuclear power project, this paper combined with the construction characteristics of nuclear power project, put forward 5 first-level indicators such as progress, quality, safety, cost and manpower control, and further put forward 17 second-level indicators around the first-level indicators, and built a modular and convenient pipeline integrated unit application effect evaluation model. Fuzzy analytic hierarchy Process and fuzzy comprehensive evaluation method were used to compare the importance degree of evaluation objects and objectively evaluate the weight application effect of different indicators. Finally, it was found that the project department was very satisfied with “progress, quality and safety effect”, and very satisfied with “cost and manpower effect”. Confidence identification method was used to comprehensively evaluate the application effect of CPIU. Finally, it is found that the overall evaluation of CPIU module technology by the project department is “very satisfied”, accounting for 93.6%, which indicates that CPIU can be widely applied in the nuclear power auxiliary plant. Meanwhile, the successful application of this evaluation method in the nuclear power plant is verified by case analysis. The evaluation model can be used to evaluate the comprehensive application effect of the integrated unit of nuclear power pipeline in China, and provide scientific tools and means for the subsequent application effect method of nuclear power plant pipeline.

Key words: CPIU; evaluation system; fuzzy analytic hierarchy process

（责任编辑：徐晓娟）

王思远，田敬云，陈吉玲．蒸汽发生器排污能力不足问题原因分析和处理[J]. 核安全，2024，23(4):38–42.
Wang Siyuan，Tian Jingyun，Chen Jiling. Cause Analysis and Treatment for Insufficient Blowdown of Steam Generator [J]. Nuclear Safety，2024，23(4):38–42.

蒸汽发生器排污能力不足问题原因分析和处理

王思远，田敬云，陈吉玲

（中国核电工程有限公司郑州分公司，郑州 450000）

摘要：田湾 4 号机组蒸汽发生器排污系统在进行排污时，其排污能力长期不能达到运行规程要求，且此时系统调节阀开度已超过 90%，丧失了调节能力。另外由于原系统设备经过改造，相关参数特性发生改变，所以通过仿真建模计算分析原有管路阻力特性的方法无法进行。本文选择利用核电厂现有运行参数，直接计算整个管路的装置特性曲线，分析得出原因为泵能力不足，然后按照规程要求的系统流量，考虑调节阀开度问题，计算得出泵的最终扬程，完成新泵的选型，最终有效地解决了排污能力不足的问题，为后续核电厂改造中解决类似问题提供了参考依据。

关键词：蒸汽发生器排污系统；排污流量；装置特性曲线

中图分类号：（TL48） **文章标志码：**A **文章编号：**1672–5360（2024）04–0038–05

VVER 机组蒸汽发生器排污系统[1]（Steam Generator Blowdown System，LCQ 系统）是一个安全重要系统，在正常运行时，能够保证所有四台蒸汽发生器的连续排污；一台蒸汽发生器的定期排污和所有四台蒸汽发生器的连续排污。根据 LCQ 系统运行规程，在蒸汽发生器连续和定期排污模式下，要求四台蒸汽发生器能够以连排流量 4.16 kg/s 连续排污，同时一台蒸汽发生器以定排流量 6.7 kg/s 进行定期排污，除去闪发蒸汽后以排污量 20~20.5 kg/s 稳定运行。但在田湾 3/4 号机组的实际运行中 LCQ 系统在此模式下，排污流量约为 19 kg/s，此时系统调阀已处于 90% 开度左右，基本丧失调节功能（田湾 1/2 号机组未出现）。该流量低于运行规程要求流量，对系统长期稳定运行有严重影响[2-3]。

针对流量不足的问题，设计人员通常利用流体计算软件（如 FLOWMASTER）对系统进行仿真建模，然后开展系统管网的阻力敏感性分析，针对阻力大的设备及管道进行适当调整或者在原泵型号基础上进行增程来解决。

前期设计人员通过对现场管网实际布局以及设备设计进行调研分析，提出了两种方案：增大排污泵的叶轮直径和对调节阀阀芯进行扩径切削。该方案解决了 3 号机组的排污流量不足的问题，但 4 号机组的排污流量不足未能解决。

由于设备进行了现场改造，排污泵的特性曲线以及调节阀的阻力特性发生变化，无法利用软件进行仿真建模计算分析。为了解决该问题，本文结合系统布置情况以及现阶段核电厂运行的实际参数，对系统的管网阻力特性进行计算，得出整个管网的装置特性曲线。通过对比分析[4-5]，与排污泵的特性曲线交点偏离了额定运行工况点，确定了 4 号机组现阶段的运行问题原因为泵能力不足。

收稿日期：2023-12-12 **修回日期：**2024-03-24
作者简介：王思远（1991—），男，工程师，学士，现主要从事核电厂辅助工艺系统设计工作

基于现阶段 LCQ 系统的设计，设计人员对排污泵的性能进行重新计算，完成新泵的选型，为后续核电厂改造中解决类似问题提供了参考依据。

1　田湾 4 号机组 LCQ 系统调研

1.1　LCQ 系统简介

在 VVER 核电厂设计中，LCQ 系统属于蒸汽发生器排污系统和排污水净化系统的一部分，主要用于净化蒸汽发生器给水及排污水，去除腐蚀产物和溶解的杂质，保持二回路水化学参数。LCQ 系统每台蒸汽发生器包括两根独立设置的排污管道，用于连续和定期排污。每台蒸汽发生器的连续排污和定期排污都有各自独立的管线通往安全壳外，并经过控制阀后在排污膨胀箱 LCQ10BB001 前直接混合。扩容蒸汽经过排污膨胀箱后进入二级除氧器 LAA10BB001，而水则流经回热冷却器 LCQ10AC001 和二次冷却器 LCQ10AC002 后进入排污水净化过滤器。经过净化后，水由泵 LCQ11(12)AP001 输入排污回热冷却器 LCQ10AC001，在此被来自排污膨胀箱的排污水加热，最后进入二级除氧器。在泵 LCQ11(12)AP001 的压力管道上安装有控制阀 LCQ10AA201，以维持膨胀箱设定的水位。LCQ 系统排污循环流程简图如图 1 所示。

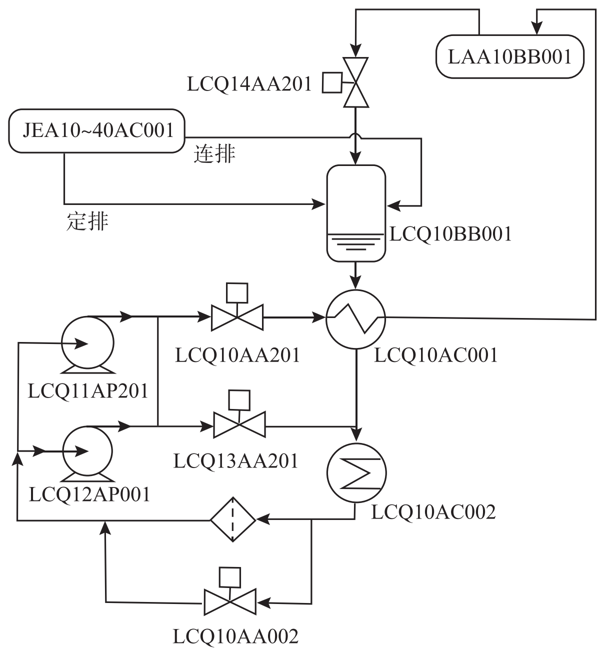

图 1　LCQ 系统排污循环流程简图

Fig.1　Diagram of LCQ blowdown circulation

1.2　LCQ 系统调节阀参数

根据 4 号机组系统相关设计资料，得到调节阀 40LCQ10AA201 的相关参数，阀门的 KV 曲线如图 2 所示。

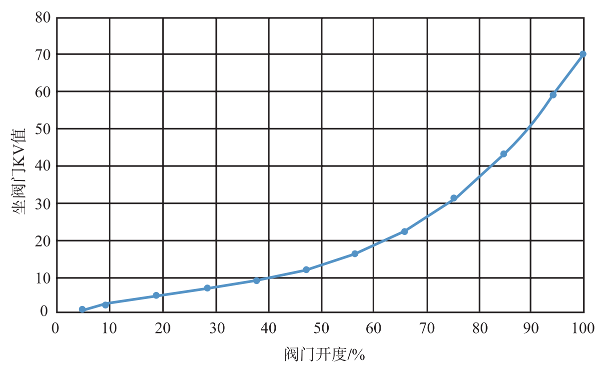

图 2　调节阀 40LCQ10AA201 *KV* 值曲线

Fig.2　*KV* curve of 40LCQ10AA201

1.3　LCQ 系统运行数据

根据田湾 4 号机组实时运行动态，以及系统设计布置情况，结合后续计算需求，设计人员分别读取了若干组设备内部压力与设备标高。相关数据见表 1 与表 2。

2　排污能力不足原因分析

根据引言中介绍，4 号机组 LCQ 系统设备已进行修改，排污泵 40LCQ11/12AP001 增大了叶轮尺寸，调节阀 40LCQ10AA201 阀芯进行了调整，所以通过软件仿真建模计算分析原有管路阻力特性的方法无法使用。

结合相关流体力学文献书籍[6-8]，可以不通过软件建模，直接计算整个管路的装置特性曲线，然后根据所需的系统流量，进而得出泵的最终扬程，完成新泵的选型。

2.1　分析方法

泵的工况是由泵和装置系统两个方面的具体情况决定的[9]，离心泵本身的情况由其特性曲线表示，流体系统的情况也可用管路特性曲线来表示。

管路特性曲线是指流体系统的装置扬程 H_Z 和流量 Q_Z 之间的关系曲线，它表示了装置系统

表 1 排污泵 40LCQ11AP001 运行时数据

Table 1 Operating data of Blowdown pump 40LCQ11AP001

膨胀箱压力 / MPa.a	膨胀箱高度 /m	流量 /（kg/s）	泵前压力 / MPa.a	泵后压力 / MPa.a	泵扬程 / MPa.a	除氧器压力 / MPa.a	除氧器高度 /m
0.9866	25.13	19.265	0.4755	1.6444	1.157	0.8097	39.65
0.9887	25.13	19.032	0.4908	1.6577	1.1644	0.812	39.65
0.9889	25.13	19.257	0.4788	1.6391	1.1602	0.8101	39.65
0.9907	25.13	19.297	0.4891	1.6525	1.1613	0.8085	39.65
0.9926	25.13	19.266	0.4751	1.6327	1.159	0.8089	39.65
0.9892	25.13	19.271	0.4735	1.6321	1.161	0.8119	39.65

表 2 排污泵 40LCQ12AP001 运行时数据

Table 2 Operating data of Blowdown pump 40LCQ12AP001

膨胀箱压力 / MPa.a	膨胀箱高度 /m	流量 /（kg/s）	泵前压力 / MPa.a	泵后压力 / MPa.a	泵扬程 / MPa.a	除氧器压力 / MPa.a	除氧器高度 /m
0.9868	25.13	19.174	0.458	1.7184	1.1573	0.8038	39.65
0.9843	25.13	19.047	0.4759	1.6427	1.1613	0.8023	39.65
0.9798	25.13	19.2231	0.4617	1.6165	1.1562	0.798	39.65
0.9811	25.13	19.448	0.4517	1.6081	1.147	0.8042	39.65
0.989	25.13	19.23	0.4577	1.6023	1.1533	0.8048	39.65
0.9911	25.13	19.009	0.4979	1.6728	1.17	0.8138	39.65

的特性，也称装置特性曲线。H_Z 的计算公式为：

$$H_Z = H_a + \frac{P_t}{\rho_t g} - \frac{P_c}{\rho_c g} + \Sigma H \qquad (1)$$

式中，H_a 表示排水池与吸水池液面标高差，m；P_t 为排水池液面压强，P_c 为吸水池液面压强，Pa；ρ_t 为排水池液体密度，ρ_c 为吸水池液体密度，kg/m³；g 表示重力加速度，N/kg；ΣH 表示除泵外整个装置系统的水力损失，m。

水力损失包括沿程损失和局部损失两部分，这两部分的损失都与流速的平方成正比，亦即与管道的流量成正比，所以水力损失 ΣH 与流量 Q_z 的关系见公式(2)。

$$\Sigma H = K \times Q_Z^2 \qquad (2)$$

式中，K 表示比例系数。

用简单的示意图线来表示，把泵的特性曲线 H–Q 和装置特性曲线 H_Z–Q_Z 画在同一张图时，如图 3 所示。

两个曲线的交点 M 处，即是泵的工作点，在该点单位重量液体通过泵增加的能量正好等于

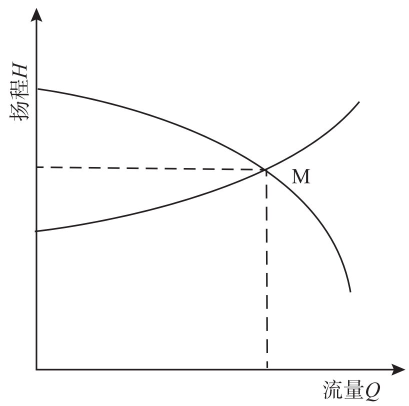

图 3 泵和装置系统的特性曲线关系

Fig.3 Characteristic of pump and device system

单位重量液体从吸水池送到排水池液面所需能量，所以泵能稳定工作。

根据泵和装置系统之间的关系，泵的稳定工作点对应下面的平衡条件：

$$H=H_Z, Q=Q_Z \qquad (3)$$

泵工作时，往往根据实际需求，需要对泵的排量和扬程加以调节，即通过改变泵的工作点

来改变泵的排量[8-9]，调节方法有以下几种。

（a）节流调节法：当泵转速不变时，利用调节阀开度增大可以让泵的工作点 M（见图 3）向右移动，Q 变大，H 减小；

（b）变速调节法：通过提高泵的转速，增大叶轮等，将泵的 H–Q 曲线整体上移（见图 3），来改变泵的扬程和排量；

（c）改变装置系统净水头 Ha 的调节法：提高排水池的液位；

（d）旁路分流调节法：改变旁通阀的开度，将泵排出的部分液体沿旁通管引回到吸入管中，从而改变排出管路的流量。

调节阀 40LCQ10AA201 现已进行阀芯扩大，而且咨询相关厂家也已确认重新制造此种阀门的阻力特性基本不变，同时基于该型号的泵叶轮也已经无法增大，现场运行的泵非变频泵，泵的转速基本不发生变化，所以 a、b 方法不可行；另外现场设备已经固化，且系统不存在执行相关功能的旁通管路，所以 c、d 方法也不可行。

2.2 分析过程

根据表 1 和表 2 的运行数据，结合系统管道设计情况，可得位头差 H_a 数值约为 14.12 m，压头差 $P_t/\rho_t g - P_c/\rho_c g$ 数值约为 –28.0 m，此时泵的扬程约为 119.7 m，根据公式（1）和公式（3）联合计算可得整个装置系统的水力损失 ΣH 为 133.58 m，此时泵的流量约为 19.2 kg/s。

根据公式（2）计算可得，该系统的装置水力损失与流量之间的关系方程见公式（4）。

$$\Sigma H=0.362Qz^2 \tag{4}$$

则流体系统的装置扬程 H_Z 和流体系统中的流量 Q_Z 之间的关系见公式（5）。

$$H_Z=0.362Q_Z^2-13.88 \tag{5}$$

根据上述计算分析，核电厂实际运行中泵的稳定工作点为 19.2 kg/s@119.7 m。

2.3 分析结果

综上所述，LCQ 排污流量不足的根本原因为泵在设计额定流量条件下提供的扬程不足，即泵的特性曲线与管路的装置特性曲线匹配点不在泵的额定工况点，导致系统排污能力不足。

3 改进措施

为解决排污能力不足的问题，须使管路装置特性曲线和泵的特性曲线交点处流量满足运行规程需求，即 20 kg/s，因此根据上述分析，解决方法为更换新泵。

3.1 调节阀的影响

根据调节阀的特性，当其长期处于开度过大的情况下，其对于该系统调节流量的作用已经基本丧失，所以在解决排污能力不足的问题计算时需要避免调节阀开度过大。因此下述在对新泵的能力计算时应考虑调节阀处于合适开度，便于系统运行中排污流量的调节。

3.2 调节阀压降计算

利用 KV 值计算阀门压降公式[7]如下：

$$\Delta P=\frac{Q^2\times\rho_W}{10\times KV^2} \tag{6}$$

式中，ΔP 表示阀门压降，Mpa；ρ_w 表示流体相对密度（以 16℃饱和水为 1）；Q 表示流量，m³/h。系统运行时，流经调节阀的水温约 55℃，其密度值为 986 kg/m³，则 ρ_w 值为 0.986。

根据现场实际运行情况，保守考虑，认为上述计算时调节阀处于全开状态。根据图 2 查得阀门 KV 值为 70。系统运行要求流量为 20 kg/s，考虑液体密度后代入公式（6）可得此时调节阀的压降为 0.11 MPa。

为了保证后续核电厂顺利运行，结合其他核电厂运行经验，调节阀开度应不超过 80%。根据图 2 查得阀门的 KV 值约为 36，代入公式(6) 可得此时调节阀的压降为 0.41 MPa。

3.3 改进结果

结合上述计算结果，为了保证 LCQ 系统在后期运行过程中，调节阀 40LCQ10AA201 能够发挥作用，在新泵的扬程计算时至少需要额外增加 30 m。

根据系统运行规程要求，系统相关排污流量值为 20 kg/s，代入公式（5）计算可得此时泵的扬程为 130.92 m。

综上可知，为了解决 LCQ 系统排污能力不足，新采购的泵的参数在 20 kg/s 运行时泵的扬

程不低于 161 m。后续跟踪核电厂系统改造，泵选型工作点为 72 t/h@170 m，排污能力得到提升，满足运行规程要求。

4 结论

本文通过利用流体力学相关计算分析，在缺少泵阻力特性曲线的情况下，对 LCQ 系统管网的装置特性曲线进行了分析计算，得出排污能力不足的原因。为了保证后续电站设计过程中流体系统的正常运行，作为系统设计人员应该反思如何在今后的设计中避免类似问题的发生，具体结论如下：

（1）在翻版核电厂设计过程中应注意到系统的管网阻力特性会因地制宜地发生变化，影响整体系统的特性参数匹配，可以考虑将泵的特性曲线和调节阀的控制逻辑同步设计，增加调节裕量，避免类似问题的发生。

（2）本文提供了一种逆向计算方式，在泵的选型过程中，可以根据核电厂运行数据反推出系统运行的装置特性曲线，反向拟合泵的运行参数，为后续相关核电厂在改造过程中类似的分析计算提供了设计依据。

参考文献

[1] 蒋国元.WWER-1000 核电站设备与系统［M］. 北京：原子能出版社，2009.

[2] 毛欢，别业旺，张舟，等. 我国核电厂运行技术规格书现状分析及对策［J］. 核安全，2018，17（6）：32-36.

[3] 臧小为，YARMOLENKO M A，KOROLEVA M YU. 俄罗斯核电站运行事件及原因分析［J］. 核安全，2022，21（3）：46-56.

[4] 高业栋，韩良文，夏星汉，等.HFETR80MW 运行时二次侧水流量衰减瞬态分析［J］. 核安全，2020，19（3）：59-64.

[5] 刘时贤，侯秦脉，褚倩倩，等. 基于故障树分析法的乏燃料水池失去冷却事件分析［J］. 核安全，2022，21（5）：59-65.

[6] 景思睿，张鸣远. 流体力学［M］. 西安：西安交通大学出版社，2008.

[7]［美］CRANE 工程部编. 流体流经阀门、管件和管道的流体计算 TP410［M］. 北京：化学工业出版社，2013.

[8] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. 工业过程控制阀第 2-1 部分：流通能力安装条件下流体流量的计算公式：GB/T 17213.2-2017［S］. 北京：中国标准出版社，2018.

[9] 苏光辉. 核电厂用泵、风机与阀门［M］. 西安：西安交通大学出版社，2009.

[10] 赵斌，郭新海，李军，等. 低压安注泵特性曲线偏离的系统修正方法研究［J］. 核安全，2015，14（1）：45-49.

Cause Analysis and Treatment for Insufficient Blowdown of Steam Generator

Wang Siyuan, Tian Jingyun, Chen Jiling

（Zhengzhou Branch of China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Zhengzhou 450000, China）

Abstract: During the discharge of the steam generator blowdown system of Tianwan Unit 4, the capacity cannot meet the requirement of operation regulation, and the control valve opening had exceeded 90%, which leads to the loss of control capacity. Due to the modification of the original system equipment, the relevant resistance characteristics have changed. Therefore, the method of simulating and modeling to analyze the resistance characteristics of the original pipeline cannot be carried out. Herein, we chooses to use the existed operation parameters to calculate the device characteristic curve of the whole pipeline, and analyzes the reason which is the insufficient pump capacity. Based on the required flowrate by the regulation, the pump head was calculated to complete the selection of the new pump, which has been considering the factor of control valve opening. Finally, the problem of insufficient blowdown capacity is effectively solved, which provides a reference basis for solving similar problems in subsequent power plant renovations.

Key words: steam generator blowdown system; blowdown flowrate; device characteristic curve

（责任编辑：许龙飞）

杨广宇，史芳杰，石鹏，等 . 核电厂一回路主管道铸造奥氏体不锈钢热老化管理现状与展望[J]. 核安全，2024，23(4)：43–47.
Yang Guangyu，Shi Fangjie，Shi Peng，et al. Management Status and Outlook on Thermal Aging of Cast Austenitic Stainless Steels Used in Primary Coolant Pipes of Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety，2024，23(4)：43–47.

核电厂一回路主管道铸造奥氏体不锈钢热老化管理现状与展望

杨广宇[1,2]，史芳杰[1,2]，石　鹏[1,2]，万　璟[1,2]，李乾武[1,2]

（1. 苏州热工研究院有限公司，苏州　215004；2. 国家核电厂安全及可靠性工程技术研究中心，苏州　215004）

摘要：在核电厂老化管理中，一回路主管道铸造奥氏体不锈钢母材与焊缝的结构完整性对于核电厂的安全运行至关重要。主管道在运行工况下面临热老化问题，需要采取有效的管理手段。本文综合介绍了目前主管道热老化问题的国际及国内工程管理现状，总结了主管道在实际管理过程中的难点与不足，结合无损检测手段和研究现状，提出了未来的关注方向。通过对母材和焊缝的热老化评估与检查实现有效管理，为核电厂主管道的安全服役提供有力支撑。

关键词：铸造奥氏体不锈钢；主管道母材；焊缝；老化管理

中图分类号：TL351.6　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672–5360（2024）04–0043–05

铸造奥氏体不锈钢（CASS）材料广泛应用于我国压水堆核电厂一回路主管道。通常 CASS 材料铁素体（FER）含量为 5%~25%（体积分数）。这些 FER 提高了材料强度，改善了焊接性能和抵抗应力腐蚀开裂的能力[1]。但是，FER 在高温下长时间服役不可避免地会发生脆化现象。阿尔贡国家实验室（ANL）等机构的研究结果表明：在压水堆运行温度（288~327℃）下长期服役，CASS 的断裂韧性将随服役时间延长而下降，这种现象称为热老化[2]。在核电厂老化管理中，CASS 主管道热老化脆化是需要关注和评价的机理之一。在工程评价上，应有一种被广泛接受的方法来管理 CASS 的热老化脆化，以判断核电厂机组在延长运行期间 CASS 的热老化脆化是否会影响到机组安全运行。美国核电厂在执照更新时参照 GALL，对 CASS 主管道母材进行审查，确定机组延长运行期间 CASS 主管道的老化管理措施。2016 年国际原子能机构（IAEA）发布了 IGALL 报告，对 CASS 主管道母材的老化管理措施提出要求。国内核电厂通过建立老化管理大纲对主管道进行了寿期管理。然而，由于 CASS 材料组织粗大，目前还没有成熟的检测技术，热老化管理问题还未得到彻底解决。法国、美国还在不断研究新的技术来解决热老化后材料性能评价和缺陷检测问题。本文总结了国内外对 CASS 主管道管理与检测的手段，结合目前无损检测的技术现状，提出了未来的管理对策。

收稿日期：2023–06–06　**修回日期：**2024–04–11
基金项目：国家重点研发计划：核电站重要设备部件先进智能老化监检测技术开发与验证，项目编号：2020YFB1901500
作者简介：杨广宇（1991—），男，工程师，硕士研究生，现主要从事核电厂设备或部件的监检测评估工作

1 国外管理经验

在 GALL 和 IGALL 报告中，均要求对主管道焊缝进行定期检查。在管理主管道母材时，没有按照美国机械工程师协会（ASME）标准第十一卷的要求对所有管道母材进行定期检查，而是首先对主管道母材进行热老化敏感性评估。若主管道母材对热老化不敏感，则不需要进行额外的检查和评估；若主管道母材对热老化潜在敏感或没有进行敏感性评估，则进行定期体积检查或通过特定评估证明主管道具有足够的断裂韧性，美国核管理委员会（NRC）管理要求见表 1。

表 1 NRC 的主管道 CASS 部件管理要求

Table 1 NRC management requirements for CASS components of primary pipes

管道部件	公称管尺寸 /mm	不敏感	潜在敏感或敏感
母材	⩾101.6	无	检查或评估
母材	＜101.6	无	检查或评估
焊缝	⩾101.6	检查或评估	检查或评估
焊缝	＜101.6	检查或评估	检查或评估

1.1 主管道热老化脆化敏感性筛选

CASS 的热老化脆化与 FER 含量有关，控制 CASS 中铁素体 – 奥氏体平衡的主要因素是化学成分（质量分数），其中 Cr、Si、Mo、Nb 为促进 FER 形成的元素，而 Ni、C、Mn、N 为促进奥氏体形成的元素。CASS 热老化脆化敏感性的评估主要基于化学成分、FER 含量和铸造方式几个方面。目前主要有法国电力公司（EDF）和 NRC 的两种敏感性筛选方法。

1.1.1 EDF 敏感性判据

EDF 通过大量的试验和研究，认为导致热老化的主要因素为：材料的化学成分、金相组织和铸造缺陷。对于低 Mo 的 CASS，热老化脆化敏感性判据为：Cr_{eq} 大于 23.5% 的部件对热老化敏感，需要合适的检查。

等效 Cr 含量定义为：

$$Cr_{eq}=Cr+Mo+Si \tag{1}$$

1.1.2 NRC 敏感性判据

NRC 从铸造方式、Mo 含量以及 FER 含量三方面评估 CASS 热老化脆化敏感性，具体流程如图 1 和图 2 所示。

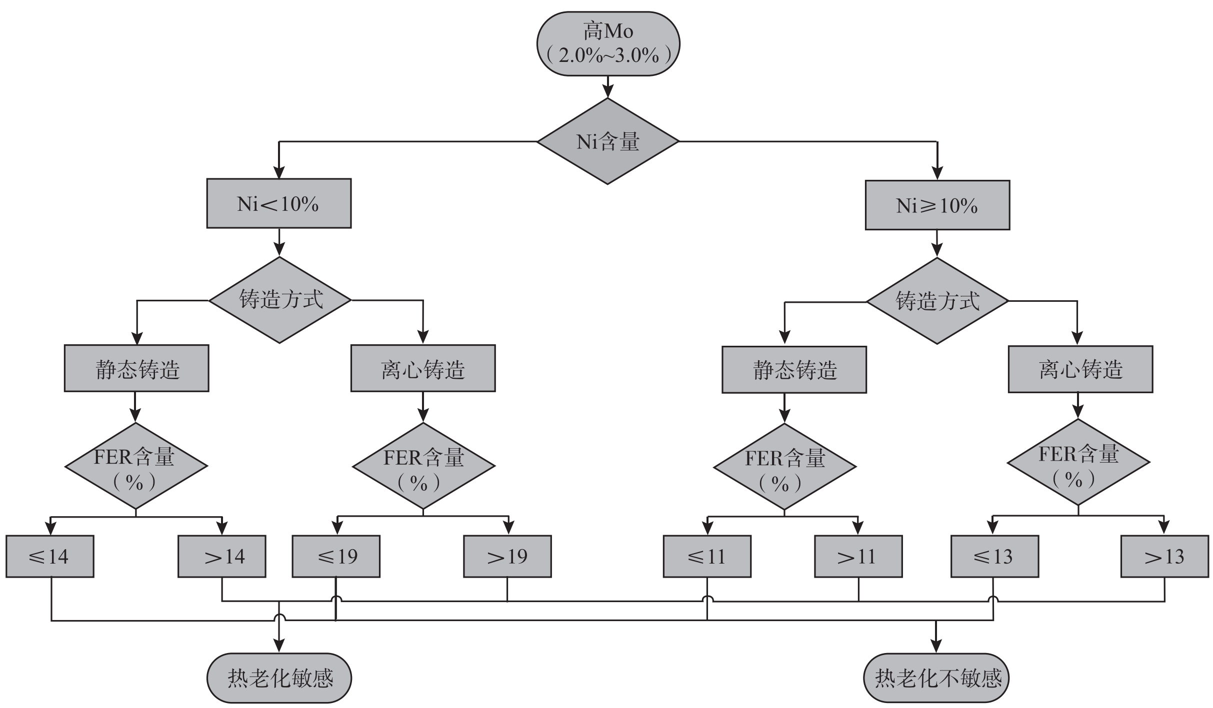

图 1 NRC 的高 Mo CASS 部件热老化脆化敏感性判据

Fig.1 NRC criteria for thermal aging embrittlement sensitivity of high Mo content of CASS components

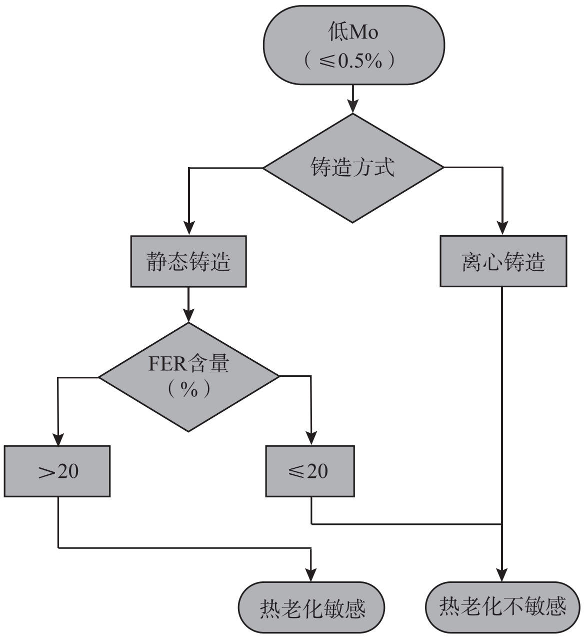

图 2 NRC 的低 Mo CASS 部件热老化脆化敏感性判据
Fig.2 NRC criteria for thermal aging embrittlement sensitivity of low Mo content of CASS components

FER 含量可通过测量和计算两种方法获得。常用方法是通过材料的化学成分计算 FER。计算结果的准确性取决于化学分析的准确性和铸件内的可变性程度，如 Hull 等效因子、ASTM A800/800M 方法、EDF 方法。

比较两种热老化脆化敏感性筛选方法得出：(1) 法国敏感性判据主要考虑了 Cr、Si、Mo 三种元素，其中 Cr 含量为主要影响因素；(2) 美国主要考虑铸造方式和 FER 含量，FER 含量计算中考虑了促进 FER 形成的 Cr、Si、Mo 三种元素，以及促进奥氏体形成的 Ni、C、Mn、N 元素，其中 Ni、C、Mn、N 几种元素对结果影响较大。美国牌号钢材中，对热老化过程影响最大的化学元素是 Mo，Mo 元素的加入可以促进钢的微观结构中铁素体的形成。由于铁素体相在微观结构中的改变导致了材料的热脆化，高 Mo 的 CASS 对热老化更敏感。铸造过程在很大程度上影响了铸件的微观结构。在核工业中，CASS 部件通常是用离心或静态铸造制造的。静态铸造表现出更高的热老化敏感性。

1.2 焊缝热老化脆化敏感性筛选

对于 CASS 焊缝，在 MRP–276 TR–1020959 (2010) 中，敏感性筛选准则认为如下是敏感的：

(1) 离心铸造，FER 含量>20%；

(2) 静态铸造，Mo 含量≤0.50% 且 FER 含量>20%；

(3) 静态铸造，Mo 含量>0.50% 且 FER 含量>14%；

(4) 其他情况认为不敏感。

对于焊缝虽有敏感性分析，但没有明确要求根据敏感性结果实施检查措施，焊缝的敏感性结果仅提供参考。由于焊缝区与母材在组织上的差异及焊缝区残余应力等原因，焊缝区往往是这类管道质量和性能的薄弱环节。

1.3 主管道检查要求

参照 GALL 报告，依据 CASS 部件热老化脆化的敏感性的判定。对于“潜在敏感”的管道，老化管理要求：(1) 合格的目视检查，如加强目视检查（EVT–1）；(2) 超声检查（UT）；(3) 参考 ASME 法规等要求进行特定缺陷的评估。对热老化脆化不敏感的部件，不需要进行额外检查或评估。在 ASME 标准中，CASS 管道焊缝的检查要求如下：(1) 对公称管尺寸约为 101.6 mm 的承压焊缝应进行体积检查和表面检查；(2) 对公称管尺寸小于 101.6 mm 的承压焊缝应进行表面检查。

2 国内老化管理

目前国内运行核电厂已编制了 CASS 的热老化脆化管理大纲，大纲规定了电厂 CASS 热脆化的管理要求，包括老化效应探测、监督趋势分析、验收准则等，用以指导电厂 CASS 部件的老化管理工作，确保电厂在运行期间 CASS 部件具有足够的断裂韧性。

2.1 热老化脆化敏感性筛选

国内某核电厂主管道直管所用材料为 Z3CN20–09M。对主管道母材进行了热敏感性筛选。根据材料成分表和制造完工报告（EOMR）判断材料为低 Mo 钢。核电厂主管道直管的制造规范为 RCCM M3306，根据判据低 Mo 的离心浇铸管对热老化不敏感，直管的 FER 含量只作为参考。EOMR 中无微量元素 Nb 的含量数据，出于保守考虑，用 Nb+Ta 含量作为公式中的

Nb 含量。如果 Nb 或者 Nb+Ta 元素含量都没有给出，则 Nb 取 Nb+Ta 规定的上限值。

主管道的化学成分及 FER 含量来源于设备的 EOMR，其中 FER 含量根据 Schaeffler 图计算得到，这类结果偏差较大。计算 FER 常采用 NRC 推荐的三种方法。等效 Cr 含量 Cr_{eq} 按照法国方法计算得出，结果保留了两位有效数字。Hull 等效因子、ASTM 法、EDF 法评估的 FER 含量以及 Cr_{eq} 的计算结果见表 2。

表 2　某核电厂机组部分主管道 FER 含量及 Cr_{eq}

Table 2　FER content and Cr_{eq} of some primary pipes of a nuclear power plant

部件	法国 Cr_{eq}/%	Hull FER/%	ASTM FER/%	EDF FER/%	敏感性
直管 1	21.45	14.98	14.05	10.94	不敏感
直管 2	21.40	15.39	14.35	11.18	不敏感
直管 3	21.39	15.11	14.04	11.08	不敏感
弯头 1	21.42	15.19	14.53	11.03	不敏感
弯头 2	21.54	16.17	15.39	11.65	不敏感
斜接管 1	21.61	15.83	14.70	11.97	不敏感
斜接管 2	21.65	15.97	14.86	11.98	不敏感

FER 含量根据 S2500.2 图计算获得，某核电厂主管道焊缝 FER 含量及 Mo 含量见表 3，为高 Mo 钢，依据判断准则，焊缝对热老化不敏感。

表 3　某核电厂机组部分主管道焊缝 FER 含量及 Mo 含量

Table 3　FER and Mo content in the welds of some primary pipes of a nuclear power plant

材料	取样部位	Mo 含量 /%	FER 含量 /%	敏感性
ESAB.OK.63.25N	焊缝①	2.22	9.2~10.7	不敏感
ESAB.OK.63.25N	焊缝①	2.13	7.6~9.2	不敏感
GE–316L	焊缝①	2.53	7.6~9.2	不敏感

注：①无母材稀释熔敷金属。

2.2　主管道检查要求

某核电厂对主管道母材进行热老化敏感性评估，可知主管道母材对热老化不敏感，因此未进行额外的检查和评估。目前 CASS 主管道环焊缝只有 10 年一次的目视检查，但是目视检查查不出微小裂纹和内部缺陷。目前尚未对环焊缝进行强制体积检查，相应的检查手段不成熟，检测效果达不到现场要求，应更加注重主管道环焊缝的检查与评价技术。CASS 材料组织粗大，对超声散射严重，目前还没有成熟的检测技术。出于这个原因，RSE–M 中没有要求对主管道环焊缝进行体积检查。

3　无损检测技术的应用

热老化敏感性筛选是美国核电厂许可证更新论证的工程评价手段，受限于现有无损检测技术，工程上的折中评价，所以通过这种方法进行的判断还需要进一步详细评价。CASS 热老化管理问题还存在技术难题，需要不断研究新的技术来解决热老化后材料性能评价和缺陷检测问题，如 NRC 要求各核电厂根据 ASME 规范对主管道环焊缝进行定期体积检查，以此推动技术的进步。苏州热工研究院和 EDF 研究用热电势技术检测主管道，苏州院已经在马氏体不锈钢阀杆上应用了热电势检测技术[3–4]，国内电厂需要跟踪最新研究成果。

在众多无损检测方法中，UT、射线（RT）、渗透检测（PT）是目前焊缝检测中最为常用的几种方法。现有的检测标准和技术条件，要求对厚壁 CASS 管道焊缝进行 RT 和 PT。但 RT 对危害性很大的裂纹、未熔合等面积型缺陷并不敏感，特别是当 CASS 管道壁厚达到 60 mm、70 mm 甚至更厚时，缺陷漏检概率增加[5]。虽然 UT 对面积型缺陷非常敏感，但面对晶粒粗大并具有明显各向异性的 CASS 焊缝组织，超声波在焊缝中传播时将发生频散、衰减增大、波束偏移[6]等现象，CASS 焊缝组织状态的复杂性给 UT 工作带来困难。因此厚壁 CASS 管道焊缝 UT 改进多年来一直备受关注。

相控阵超声检测（PAUT）技术有望解决上述难题，现已成为国内外无损检测的热点[7]。由于 PAUT 声束灵活可控，可对检测对象进行多角度、多方位的扫查，从而可以有效降低缺陷漏检概率，提高检测可靠性。EPRI 采用 PAUT 技术检测压水堆主管道上的 CASS 焊缝，一次

扫查即可完成全焊缝的检测，检查时间由整个班次工作时间缩短到 5 min 或更少[8]，提高了检测效率，降低了受照量和检测成本。但是 CASS 组织状态复杂性带来的 UT 难题，在 PAUT 中同样存在，还需要进一步研究完善。

4　结论

（1）核电厂进行老化管理时，对于主管道母材，可综合考虑 IAEA 和 NUREG–1801 中的 CASS 热老化敏感性筛选原则，根据敏感性决定相应的管理措施。目前的管理手段还有待改进，需要找到更有效的检测技术。可将主管道材料性能热电势无损检测列为科研项目，推动技术进步。

（2）对于 CASS 主管道环焊缝及热影响区，国内目视检查不能满足现场要求。PAUT 有望解决环焊缝无损检测难题，应持续跟踪国内外最新研究进展，一旦 PAUT 检测工程应用成熟，考虑实施应用。

参考文献

［1］薛飞，束国刚，逾文新，等.Z3CN20.09M 奥氏体不锈钢热老化冲击性能试验研究［J］. 核动力工程，2010，31(1)：9–12.

［2］王永强，李时磊，杨滨，等 . 核电站一回路主管道铸造奥氏体不锈钢热老化研究现状与展望［J］. 材料导报，2012，26（3）：101–105+115.

［3］薛飞，史芳杰，孙琦，等 . 沉淀硬化马氏体不锈钢热老化脆化的热电势检测研究［J］. 核动力工程，2019，40（6）：135–139.

［4］张磊，王正品，要玉宏，等 . 热老化对核电阀杆用 17–4PH 钢电化学腐蚀性能的影响［J］. 热加工工艺，2020，49（2）：108–113.

［5］张东辉 . 核电站主回路管道焊缝的射线检验［J］. 无损检测，2006，28（2）：96–99.

［6］李衍，冯兆国 . 不锈钢焊缝的超声检测——现状与进展［J］. 无损探伤，2005，29（3）：1–6.

［7］谈洋，罗忠兵，赵天伟，等 .CCASS 管道焊缝相控阵超声检测脉冲宽度优选实验研究［J］. 无损探伤，2013，37（3）：11–14.

［8］伍浩松 . 相阵超声波探伤技术可满足美国的检查要求［J］. 国外核新闻，2003（1）：31–31.

Management Status and Outlook on Thermal Aging of Cast Austenitic Stainless Steels Used in Primary Coolant Pipes of Nuclear Power Plant

Yang Guangyu[1,2], Shi Fangjie[1,2], Shi Peng[1,2], Wan Jing[1,2], Li Qianwu[1,2]

（1. Suzhou Nuclear Power Research Institute, Suzhou 215004, China; 2.National Nuclear Power Plant Safety and Reliability Engineering Technology Research Center, Suzhou 215004, China）

Abstract: For the aging management of nuclear power plants, the structural integrity of the cast austenitic stainless steel base metal and welds of the primary coolant pipes is essential to the safe operation. The primary pipes face the problem of thermal aging after long–time operation, which requires effective management methods. This article comprehensively introduces the international and domestic engineering management status of the primary pipes for thermal aging. The difficulties and shortcomings in the actual management process of the pipes are summarized. Combining non–destructive testing methods and research status, the future direction is proposed. Effective management is achieved through thermal aging assessment and inspection for base materials and welds, which provides strong support for the safe service of primary pipes.

Key words: cast austenitic stainless steel; base material; weld seam; aging management

（责任编辑：徐晓娟）

张德亮,张振强,连慧.移交包责任人矩阵模式在核电厂移交接产中的应用[J].核安全,2024,23(4):48–53.
Zhang Deliang,Zhang Zhenqiang,Lian Hui. Application of the Handover Package Responsible Person Matrix Model in the Handover and Production of Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety,2024,23(4):48–53.

移交包责任人矩阵模式在核电厂移交接产中的应用

张德亮，张振强，连　慧 *

（国核示范电站有限责任公司，威海　264200）

摘要：核电厂建设周期较长，系统的移交接产贯穿于整个核电厂的建设过程，持续时间长，且业主单位与各承包商接口较多，移交接产过程中，经常出现沟通协调不畅、验证流程较长、消缺慢等问题。某核电厂在既有移交接产管理体系基础上，组织建立移交包责任人矩阵模式，覆盖业主及项目部各领域人员，旨在通过移交包责任人矩阵运作，使接产人员深入移交接产过程，熟悉系统和设备，全面验证系统设备满足运行需求，提前识别移交制约问题，提升移交质量和效率，为后续运行奠定良好的基础。

关键词：移交接产；矩阵；核电厂

中图分类号：TM623.2　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672–5360（2024）04–0048–06

移交接产的总体目标是将已经安装、调试完成的系统、设备、厂房以完整、完善的管理流程移交至生产进行临时管理。移交接产工作过程中的重要关注点是系统、设备、厂房的建安、调试质量。

核电工程的质量是在设计、采购、施工、调试阶段逐渐形成的,移交接产的过程是对质量进行验证和验收的过程。因此需重点关注如下两个方面以保证核电工程建设及移交接产的质量:一是推动生产线加强前端的介入,加强经验反馈,把关键问题、重点问题尽量在早期解决掉;二是细化统一接产标准,减少遗留项的总体数量,提高接产效率。

1　移交接产过程概述

某核电厂采用工程总承包模式,系统及设备采用4T(TOP、TOB、TOM、TOTO)方式移交,厂房及构筑物采用BHO方式移交生产[1],如图1所示。

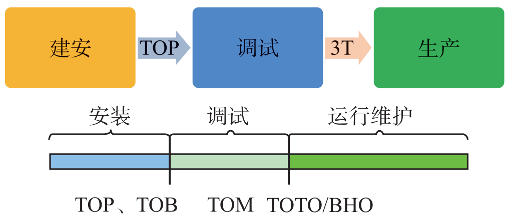

图1　核电厂移交接产过程

Fig.1　The process of handing over nuclear power plants to production

1.1　TOP移交:Take Over Package from Construction to Startup 建安向调试移交

建安单位按照移交文件的要求,完成系统和设备相关的建安活动。移交完成后,系统的

收稿日期：2023–10–31　**修回日期：**2023–11–21
作者简介：张德亮（1982—），男，高级工程师，本科，现主要从事核电调试管理工作
* **通讯作者：**连慧，E–mail：2904346870@qq.com

管辖权和控制权由建安单位移交到调试队。

通过 TOP，安装承包商可将安装竣工的系统或该系统的某一部分尽早交予调试，以加快电站建设的总体进度。

1.2　TOB 移交：Take Over for Blocking 隔离移交

TOB 移交：某一系统（或子系统）移交调试后，为了将调试区域与其他安装或运行区域隔离开来，保证调试与安装及运行工作互不干涉地安全进行，由特定单位（一般为运行隔离办）对某一系统（或子系统）边界上设备按确定的状态要求用上锁、挂牌的方式禁止对其进行任何操作的过程。

TOB 是核电厂建设过程中的一个重要转折点，标志着核电厂的建设进入调试阶段，调试人员的工作也即由后台准备阶段进入前台实战阶段。TOB 实施完成后，调试人员即可进入该区域进行调试活动，因此这是调试活动的起始点。

1.3　TOM 移交：Take Over for Maintenance 维修移交

将某一系统（或子系统）设备的维护保养（预防性维修）责任从调试方向维修方转移的过程。

1.4　TOTO 移交：Take Over For Temporary Operation 临时运行移交

把某一系统（或子系统）临时运行管理责任从调试方向运行方转移的过程。TOTO 是核电厂建设过程中一个重要转折点，它标志着核电厂的建设开始进入试运行阶段，也是运行人员开始运行、操纵核电厂系统的一个起点。

1.5　BHO 移交：Building Hand Over 厂房与构筑物移交

当永久性厂房或构筑物完工后，其内部系统设备安装与调试工作绝大部分已完成，该厂房或构筑物的保安、工业安全、消防及有关管理责任，将由项目部移交给业主，由业主承担厂房维护责任（包括防台、防洪等）。

2　移交包责任人矩阵运作原则

2.1　定义

移交包责任人矩阵覆盖业主及项目部设计、采购、施工、调试、接产相关处室、移交管理部门等相关领域，TOP、BHO 由工程方牵头运作、TOB、TOM、TOTO 由调试领域牵头运作，以移交包为单位，通过小组运作，在建安、调试等阶段提前介入，以移交的标准开展日常检查工作，提前识别移交制约问题，并推动提前解决，为后续 4T+BHO 移交质量和效率提升奠定基础。

2.2　计划引领

移交计划要结合年度工作目标和现场实际进展，确保其合理性和可执行性。要根据年度目标和计划，结合现场调试工作量及工作进展，尽可能展平准备及移交工作。

2.3　工作群组

移交包责任人矩阵为移交的最小专项运作单元，根据责任分工合理建立工作群组，作为矩阵日常沟通及信息传递的渠道。通过工作群组日常交流、定期 / 不定期会议运作，实现移交制约问题识别、反馈、处理、验证关闭的闭环管理。

2.4　强化履职

核电厂工程管理处移交包责任人作为 TOP、BHO 的牵头方，调试管理处移交包责任人为 TOB、TOM、TOTO 移交的牵头人和直接责任人，履行项目经理职责，要充分发挥主观能动性，总体负责本矩阵工作组运作，推动小组充分履职，提前识别和解决问题，推动移交计划落地。

2.5　台账管理

以移交包为单位，建立本移交包制约问题台账，覆盖各阶段本移交包制约问题清单，通过清单式的跟踪实现制约问题闭环管理，提升移交质量和效率。

2.6　过程控制

把问题发现在平时，注重过程管控、过程消缺，将前期发现的各项制约问题全部消除后推动联检及移交。

2.7　分层协调

建立以矩阵为核心的工作层交流、科级协调、移交接产管理层周例会、移交接产工程生产

决策层例会的协调机制,针对移交准备、联检及移交过程中的分歧和制约问题,实现分层协调、分级决策,确保相关问题高质量、高效率处理,提升移交质量和工效。

3　移交包责任人矩阵的应用

移交包责任人矩阵运作,是在原有移交接产管理体系的基础上,以移交计划为牵引,固定的各专业、各领域矩阵小组成员协同作战,推动现场调试、消缺、文件准备工作开展,提前识别处理移交制约问题,降低正式联检时意见项数量,提升移交质量和工效。

3.1　移交计划制定

移交月度计划作为月度移交工作及移交包责任人矩阵的重要指导计划,需重点关注其合理性和可执行性,其签发流程如图 2 所示。

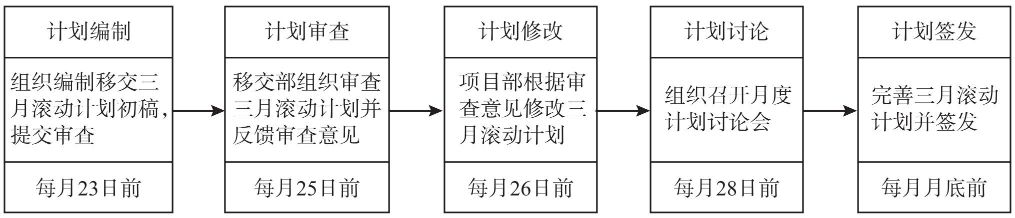

图 2　移交计划签发流程

Fig.2　Handover plan issuance process

计划编制:项目部组织编制移交月度计划初稿,其内容包括未来 3 个月的移交文件准备、联检及移交工作。

计划审查:初稿编制完成后,移交部组织各相关单位及生产相关处室针对计划合理性进行审查,审查时需关注现场调试工作进展、文件编制进展、遗留项处理进展、缺陷处理进展、是否存在重大制约问题等。

计划修改:项目部根据审查意见完成计划修改并反馈至移交部,汇总进入月度移交计划。

计划讨论:移交部组织召开月度计划讨论会,项目部相关部门及业主相关处室针对移交月度计划进行讨论。

计划签发:根据讨论结果,完成移交月度计划定稿并签发,作为移交包责任人矩阵运作指导计划。

3.2　安装、调试过程中移交制约问题处理

在现场安装、调试过程中,调试领域及生产各相关处室主动识别制约移交的问题,并通过移交包工作群组及时反馈,各领域责任人按要求主动提前处理问题。调试管理处移交包责任人作为本移交包牵头负责人,建立制约问题台账,并进行跟踪管理,推动问题提前处理。移交制约问题处理流程如图 3 所示。

问题识别及反馈:调试及生产各相关处室移交包责任人通过日常巡检、调试参与等方式主动识别移交制约问题,并及时反馈至本移交包责任人矩阵工作组(必要时可发起 SDF 等质保流程)。

窗口分析:建安、调试队根据本移交包调试工作进展,合理安排相应问题处理窗口,并通知相关领域进行问题处理。

问题处理:各领域移交包责任人及时处

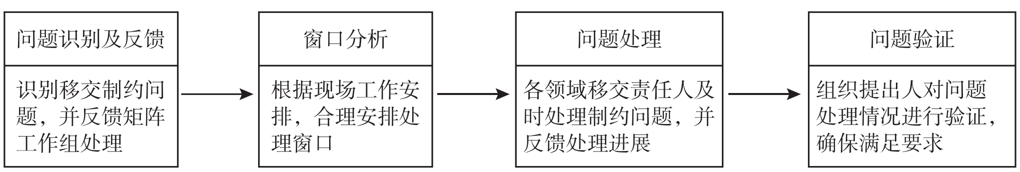

图 3　移交制约问题处理流程

Fig.3　Handover the process of dealing with constraint issues

理责任范围内问题，并将处理进展反馈至本小组。

问题验证：建安、调试系统工程师组织提出人进行问题验证，确保各项制约问题得到有效处理，确保后续移交工作顺利推进。

3.3　申请文件准备及审查

以移交月度计划为指引，在移交包正式联检之前，调试队系统工程师提前准备移交申请文件，并通过移交包责任人矩阵工作组、白班值进行线下前置审查；建安、调试系统工程师根据前置审查意见完成修改并通过线上流转，直至文件审查完成。移交包责任人矩阵工作组需密切跟踪申请文件准备、审查及通过的流程进展，及时协调相关问题处理，确保满足现场联检及移交工作需求。移交申请文件审查流程如图 4 所示。

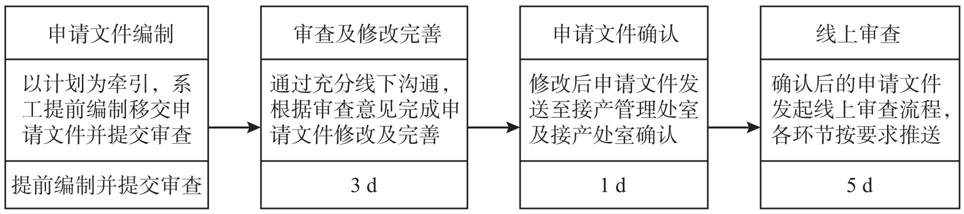

图 4　移交申请文件审查流程

Fig.4　Handover application document review process

申请文件编制：根据移交月度计划，系统工程师编制移交申请文件并提交至本移交包矩阵工作组（邮件发送小组所有成员，至少应包括接产相关处室移交包责任人、工程管理及调试管理移交包责任人），工作组内接产相关处室，如运行处、维修处、仪控处、化学环保处等，重点关注并及时审查。

审查及修改完善：根据矩阵工作组审查意见，系统工程师修改、完善移交申请文件，通过充分的线下沟通及交流，确保申请文件满足移交接产需求；修改过程中，如涉及文件传递等相关问题，矩阵工作组负责推动处理。

申请文件确认：建安、调试队系统工程师修改完成的移交申请文件，经由移交管理板块发送至接产相关处室（运行处需包含移交包责任人及白班值），接产相关处室 1 天内完成文件确认。

线上审查：建安、调试队系统工程师将确认后的移交申请文件通过线上系统提交审查，各环节尽快完成推送，除上游文件修改等特殊情况外，原则上不再进行流程回退，以提高文件审查效率。各流程推送完之后，按流程发出移交联检通知，推动后续流程。

根据管理程序要求，线上审查需在 5 天内完成。通过移交包责任人矩阵工作组前置审查，尽量缩短线上流转时间，各环节收到申请文件后，重点关注与前置申请文件版本的符合性审查，以提高文件流转效率[2]。

3.4　正式联检及意见项汇总

申请文件线上审查通过且现场具备联检条件后，按要求触发正式联检通知，系统工程师按照管理程序要求组织 TOM、TOTO 现场联检，联检之后组织开展意见项讨论及汇总，汇总后及时反馈并录入系统。联检及意见项汇总流程如图 5 所示。

发出联检通知：申请文件审查合格后，工程生产双方相关责任人确定移交包现场检查的时间和集合地点，并通过生产计划处在系统中触发现场检查通知，TOP 与 TOB、TOM、TOTO 现场检查并行开展。

联检实施：联检前系统工程师组织召开联检工前会，介绍检查范围、检查路径、安全交底及注意事项等内容，在保证质量的基础上各参检人员高效开展现场联检，识别发现问题。要求运行、维修等接产相关处室人员及项目部施工、调试等相关领域人员参加正式联检[3]。

意见项汇总：联检结束后，系统工程师组织召开意见项汇总会，参检人员与系统工程师梳理检查意见，并根据程序要求确定意见项类别，明确意见项处理责任人及处理期限，按管理程

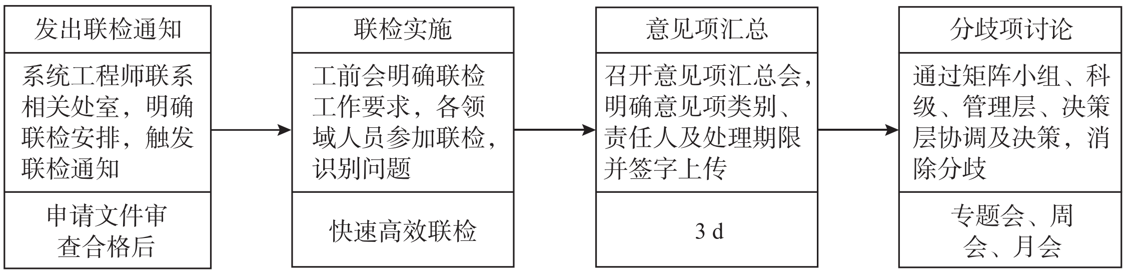

图 5　联检及意见项汇总流程

Fig.5　Joint inspection and opinion item summary process

序要求及时完成意见项汇总单签字并反馈至生产计划处上传系统。

分歧项讨论：如在联检或意见项确认过程中存在争议问题，移交方与接产方应及时推动解决问题，通过以移交包责任人矩阵为核心的工作层沟通、科级协调、移交接产管理层周例会、移交接产工程生产决策层例会，分层协调、分级决策，达成一致后上传意见项。

3.5　联检意见项处理

联检结束后，系统工程师组织进行联检意见项处理，设计、采购、施工、调试等领域移交包责任人根据调试窗口落实资源、推动问题处理，系统工程师适时组织意见项提出人进行验证，确保意见项满足处理要求并及时关闭，避免制约后续移交工作开展。联检意见项处理流程如图6所示。

矩阵内分工：意见项汇总单形成后，系统工程师将汇总单发送至移交包责任人矩阵工作组，明确各意见项处理责任领域。

意见项处理：通过调试计划合理安排意见项处理窗口，各意见项相关责任人整合资源，完成各意见项处理。

意见项验证：意见项处理完成后，通过点对点联系、工作组内部信息交流，系统工程师适时组织联检意见项验证，确保满足提出人要求。线下验证完成后确保尽快完成线上关闭流程。

分歧项处理：意见项处理及验证过程中如出现分歧，参照意见项汇总时分歧项处理流程，通过工作层沟通、科级协调、移交接产管理层周例会、移交接产工程生产决策层例会完成问题协调、决策及处理，包括意见项关闭准则、意见项类别转换等问题。

过程管控：移交板块组织召开联检意见项例会，会议频次可按需调整，会上跟踪各移交包意见项处理进展、协调各移交包意见项推动过程中主要典型问题，确保意见项按计划处理，满足移交计划需求。

3.6　移交及证书签字

各移交包移交前需完成试验且报告已出版、制约移交缺陷完成处理、联检意见项已消除，系统工程师完成证书文件编制，并提交至调试或生产计划处，TOP 证书由调试签署，TOM、TOTO 证书由生产计划处组织隔离经理、维修经

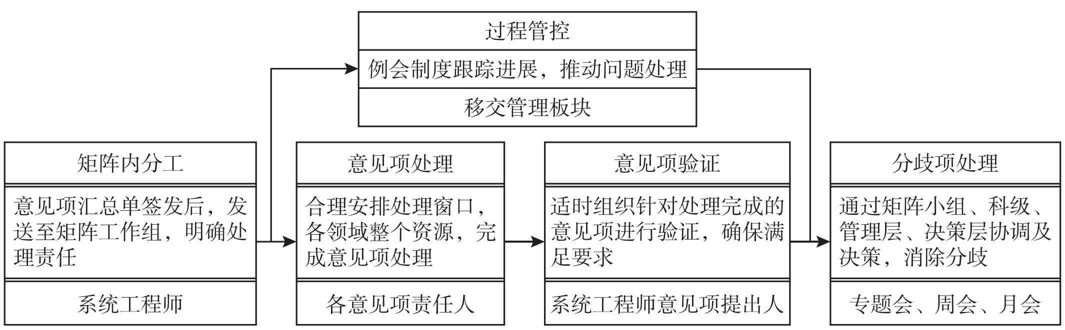

图 6　联检意见项处理流程

Fig.6　Procedures for handling joint inspection opinion items

理、运行经理审查完成后，组织签署，完成移交包移交。

证书文件准备及前置审查：建安、调试系统工程师提前编制证书文件，并提交至移交包责任人矩阵工作组审查，运行处室及维修处室提前审查证书文件。通过矩阵工作组运作，提前完成证书文件审查及修改。

遗留项清单编制：一类项完成处理后，建安、调试队系统工程师组织召开遗留项专题讨论会，明确遗留项的处理方案、计划处理时间、处理责任人等信息，形成遗留项清单。

证书签署：TOP 证书由建安方提交调试队进行签署。TOM、TOTO 证书由调试队计划协调部移交板块将前期已达成一致的 TOM、TOTO 证书文件传递至生产计划处，生产计划处组织维修经理审查并签署 TOM 证书，组织隔离经理、运行经理审查 TOTO 证书，并由运行处室签署。TOM 证书签署后，维修管理责任转移至维修经理所在处室；TOTO 证书签署后，运行经理处室负责进行 TOTO 实施并配合隔离经理进行隔离实施。

4　结论

核电厂移交接产工作涉及范围广、接口复杂、持续时间长。移交包责任人矩阵的运作模式具有如下优点：一方面，通过压实各方责任，提前介入，在安装、调试期间发现和解决问题，提高移交质量和移交接产效率，达到零缺陷的移交目标，保障了工程进度的高效推进；另一方面，生产线深入参与工程安装、调试过程，培养和锻炼运维队伍，落实了项目全周期系统设备健康管理的理念。但同时，因核电移交接产过程中涉及单位、人员较多，矩阵工作组沟通过程存在答复较慢、消极应付、推诿扯皮的现象，后续可通过建立考核与激励机制，营造干事创业、积极健康的良好环境。

参考文献

[1] 刘雪丽，黄平 . 核电工程项目移交接产管理方法研究［J］. 广东科技，2013（10）：97–98.

[2] 旋延德，唐振生 . 浅析核电调试移交管理［J］. 中国新技术新产品，2017（17）：132–133.

[3] 门烨 . 核电工程建设期间的移交接产管理探讨［J］. 中国高新技术企业，2015（3）：188–189.

Application of the Handover Package Responsible Person Matrix Model in the Handover and Production of Nuclear Power Plants

Zhang Deliang, Zhang Zhenqiang, Lian Hui*

（State Nuclear Power Demonstration Plant Co., Ltd., Shandong, Weihai 264200, China）

Abstract: The construction period of nuclear power plants is long, and the systematic handover and acceptance of production runs through the entire construction process of nuclear power plants. On the basis of the existing handover and production management system, a nuclear power plant organized the establishment of a matrix of persons responsible for the transfer contract, covering the owner and personnel in various fields of the project department, aiming to identify the problems of handover constraints in advance and improve the quality and efficiency of the handover through the operation of the handover contractor responsibility matrix.

Key words: handover of delivery;matrix;nuclear power plants

（责任编辑：徐晓娟）

雷少娟，刘新华，王晓峰，等. 基于情感特征和主题挖掘的日本福岛核污水排海事件舆情分析[J]. 核安全，2024，23(4)：54–63.
Lei Shaojuan，Liu Xinhua，Wang Xiaofeng，et al. Network Public Opinion Analysis of the Fukushima Nuclear Sewage Disposal in Japan based on Emotional Features and Topic Mining [J]. Nuclear Safety，2024，23(4)：54–63.

基于情感特征和主题挖掘的日本福岛核污水排海事件舆情分析

雷少娟，刘新华*，王晓峰，刘瑞桓

（生态环境部核与辐射安全中心，北京 100082）

摘要：福岛核污水排海事件是一个备受国内外公众关注的话题，探寻舆情演化过程、分析公众的情感倾向及其关注的焦点问题对舆情应对和公众沟通具有重要意义。本文采用文本挖掘技术，结合社交媒体、新闻媒体、公众评论等舆情数据，首先对排海事件舆情的演化趋势进行研究，并统计整理舆情发展的过程中公众参与讨论的话题；选择5个典型话题的评论文本研究公众的情感特征，并运用LDA主题分析模型挖掘公众关注的焦点问题。基于研究结果给出排海事件后续舆情应对及类似重大事件舆情应对的建议及对策，并为核能公众沟通在重大核事故应对问题上提供参考。

关键词：核污水排海；网络舆情；情感分析；LDA主题挖掘

中图分类号：TM623.8，C912.6 **文章标志码：**A **文章编号：**1672–5360（2024）04–0054–10

福岛核污水排海事件[1]是一个备受国内外公众关注的话题，2023年8月24日中午12点(当地时间13点)，日本政府正式启动福岛核污染水排海[2–3]，第一批次的核污染水在8月24日至9月11日排完，共计7788吨核污染水排入大海[4]。按照东京电力公司计划，在2023年内分四次排放3.12万吨核污染水[5]。而要将现存核污染水全部排完，则需要至少30年时间[6]，这将持续引发国内外民众对海洋环境和人类健康长期的困扰和担忧。排海事件的复杂性在于，核污水的排放将对海洋生态系统和食品链产生潜在影响，这不仅影响到了日本国内的海洋环境和渔业，也引发了周边国家和国际组织的担忧，还涉及政府决策、公众态度和媒体舆情的相互影响。由于地理位置的相邻，我国公众通过网络表达反对的态度和担忧的情绪，因此，本文通过文本挖掘和自然语言处理技术，深入探讨福岛核污水排海事件舆情演化、公众情感表达、公众关注的关键问题等，这对于处理类似复杂议题和危机事件具有借鉴意义，同时也有助于促进公众对于核能和环境问题的更全面理解。

情感分析(Sentiment Analysis)概念最早于1997年由Hatzivassiloglou等[7]首次提出。情感分析是指利用自然语言处理和文本挖掘技术，对含有情感色彩的文本内容进行分析和处理的过程[8]。情感分析被应用于多个领域[9–10]。如陈兴蜀等[11]通过文本聚类和情感分

收稿日期：2024–03–04 **修回日期：**2024–04–29
作者简介：雷少娟（1985—），女，博士，从事涉核舆情分析与核能公众沟通等方面研究
***通讯作者：**刘新华，E-mail：Liuxhua225@sina.com

析，发现网民对“新冠肺炎疫情”的态度大致经历了焦虑期、振作期和平稳期；肖璐等[12]以商业平台的多源评论数据，利用基于情感分析的竞争对手识别方法挖掘“红米 Note”手机的主要和次要竞争对手；隐含狄利克雷分布（Latent Dirichlet Allocations，LDA）模型是常见主题模型算法中的一种，于 2003 年由 Blei 等[13]提出三层贝叶斯模型。LDA 模型是一种服从多项式分布的“文档 – 主题 – 主题词”三层结构模型。它假设文本内容可以由包含某些主题的多项式分布表示，其中特定主题又可以由主题词的多项式分布组成[14]。LDA 模型常应用于计算传播学中[15]，通过分析海量文本中隐藏的主题，对大量文本进行关键词提取，方便分析其中的语义。例如，喻鑫等[16]通过 LDA 主题模型方法对防洪重大事件新闻舆情挖掘分析，为政府部门做好舆情预警、掌握舆论主动权提供参考。

本研究将采用文本挖掘技术，结合社交媒体、新闻媒体、公众评论等舆情数据，对福岛核污水排海事件的舆情演化和公众态度进行研究。研究内容包括：(1) 排海事件舆情的演化趋势研究，统计整理舆情发展的过程中公众参与讨论的话题及每个话题的评论文本，对评论文本进行预处理。(2) 选择 5 个典型话题，对公众情感进行分析。舆情发展过程中公众对于不同的话题发表了观点，我们以话题为单元，探讨公众对典型话题的情感倾向。(3) 公众关注的焦点问题识别。运用 LDA 主题分析模型挖掘公众聚焦点，从而为舆情应对和公众情绪引导提供有针对性的建议和参考。

1　排海事件舆情演化趋势

以两大资讯平台百度和微博的数据为研究基础，指数是对与关键词相关数据的统计分析，能够更加直观、有效地展示事件、话题、行业等相关关键词的演化趋势和变化态势。百度的搜索指数通过计算关键词在百度网页搜索频次加权的结果，反映互联网用户对关键词搜索关注程度。资讯指数是将网民的阅读、评论、转发、点赞、不喜欢等行为数据加权求和的结果，能反映新闻资讯在互联网上对关键词的关注及报道程度。微博指数是将微博提及、阅读、互动指标指数加权得出，是衡量关键词在微博上的发展趋势、传播互动效果的重要指标。本文以“核污水”为关键词，在百度指数和微博指数中检索 2023 年 8 月 21 日至 9 月 25 日数据变化，如图 1 所示，该时间段内微博指数的数据总量为 24146928，百度搜索指数为 338677，资讯指数为 932700544。其中 8 月 23 日排海当日公众在微博平台的评论和转发数据指数达到了 8713319，百度平台的搜索指数达到 83740，资讯指数更是达到了 52768670，反映出全网媒体和公众对福岛核污水排海事件的关注度非常高。整个舆情事件的发展呈现急增缓降、持续时间久、热度极高的特点。

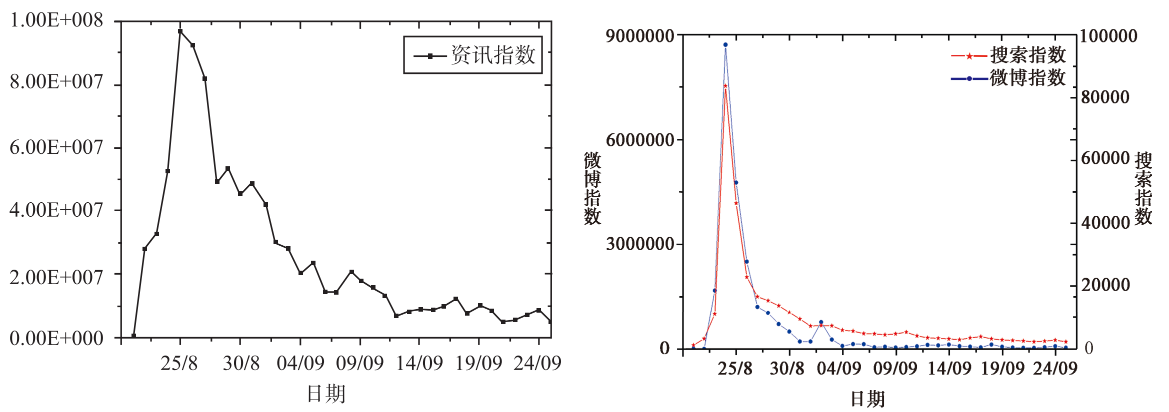

图 1　舆情演化趋势

Fig.1　Trend chart of public opinion evolution

另外，在2023年8月21日至9月25日这一时间段内核污染水排海事件经历排海计划发布、启动排海、排海过程、第一轮排海结束、其他国家回应，国际社会态度和日本本国民众态度等一些舆论话题的产生和讨论[1]。因此，本文基于微博数据对这一时间段内产生并引发公众广泛讨论和关注的话题进行了收集整理，共整理出相关话题138个。其中，排序前20的话题讨论量总和为7538400，占所有话题讨论量的81.47%，每个话题的讨论量和占比量如图2所示。在整个排海事件发展的过程中话题类型有较大的差别，对于不同的话题，公众观点和态度也有巨大的差异，比如日本启动核污水话题中，公众态度以反对和抵制等负面情绪为主，而在海关总署全面暂停进口日本水产品话题中，公众态度以支持和赞成等正面情绪为主，而对于美驻日大使称赞日本排海要尝福岛海鲜话题中，公众则表达要求直播观看等中性情绪。

同时，通过爬取公众对每个话题的评论内容整理并提取关键词后形成的词云图如图3所示，从图中可以看出围绕整个排海事件话题讨论的内容非常广泛。如果以所有话题的评论内容为基础数据进行研究分析，结果会很难准确地反映公众关注的焦点问题、公众态度、公众情感，从而影响舆情分析的结果。因此我们对话题进行分类整理，对典型话题的讨论内容采用LDA主题划分，并对每个主题的情感分析，从而找到不同话题中公众关注的主要问题、态度和情感，从而为舆情分析和舆情应对提供更准确和更有针对性的建议，也为我国核能公众沟通工作尤其是在重大核电事故事件的沟通工作中提供决策依据。本文选取了以下五个话题进行深入分析，包括话题一：#日本正式启动核污水排海#，话题二：#海关总署全面暂停进口日本水产品#，话题三：#日媒称中国核电站放射物排放量远超福岛，是后者的6.5倍，真的吗?#，话题四：#8月份对华出口减少42%#，话题五：#谁在炒作只有中国反对日本排放核污染水#。

2 典型话题的情感分析和主题挖掘

除了对舆情演化特征分析以外，舆情分析另一个重要的研究内容就是公众情感特征和主题挖掘。通过微博平台中公众对每个话题的评论内容发现，公众评论有四种类型：第一类是具有强烈情感特征的评论，比如“真的是很恶劣的行为”“抵制日本水产品”等；第二类是具有明显主题特征的评论，比如“核污染水含有大量放

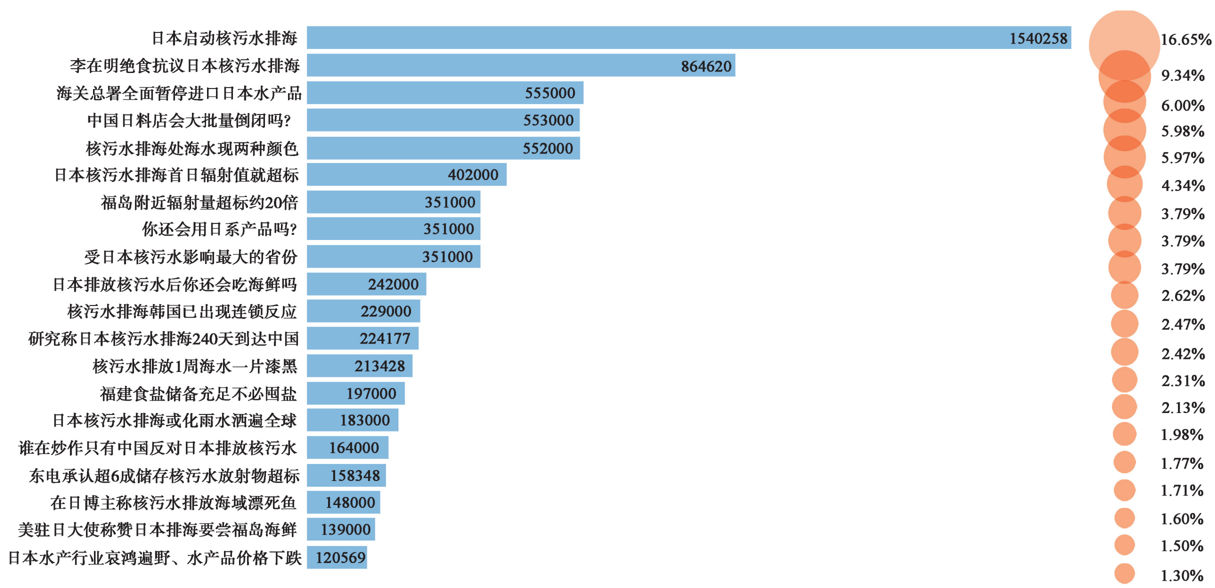

图2 讨论量和占比前20的话题

Fig.2 Top 20 topics in terms of discussion volume and proportion

图 3　所有话题评论内容的词云图
Fig.3　Word cloud diagram

射性物质”“为什么核污水不能循环注入反应堆”等；第三类是评论中既包含情感特征也有明显的主题特征，比如“事实上，对日本政府拍板排放核污水的做法，反对最激烈的始终是日本民众”“一个是直接携带了核废料的核污水，一个仅仅是不接触核的无辐射的冷却水，能一样吗？”等；第四类是既不包含情感倾向也没有主题特征的评论，比如“一个核弹的事”“潘多拉魔盒已经开启”等。因此，为了对公众观点的情绪及主题进行全面挖掘，我们以微博平台中公众对每个话题的评论内容为基础数据，经过数据爬取、文本预处理、情感分析及主题挖掘分析等研究，使结果能够更清晰准确地反映出公众对话题的情感倾向和公众关注的焦点问题，为舆情应对和核能公众沟通提供有针对性的决策依据。

文本预处理：中文分词是文本处理的第一步，也是对某一话题下所有评论内容的整体分析。分析的内容包括：(1) 去除评论文本中的非文本信息，比如停用词、无关词、图片、数字、特殊字符等；(2) 采用 Jieba 分词工具对评论文本进行分词；(3) 采用 TF–IDF 算法提取评论特征，筛选关键词，统计词频、数量等信息，生成词云图、共词矩阵表等。

情感分析：情感分析是以评论文本为单元，采用词典匹配的方法对评论内容的情感倾向进行分析。设置正面情绪、中性情绪和负面情绪三种情感类型。基于正负面情感词表，将正面词语赋予初始权重 1，负面词语赋予初始权重 –1，计算每条评论的情绪值权重总和并判定该条评论的情绪属性，根据计算结果给出整个话题评论文本的情绪占比、情绪值与数量的分布情况等信息。

主题分析：公众的评论用词和语句较为随意，内容也非常分散，在大量的评论预料中挖掘评论的主题，从而识别公众讨论的主要问题还需要主流的 LDA 主题模型进行挖掘。LDA 的基本思想是通过计算语料中词汇的概率分布来反映主题。计算的过程首先为每个词汇随机赋予 1 个主题，使用 Gibbs 采样方法进行采样，并计算每个词汇在每个主题中的概率分布，然后为当前词汇重新赋予 1 个主题，重复计算过程直至 Gibbs 采样收敛，最后确定每条评论文本的主题和概率分布，并输出每个主题的特征词。

2.1　话题一的情感特征与焦点问题挖掘

2023 年 8 月 24 日中午 12 点（日本当地时间 13 点），日本启动福岛核污水排海，核污水经由 1 公里的海底隧道流向太平洋。话题一：# 日本正式启动核污水排海 # 在微博平台的讨论量占整个排海过程的 16.65%，讨论量达到 1540258，排海当日国内大量主流媒体通过直播、视频、文章等形式报道，国内大量公众关注并发表了评论，评论文本的预处理后生成的词云图如图 4 所示。从词云图我们可以看到，围绕该话题公众讨论的内容较分散，有必要做进一步的情感分析和主题统计。

图 4　话题一公众评论文本词云图
Fig.4　Word cloud diagram

话题一情感分析结果见表 1,可以看出,情感特征主要以负面情绪为主,从特征词能够看出公众对排海行为表达了强烈的反对和愤怒,认为这一行为是人类灾难。还有一部分公众的评论未体现出具体的情感特征,持中性情绪。

话题一主题统计见表 2,可以看出,公众讨论的主题有 3 个方面:一是关于核污水危害的讨论,内容包括核污水和核废水的区别、核污水对海洋生物和人类的影响,并强烈谴责了此行为的不负责,对全世界的伤害;二是受洋流影响,核污水的流向也就是洋流会使核污水依次到达哪些海域,影响哪些国家;三是公众对其他国家尤其是欧美国家为什么没有阻止日本政府的排海行为提出疑问和不解。

表 1　话题一情感分析

Table 1　Emotional analysis

情感分类	特征词	占比
负面	反对、抗议、愤怒、低劣、辐射、肆无忌惮、灭绝、自私、世界末日、侵害、污染、消失、灾难、战争、可怕、制裁等	72.1%
中性	重点、逻辑、核废水、长远、影响、进口、衰变等	27.9%

表 2　话题一主题统计

Table 2　Topic statistics

主题名称	特征词
核污水的危害	核污水、放射性物质、核电站、人类、变异、海洋生物、辐射、氢弹、海水、循环、全世界等
受洋流影响核污水的流向	洋流、影响、核污水、海洋、海域、淡水、地球、水资源、危害、模型、流向、管道、试验、水循环等
其他国家态度	全世界、欧美国家、事故、地震、问题、变异、政府、祸害、危害、水资源、地球、进口、消失、办法、人类等

2.2　话题二的情感特征与焦点问题挖掘

核污水排海后海关总署办公厅发布了自 8 月 24 日(含)起全面暂停进口原产地为日本的水产品的决定[17],该话题仅在微博的阅读量就超过了 5 亿,评论量 555000。讨论量位于全部话题讨论的第三位,占总量的 6.0%。公众对话题二 # 海关总署全面暂停进口日本水产品 # 讨论的文本预处理后生成的词云图如图 5 所示。从图中可以看出,抵制、支持、产品、所有、进口、进口作为高频词显示,还出现了水产品、化妆品、海鲜等产品的讨论,也包含全面、坚决等程度副词。

图 5　话题二公众评论文本的词云图

Fig.5　Word cloud diagram

话题二的情感分析结果见表 3,正面情绪均来自公众对海关总署决定的支持和赞同,占比为 28.9%;有 55.73% 的公众表达了对日本产品的抵制,认为排海行为导致日本的产成品都是不安全的,还表达了要全面抵制、永久禁止日本产品的负面情绪;还有一部分公众对产品进出口政策、日本品牌包装等内容进行了讨论,但是未表现出明显的情绪特征,为中性情绪,占比是 15.37%。话题二主题统计见表 4,公众对该话题的讨论主要围绕以下三个主题:(1) 支持海关决定,并认为只禁止水产品的力度不够,应该全面禁止日本生产的所有产品,并且要求永久停止日本水产品的进口;(2) 全面抵制日本产品,有大量的公众提出要全面抵制日本产品,除了海产品外还有化妆品、食品和服装制品;(3) 对日本产品的讨论,包括核污水排海后日本产品的危害、对日本产品的恐惧、日本产品的包装代码,如何准确地辨识产品的原材料是否来自日本等内容。

表 3　话题二情感分析

Table 3　Emotional analysis

情感分类	特征词	占比
正面	支持、全部、坚决、希望、所有、需要、好、海关、入境、加大力度、安全、原料、原产地、饮用水、海洋经济等	28.9%
中性	产品、进口、化妆品、水产品、海鲜、海关、原产地、全球、检测、防治、商品、农产品、品牌、包装等	15.37%
负面	抵制、禁止、暂停、永久、走私、影响、排放、核污水、战争、自私、不安全、攻击、严重、举报、怀疑、重创、企图、挑衅等	55.73%

表 4　话题二主题统计

Table 4　Topic statistics

主题名称	特征词
支持海关决定	进口、支持、海关、可以、希望、全面、坚决、永久、全部、水产品、入境、原产地等
全面抵制日本产品	抵制、禁止、停止、走私、辐射、战争、自私、质疑、绝望、企图等
日本产品	产品、化妆品、海鲜、海产品、国家、出口、影响、护肤品、神仙水、饮料、饮用水、检测、企业等

2.3　话题三的情感特征与焦点问题挖掘

2023 年 6 月 23 日，日本《读卖新闻》刊载报道称：中国核能年鉴和核电站运营商的报告书的数据显示，中国多个核电站排放的氚要远超日本福电站，凭什么反对福岛核电站往大海里排放核废水？[18]该话题被国内媒体转载报道，也有专业人士对日媒的新闻进行解读和反驳[19,20]。随着日本福岛核污水启动排海，关于核污水和我国核电厂液态流出物的区别又引起了公众的广泛关注。我们对话题三：# 日媒称中国核电站放射物排放量远超福岛，是后者的 6.5 倍，真的吗 ?# 公众的评论文本进行预处理后生成的词云图如图 6 所示，关键词包括核电站、冷却水、检测、核废水、核污水等高频词，进一步关于公众就该话题的讨论所体现出的情感倾向和讨论主要主题分析如下。

话题三的情感分析结果见表 5，公众对该话题的情感倾向主要是负面情绪占比为 53.77%，从特征词能够看出，公众正面表达了这是日媒“混淆是非”和“污蔑”，是否安全应以专业机构的监测和标准来评判；正面情绪占 19.27%，主要是部分公众对核电站正常液态流出物的安全性的科普，以及放射性物质的含量符合国际标准；还有 26.94% 的公众在讨论中没有表现出明显的情感倾向。

图 6　话题三公众评论文本的词云图

Fig.6　Word cloud diagram

表 5　话题三情感分析

Table 5　Emotional analysis

情感分类	特征词	占比
正面	技术、科学、安全、洁净、明白、正常、物理、掌握、简单、公正、欲盖弥彰、资源、充足、无疑等	19.27%
中性	逻辑、标准、报告、说服、本质、法律等	26.94%
负面	造谣、污蔑、混淆是非、误解、事故、故意、不懂、风险、争论、危言耸听、一般、不相信、不安全、拙劣、胡说八道、把戏、伎俩、危害、罪恶、诽谤等	53.77%

话题三的主题统计见表 6，从表中可以看出公众对该话题的讨论主要围绕以下三个主题展开：(1) 核污水的安全性，公众普遍认为经过核事故后用于冷却堆芯的核污水是不安全的，其次安全性应该由权威机构的检测来证明；(2) 核电站液态流出物与核污水的区别，部分网民用

压水堆技术的核电站组成部分解释了核电站正常液态流出物和核污水的区别，部分网民用更形象的方式解释它们的区别，还有部分网民仍然存在疑问，不清楚它们之间究竟有什么区别；(3)放射性指标，公众认为无论是核污水还是正常核电站的液态流出物，是否安全都应该以水中的放射性指标来判定，因此部分公众就有关放射性指标进行了讨论。

表 6　话题三主题统计

Table 6　Topic statistics

主题名称	特征词
核污水的安全性	核污水、安全性、冷却水、检测、国家、数据、结论、自来水厂、核电、燃料、标准、核污染等
核电站液态流出物与核污水的区别	污水、废水、冷却水、核电站、反应堆、燃料、标准、核污染、氚、含量、海水、堆芯、核泄漏等
放射性指标	冷却水、物理、单位、国际原子能、数据、放射性、指标、核电、燃料、标准、定义、含量、标题、海水等

2.4　话题四的情感特征与焦点问题挖掘

据共同社 9 月 20 日报道[21]，日本财务省当天公布的 8 月贸易统计初值显示，包括水产品在内的食品对华出口为 141.86 亿日元(约合 7 亿元人民币)，较去年同期减少 41.2%，创下了日本大地震后近 12 年的最大降幅。话题四：#8 月份对华出口减少 42% # 在排海舆情周期内出现得较晚，微博讨论量为 1550，占比为 0.02%，但是该话题作为排海后产生具体影响的话题，有必要对其进行深入的分析。我们对公众的评论文本进行预处理后生成的词云图如图 7 所示，关键词包括下降、空间、进口、食品、继续等高频词，进一步关于公众就该话题的讨论体现出的情感倾向和讨论主要主题分析如下。

话题四情感分析结果见表 7，持有负面情绪的评论占比最高，为 53.4%，负面情绪的评论中多以表达对日本产品的抵制；而正面情感中，公众更多的是对这一消息的肯定，认为还有“下降的空间”；中性情感多为消息解读，未表达出明显的情感特征。公众的讨论主要有两个主题(见表 8)，一是讨论出口下降的程度，二是围绕抵制日本产品的行为和情绪展开，且两个话题的特征词有大量的重复。

图 7　话题四公众评论文本的词云图

Fig.7　Word cloud diagram

表 7　话题四情感分析

Table 7　Emotional analysis

情感分类	特征词	占比
正面	说明、支持、大快人心、期待、效果、希望、达到、努力、加油等	13.3%
中性	空间、8 月 24 日、统计、审题等	33.3%
负面	暴跌、下降、抵制、禁止、下跌、破产、减少、承受、污染、辐射、自作自受、愤怒、停止等	53.4%

表 8　话题四主题统计

Table 8　Topic statistics

主题名称	特征词
抵制日本产品	空间、进口、东西、化妆品、日文、国家、责任、零食、水产品、全部、产品、旅游等
出口下降的程度	空间、进口、食品、化妆品、出口、海鲜、零食、水产品、全部、产品等

2.5　话题五的情感特征与焦点问题挖掘

8 月 25 日，北京日报发布评论文章[22]，详细列举了国际社会对日本启动排放核污水入

海行为的态度，且引用海南大学“一带一路”研究院国际数据与舆论研究中心的分析数据指出，国际社会支持日本政府排放福岛核污水意见的仅有7%[23]。话题五：#谁在炒作只有中国反对日本排放核污染水#在微博上获得了19308的点赞和16532的转发，通过对公众的评论文本进行预处理后生成的词云图如图8所示，关键词包括日本、中国、媒体、排放、反对、污水、废水等高频词，下面对公众对此话题讨论的情感分类和主题分类进行详细的分析。

图8　话题五公众评论文本的词云图

Fig.8　Word cloud diagram

话题五情感分析结果见表9，参与该话题讨论的公众情绪中，负面情绪占57.69%，指责日本政府颠倒黑白，利用媒体制造舆论并转移矛盾，从而逃避排海行为的危害；正面情绪占18.59%，主要是对评论文章的支持和肯定；还有23.72%在讨论中未体现出明显的情感特征。公众对于话题五的讨论主要有三个主题，见表10，一是讨论国际社会的态度，评论从日本民众的激烈反对、欧美国家态度及18个太平洋岛国的联合声明等声音指出国际社会对福岛核污染水排海的态度；二是关于国际舆论的讨论，指责一些媒体利用舆论转移矛盾，为核污水排海“洗地”；三是对核污水排放合理性的再次讨论，针对该主题讨论的公众认为，无论舆论的矛头指向哪里，核污水排海都是对全人类不负责的行为。

表9　话题五情感分析

Table 9　Emotional analysis

情感分类	特征词	占比
正面	科学、理性、美化、合理、安全、接受、默许、利益等	18.59%
中性	逻辑、气候、经济、基础、透明等	23.72%
负面	一意孤行、自诩、抹黑、预谋、颠倒黑白、担忧、混淆、污染、灾难、倾倒、纵容等	57.69%

表10　话题五主题统计

Table 10　Topic statistics

主题名称	特征词
国际社会态度	西海岸、背离、国际、全世界、默许、海洋、距离、民间、反对、真实、态度、健康、重视、补偿等
核污水排放合理性	世界、人类、共同体、一损俱损、毁灭、排放、核污水、标准、处理、一意孤行、农林水产等
国际舆论	通稿、国际舆论、公关、操控、真相、组织、700亿、文章、媒体、以正视听、封口费、评论、营销等

3　结论与建议

日本核污水排海事件是自福岛核事故以来在国内涉核领域持续时间最长、热度最高的舆情事件，随着排海的进程，公众围绕不同话题展开了讨论。本文首先以排海事件在百度平台和微博平台的讨论数据为研究依据，分析舆情演化趋势，统计整理了整个排海过程中公众在微博平台参与讨论的所有话题；其次通过文本挖掘技术和自然语言处理方法，选取5个典型话题的评论文本为研究对象，识别关键词、挖掘公众的情感倾向、识别公众关注的焦点问题。基于研究结果我们得出结论，并据此给出对于排海事件后续舆情应对及类似重大事件舆情应对的建议及对策，并为核能公众沟通在重大核事故应对问题上提供参考依据。

(1)相较于2021年4月13日日本政府发布排海计划[24]时公众的愤怒和谴责情绪，核污

水排海的启动，公众的情绪更多的是恐慌、忧虑和谴责，因此评论中出现了大量对核污水流向的推测，对海洋生物、海洋环境，乃至人类健康危害的担忧；谴责情绪除了指向排海行为外，还包含了对其他国家对排海行为默许的谴责。这导致了公众对日本制产品的强烈抵制，大量民众对中国海关发布的全面暂停进口日本水产品的决定持支持态度，并呼吁要全面抵制所有日本制产品；对于日本 8 月对华出口的大幅降低认为是“大快人心”并呼吁要更加“努力”使“降幅”更高。

(2)对日本核污水与我国核电站液态流出物比较的舆论，尽管公众普遍不清楚核污水和核电站液态流出物的产生原理，但是观点大多体现出两者不能放一起比较，核污水是核事故后用于处理的水，而核电站的液态流出物是正常运行产生的废水；是否有害应以专业检测机构的数据为准，而不是媒体“恶意揣测”“混淆是非”。另外，对话题五的分析也反映出公众在面对媒体的恶意引导时，能够保持理智，无论舆论的矛头指向哪里，都无法掩盖核污水排海是对全人类不负责的行为。

重大核事故的处理和恢复过程漫长且复杂，做好舆情应对和公众沟通对社会稳定和核能发展都至关重要。本文针对此次福岛排海事件舆情分析的结果提出如下建议：

(1)做好信息公开和应对措施发布。公众的恐慌更多是来自对排海行为的无能为力和对危害的不确定性。因此，政府的应对措施和监测数据等信息的及时公开能极大地安抚公众的恐慌情绪。

(2)做好舆论引导工作，占据舆论主动权。要充分发挥主流媒体和专家学者意见领袖的作用，对“恶意”的舆论及时做出回应，引导舆情良性发展。

参考文献

[1] 百度百科. 日本福岛核污水入海计划[EB/OL].(2024-04-27)[2024-03-04].https：//baike.baidu.com/item/ 日本福岛核污水入海计划 /56707271?fr=ge_ala.

[2] 核电新闻网. 日本启动核污染水排海！[EB/OL].(2023-08-24)[2024-03-04]. http：//www.heneng.net.cn/home/zc/infotwo/id/71552/sid/10/catId/162.html.

[3] 新华网. 外交部发言人就日本政府启动核污水排海发表谈话[EB/OL].(2023-08-24)[2024-03-04]. http：//news.china.com.cn/2023-08/24/content_107180290.shtml.

[4] 中国新闻. 日本政府宣布将于 24 日开始将福岛核污染水排放入海[EB/OL].(2023-08-24)[2024-03-04]. https：//www. chinanews. com/gj/ 2023/ 08-22/ 10065014. shtml.

[5] 中国核电信息网. 日本核污水今起排海，开人类利用核能以来之先例[EB/OL].(2023-08-24)[2024-03-04]. http：//www. heneng.net. cn/home/zc/infotwo/ id/71569/sid/10/catId/162.html.

[6] 北京日报. 今天 13 时起，日本核污染水将排海！我国已禁止进口福岛等地食品[EB/OL].(2023-08-24)[2024-03-04]. https：//mp.weixin.qq.com/s/3Lr1LZ0qNVO4AzhYJxiprg.

[7] Hatzivassiloglou V，Mckeown K R. Predicting the Semantic Orientation of Adjectives[C]// Meeting of the Association for Computational Linguistics.Association for Computational Linguistics，1997.

[8] 陆文星，王燕飞. 中文文本情感分析研究综述[J]. 计算机应用研究，2012，29(6)：2014-2017.

[9] 陈雪松，毛佳昕，马为之，等. 中西方媒体报道各国疫情的对比及情感分析方法研究[J]. 计算机学报，2022，45(5)：993-1002.

[10] 万晓红，陈嘉宝. 新传播生态下体育赛事网络舆论特征及治理——基于结构分析与情感分析的双重视角[J]. 体育科学，2021，41(4)：23-31.

[11] 陈兴蜀，常天祐，王海舟，等. 基于微博数据的“新冠肺炎疫情”舆情演化时空分析[J]. 四川大学学报(自然科学版)，2020，57(2)：409-416.

[12] 肖璐，陈果，刘继云. 基于情感分析的企业产品级竞争对手识别研究——以用户评论为数据源[J]. 图书情报工作，2016，60(1)：83-90+97.

[13] Blei D M，Ng A Y，Jordan M I. Latent Dirichlet Allocation[J]. The Journal of Machine Learning Research，2003，3：993-1022.

[14] 陈雅燕，林耿. 基于 LDA 模型的商品评论情感分析研究[J]. 数据挖掘，2023，13(3)：230-234.

[15] 蔡政群，李诗轩，吴玉敏，等. 基于 LDA 模型的学术次生衍生舆情传播的演化分析[J]. 武汉理工大学学报(信息与管理工程版)，2022，44(3)：395-401+409.

[16] 喻鑫，张亮，冉钦朋，等. 基于自然语言处理的防洪重大事件新闻舆情分析——以长江 5 号洪水为例[J]. 水利信息化，

2022（3）：50–56.

［17］中国网．全面暂停进口原产地为日本的水产品，中方强烈谴责日本核污染水排海［EB/OL］．（2023–08–24）［2024–03–04］. http：//news.china.com.cn/2023–08/24/content_107078801.html.

［18］中华人民共和国生态环境部官网．生态环境部（国家核安全局）相关负责人就国际原子能机构发布日本福岛核污染水处置综合评估报告答记者问［EB/OL］．（2023–07–05）［2024–04–11］．https：//wzq1.mee.gov.cn/ywdt/zbft/202307/t20230705_1035345.shtml.

［19］科普大世界．日媒称中国核电站氚排放量是福岛的 6.5 倍?［EB/OL］．（2023–06–24）［2024–04–28］．https：//baijiahao.baidu.com/s?id=1769594663004262578&wfr=spider&for=pc.

［20］梅宏，邹克渊，张晏瑲，等．“福岛核污水有关的法律问题”笔谈［J］．中国海洋大学学报（社会科学版），2023（04）：1–11.

［21］北京商报．日本 8 月对华食品出口暴跌 41.2%，创东日本大地震后近 12 年最大降幅［EB/OL］．（2023–09–21）［2024–04–11］. https：//baijiahao.baidu.com/s?id=1777629189230300566&wfr=spider&for=pc.

［22］京报网．谁在炒作“只有中国反对日本排放核污水”［EB/OL］．（2023–08–25）［2024–04–28］．https：//news.bjd.com.cn/2023/08/25/10542580.shtml.

［23］《北京日报》官方微博．# 谁在炒作只有中国反对日本排放核污水 #［EB/OL］．（2023–08–25）［2024–04–28］．https：//s.weibo.com/weibo?q=%23 谁在炒作只有中国反对日本排放核污水 %23.

［24］海南大学一带一路研究院．大数据分析：仅有 7% 的国际舆论支持日本福岛核污水排放［EB/OL］.（2021–04–26）［2024–03–04］．https：//mp.weixin.qq.com/s/TRqM0O51zfdlxuHouisUoQ.

［25］中国新闻网．日媒：日本政府基本决定将福岛核污水排入大海［EB/OL］．（2021–04–19）［2024–04–28］．https：//news.cctv.com/2021/04/09/ARTIE8fFoExNPpMeaQd3ZmzU210409.shtml?ivk_sa=1024320u.

Network Public Opinion Analysis of the Fukushima Nuclear Sewage Disposal in Japan based on Emotional Features and Topic Mining

Lei Shaojuan , Liu Xinhua*, Wang Xiaofeng, Liu Ruihuan

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

Abstract：The Fukushima nuclear Sewage Disposal incident is a topic of great public concern both domestically and internationally. Exploring the evolution process of public opinion, analyzing the emotional tendencies of the public, and focusing on key issues are of great significance for public opinion response and communication. Using text mining technology and combining public opinion data from social media, news media, public comments, etc., this study investigates the evolution trend of public opinion in sea discharge events, and statistically organizes the topics of public participation and discussion during the development of public opinion; Select 5 typical topic comment texts to study the emotional tendencies of the public, and use the LDA topic analysis model to explore the focal issues of public concern. Based on the research results, provide suggestions and countermeasures for public opinion response to sea discharge incidents and similar major events, and provide reference for nuclear energy public communication on major nuclear accident response issues.

Key words：nuclear sewage disposal; online public opinion; emotional analysis; LDA topic mining

（责任编辑：许龙飞）

李琳 . 全球小型模块化反应堆进展情况研究[J]. 核安全,2024,23(4):64-68.
Li Lin. Progress Status Research for Global Small Module Reactor [J]. Nuclear Safety,2024,23(4):64-68.

全球小型模块化反应堆进展情况研究

李　琳

(中国原子能工业有限公司,北京　100032)

摘要:小型模块化反应堆是一种先进的核反应堆,因其可为能源供应提供新的选择而逐渐受到全球的关注。本文调研了全球小型模块化反应堆发展情况,总结了各国小型模块化反应堆具体实施项目,提出了小型模块化反应堆面临的挑战及我国制定小型模块化反应堆核安全监管政策建议,以期为小型模块化反应堆在我国的研发、应用及监管提供参考。

关键词:小型模块化反应堆;小型模块化反应堆分类;小型模块化反应堆项目

中图分类号:(TL417)　**文章标志码:**(R)　**文章编号:**1672-5360(2024)04-0064-05

核能,作为一种绿色、清洁、高效、可持续的能源形式,在全球能源市场中占据重要地位,逐渐受到各国的关注。近年来,各核电国家以其卓越的科研实力和创新精神,在核能技术的研发和应用中,开发出了具有革命性的小型模块化反应堆(Small Modular Reactor,小型反应堆),为全球能源供应提供了新的解决方案。小型反应堆因其建造体积小、周期短、模块化、绝对成本较低、安全性能高、应用性强、多用途等优点,逐渐成为全球关注的核领域前沿方向。小型反应堆的出现,有力地推动了全球核能技术的发展,并预示着核能格局的重大变革[1-2]。本文介绍全球各国小型反应堆的发展情况及其面临的挑战,提出制定我国小型反应堆监管政策建议。

1　小型反应堆概述

1.1　小型反应堆的定义、特点

小型反应堆是一种先进的核反应堆,其单个模块的功率容量可达 300 MW 或热功率的输出少于 1000 MW,约为传统核动力反应堆发电容量的三分之一。它的主要特点是小型化、模块化,可提供电源的基本负载,也可以按照电力需求而调整输出,还可以区域供暖、制氢和海水淡化。因此,小型反应堆在效率、绝对成本较低和灵活性方面都具有其独特的属性。

1.2　小型反应堆的分类

小型反应堆和大型反应堆类似,根据冷却方式分类,主要有如下 4 种:

一是用轻水作为冷却剂和慢化剂,与大型压水反应堆和沸水堆一样,小型反应堆可充分利用现有小型轻水堆的技术。

二是用氦气作冷却剂,石墨作为堆芯材料,可利用高温气冷堆的高温优势,提供高参数的工艺热,代表堆型是高温气冷堆。

三是用液态钠作为金属冷却剂,由于冷却剂传热系数高,堆芯最为紧凑,代表的堆型是钠冷快堆;以及用液态铅或铅铋合金作冷却剂,冷却剂可在较高温度工作,代表堆型是铅冷快堆。

四是用高温熔盐作为冷却剂和传热介质,可以实现高温、低压、高效的运行,代表堆型是

收稿日期:2024-07-03　**修回日期:**2024-07-18

作者简介:李琳(1979—),女,高级工程师,硕士,现主要从事核燃料及其贸易等工作

钍基熔盐堆。

上述4种小型反应堆，按照大类来区分，也可以分为轻水堆和非轻水堆，轻水堆包括压水堆和沸水堆两种，非轻水堆包括高温气冷堆、快中子反应堆和熔盐反应堆。

1.3　小型反应堆的经济性

小型反应堆由于引入了模块化结构，建设时间和融资相对更容易。目前由于小堆电力输出较低，小型模组化反应堆的建设成本相对高于大型核电站。未来随着技术研发不断进步，一批示范项目建成落地，标准化和批量化推进，小型堆的经济性会逐步提高，这就需要配套适应行业的建设标准和更多的科技创新。目前，尽管小型反应堆的单位建设成本较高，但由于小型反应堆的绝对成本较低，后期还可以通过建立新模块来逐步扩大功率，加之灵活性好等特点，使得小型反应堆具有很强的市场竞争力。

1.4　小型反应堆的技术对比分析

本文对采用轻水堆技术的小型反应堆和非轻水堆的钍基熔盐堆进行对比分析，结果如下。

（1）轻水堆技术的小型反应堆：一是采用轻水堆技术的小型反应堆设计与在运的大型轻水堆有许多相似之处，通常采用成熟的技术，具有体积更小、集成度更高的部件，增强非能动安全设施。二是这些小型反应堆设计使用U-235丰度低于5%的燃料，不需要U-235丰度达到20%的新燃料，不需要不同的冷却剂（如钠、铅、铅铋等）。与其他小型反应堆设计相比，轻水堆小型反应堆的技术成熟度通常更高，在许可证审批流程方面的挑战相对要少，不需要创新燃料类型或新供应链。

（2）钍基熔盐堆：与传统的压水堆等第三代核能技术相比，非轻水堆的代表堆型之一——钍基熔盐堆，有以下几大优点：一是钍资源丰富，分布广泛，可以有效缓解铀资源的紧缺和不平衡问题；二是采用液态燃料和冷却剂，可以实现边运行边加料和清理废料，提高了燃料利用率和安全性；三是使用高温熔盐作为冷却剂和传热介质，可以实现高温、低压、高效的运行；四是产生的核废料量少、放射性低、半衰期短，可以有效减少对环境和人类健康的影响；五是具有很强的防扩散性能，因为它不会产生可用于制造核武器的钚或其他裂变性材料。当然，钍基熔盐堆也有燃料的制备、材料腐蚀、熔盐的制备和纯净等问题需要去进一步研究和解决。

2　全球小型反应堆的发展情况

全球目前约有80多种小型反应堆的设计和概念，各自处于不同的研发阶段[3,4]。设计范围从现有设计的缩小版本到第四代设计，已经提出了热中子反应堆、快中子反应堆以及熔盐和气冷反应堆模型。热中子反应堆利用中子慢化剂来慢化中子，通常使用U-235作为裂变材料；快中子反应堆利用燃料吸收高速中子，这需要改变堆芯燃料布置或使用不同的燃料。普通反应堆使用水作为冷却剂，小型反应堆可使用水、液态金属、气体和熔盐作为冷却剂。

加拿大、芬兰、法国、罗马尼亚、俄罗斯、沙特、瑞典、乌克兰、英国和美国以及新兴核电国家（爱沙尼亚、约旦、波兰和新加坡）已宣布支持或资助小型反应堆项目。

从表1和表2可以看出，很多小型反应堆项目已经在加拿大、俄罗斯、英国、美国等国家取得实质性进展，表1列出了各国开发轻水堆项目情况，表2列出了各国开发非轻水堆项目情况，这些项目采用了不同的反应堆技术和设计布局。

（1）俄罗斯已实现海上可移动小型反应堆在边远地区供能方面的应用，同时在可移动式小型反应堆商业化方面领先全球，2019年底，世界首座海上浮动式核电站“罗蒙诺索夫院士”号开始在俄罗斯远东楚科奇地区的佩斯韦克市试运行，其拥有两座改进的KLT-40反应堆，每座装机容量达35 MW。2020年5月，该项目正式投入运营，成为俄罗斯第11座在运核电站，也是世界上最北端的核电站，成为俄罗斯楚科奇地区的主要能源来源。

(2) 美国的小型反应堆部署受监管阻碍、缺乏用户等因素影响进展缓慢。虽然美国在小型反应堆研究与部署方面行动较早，但直至 2022 年 8 月，美国核管理委员会(NRC)才审查通过了纽斯凯尔电力公司的一项小型反应堆设计，这是 NRC 认证的首个小型反应堆设计。然而，该小型反应堆的建设项目却于 2023 年 11 月 8 日宣布终止建设，原因是大多数潜在用户不愿承担开发此类项目的风险，项目无法获得足够的用户。纽斯凯尔电力公司表示将继续与国内外客户合作，将其技术推向市场。美国田纳西流域管理局宣布与通用电气日立达成协议，支持在田纳西州部署 BWRX-300 小型反应堆。美国 X-energy 将在 2030 年之前在美国墨西哥湾部署 Xe-100 模块化反应堆，泰拉能源正在与 PacificCor 探讨 2035 年前建造 5 座钠冷反应堆的可能性[1]。

(3) 欧洲的许多公司已经签署了小型反应堆开发和部署的相关协议。波兰和捷克共和国宣布实施小型反应堆计划，罗马尼亚的 RoPower 与美国小型反应堆开发公司签署工程与设计合同。乌克兰已经规划大规模部署 Holtec SMR-160 电站。英国希望 2030 年前后将首座小型反应堆投入运行。加拿大、菲律宾、印度尼西亚和阿拉伯联合酋长国也在考虑建设小型反应堆。

(4) 中国目前主要的小型反应堆技术路线有轻水堆、高温气冷堆、液态金属反应堆和熔盐堆[5,6]。相较欧美核电发达国家，我国与俄罗斯在小型反应堆的商业化方面走在前列。

我国在陆上小型反应堆部署方面领先全球，它也是全球首个开工的陆上商用模块化小堆，即“玲龙一号”(ACP100)反应堆。它是全球首个通过国际原子能机构官方审查的三代轻水小型反应堆，已于 2021 年 7 月开工建设，建设工期 58 个月。截至目前，“玲龙一号”钢制安全壳上部筒体顺利吊装就位，工程建设的顺利推进，标志着我国在小型反应堆开发与利用方面走在了世界前列。这个项目不仅用于发电，还具有热电联供、汽电联供、城市区域供热、海水淡化、工业工艺供热、自备电厂等多用途。其单台机组发电功率为 125 MW，预计每年发电量可达 1×10^{9} kW·h，能满足海南省 52.6 万户家庭的用电需求，每年可减少二氧化碳排放量约 8.8×10^{8} kg。

2022 年 12 月 6 日，我国具有完全自主知识产权的全球首座第四代核电站——山东荣成石岛湾高温气冷堆核电站商业示范工程圆满完成 168 小时连续运行考验，当日正式投入商业运行，这标志着中国在第四代核电技术研发和应用领域达到世界领先水平。

2023 年 6 月中国核安全监管机构国家核安全局向中国科学院上海应用物理研究所颁发了 2 MWt 液态燃料钍基熔盐实验堆运行许可证，允许该实验堆装料运行。

目前全球很多核电国家的非轻水堆仍处于设计阶段，开发路线尚不确定，部署时间和发展速度也不够明确，需要持续跟踪和关注。

表 1　各国开发轻水堆项目情况

Table 1　Development of light water reactor projects in various countries

国家	反应堆名称	供应商 / 开发商	容量 / MW	状态
阿根廷	CAREM	国家原子能委员会	30	在建
法国	NUWARD	法国电力公司	2 × 170	许可证预审批
韩国	i-SMR	韩国原子能研究所	100	许可证预审批
俄罗斯	KLT-40s	机械制造试验设计局	2 × 35	在运
	RITM-200S		105	在建
英国	ROLLs-Royce SMR	小型模块化反应堆	470	许可证预审批
美国	NuScale Power Module	纽斯凯尔	77	许可证预审批
	BWRX-300	通用电力日立	300	许可证预审批
	SMR-160	霍尔泰克	160	许可证预审批

表 2　各国开发非轻水堆项目情况

Table 2　Development of non-light water reactor projects in various countries

国家	反应堆名称	供应商	容量 / MW	状态
加拿大	IMSR 400	陆地能源公司	2 × 195	许可证预审批
	SSR-W	能源公司	300	许可证预审批
俄罗斯	Brest-OD-300	动力工程研究所	300	在建
美国	Xe-100	X-energy	80	许可证预审批
	ARC-100	ARC	100	许可证预审批
	Natrium	泰拉能源	345	许可证预审批

3　小型反应堆的挑战

总的来说，小型反应堆作为一种先进的核能技术，具有广泛的应用前景，但其发展也面临着多方面的挑战，包括技术选择、审查许可框架、供应链、公众接受度等问题[7-15]

（1）单个小型模块组化反应堆的成本仍然很高，获得足够的订单还需要较高的市场份额。

（2）小型反应堆需要采用新设计和新科技确保核安全。

（3）审查许可框架问题。各国的法律法规、核电项目审查许可程序主要针对大型核电站，并不适用于小堆，小堆的安全评估论证和批准面临挑战，安全许可取决于第一座小型反应堆许可的获得，后续的许可会大大简化。

（4）技术选择与示范堆建设问题。目前绝大多数小堆还处于概念设计阶段，成功实现规模化、商业化的争议较大。

（5）供应链问题。小堆相关零件、设备制造能力，高丰度低浓铀及其新型燃料制造能力等方面均存在问题。

（6）小型反应堆更加接近用户，尽管建设水平高，但是公众对安全性仍有担心。提高公众接受度是一个长期问题。核电企业应在安全高质量建设项目的基础上，开展有效的公众沟通。

4　我国小型反应堆监管政策建议

目前，小型反应堆虽然已经成为核能发展的一个热点话题，但在设计和工程应用上仍然处在探索阶段，这就决定了小型反应堆的技术发展及未来的监管策略仍处在“纸上谈兵”阶段。由于设计方缺乏更深入的工程实践经验，因此在小型反应堆的技术发展和安全要求方面，尚未取得突破性的研究成果。

从反应堆技术发展来看，小型反应堆仍然可以看作目前商用压水堆技术路线的延续和发展。而对于非水冷的反应堆技术路线，技术成熟度、设备的研发及可制造性、有限的运行经验及安全监管经验制约了其发展潜力。

因此，制定我国小型反应堆监管政策应紧密结合我国的具体国情及小型反应堆使用场景，具体建议如下：

（1）充分考虑核扩散的风险。小型反应堆特征之一就是小型化，这种小型化的设计为其军事化应用带来了便利，小型反应堆技术的出口是否会带来军事核技术的扩散，应予以关注。

（2）出台相关法规规范或技术标准，明确小型反应堆的安全特征及安全要求。例如，通过更多采用具有固有安全特性的措施，从而减少反应堆对能动设施的依赖；通过降低反应堆总的功率水平，减少放射性源项积存量，从而减少对包容系统的挑战等。

（3）在监管及技术审评中，考虑小型反应堆采用了革新性的设计，以及其所带来的不确定性，可设置预审查环节，鼓励可能的小型反应堆开发者与监管机构开展早期技术交流，消除许可审评中的不确定性，提高审评效率。

（4）关注小型反应堆设计及安全分析工具的适用性，尤其是非水冷小型反应堆所采用的设计及安全分析软件，应经过充分验证，证明其适用性。

（5）考虑到小型反应堆大量采用模块化设计，在设备厂便开展模块化制造，减少了现场安

装工作。因此，小型反应堆设备厂制造应作为监管重点。

(6)采取审慎的态度进行小型反应堆示范项目工程的建造申请审评，关注设计上能够达到的足够安全裕度，以及提供的运行控制手段，以应对首堆在安全设计上的不确定性。随着运行经验的积累，在后续项目中不断优化。

(7)开展多模块小型反应堆关键技术和安全监管策略的研究，例如，共用系统的设计、共用控制室、共用人员等。

(8)考虑到小型反应堆可能部署在偏远地区、基础设施欠发达地区，应考虑如何进行远程维护及技术支持服务。

参考文献

[1] DONOVAN J，VIVES P C. Accelerating SMR Deployment：New IAEA Initiative on Regulatory and Industrial Harmonization [R]. Vienna：IAEA，2022.

[2] 殷德健，雷蕾，邹象. 国内外小型模块化反应堆的异同和国际合作前景分析 [J]. 核安全，2022，21 (6)：30–35.

[3] IAEA. Technology roadmap of small modular reactor [R]. Vienna：IAEA，2021.

[4] IAEA. Advances in small modular reactor technology developments [R]. Vienna：IAEA，2022.

[5] 左嘉旭，张春明. 熔盐堆的安全性介绍 [J]. 核安全，2011 (03)：73–79.

[6] 秋穗正，张大林，苏光辉，等. 新概念熔盐堆的固有安全性及相关关键问题研究 [J]. 原子能科学技术，2009，43 (S1)：64–75.

[7] OECD–NEA .Small modular reactors：challenges and opportunities [M] .Paris：OECD–NEA，2021.

[8] 刘晓壮. 国内外部分小型压水堆安全特性比较分析 [J]. 核安全，2015，14 (01)：56–59+77.

[9] 张馨玉，郭慧芳，袁永龙. 全球小型模块化反应堆发展综述：中国核科学技术进展报告（第七卷）——中国核学会 2021 年学术年会论文集第 8 册（核情报分卷）[C]. 北京：中国核学会，2021.

[10] 佚名. 加拿大公布新的小型模块化反应堆行动计划 [J]. 辐射防护，2021，41 (1)：26.

[11] 罗生. 罗尔斯－罗伊斯计划为英国建设 16 座小型模块化核反应堆 [J]. 新能源科技，2020 (10)：34–35.

[12] 张博文. 小型模块化反应堆自主控制关键技术研究 [D]. 哈尔滨：哈尔滨工程大学，2020.

[13] 胡帮达，邱玥. 小型模块化反应堆的安全风险及法治跟进 [J]. 绿叶，2023 (4)：31–37.

[14] 龚琳，刘勇，冯伟伟. 小型模块化反应堆自主控制技术的现状与发展 [J]. 自动化仪表，2023，44 (6)：147–151.

[15] 佚名 .NEA 的小型模块化反应堆（SMR）战略 [J]. 辐射防护，2024，44 (1)：49.

Progress Status Research for Global Small Module Reactor

Li Lin

(China Nuclear Energy Industry Corporation, Beijing 100032, China)

Abstract: The Small Modular Reactor is an advanced nuclear reactor that is gaining global attention for its potential to offer new options for energy supply. This article examines global Small Modular Reactor development and summarizes the Small Modular Reactor projects implemented by various countries, the challenges faced by the Small Modular Reactor and the policy recommendations for the development of Small Modular Reactor nuclear safety regulation in our country are put forward, with a view to providing reference for the R&D, application and regulation of Small Modular Reactor nuclear safety in our country.

Key words: small module reactor; small module reactor classification; small module reactor project

（责任编辑：许龙飞）

于大鹏，任国友，徐晓娟，等. 福岛核污染水排海引发的两次舆情事件分析研究[J]. 核安全，2024，23(4)：69–76.
Yu Dapeng，Ren Guoyou，Xu Xiaojuan，et al. Analysis and Research on Two Public Opinion Events Caused by Fukushima Nuclear Polluted Water Discharge into the Sea [J]. Nuclear Safety，2024，23(4)：69–76.

福岛核污染水排海引发的两次舆情事件分析研究

于大鹏[1,2]，任国友[2]，徐晓娟[1]，同 舟[1,*]，杨 帅[2]，钟焱园[2]，张临线[2]，周春宇[2]

（1. 生态环境部核与辐射安全中心，北京 100082；2. 中国劳动关系学院 安全工程学院，北京 100048）

摘要：本文针对福岛核污染水排海事件进行长期跟踪研究，以事件在公布和正式实施两次时间节点所引发的舆情事件为切入点，梳理归纳了排海事件的进程，以及我国、日本、韩国等国家的应对和舆情变化，基于舆情态势进行了深入分析，提出了应对建议。本文可为进一步的研究提供基础和线索。

关键字：福岛；舆情；核安全；核电；安全管理

中图分类号：TL94 **文献标志码：**A **文章编号：**1672–5360（2024）04–0069–08

2011 年福岛核事故发生，造成了严重后果，引发了国际社会对核事故后果的广泛讨论。随着事故后处置工作的开展，现场产生了大量核污染水，并暂存于储存罐中，等待进一步处理。2021 年 4 月 13 日，日本正式宣布福岛核污染水排海计划；2023 年 8 月 24 日 13 时，日本启动福岛核事故污染水排海（以下简称“排海事件”）。这两个时间节点分别引发了两次不同程度的舆论高峰。

目前，国内关于排海事件的研究报道多以道义谴责、部分事件的简单报道为主，部分学者在法律、国际关系、技术改进等方面进行了研究。大连海洋大学的吴蔚[1]从法律层面对此事件进行了研究，认为日本排放核污染水入海的行为违背了其国内法规定，也违反了其在诸多国际条约下承担的国际法义务，建议中国从国际舆论、外交途径、法律途径和国际合作四个方面采取针对性措施予以应对。社会科学院国家法研究所的罗欢欣[2]通过马绍尔群岛对美国索赔的实践分析了有关此事件的国际索赔问题。排海事件具有国际影响广泛、持续时间长、涉及专业多等特点，具有研究的典型性。本文以舆情视角梳理了排海事件的脉络进展，分析了国内舆情动态情况，进行了初步研判，以期为后续的研究提供基础。

1 宣布排海计划引发的舆情概况

从 2011 年至 2020 年的 9 年间，福岛核电厂产生的核污染水已达百万吨，亟须进一步处理。2020 年 2 月，日本向国际原子能机构(IAEA)提交了废水处理方案。自此，排海方案正式面世，但是此方案受到多个国家的强烈反对。之后，随着新冠疫情的暴发，日本试图借机在未经过充分讨论的情况下加速推进排海计划，受到

收稿日期：2023–10–22 **修回日期：**2024–07–01
基金项目：中国劳动关系学院研究生科研基金项目，项目编号：24YJS007
作者简介：于大鹏（1991—），男，工程师，主要从事核与辐射安全方面的研究工作
* **通讯作者：**同舟，Email：tongz04@126.com

多方谴责和警告。

2021 年 4 月 13 日，日本宣布正式决定执行福岛核污染水排海计划。当日，美国宣布支持。2021 年 4 月 13 日 0 时至 14 日 13 时，我国网络舆情信息高达 2.21 万条，具体情况如图 1 所示。各平台主要内容为阐述日本决定的新闻，周边国家、日本国内、美国等各方态度，科普文章，以及环境和安全方面的内容等。

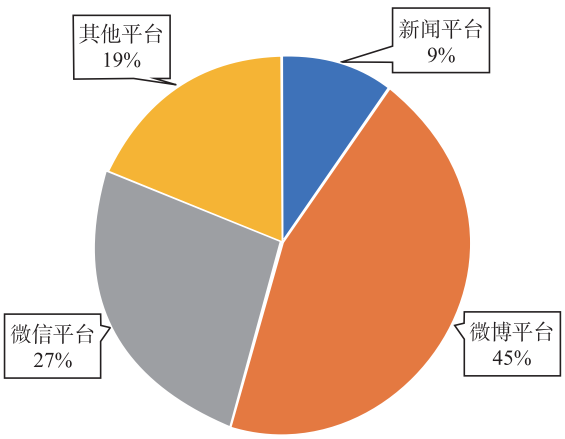

图 1　我国网络舆情信息情况（4 月 13—14 日）

Fig.1　Domestic online public opinion information situation（April 13–14）

4 月 12—18 日一周的时间内，福岛核污水排海事件登上了舆论热点的第一位。依据相关报告，排海事件报道量为 7.5 万，位列本周热度第一位；其次为中国女足晋级东京奥运会，报道量为 2.9 万；新冠疫苗不得强制要求全员接种，报道量为 1.3 万。对微博、新闻、客户端、微信、论坛、境外、电子报、博客 8 个方面的监测显示，微博平台对该事件的讨论量最高，累计监测到 352149 条，占比 79.20%；新闻平台对该事件的报道量达 44409 篇，占比 9.99%；客户端对该事件的报道量达 27917 篇，占比 6.28%；其余平台声量合计 20172 篇（条），占比 4.53%。主要情况如图 2 所示。

舆情声量于 13 日会议当日达到峰值，舆情态势呈倒 U 型发展。具体走势如图 3 所示。

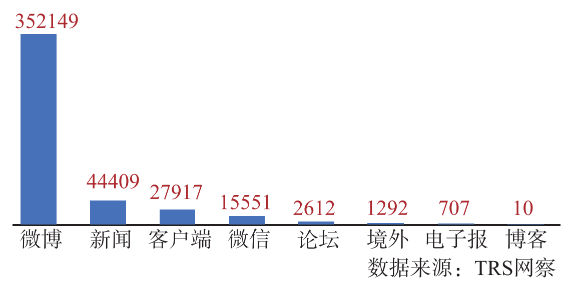

图 2　我国对福岛排海事件的舆情热度（4 月 12—18 日）

Fig.2　Public opinion heat on the Fukushima discharge incident in China（April 12–18）

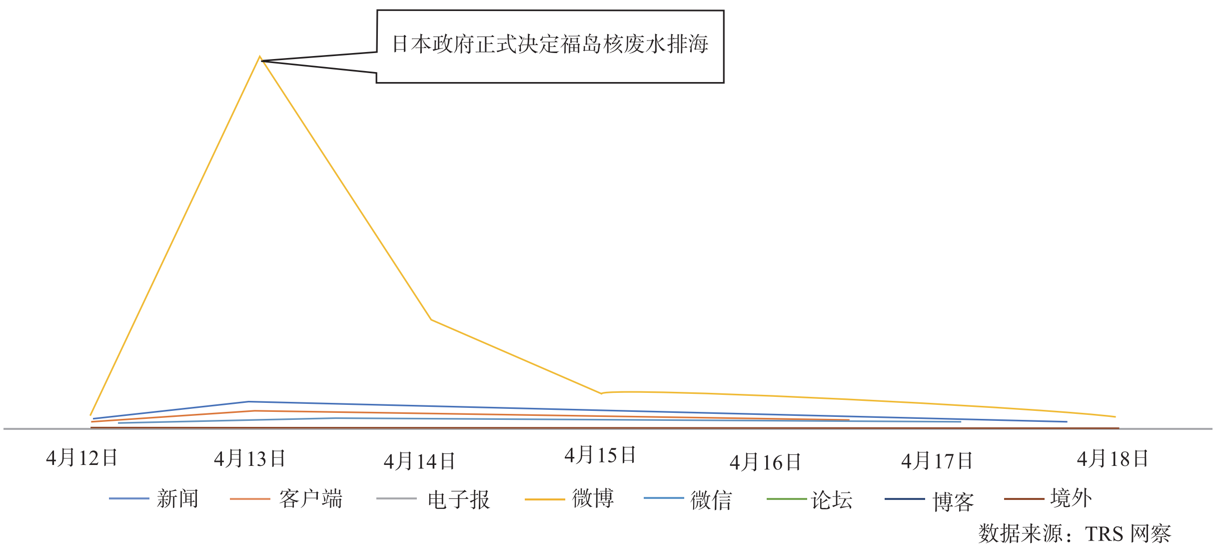

图 3　我国对福岛排海事件的舆情热度走势（4 月 12—18 日）

Fig.3　The trend of public opinion heat towards the Fukushima discharge incident in China（April 12–18）

网民舆情主要集中于核废水排海不是日本内政、减少日本食品入境、日本对国际社会的反对视而不见三方面。微博平台生成“日本政府正式决定福岛核废水排海”“日本副首相称喝处理核废水没事”等相关热门话题,网民转发讨论量超 69.6 万条,其中“日本政府正式决定福岛核废水排海”话题阅读量最高,其阅读量超 16.1 亿。网民观点主要集中于以下三个方面:一是表示核废水排海不是日本内政,认为核废水排海是全人类的灾难;二是表示减少日本食品入境,认为日本食品恐已受到核废水污染;三是表示日本对国际社会的反对视而不见,认为日本一意孤行、不顾后果,完全没有道义可讲。

2　福岛核污染水正式排海引发的舆情概况

2023 年 8 月 24 日 13 时,日本正式启动福岛核事故污染水排海,引发第二次舆情事件。

2.1　日本

(1) 日本政府

日本当地时间2023年8月22日上午10时,日本政府召开相关阁僚会议,决定福岛第一核电站核污染水排海日程。日本政府宣布将从 8 月 24 日开始,将福岛第一核电站核污染水排入海洋。

8 月 24 日 13 时,日本福岛第一核电站启动核污染水排海。

8 月 25 日,日本环境省启动周边海域的海水采样,以调查放射性物质的活度浓度。同日,日本东电公司在发布会上表示,已经对距福岛第一核电厂 3 公里内的 10 个监测点进行了采样,测量出的放射性物质氚浓度的分析值与预估浓度几乎相同,低于每升 1500 贝克勒尔(日本饮用水含量上限)。

8 月 26 日,东电方面承认,目前储罐中约有 66% 的核污染水放射性物质含量超标,同时表示对核污染水何时能够全部排完无任何具体计划。

8 月 27 日,东电公司允许外国媒体团(7 家媒体、9 名记者)进入福岛第一核电站参观。同日,日本环境省公布了东京电力福岛第一核电站处理水启动排海次日采样海水的分析结果,显示放射性物质的浓度均低于能检测出的下限数值,称排海“对人和环境没有影响”。

8 月 28 日,东京电力公司发布数据,截至当地时间 27 日零点,核污染水排放总量累计已达到大约 1095 吨。

8 月 31 日,日本农林水产大臣野村哲郎在回答记者提问时,把福岛第一核电站向海洋排放的水称作“核污染水”。随后应首相岸田文雄要求道歉。

9 月 1 日,日本东京电力公司发布消息称,自福岛核污染水排海后,日本方面在 8 月 31 日于排放口附近取样的海水中检测出放射性物质,当前浓度是 24 日启动排海后首次达到检出下限。

同日,日本“反对核电站污染水排放全国联络会”在东京召开记者会,公开抗议日本政府将核污染水擅自排海的举动,并向东京地方检察厅提交了对首相和东电社长的检举书,指控日本当局此举涉嫌多宗罪名。

(2) 日本民间

日本三县民众和渔业人员将起诉日本政府和东电:要求叫停核污染水排放入海。8月23日,原告和代理律师在福岛县磐城市举行记者会,宣布起诉日本政府和东京电力公司[5]。这将是日本全国首起有关叫停核污染水排海的起诉。

日本核爆受害者二代团体抗议核污染水排海:“无法容忍”。8 月 24 日,“全国核爆受害者二代团体联络协议会”称:“作为原子弹爆炸的受害者无法容忍。”[6]

日本“反对东电核污染水排海全国行动实行委员会”在福岛一海鲜市场举行集会。当地时间 27 日下午,多个团体组成的“反对东电核污染水排海全国行动实行委员会”在日本福岛县附近举行集会,反对核污染水排海[7]。

日本水俣病受害者团体呼吁即刻停止福岛核污染水排海。8 月 31 日,日本环境公害病水俣病受害者团体发表声明,呼吁即刻停止福岛核污染水排海,以免重蹈水俣病的历史覆辙。

2.2 韩国

（1）韩国政府

8月24日，韩国表示将维持对日本福岛水产品的进口禁令不变。韩国海洋水产部长官认为，日本决定排海在所难免，作为国际社会负责任一员，韩方不得不接受排海决定。韩国前总统文在寅在个人社交媒体上发文，称反对日本排放核污水入海。

8月25日，韩国政府表示正在通过东京电力等提供的实时数据，以及外交等部门之间的热线等监控排海情况。到目前为止，排放按计划稳定进行，一切正常。韩外交部反驳称有关韩支持日核污染水排海的报道不实，韩政府明确表示并非赞成或支持日方排放核污染水的立场。韩国教育部表示，向学校供应的伙食食材符合相关法律适用的质量管理标准，正在向学校食堂供应安全性得到确认的水产品。

8月28日，韩国海洋水产部次官（副部长）表示随着国民对日本进口水产品流通秩序的担忧高涨，韩国政府将高强度实施为期100天的“第二次民官联合进口水产品原产地标记特别检查”。

8月30日，韩国国务总理表示，将考虑为日本福岛第一核电站“污染水”更名。他认为，正确的说法应是“经多核素净化处理系统（ALPS）处理后的污染水”或“经过科学处理的污染水”。

9月1日，韩国海洋水产部次官朴成训表示，日本政府的福岛核污染水排海过程若与当初公布的计划有出入，韩国政府势必通过国际海事组织（IMO）争端解决机制提出严正交涉。

（2）韩国民间

韩国示威大学生试图闯入日本驻韩大使馆。8月24日，约50人聚集在日本驻韩大使馆所在的大厦外高喊反对核污水排放的口号。随后16名韩国大学生试图闯入日本驻韩大使馆。8月26日，数千人在首尔市政厅附近举行集会，韩国最大在野党共同民主党党首李在明在集会上说，日本启动核污染水排海“是向太平洋沿岸国家宣战”。韩国全国渔民会总联盟副会长金永福表示，政府应该立即采取措施，全面禁止进口日本水产品，让韩国国民能够安心食用韩国水产品。韩国数百人在釜山火车站广场前集会抗议。

8月26日傍晚，数百名釜山市民参加“阻止福岛核污染水排海釜山市民大会”集会，要求尹锡悦政府采取措施阻止日本向海洋排放核污染水。韩国千余人在日本驻济州总领事馆前举行大规模集会。

8月29日，韩国济州社会团体、水产业者、大学生等一千多人在日本驻济州总领事馆前举行大规模集会，谴责日本将福岛核污染水排放入海是违反国际法的犯罪行为。韩国超七成民众反对日本核污染水排海。

9月1日，韩国舆论调研所发布的一项民意调查结果显示，超七成受访者反对日本核污染水排海，认为韩国政府应该全面禁止进口日本水产品。韩国上万民众在首尔市中心举行集会，谴责日本核污染水排海。

9月2日，韩国环境团体、渔民、政界人士等上万人进行大规模集会。韩国原子能安全研究所所长韩秉燮在集会上表示，确保原子能安全的首要目标是阻断辐射，不让辐射影响到环境和国民。

2.3 中国

（1）我国政府

8月24日，外交部对日本政府启动福岛核污染水排海表示坚决反对和强烈谴责，要求日方停止这一错误行为。生态环境部（国家核安全局）组织开展我国管辖海域海洋辐射环境监测，跟踪研判此事件对我国海洋辐射环境的影响。海关总署宣布全面暂停进口原产地为日本的水产品[8]。驻日本大使吴江浩就日方启动福岛核污染水排海向日本政府提出严正抗议，并指出造成中国政府宣布全面暂停进口原产地为日本的水产品这一局面的责任完全在日方，日方应该反躬自省[9]。中国国家原子能机构表示，日本政府此举严重损害国际原子能机构的权威和公信力，严重损害周边国家人民健康和海洋环境权益，严重损害全球核能事业安全与发展利益。农业农村部相关负责人表示，将加大对

海洋水产品核污染风险监测力度。市场监管总局发布公告称，严禁食品生产经营者采购、使用原产地为日本的水产品（含食用水生动物）加工食品、制作餐食或进行销售（含网络销售），加强市场销售进口水产品食品安全抽检监测。

8 月 25 日，中国常驻联合国副代表耿爽在纽约联合国总部举行的联大全会上表示，中方呼吁国际社会共同敦促日本政府立即停止核污染水排海。

8 月 27 日，香港环境及生态局局长谢展寰表示，要确保进口水产食物的安全。假如日本 10 个（都）县以外的食品辐射升高超标，便有可能要扩大控制范围。

8 月 28 日，外交部发言人表示，中方持续通过外交渠道要求日方停止强推排海计划。

8 月 29 日，外交部发言人汪文斌表示，核污染水排海事关海洋环境和人类健康，绝非日本一家的私事，也不是个别国家出于政治目的的“开绿灯”就可以畅行无阻。

8 月 30 日，外交部部长助理、发言人华春莹在社交平台 X（原推特）上连续发帖警告日本：覆水难收，在为时已晚之前应停止核污染水排海。

8 月 31 日，外交部发言人汪文斌表示，如果日方真的有诚意，就应该立即停止排海，与包括邻国在内的利益攸关方，就所有相关问题进行充分沟通，解决邻国和国际社会的关切。

当地时间 9 月 1 日，中国驻英国使馆发言人就英方涉日本核污染水排海错误言论表示，世界上绝大多数国家，包括日本国内众多民众对日方单方面强行启动核污水排海行为持反对态度并采取防范措施。我们对英国政府的态度深表关切。如果英国是一个负责任国家，就应明确反对和谴责日本的错误行为。

（2）国内舆情总体态势

我国国内对排海事件的舆情热度从 8 月 22 日日本政府正式宣布启动排海之日起逐渐上升，在 24 日正式实施排海时达到热度顶峰，在 27 日、29 日分别达到第二次、第三次峰值，之后逐渐减弱。因此，本文选取 8 月 21 日 0 点至 9 月 4 日 24 点的时间段进行数据统计。舆情走势如图 4 所示。

8 月 24 日的信息量为 40.5 万条，占据统计期间总信息量的 46.5%。微博平台以“【# 日本核污染水已进入大海 #】此刻，北京时间今天中午 12 点（日本当地时间 13 点），日本福岛第一核电站启动核污染水排海。# 日本核污染水排海正式开始 #（总台记者何欣蕾）”传播量最广，新闻平台以海关总署全面暂停日本水产品进口、外交部发言人就日本政府启动福岛核污染水排海发表谈话、生态环境部（国家核安全局）相关负责人就日本启动福岛核污染水排海答记者问关注度最高。

8 月 27 日的信息量为 6.6 万条。人民日报发布“【# 福岛真相 #】这些画面，就是日本强推核污染水排海的历史证据。2 分钟看 # 日本强推核污染水排海 5 大手段 #”，是当日热度最高的信息。

8 月 29 日的信息量为 3.5 万条。环球时报发表社评“【# 环球时报社评 #:# 日本正采取卑劣手

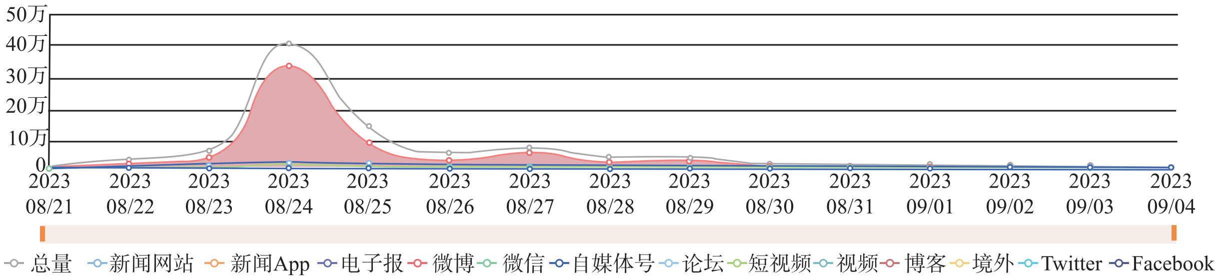

图 4　我国对福岛排海事件的舆情热度走势（8 月 21 日—9 月 4 日）

Fig.4　The trend of public opinion heat towards the Fukushima discharge incident in China（August 21st to September 4th）

段对中国倒打一耙#】”,是当日热度最高的信息。

(3)媒体平台信息量分析

2023年8月21日0点至9月4日24点,本文采集到涉及排海事件的信息87.1万条,其中微博60.4万条、自媒体号7.1万条、微信6.1万条、新闻网站5.6万条、新闻App 4.7万条、短视频2万条,以及论坛、电子报等。具体如图5所示。

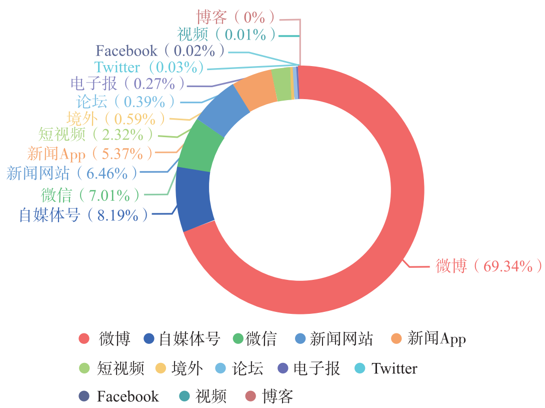

图5　我国对福岛排海事件的舆情信息来源(8月21日—9月4日)

Fig.5　Sources of public opinion information on the Fukushima discharge incident in China (August 21st to September 4th)

微博平台占据了绝对传播声量,占比69.34%,往下依次排序为自媒体号、微信平台和新闻网站,占比分别为8.19%、7.01%和6.46%。发布内容多为日本核污水排海事态发展及国际各方对此事的相关表态和讨论等。

(4)微博热点话题排行

统计时段内,涉及排海事件的微博热点话题排行见表1。通过综合梳理各微博平台涉核话题可以看出,媒体和网民关注重点聚焦于福岛核污水排海实时进度。

2.4　其他国家

(1)表示支持的国家

美国对此事表示“满意”。8月24日,美国国务院在回答韩联社记者关于日本核污染水排放立场的提问时,再次确认美政府支持日本排海的立场,称对日本这个计划感到“满意”。美国驻日本大使拉姆·伊曼纽尔声称日本将核污染水排海是走在“正确的路上”。

表1　微博热点话题排行

Table 1　Weibo hot topic ranking

排名	话题	涉及数
1	日本核污染水排海正式开始	17.80万
2	日本核污染水已进入大海	13.35万
3	日本核污染水下午排入海洋	5.67万
4	日本核污染水排海最新情况	4.59万
5	福岛真相	4.44万
6	央视新闻的微博直播	4.36万

英国表示支持日本政府排海,并称其为“全球标准惯例”。8月31日,英国外交发展部就福岛核处理水排海发表声明,表明了支持日本政府的立场,“针对由国际原子能总署(IAEA)进行监测,且判断排海安全符合国际标准一事,英国政府想再次表明对其完全满意”。另外,对于排出含有放射性物质氚的核处理水,英国政府指出“这种做法为全球核产业领域的标准惯例”。

(2)表示反对的国家

朝鲜谴责排海事件为“不可饶恕的反人类罪行”。8月24日,朝鲜外务省声明,朝方对日本核污染水排放表示谴责,称这是“不可饶恕的反人类罪行”,日本要对此负责。

泰国加强日本进口海产品监管。8月26日,泰国食品药品监管局副秘书长表示,泰国渔业厅、食药监局、和平利用核能办公室、国家核技术研究所等相关机构就此召开紧急会议,决定对日本进口海产品加强安全监管措施,增加抽查的样本量。8月27日,泰国消费者委员会主席敦促泰国食品药品监管局和渔业部加强对日本进口海产品的管制。

德国持高度批评态度。8月24日,莱姆克发表声明称,作为德国环境部部长,她对任何额外向海洋排放放射性物质的行为持高度批评态度。莱姆克表示,此类计划必须以科学为基础进行规划和实行,且过程必须透明化,当地居民必须参与决策并得到充分的信息。

马来西亚重启对日本进口食品放射性物质

含量检查。8 月 23 日，马来西亚卫生部表示，从日本进口的食品将被认为是高风险食品，并将接受放射性物质的检测，以应对日本福岛核污染水的排放。

印尼要求确保核污染水排海问题透明度，持续监测排海过程。8 月 31 日，印度尼西亚外交部长蕾特诺 • 马尔苏迪要求日本政府与国际原子能机构协调解决核污染水相关问题，并呼吁日本确保在核污染水排海问题上的透明度，并对排海过程持续进行监测。

俄罗斯加强日本进口海产品安全监管，呼吁日方展现透明度。8 月 24 日，俄罗斯联邦兽医和植物卫生监督局发表声明说，俄罗斯与许多国家一样关注日本核污染水排海对食品安全的影响，因此将对从日本进口的鱼类和海鲜的放射性参数加强监管。俄罗斯消费者权益保护和公益监督局表示，鉴于日方此前宣布的福岛第一核电站核污染水排放计划，俄方已从 7 月 8 日起对产地为日本的海产品加强监管。该机构指出，日本对俄出口的各类食品必须提供符合要求的相关证明。8 月 30 日，俄罗斯表示，日本核污染水排海牵涉科学维度的问题，俄方呼吁日方在这一敏感问题上最大限度地展现透明度。至于美方在日本核污染水排海问题上的态度，则完全是政治利益操弄。

3　分析研判

3.1　事件分析

排海事件是继 2011 年福岛核事故以来，核电领域热度最高的舆情事件，也是福岛核事故后果的延续。

日本此前曾先后提出过多种方案，其中海洋排放是费用最低的一种。但是，排海方案从提出开始，就遭到国际上诸多反对。

排海事件的发生影响深远。一是其重新引发了人们对核电安全性的讨论，特别是在严重事故下对环境的影响。二是排海事件已经不再是日本国内的问题，其已经演变为国际问题，从而引发了一系列国际诉讼和法律问题。三是排海事件引发了一系列关于人与自然、道德伦理、国际关系等方面的问题，需要继续深入研究[14-18]。

3.2　舆情研判

我国国内舆情的整体态势在 2020 年 4 月 13 日日本政府正式决定排海达到第一次峰值，之后逐渐减弱，最后趋于稳定，虽然时常提起，但是未能引起大范围热议。在 2023 年 8 月 24 日日本正式实施排海时达到最高峰值，其热度是第一次峰值的数十倍，之后呈减弱趋势。

从舆情热度、微博话题热度和各国的舆情事件、群体事件中可知，第一时间受到排海事件直接影响的行业是水产业，包括渔民及其上下游关联人员。受到关联影响，国际形势改变。日本周边国家的反对情绪比较严重，而韩国政府和民间反应出现分歧，值得进一步研究分析。地理位置较远的欧美国家意见不一，出现分歧。

通过对各舆论热度峰值的产生原因和引领媒体分析发现，央媒的引领作用最强，其针对性的发声往往能引起全国范围的关注。

对各新闻平台的分析发现，今日头条、网易等综合性新闻平台的信息量最多，其原因和入驻平台的媒体数量有关，其头部效应更加突出。独立平台中，澎湃、人民日报热度靠前，基本体现出了其作为舆论主阵地的作用。

各讨论场中，微博和知乎依然是主要讨论阵地，尤其是微博，在事件实时讨论中发挥着重要作用。

4　结语

福岛核事故作为人类历史上最严重的核事故之一，具有重大的研究意义，而排海事件仅是其后续处理环节的一部分。排海事件的发生也是一个长期持续的过程，目前日本方面已经分批次排放了上万吨核污染水，并计划继续分批排放。排海事件的持续影响和对自然界的破坏需要进一步追踪研究。

排海事件对自然界，尤其是太平洋及其沿岸国家的影响是深远的，由此而引发出独特的国际关系和国际法、科学伦理、能源结构等问题，以及放射性核素由海洋向陆地转移途径、人体摄入途径等专项研究应重点关注。

随着排海事件的持续进行和不断发展,极有可能引发新一轮舆情事件,本文认为应当持续关注事件进展,对突发情况及时研判,加强科普宣传等科学认知工作,做好舆情风险应对工作。

参考文献

[1] 吴蔚.日本排放核污染水行为所涉及的国际责任及中国应对[J/OL].[2023-10-01].中国海商法研究,2023(03):3-12. http://kns.cnki.net/kcms/detail/21.1584.D.20230926.1642.002.html.

[2] 罗欢欣.论核污染损害的国际索赔问题——马绍尔群岛对美国索赔的实践及启示[J/OL].[2023-10-01].亚太安全与海洋研究,2023:1-21.https://doi.org/10.19780/j.cnki.ytaq.2023.5.5.

[3] 安宁.一季度核电累计发电量同比增4.39%[N].中国能源报,2023-05-15(008).

[4] 国家核安全局.中华人民共和国国家核安全局2022年年报[R].北京:国家核安全局,2023.

[5] 刘洪亮.三县民众拟向法院起诉日政府和东电[N].文汇报,2023-08-26(008).

[6] 柴雅欣,李云舒.一倒了之　祸害全球[N].中国纪检监察报,2023-08-25(004).

[7] 岳林炜,李文.示威者在福岛控诉核污染水排海[N].环球时报,2023-08-28(002).

[8] 赵述评,胡静蓉,王思琦,等.核污水排海 我国暂停进口日本水产品[N].北京商报,2023-08-25(002).

[9] 胡慧茵.福岛核污染水排海至少持续30年　多国限制进口日本水产品[N].21世纪经济报道,2023-08-25(001).

[10] 陈和华.市场监管总局加大水产品食品安全监管及食盐价格监管力度[N].中国市场监管报,2023-08-26(001).

[11] 国际原子能机构国际事实调查专家组.针对日本东部大地震和海啸引发的福岛第一核电站核事故调查报告[R].维也纳:国际原子能机构,2011.

[12] IAEA. IAEA Follow-up Review of Progress Made on Management of ALPS Treated Water and the Report of the Subcommittee on Handling of ALPS treated water at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station[R]. Vienna: IAEA,2022.

[13] 国家核安全局.2023年第三次核安全形势分析报告[R].北京:国家核安全局,2023.

[14] 于大鹏,梁晔,徐晓娟,等.我国核与辐射安全现状研究与探讨[J].核安全,2022,21(04):12-18.

[15] 王莹.俄罗斯核安全监管体系研究及启示[J].核安全,2023,22(02):29-36.

[16] 陈琪,石俊科,郭永贵,等.核工程建造阶段核安全文化体系建设与管理实践[J].核安全,2023,22(03):16-21.

[17] 汤日辉.质量保证若干问题的分析和建议[J].核安全,2023,22(02):1-4.

[18] 许友龙,刘莞,郑丽馨,等.近五年核电厂人因相关运行事件统计分析与建议[J].核安全,2023,22(01):49-54.

Analysis and Research on Two Public Opinion Events Caused by Fukushima Nuclear Polluted Water Discharge into the Sea

Yu Dapeng[1,2], Ren Guoyou[2], Xu Xiaojuan[1], Tong Zhou[1,*], Yang Shuai[2], Zhong Yanyuan[2], Zhang Linrong[2], Zhou Chunyu[2]

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China; 2. China University of Labor Relations, Beijing 100048, China)

Abstract: This article conducts long-term tracking research on the Fukushima nuclear contaminated water discharge incident into the sea. Taking the public opinion events triggered by the event at the two time points of announcement and official implementation as the starting point, it summarizes the process of the discharge incident, as well as the responses and changes in public opinion in countries such as China, Japan, and South Korea. Based on the public opinion situation, it conducts in-depth analysis and proposes response suggestions. This article can provide a foundation and clues for further research.

Key words: Fukushima; public opinion; nuclear safety; nuclear power; security management

(责任编辑:许龙飞)

范永建,黄云龙,王拓,等. 低转速离心泵内流场分布及演化特性实验研究[J]. 核安全,2024,23(4):77-84.
Fan Yongjian, Huang Yunlong, Wang Tuo, et al. Experimental Study on the Distribution and Evolution Characteristics of Flow Field inside Low Speed Centrifugal Pump [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(4):77-84.

低转速离心泵内流场分布及演化特性实验研究

范永建[1]，黄云龙[2]，王　拓[3]，张晋雷[3]，谭思超[3]

（1. 东方电气集团东方锅炉股份有限公司，自贡　643001；2. 中国航发湖南动力机械研究所，湖南　410315；3. 黑龙江省核动力装置性能与设备重点实验室，哈尔滨　150001）

摘要：离心泵是核能系统中的重要部件，其内部流动直接影响设备安全运行。本文在综合运用粒子图像测速（PIV）技术和激光诱导荧光（LIF）技术的基础上，对离心泵内部的复杂流动过程开展了连续可视化的实验研究，获得了离心泵内流场的分布特征，分析了其内部流动机理及变化规律。结果表明，连续 PIV 测量技术能够以高质量时空分辨率识别流场内的涡旋结构；在回流、二次流以及叶轮－蜗壳间动静干涉等效应下，涡旋结构会经历形成、迁移、扩散、衰减、破碎、消失等演变过程；由于多种作用机制耦合，叶轮－蜗壳干涉区、隔舌附近以及叶轮后缘等区域的流场结构复杂，会随机形成不稳定涡旋结构，易导致离心泵内部压力脉动。

关键词：离心泵；可视化；涡旋结构；流场；压力脉动

中图分类号：TM623　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2024）04-0077-08

离心泵主要用于流体输送,是核能系统中应用最为广泛和最为重要的设备之一。离心泵的稳定、可靠、高效运行,直接关系到核能系统的经济性和安全性[1-2]。

针对离心泵性能的模拟分析表明[2-6],其内部复杂流动过程对离心泵运行性能存在直接影响,获得离心泵内部流动的精细水动力特性,是离心泵结构设计改进、减振降噪延长设备寿命的前提和基础。但受限于离心泵特有的结构形式,泵内流动过程极为复杂,长期以来,离心泵的设计改进主要依靠已有经验和实验研究。基于粒子图像测速(PIV)这一全新的流动测量技术,朱宏武等[7]最早开展了离心泵内部流场的实验研究,分析了叶轮出口工质出流角、隔舌驻点位置与流量之间的联系。各国学者后续进一步开展了流量载荷敏感性[8-9]、周向速度与径向速度的分布及其影响因素[10-12]、蜗壳隔舌区域复杂流场[11]、导叶内流场[12]、轴向旋涡流动[15-17]等内容的研究,为离心泵设计提供了有效支持。

随着离心泵尺寸结构的日益复杂,其设计要求也在不断提高。目前对于离心泵内部小尺度湍流结构及其演化、连续瞬态流场演化等与离心泵振动噪声密切相关的问题,仍缺乏相关研究。针对上述问题,本文采用大功率连续激光发生器和 PIV 技术,实现了离心泵内部流场的高分辨率连续测量,获得了离心泵内复杂流动过程的流场特性及其演化机理,为离心泵设计优化提供了参考和依据。

收稿日期：2024-03-04　**修回日期：**2024-07-04
作者简介：范永建（1981—），男，现主要从事核能设备研发和技术服务工作

1　实验装置及工况

在 PIV 技术的基础上，进一步应用激光诱导荧光（LIF）技术，可在不干扰流场的情况下，对离心泵模拟体内部的流场进行测量，实验装置如图 1 所示。实验装置主要由循环回路和测量仪表组成，其中循环回路由循环水箱、离心泵模拟体、控制阀门、排气孔及相关管线组成；测量仪表由流量计、温度计、进出口压力变送器、PIV 及 LIF 测量仪表等组成。

在不同的离心泵转速及流量组合下开展实验，选取了叶轮流道、蜗壳流道等不同位置进行可视化测量，具体如表 1 和图 2 所示。可知，测量结果的分辨率均小于 1 mm，可实现小尺度湍流测量。

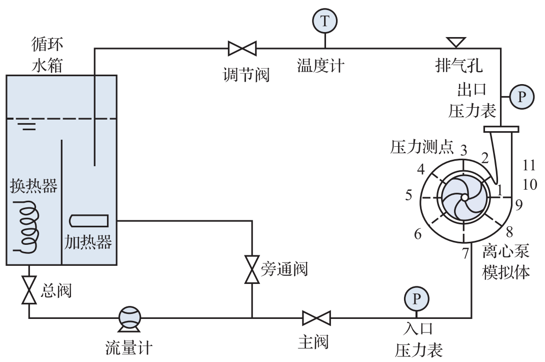

图 1　实验装置简图

Fig.1　Schematic diagram of test facility

表 1　不同区域的测量参数

Table 1　Measurement parameters of different areas

位置说明及编号	拍摄帧频 /（帧 /s）	分辨率 / mm
流道 1，叶轮隔舌附近	6250	0.41
流道 2，叶轮非隔舌区域	8000	0.37
流道 3，蜗壳流道隔舌附近	6250	0.63
流道 4，蜗壳流道非隔舌区域	6250	0.41

2　实验结果与讨论

2.1　蜗壳流道流动特性分析

离心泵模拟体转速保持为 540 r/min，不同流量下蜗壳流道隔舌附近的流场如图 3~ 图 8 所示。

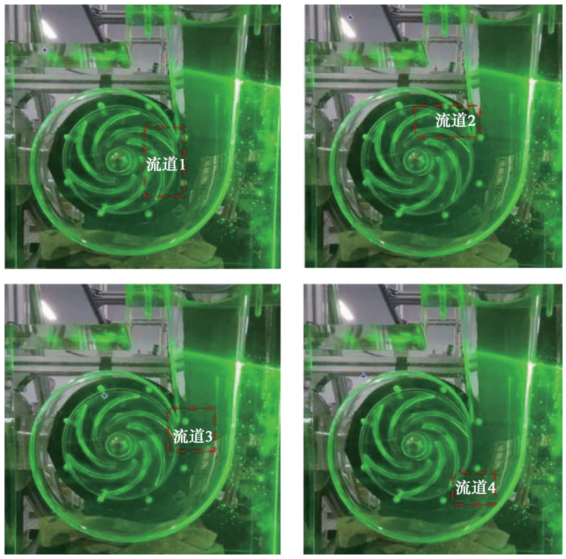

图 2　测量区域示意

Fig.2　Diagram of measurement area

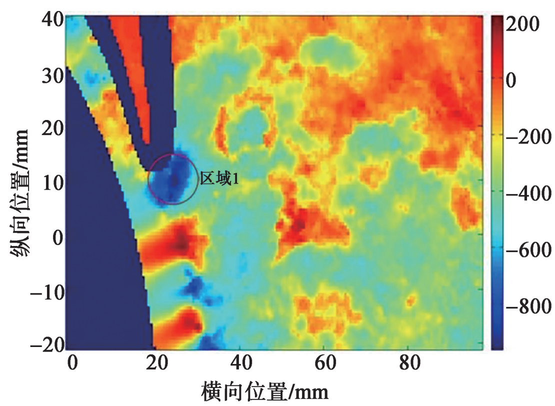

图 3　隔舌附近的横向速度分布

Fig.3　Lateral velocity distribution near the cut–water

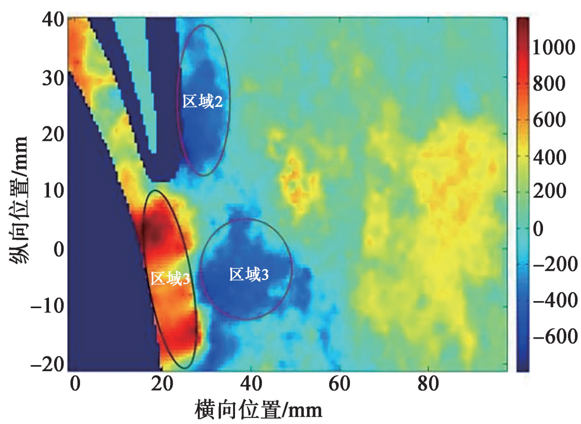

图 4　隔舌附近的纵向速度分布

Fig.4　Longitudinal velocity distribution near the cut–water

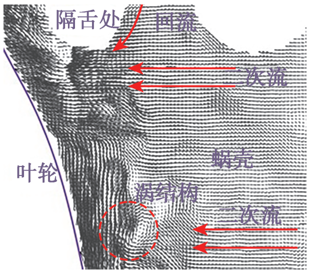

图 5　隔舌附近的速度矢量

Fig.5　Velocity vector near the cut-water

图 3 所示横向速度与图 4 所示纵向速度的对比表明，蜗壳隔舌附近大部分位置的纵向速度远远大于其横向速度，即速度场主要由纵向速度决定。

结合图 5 所示蜗壳隔舌附近的速度矢量可知，蜗壳隔舌附近的流场结构十分复杂，流场运动形态包含涡旋、二次流运动、回流等多种复杂的运动形式。隔舌正下方区域（区域 1），横向速度中反向速度明显占优；叶轮出口边缘附近，纵向速度达到其最大，且该区域存在显著的干涉，即纵向速度分布存在明显反差，正向高速区域与反向高速区域相邻出现（区域 3）。在该动静干涉以及压力势能的强烈作用下，隔舌附近的流动工质会产生回流，进而使得部分工质未从泵出口流出，而是沿隔舌回流至叶轮内，最终导致泵送能量损失，降低了输送效率。

此外，蜗壳内部隔舌附近的二次流动过程还会与叶轮出口的射流相互干扰和碰撞，即动静干涉作用[16-17]，进而在二者交界处的流体微团会形成较大的涡旋结构，并造成该区域流场压力分布剧烈变化，涡旋结构的变化和破碎，还会产生很强的压力脉动，威胁离心泵的安全运行。

离心泵模拟体保持转速 540 r/min 不变，流量（用符号 Q 表示）从 0.67 m^3/h 增加至 2.70 m^3/h，进一步分析蜗壳隔舌附近的复杂速度分布。由于叶轮出口与蜗壳交界处的涡旋结构可以综合表征隔舌附近回流、二次流动以及叶轮蜗壳区域强烈动静干涉等多个效应，因此主要对流场中涡旋结构的尺度进行分析。图 6~ 图 8 为不同流量工况的速度矢量。

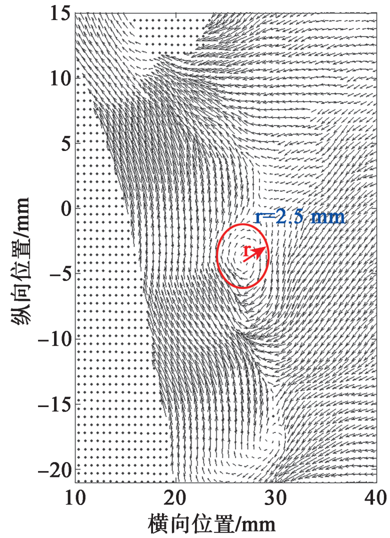

图 6　流量为 2.70 m^3/h 时的速度矢量

Fig.6　Velocity vector when Q=2.70 m^3/h

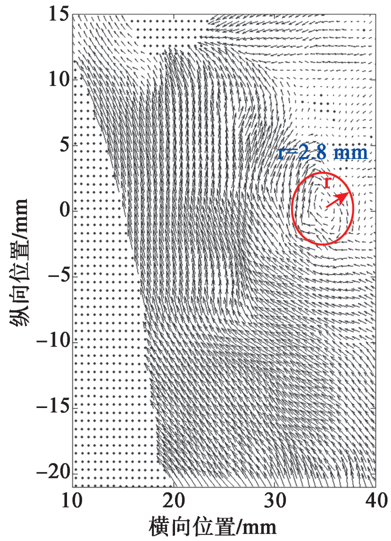

图 7　流量为 1.84 m^3/h 时的速度矢量

Fig.7　Velocity vector when Q=1.84 m^3/h

将图 6~ 图 8 中涡旋等效直径（涡径）进行对比可知，离心泵转速不变，流体工质流量从 0.67 m^3/h 增加至 2.7 m^3/h，流场中涡旋结构的尺寸从 3.3 mm 减小为 2.5 mm。这主要是由于流量增加导致流体速度增加，在叶轮出口与蜗壳交界附近的流体微团会发生更为剧烈的干扰与碰撞，形成的涡旋结构越不稳定，且更易破碎为较小尺度的涡旋结构。此外，不同流量工况下出现涡旋结构的位置并不固定，这是因为涡旋结构由离心泵内部复杂的湍流流动所形成，本

身具有较强的随机性，同时还会受到叶轮周期性旋转运动的影响，因此，涡旋结构在产生后难以维持稳定的状态，随着流体微团的运动及其质能交换，它的能量也会逐步降低，涡旋结构会逐渐变小，即出现扩散、衰减和湮灭等过程。

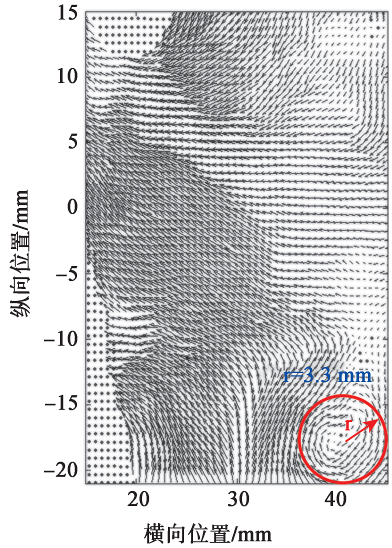

图 8　流量为 0.67 m³/h 时的速度矢量

Fig.8　Velocity vector when Q=0.67 m³/h

2.2　叶轮流道内流动特性分析

离心泵模拟体转速保持为 540 r/min，流量为 0.67 m³/h 工况下，叶轮流道内部隔舌附近区域的流场分布如图 9~ 图 11 所示。

已有研究表明，叶轮流道中的工质流动存在典型的射流－尾迹结构特征[20–21]，即由于轴向旋流的哥氏力作用、流体的黏性效应，叶片两侧的流体在叶轮内部存在着边界层发展、流动分离以及二次流等多种相互作用，将叶片压力面（又称工作面）因逆压梯度作用而产生的回流、分离等低流速流体输运到叶片吸力面（背面）和前盖板附近区域，形成尾迹区；高流速流体动能较强，未发生输运，均在叶片吸力面附近聚集，形成射流区，如图 10 所示。射流－尾迹结构使得叶轮流道出口处的流速呈现为非均匀分布，即沿圆周方向，出流速度分为尾流区和射流区，其中尾流区相对速度较小，靠近吸力面一侧；射流区相对速度较大，靠近压力面一侧。

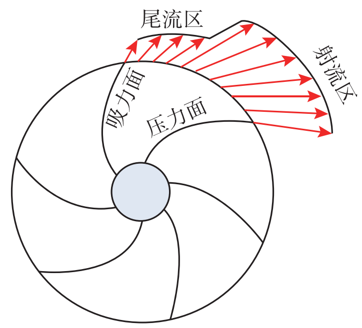

图 9　叶轮流道内射流－尾迹结构示意

Fig.9　Schematic of jet wake structure in impeller channel

叶轮流道内部的相对速度分布和湍流强度分布分别如图 10 和图 11 所示。总体来说，在离心泵模拟体内叶轮流道内的速度分布形成了射流－尾迹结构，与已有文献结论一致[20–21]。

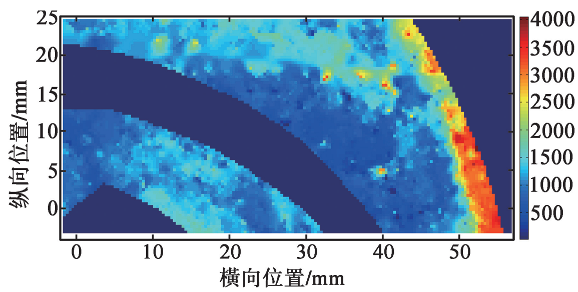

图 10　叶轮流道内的相对速度分布

Fig.10　Relative velocity distribution in impeller channel

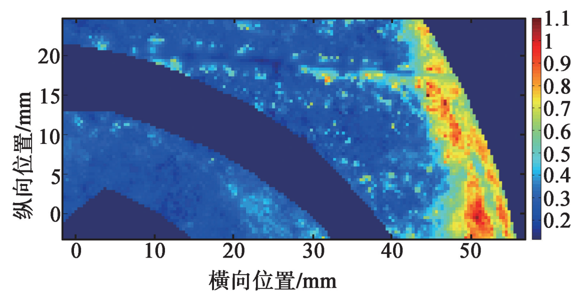

图 11　叶轮流道内的湍流强度分布

Fig.11　Turbulence intensity distribution in impeller channel

由图 10 与图 11 结合可知，从叶轮流道的压力面到吸力面，由于射流－尾迹结构的作用，流体的相对速度逐渐增加。

但是在叶轮出口附近，压力面速度会迅速增加，相对速度分布发生逆转，即从压力面到吸力面，流体相对速度逐渐减小。相应地，在叶轮流道出口处附近区域，流体的湍流强度也比较

大，尤其是在靠近压力面的区域，从压力面到吸力面，湍流强度逐渐减小。这主要是由于叶轮流道特有的射流－尾迹结构效应，导致射流区靠近压力面一侧。如前所述，该位置压力面一侧的流场与蜗壳一侧的流场之间存在显著的动静干涉作用，导致压力面一侧流体的湍流强度增大。

2.3　离心泵内流场演变特性分析

离心泵模拟体转速保持为 540 r/min，流量调节为 2.7 m³/h，以 0.008 s 作为时间间隔连续测量六个不同时刻蜗壳内部隔舌附近区域的流场结构，并以流线形式展示流场内部涡旋结构的演变过程，如图 12 所示。实验结果表明，在初始时刻，由于蜗壳隔舌区域动静干涉的作用，该区域流场首先出现很小的旋涡结构——涡核。随着局部压力的变化，旋涡逐步向蜗壳隔舌位置靠近，该过程中，旋涡结构的物理尺度逐步变大，形成涡胞，但在 2.1 节所述回流、二次流动以及叶轮蜗壳区域强烈动静干涉多个效应的作用下，旋涡的能量快速衰减，相应的其几何结构也由单一的大尺度涡旋逐步破碎为更小尺度、难以观测的涡旋结构，直至能量耗散，涡旋结构彻底消失。

随着离心泵叶轮周期性的旋转，其内部流体也会受到叶轮周期性输入的外部能量激励，在激励能量、流动干涉和流体微团质能交换等多种作用下，该区域流场会再次随机地出现新的涡旋结构，进而开始新一轮形成、迁移、扩散、衰减、破碎、消失的演变过程。

离心泵模拟体转速降低为 300 r/min，流量

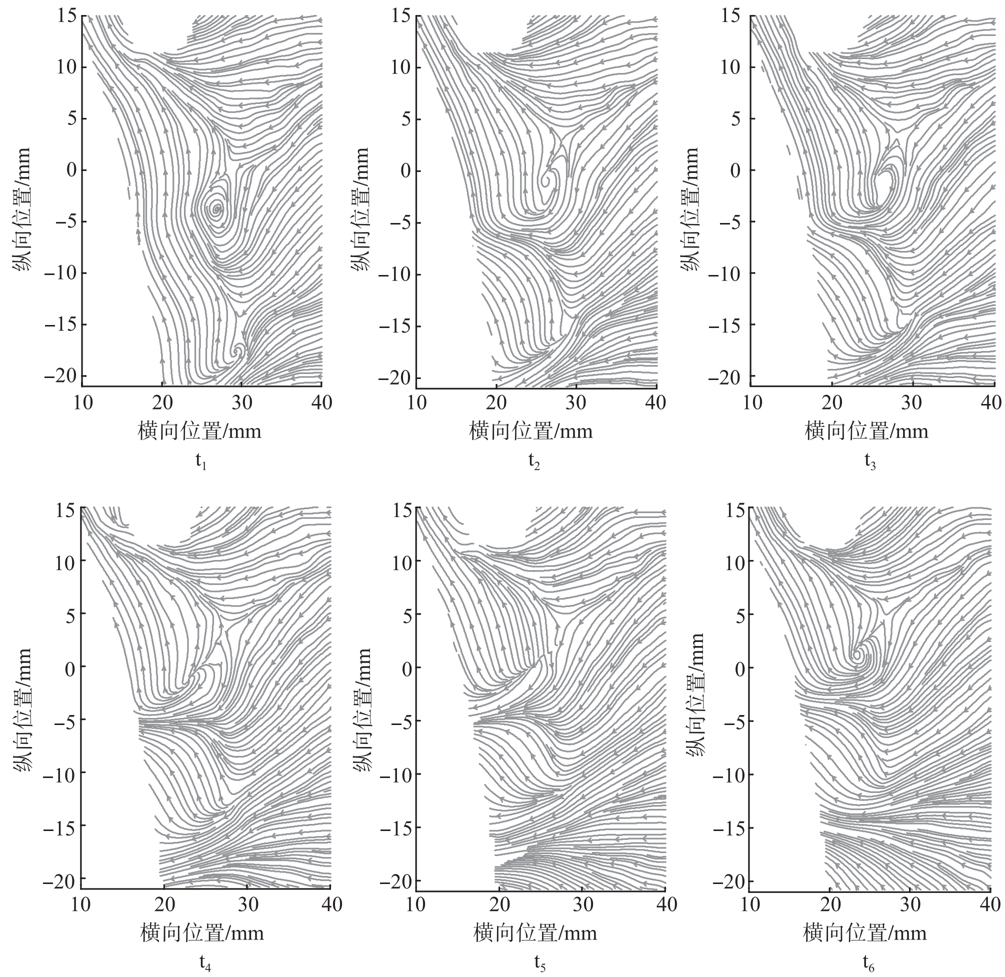

图 12　不同时刻的流场结构流线

Fig.12　Flow field structure streamline at different times

调节为 1.84 m³/h，该工况下以 0.008 s 作为时间间隔进行流场测量，其间蜗壳内部隔舌附近区域四个不同时刻的流线如图 13 所示。该流场中不同区域流体的运动演化过程如下：初始时刻，区域 1 的流体微团受回流效应主导，随机形成了涡核结构及较小的涡胞，而区域 2 的流体微团同时受到二次流和主流速度的作用，仍处于相互碰撞且杂乱无章的状态，因此该区域流场尚未形成涡旋；第二个时刻，区域 1 内的涡胞结构继续从该区域获得能量，其空间尺度增大，在局部压力作用下，逐步向蜗壳出口方向运动偏移，而在区域 2 中，随着二次流效应的增强，流体微团从无规则运动的混沌状态随机孕育出两个呈对称结构的正反涡胞结构；第三个时刻和第四个时刻，区域 1 内的涡胞逐步发展，形成具有显著空间尺度的涡旋结构，当然，增大的涡旋结构会更容易受到回流、二次流动以及叶轮蜗壳区域强烈动静干涉等效应影响，极易破裂消失，而区域 2 内由于缺乏维持其各自扩张的能量激励，对称的正反涡胞结构在流场运动过程中很快融为一体，通过正反涡胞合并的方式演化为具有空间辨识度的涡旋结构。

在与图 13 相同的实验工况下，以 0.000125 s 作为时间间隔，对叶轮通道内部的流场进行连续测量，其间三个不同时刻的速度矢量如图 14 所示。由图可知，随着叶轮周期性的旋转运动，在叶轮流道后缘区域流体微团会随机孕育涡胞结构，由于受到叶轮的周期性激励，叶轮流道内的涡旋结构在随流场向叶轮压力面运动的同时，还会不断向三维方向扩展生长，直至其能量耗散后破裂消失。

已有研究表明，叶轮–蜗壳间动静干涉效

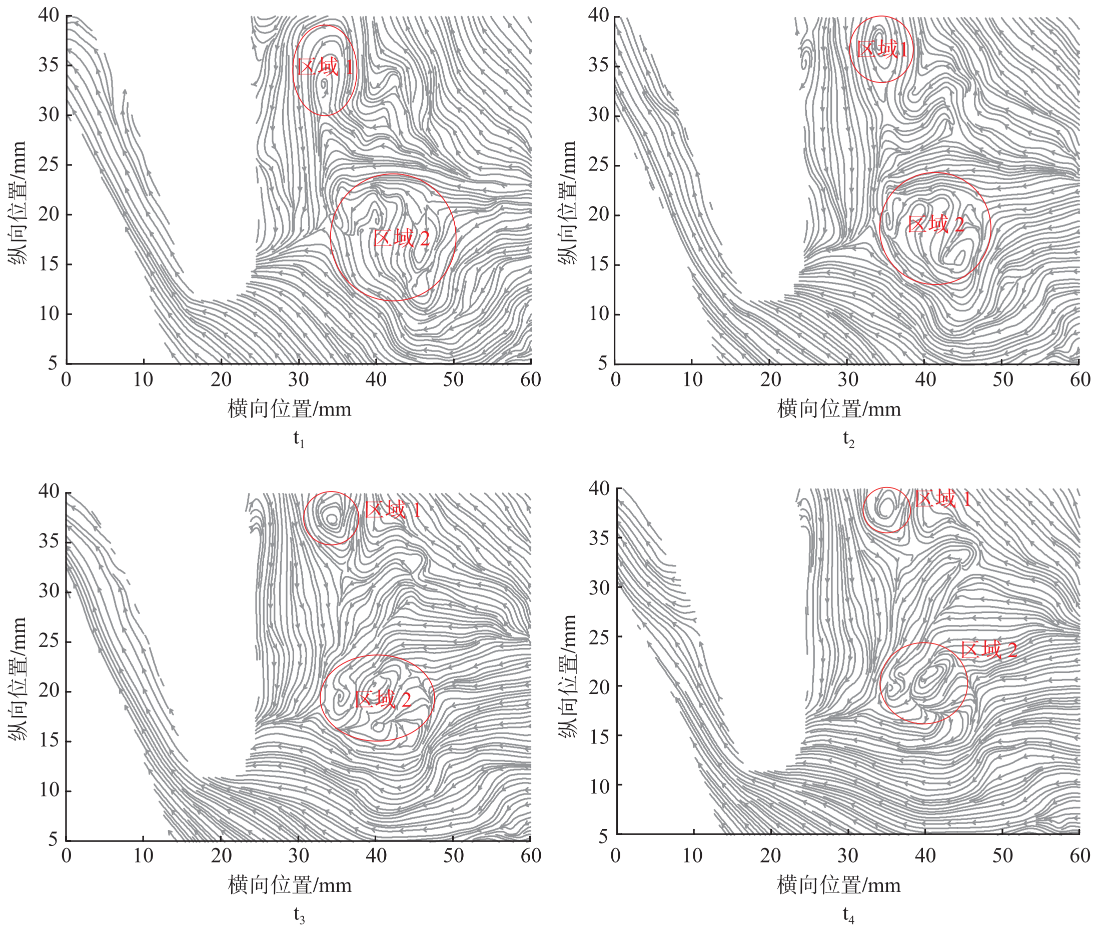

图 13　不同时刻的流场结构流线

Fig.13　Flow field structure streamline at different times

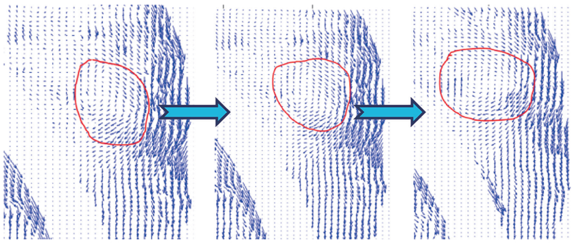

图 14　不同时刻叶轮流道内的瞬态相对速度矢量
Fig.14　Transient relative velocity vector in impeller flow channel at different times

应的关键在于精准刻画离心泵叶轮–导叶间的动静干涉作用,即准确测量和描述叶轮出口尾迹与导叶的撞击作用[22],本节离心泵内部流场演化测量结果表明,基于 PIV 技术和 LIF 技术的综合运用,可以有效识别叶轮–蜗壳动静干涉区域、隔舌区域以及叶轮出口附近区域内的涡旋结构及其演化历程,为深刻揭示离心泵内流动规律提供翔实的流场信息,并为综合分析回流、二次流以及叶轮出口射流–尾迹的影响[23],基于流场涡旋结构的频谱信息表征离心泵内部压力脉动提供数据基础[24,25]。

3　结论

针对离心泵内三维高频运动过程湍流流场,本文综合使用 PIV 和 LIF 测量技术,在离心泵模拟体及其实验装置回路上,开展了高时空分辨率的连续可视化测量,分析了离心泵内复杂流场的分布及其演化特性,主要得到以下结论。

(1)连续 PIV 测量技术具有高质量的时空分辨率,可以精确刻画离心泵内的复杂流场结构及其演化过程,可为离心泵流场分析及压力脉动优化提供更为精准的数据支持。

(2)转速不变时,流量越大,离心泵内涡旋结构的涡径越小;在回流、二次流以及叶轮–蜗壳间动静干涉等效应作用下,涡旋结构会经历形成、迁移、扩散、衰减、破碎、消失等演变过程。

(3)由于多种作用机制耦合,叶轮–蜗壳干涉区、隔舌附近以及叶轮后缘等区域的流场结构复杂,会随机形成不稳定涡旋结构,易导致离心泵内部压力脉动。

参考文献

[1] 李文蛟．冬季 SEC 泵备用状态下积气形成机理的理论与模拟实验研究[J]．核安全，2021，20(04)：92–99.

[2] 刘宇生，许超，谭思超，等．矩形通道内脉动湍流流动特性实验研究[J]．核安全，2017，16(02)：56–62.

[3] 查森，王伟海．多级离心泵导叶内部流动的研究[J]．农业机械学报，1988(4)：50–58.

[4] 胡庆康，殷少有．离心泵叶轮内流场的边界元法[J]．农业机械学报，1990(2)：38–43.

[5] 景思睿，吴达人．计算离心泵叶轮流场的扫描流束有限元方法[J]．应用力学学报，1990(1)：37–41.

[6] 李世煌，许建忠．低比速离心泵蜗壳流场的有限元分析[J]．农业机械学报，1990，(4)：65–70.

[7] 朱宏武，薛敦松．用 PIV 技术研究离心泵扩散段第八断面内流场[J]．工程热物理学报，1995，V16(4)：440–443.

[8] Chuangang G，Tong W．Two–dimensional particle image velocimetry (PIV) measurements in a transparent centrifugal pump[J]．中国机械工程学报(英文版)，2005，18(1)：98–102.

[9] Ren Y，Wu D，Liu H，et al. PIV experiment on flow instabilities in centrifugal pump[J]．Transactions of the Chinese Society for Agricultural Machinery，2015，46(2)：46–51.

[10] Chunlei S，Boqin G，Ye C．Measurement of steady and unsteady flow incentrifugal pumps spiral casing using PIV[J]．Transactions of the Chinese Society of Agricultural Engineering，2010，26(7)：128–133.

[11] Songshan C，Zhou. PIV Measurement of Internal Flow in Centrifugal Pump Impeller with Splitters[J]．Transactions of the Chinese Society for Agricultural Machinery，2007.

[12] Yuan S．PIV measurements and numerical simulations of flow in centrifugal pump impellers with splitting vanes[J]．Chinese Journal of Mechanical Engineering，2006，42(5)：60–63.

[13] Ning Z，Bo G，Zhong L，et al. Unsteady flow structure and its evolution in a low specific speed centrifugal pump measured by PIV[J]．Experimental Thermal & Fluid Science：International Journal of Experimental Heat Transfer，Thermodynamics，and Fluid Mechanics，2018：97133–144.

[14] 黄萍，张丽，周岭，等．向心径向导叶内部流场的多工况 PIV 测量[J]．排灌机械工程学报，2014，32(8)：674–678.

[15] 杨小林，严敬，邓万全，等．采用 PIV 研究叶轮轴向旋涡流[J]．中国农机化学报，2004(6)：59–61.

[16] 杨小林，严敬，邓万全，等．离心泵叶轮轴向旋涡流的 PIV 测量[J]．石油机械，2005，33(7)：1–3.

［17］Adler D，Levy Y. A laser–Doppler investigation of the flow inside a backswept，closed，centrifugal impeller［J］. ARCHIVE Journal of Mechanical Engineering Science 1959–1982（vols 1–23），1979，21（1）：1–6.

［18］Gonzalez J，Fernandez J，Blanco E，et al. Numerical simulation of the dynamic effects due to impeller–volute interaction in a centrifugal pump［J］. ASME Jounal of Fluids Engineering，2002，124：348–355.

［19］刘厚林，杨东升，谈明高，等. 双叶片离心泵内动静干涉的三维 PIV 测量［J］. 排灌机械工程学报，2012，30（4）：384–389.

［20］赖焕新，康顺，吴克启. 离心式叶轮内部湍流及出口“射流－尾迹”结构的成因分析［J］. 推进技术，2000，21（1）：45–48.

［21］陈斌，张华，施卫东，等. 低比转数潜水排污泵的内部流场 PIV 试验研究［J］. 排灌机械工程学报，2013，31（7）：575–579.

［22］蒋俊贤. 离心泵动静叶内复杂流场演化及干涉特性研究［D］. 江苏：江苏大学，2022.

［23］王玉川，谭磊，曹树良，等. 离心泵叶轮区瞬态流动及压力脉动特性［J］. 机械工程学报，2014，50（10）：163–169.

［24］Zhu B. Study on application of advanced vortex method to unsteady flow analysis in turbo machinery［D］. Japan：Yokohama National University，1999.

［25］Guelich J F，Bolleter U. Pressure Pulsations in Centrifugal Pumps［J］. Journal of Vibration & Acoustics，1992，114（2）：272–279.

Experimental Study on the Distribution and Evolution Characteristics of Flow Field inside Low Speed Centrifugal Pump

Fan Yongjian[1], Huang Yunlong[2], Wang Tuo[3], Zhang Jinlei[3], Tan Sichao[3]

（1. Dongfang Boiler Group Co., Ltd., Dongfang Electric corporation, Zigong 643001, China; 2. AECC Hunan Aviation Powerplant Research Institute, Hunan 410315, China; 3. Heilongjiang Provincial Key Laboratory of Nuclear Power System & Equipment, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China）

Abstract：Centrifugal pump is the important component in nuclear energy systems, and the internal flow has a direct impact on its safe operation. On the basis of the comprehensive application of Particle Image Velocimetry（PIV）technology and Laser Induced Fluorescence（LIF）technology, the continuous visualization experimental research on complex internal flow process of centrifugal pump are conducted in this paper. The distribution characteristics of the flow field are obtained. The mechanism and variation law of internal flow are analyzed.The results show that continuous PIV measurement technology can identify the vortex structure in the flow field with high–quality spatiotemporal resolution. Under the effects of reflux, secondary flow, and dynamic static interaction between impeller and vortex shell, the vortex structure undergoes evolution process including formation, migration, diffusion, attenuation, fragmentation, and disappearance. Due to the coupling of multiple mechanisms, the flow field structures in the regions near the rotor–stator interaction zone, the cut–water, and the trailing edge of the impeller are complex, which can randomly form unstable vortex structures and easily lead to pressure pulsation inside the centrifugal pump.

Key words：centrifugal pump; visualization; vortex structure ; flow field; pressure pulsation

（责任编辑：梁　晔）

刘家义,梁全伟,贾烁,等. 民用核安全设备制造单位践行核安全文化的途径和方法探索[J]. 核安全,2024,23(4):85-90.
Liu Jiayi,Liang Quanwei,Jia Shuo,et al. Exploration of Ways and Methods for Civil Nuclear Safety Equipment Manufacturing Units to Practice Nuclear Safety Culture [J]. Nuclear Safety,2024,23(4):85-90.

民用核安全设备制造单位践行核安全文化的途径和方法探索

刘家义*，梁全伟，贾　烁，祝　莲

（二重（德阳）重型装备有限公司，德阳　618000）

摘要：基于我国核电事业快速发展的需要，为深入贯彻落实习近平生态文明思想和中国核安全观，根据相关法律法规导则、核安全文化政策声明、核电厂质量保证大纲的格式和内容等要求，本文着重从“PDCA”全面质量管理的思想出发，构建一套行之有效的核安全文化管理体系，从体系的建立、实施、评估、改进等几个方面，描述了民用核安全设备制造单位践行核安全文化的途径和方法。

关键词：设备制造单位；核安全文化；管理体系；途径与方法

中图分类号：T-19　**文献标志码：**A　**文章编号：**1672-5360（2024）04-0085-06

2014 年，习近平总书记在第三届核安全峰会上提出了“理性、协调、并进”的中国核安全观[1]及培育和发展核安全文化的要求。随后，国家核安全局、国家能源局、国家国防科技工业局联合发布了《核安全文化政策声明》，并在全行业内开展了核安全文化宣贯推进专项工作。2018 年 1 月 1 日《核安全法》正式施行[2]，第九条第三款中明确规定，“核设施营运单位和为其提供设备、工程以及服务等的单位应当积极培育和建设核安全文化，将核安全文化融入生产、经营、科研和管理的各个环节”[3]。同年，国家核安全局发布了《核安全文化特征》作为行业核安全文化建设的工作指南。

民用核安全设备制造单位是核能产业链不可或缺的一环，其产品质量直接影响核电厂的安全。核安全是核电厂的灵魂和生命，确保核安全既是技术问题，又是管理问题，更是文化问题[4]。2007 年二重（德阳）重型装备有限公司（以下简称公司）开始规模化制造核设备，特别是 2014 年核安全文化宣贯推进专项工作以来，一直积极探索如何构建一种有别于传统企业文化的新型文化管理模式。通过研究国际同行的核安全文化管理模式特点及兄弟单位经验，创新性地将戴明环（PDCA 循环）纳入核安全文化建设管理体系中，将核安全文化的建立、运行、评估、改进等整个流程文件化、制度化，形成了适用本企业的且具有特色的核安全文化管理体系。

1　PDCA 循环的含义

PDCA 循环是由美国质量管理专家休哈特博士提出的用于指导企业质量管理的科学手段。目前，PDCA 循环已被普遍应用于企业安全管理领域[5]，PDCA 循环可以简要描述如下：策划（Plan）：根据顾客的要求和组织的方针，建立

收稿日期：2024-03-27　**修回日期：**2024-05-22
作者简介：刘家义（1989—），男，现主要从事民用核安全设备制造质量管理工作
* **通讯作者：**刘家义，E-mail：313753898@qq.com

体系的目标及其过程，确定实现结果所需的资源，并识别和应对风险和机遇；实施（Do）：执行所做的策划；检查（Check）：根据方针、目标、要求和所策划的活动，对过程以及形成的产品和服务进行监视和测量（适用时），并报告结果；处置（Act）：必要时，采取措施提高绩效。

PDCA 循环并不只是单纯地执行一次，而是通过大环套小环，小环保大环，互相促进，推动大循环的模式，如图 1 所示，在每个阶段中均可应用 PDCA 循环，完成优化后再开展下一个阶段；也可以在完成一次 PDCA 循环后，采用爬楼梯的方式对存在的问题再次使用 PDCA 循环，如图 2 所示，如此往复，达到提升的目的。

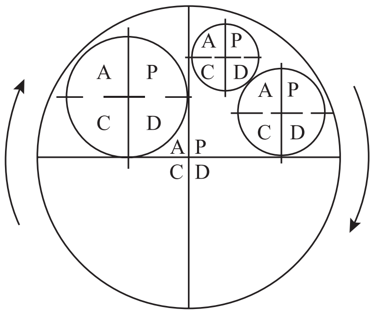

图 1　PDCA 循环示意图
Fig.1　PDCA cycle diagram

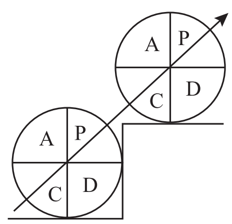

图 2　爬楼梯
Fig.2　Climb stairs

2　核安全文化管理体系的建立

民用核安全设备制造单位第一要务就是确保产品质量，从而保证核安全。2017 年 3 月，国家核安全局发布了技术文件《核安全文化特征》（NNSAHAJ–1001–2017），该文件是《核安全文化政策声明》的细化支撑文件，体现了核与辐射安全监管要求以及所倡导的良好行为方式，是核安全文化评估活动的主要依据文件，也是行业核安全文化建设的工作指南[6]，根据法律、行政法规及《核安全文化政策声明》等要求，民用核安全设备制造单位应遵循八大特征，如图 3 所示，积极建立和培育核安全文化。结合 PDCA 循环管理模式，公司构建了核安全文化建设管理体系，明确了核安全文化建设管理模式（见图 4）。在明确公司核安全文化政策声明、核安全及核安全文化定义、核安全文化建设方针目标、各体系成员单位及各级各类人员在核安全文化建设工作中的职责的基础上，在策划（P）阶段，制定了《践行核安全文化的要求》《风险防控管理制度》《防人因管理制度》；在实施（D）阶段，制定了《班组核安全文化建设实施及考核制度》《管理层巡视制度》；在检查（C）阶段，制定了《核安全文化建设评价考核制度》；在处置（A）阶段，制定了《激励和处罚制度》《经验反馈管理制度》。此外，公司持续改进核安全文化建设管理体系，适时修订相关制度要求，制定了核电“十大禁令”，明确核安全红线；强化了核安全文化评估工作的开展。

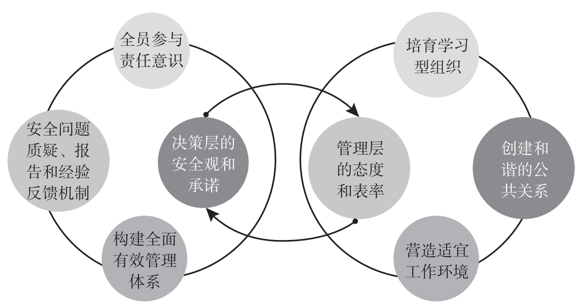

图 3　核安全文化八大特征
Fig.3　Eight characteristics of nuclear safety culture

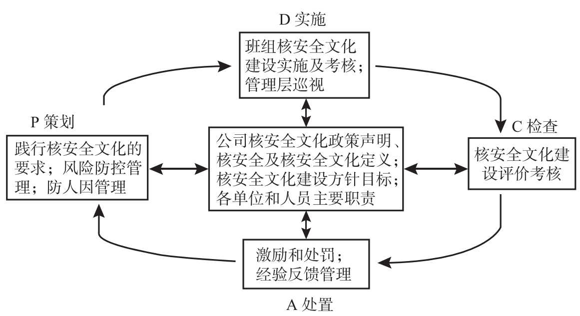

图 4　核安全文化建设管理模式
Fig.4　Management mode for nuclear safety culture construction

3　核安全文化管理体系的运行

核安全文化是一个组织自上而下的行动过程,如何让涉核人员认同、接受这种正确的价值观并努力践行,是解决问题的关键。在核安全文化管理体系运行过程中,决策层、中层管理人员、涉核职工都应严格遵从《核安全文化手册》所明确的核安全职责,熟知涉核员工行为准则,在践行核安全的同时,积极传达核安全文化理念。公司主要从以下几个方面开展了核安全文化管理体系建设。

3.1　决策层的安全观和承诺

成立核安全文化建设领导小组,董事长担任核安全文化建设领导小组组长,发布公司《核安全文化政策声明》。成立核安全文化管理体系建设工作组,组织制定《核安全文化手册》,颁布《核电“十大禁令”》,每年印发《核安全文化建设工作安排》。确保核安全高于一切、决策过程体现“安全第一”、岗位职责授权明确、管理体系有效运行,为公司核安全文化管理体系建设树立了正确的核安全观念。

3.2　管理层的态度和表率

公司中层管理人员严格践行《管理层巡视制度》要求,针对本单位核安全文化建设定期开展巡查工作,监督检查各项管理制度落实情况,与基层一线职工进行对话交流,督促全员增强核安全意识,熟知核安全法律法规知识,营造出浓厚的核安全文化氛围。以身作则,充分发挥表率和示范作用,严格按程序要求处置不符合项,以审慎保守的态度进行评估处置,确保相关设备产品质量。

3.3　全员的参与和责任意识

班组是民用核安全设备制造单位核文化建设的基础,班组内的核安全文化建设是将安全生产责任落实到每一个基层员工身上,并逐步在员工中深化合规生产的安全意识。通过加大班组核安全文化建设的力度,有效推动民用核安全设备制造单位生产管理水平并推进公司的核安全文化建设[7]。制定《班组核安全文化建设实施及考核制度》并要求严格落实,切实发挥基层班组在核电产品制造过程中对核安全的基础保障作用。制度主要从 9 个方面开展班组核安全文化建设工作,见表 1。

表 1　班组核安全文化建设工作要求

Table 1　Requirements for the construction of nuclear safety culture in teams

序号	项目	工作内容及要求
1	核安全文化理念内化于心	班组职工熟悉了解掌握公司核安全文化理念、操作规范等;班组宣传栏和作业点要通过标语、橱窗、班组园地、黑板报、看板等形式宣传核理念、核制度、核标准、核规范
2	班组目标管理到位	有共同目标追求,班组安全、质量、设备等各目标及指标分解到班组,考核到个人,保障措施完备
3	班组基础管理扎实	有共同遵循的价值体系和规范,班组建设基础工作扎实;文件、设计工艺图纸、交接班记录、报表等分类存放管理;班容班貌整洁干净,物品摆放整齐规范
4	班组安全文明生产	生产现场做到无垃圾、无杂物、无积水、无油污;现场文明施工,做到工完场清,定置摆放;严格执行核电产品工艺纪律和程序文件;保质保量完成各项核电产品生产任务
5	班组安全、质量、设备管理达标	严格执行公司管理规定,班组安全管理职责到位,目标考核达标;核电产品质量合格率 100%
6	工前 10 分钟,班组成员要具有敢于质疑的工作态度	我了解这项工作吗? 我的责任是什么? 我的工作任务与核安全的关系如何? 我具备完成任务的技能吗? 其他人的责任是什么? 关键控制点在哪里? 我是否需要帮助? 会出什么错? 出现失误会造成什么后果? 应该怎样防止失误? 万一出现故障,我该怎么办?

续表

序号	项目	工作内容及要求
7	工作之中要具有严谨的工作方法	按程序办事;对意外情况保持警惕;出现问题停下来思考;必要时请求帮助;追求纪律性、合规性、时间性;谨慎小心地工作;切忌贪图省事
8	工作之余要具有良好的沟通习惯	按程序接转工序;向别人提供有关信息,保持良好的透明度;汇报完成了的工作结果;发现和报告任何异常;正确填写工作记录,无论是正常或异常情况;提出新措施改善工作,重视经验反馈
9	积极参加各类核电产品专业培训	年度开展班组核电产品专业培训不低于4次;涉核人员参培合格率100%

同时公司主要涉核领导及人员签订核安全文化建设承诺书,督促严格执行各项核安全制度规定。对核安全相关工作的55个岗位建立了核安全设备制造岗位的作业行为规范,覆盖公司主要涉核人员,实现了意识、制度、行为、习惯一体化,在持续推进核安全文化建设过程中,通过培训不断强化各级各类涉核人员对行为规范准则的理解,督促其在民用核安全设备制造过程中严守相关规定,同时开展了大规模核安全文化知识宣贯活动。

3.4 培育学习型组织

编制《核安全文化知识手册》,将法律法规中与公司核安全设备制造密切相关的条款、核安全文化建设要求、核安全文化起源及发展等知识汇编成册,供员工学习使用。同时积极发挥典型案例的警示作用,收集整理近年行业内及公司发生的典型质量问题,形成《核安全文化建设典型案例汇编》,组织各相关单位开展经验反馈工作,有效避免类似问题重复发生。此外,公司按计划实施核安全文化培训、考评等工作,有效提升了员工核安全文化意识,形成了浓厚的学习氛围。

3.5 管理体系的建设

积极构建核安全文化建设管理体系,编制《核安全文化手册》,明确体系成员单位及各级各类人员在核安全文化建设工作中的职责,建立7大主要制度。并且持续改进核安全文化建设管理体系,适时修订《核安全文化手册》,在核安全文化管理体系建设中重点关注《管理层巡视制度》《班组核安全文化建设实施及考核制度》落实;在《激励和处罚制度》中修订公司核电“十大禁令”,明确核安全红线;强化核安全文化评估工作,深入推进核安全文化建设。

3.6 工作环境的营造

成立核安全文化建设工作小组,由公司总经理担任工作小组组长,为核安全文化建设提供了组织保障。不断改善从事核安全设备制造员工的工作和休息环境,强化对夜班工作人员的人性化管理,确保员工身心状态不影响产品质量;构建员工职业发展通道,建立导向正确、奖惩分明的激励考核制度,将安全质量绩效作为重要评估指标,引导员工树立质量意识,主动践行核安全文化;搭建完善的沟通交流渠道,建立沟通交流机制,保证在产品制造过程中各部门各层级人员信息畅通;建立矛盾纠纷解决机制,搭建质量仲裁平台,客观、公正、专业地分析制定解决方案从而有效化解矛盾纠纷;组织开展班组建设和质量提升活动,有效促进班组员工营造团结协作、相互信任、和谐融洽的工作氛围。

3.7 建立对安全问题的质疑、报告和经验反馈机制

明确遇到不清楚情况时的处理办法,倡导主动质疑的精神。强化主动报告,在《激励和处罚制度》中规定员工应将不符合核安全文化理念、法律法规标准、文件制度的情况主动报告上级领导;建立经验反馈机制,开展经验反馈活动,有效利用行业经验和内部经验,预防和减少事件尤其是重发事件,以达到持续改进目的[8];有效运用防人因失误工具[9],建立《防人因管理制度》《开工会制度》,积极开展防人因工作,不断完善和持续宣贯各项文件制度。

3.8 创建和谐的公共关系

积极将核安全文化管理体系建设纳入企业文化建设,通过信息公开、公众参与、科普宣传

等公众沟通形式，传递公司核电制造及核安全文化，确保相关方的知情权、参与权和监督权，营造和谐的公共关系。

4　核安全文化管理体系的评估

建立核安全文化评估机制，定期开展评估工作识别核安全文化退化的征兆，及时采取纠正行动，扭转退化的趋势[10]。将核安全文化建设工作纳入公司专项质量管理提升项目，每季度对各相关单位核安全文化建设开展情况、亮点、存在的问题、下一步工作要求等进行检查通报，促使各单位核安全文化建设工作举措有效落地。根据《核安全文化建设评价考核制度》要求，每年度对涉核单位进行核安全文化建设评估，评估主要突出结果导向与过程控制相结合的原则、系统全面与突出重点相结合的原则、领导层与职工群众共同重视的原则、客观公正与联系实际相结合的原则、评估与考核独立自主的原则。力争客观真实地反映出各涉核单位核安全文化建设真实情况。

核安全文化管理体系评估方式主要为与涉核人员进行访谈、问卷调查及闭卷笔试。访谈指随机抽取中干、技术人员、管理人员、操作人员进行对话，以了解所在单位核安全文化管理体系建设和本人掌握核安全文化知识情况；问卷调查指有检查组确定各单位部分涉核人员(本单位班子成员、质量部部长、技术部部长、生产部部长、本单位核安全设备制造质控系统责任工程师、技术人员、管理人员、操作人员)进行网上答题，内容涉及核安全文化手册相关知识要点；闭卷笔试指由检查组确定被检查单位管理层、中层领导、技术人员、管理人员、操作人员进行闭卷笔试，内容涉及核安全文化建设应知应会的客观题和各级各类涉核人员如何践行核安全文化的主观题。

5　核安全文化管理体系建设中的不足

5.1　核安全文化管理体系总体规划和实施过程有待改善

在构建核安全文化管理体系、推进实施方面缺少核安全文化建设中长期规划，以评分为主的核安全文化评估未充分发挥核安全文化自评估找弱项、精准施策的作用。此外，各单位以分解落实总体方案为主，结合自身业务范围、本单位核安全文化水平开展的核安全文化建设策划较少。

5.2　核安全文化管理体系尚需进一步完善

虽然已经建立了文件化的核安全文化管理体系，但是在实际执行过程中，还存在制度不完善等情况。2020 年 12 月，生态环境部印发《核电厂质量保证大纲的格式和内容(试行)》，公司参考制定了《产品质量防造假程序》，但是该程序要求和实际工作开展结合度还有待进一步提高；各经营实体单位分别制定并下发了本单位核安全文化建设工作方案，但在质量提升督导检查的过程中，发现各单位均存在不同程度未严格执行方案要求的现象。

5.3　部分单位管理层未能充分发挥示范和表率作用

在培训、典型质量问题经验反馈、管理层巡视实际工作开展过程中，部分单位从事民用核安全设备制造活动的领导未参加相关培训、学习和季度核安全文化建设巡查工作。公司核安全文化培训方面还未建立“一把手上讲台授课”相关机制，不利于充分发挥领导示范作用。

6　结论

核安全文化管理体系建设是一项系统性、长期性工作，民用核安全设备制造单位可根据 PDCA 循环管理模式，结合本单位核安全文化建设实际，建立符合国家法规要求的管理体系、不断优化管理制度、切实落实各项制度的执行，确保核安全文化理念深入人心。

针对当前核安全文化管理体系建设存在的薄弱环节，公司将持续推进核安全文化管理体系建设，将核安全文化管理体系建设工作纳入公司中长期战略规划，进一步完善核安全文化管理体系。不断扩充核安全文化手册要求，以核安全设备制造活动为依托，建立适宜公司实际的核安全文化管理体系，构建一套科学有效

的管理制度，为核安全文化建设的具体实践提供遵循，确保核安全设备产品制造质量，努力培育特色的核安全文化。

参考文献

[1] 中国的核安全 [J]. 中国核电，2019，12（05）.

[2] 我国《核安全法》问世——解读我国首部核能顶层法律 [J]. 中国核电，2017（09）.

[3] 中华人民共和国核安全法 [J]. 全面腐蚀控制，2018，32（05）.

[4] 柴建设. 核安全文化与核安全监管 [J]. 核安全，2013，12（03）.

[5] 隋阳，等. 基于 PDCA 的运行核电厂安全生产标准化创建 [J]. 中国核电，2018，11（04）.

[6] 张天祝，等.《核安全文化特征》简析 [J]. 世界环境，2017（02）.

[7] 贾志洋. 班组安全管理与核安全文化建设实践 [J]. 现代经济信息，2019（13）.

[8] 郝晓峰. 民用核设施运行经验反馈 [J]. 核动力工程，1998，19（1）：83–88.

[9] 高星. 核电行业的防人因失误工具 [J]. 劳动保护，2019(8)：59–61.

[10] 冯一斐，等. 核电厂核安全文化评估实践及思考 [J]. 中国核电，2022，15(01).

Exploration of Ways and Methods for Civil Nuclear Safety Equipment Manufacturing Units to Practice Nuclear Safety Culture

Liu Jiayi*, Liang Quanwei, Jia Shuo, Zhu Lian

（Erzhong（Deyang）Heavy Equipment Co., Ltd., Deyang 618000, China）

Abstract：Based on the rapid development of China's nuclear power industry, To deeply implement the ecological civilization ideology and China's nuclear safety concept, According to the requirements of relevant laws and regulations, nuclear safety culture policy statements, and the format and content of the quality assurance outline for nuclear power plants, This article focuses on the concept of "PDCA" comprehensive quality management and constructs an effective nuclear safety culture management system. From the establishment, implementation, evaluation, and improvement of the system, it describes the ways and methods for civil nuclear safety equipment manufacturing units to practice nuclear safety culture.

Key words：equipment manufacturing unit; nuclear safety culture; management system; approaches and methods

（责任编辑：梁　晔）

邵辉,杨腊腊,陈秋炀,等. 核动力厂最终安全分析报告维护管理的思考及建议[J]. 核安全,2024,23(4):91–95.
Shao Hui,Yang Lala,Chen Qiuyang,et al. Suggestion for Maintenance and Management about Final Safety Analysis Reports of Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety,2024,23(4):91–95.

核动力厂最终安全分析报告维护管理的思考及建议

邵 辉*,杨腊腊,陈秋炀,杨 煦

(苏州热工研究院有限公司,苏州 215004)

摘要:核动力厂最终安全分析报告(Final Safety Analysis Report,FSAR)作为核动力运行许可证的申请文件之一,是全面反映核动力厂设计和运行信息的文件,也是营运单位实施核动力厂修改、安全分析及事件评价的重要依据。鉴于 FSAR 的重要作用,营运单位需要对其进行适当的维护和管理,以确保 FSAR 能够真实反映核动力厂实际配置。目前,我国核安全相关法规导则尚未提供 FSAR 维护和管理的具体指导方法,营运单位对 FSAR 维护和管理方法各有不同,FSAR 内容与核动力厂实际配置不一致的矛盾也日渐突出。随着我国运行核动力厂数量的增多,监管单位的监管压力也明显增加。本文基于国内运行核动力厂 FSAR 的维护和管理现状,结合国外核动力厂的良好实践,提出了 FSAR 维护和管理的改进建议。

关键词:最终安全分析报告;维护和管理;改进建议;插页修改;定期升版

中图分类号:TM623.8 **文章标志码:**A **文章编号:**1672–5360(2024)04–0091–05

FSAR 是阐述核动力厂遵照有关法律法规,确保其构筑物、系统和设备(Structures,Systems and Components,SSCs)的性能始终满足设计要求的文件,它全面涵盖了核动力厂设计、建造、运行和维修等各个阶段的重要信息,包括 SSCs 设计基准、运行限值、安全分析等各方面的内容。

在核动力厂实践中,FSAR 是核动力厂运行许可证申请文件的重要组成部分,是营运单位实施核动力厂修改、安全分析及定期安全评价的重要依据,也是监管单位进行监督检查活动的重要参考。因此,营运单位应当对 FSAR 进行适当的维护和管理,使其能够准确反映运行核动力厂的变化,确保 FSAR 内容与核动力厂实际配置保持一致。

《核动力厂定期安全审查》(HAD 103/11)[1] 规定营运单位应该更新核动力厂的 FSAR,但是由于缺少明确具体的维护要求,目前国内各运行核动力厂均存在不同程度的 FSAR 内容与实际配置不一致的问题。同时,相关法规导则并未明确监管单位对于 FSAR 的管理要求,因此目前涉及 FSAR 的所有修改,营运单位均需报送国家核安全局批准,导致 FSAR 修改的流程复杂,且修改周期很长,增加了营运单位对 FSAR 维护的工作量,同时也增加了监管单位的监管压力。

本文基于国内运行核动力厂的 FSAR 维护和管理现状,结合国外核动力厂的 FSAR 的良

收稿日期:2023–10–27 **修回日期:**2023–11–29
作者简介:邵辉(1984—),男,现主要从事核电厂定期安全审查工作
* **通讯作者:**邵辉,E–mail:30818456@qq.com

好实践，提出适用于我国核动力厂 FSAR 维护管理相关的改进建议。

1 美国核动力厂的实践

美国核管会在 1980 年 7 月修订了联邦法规 10CFR 50 部分条款，其中 10CFR 50.71（e）[2] 条款明确了 FSAR 的更新要求，以及营运单位所需提交的材料内容等。主要包括：(1) 营运单位应当定期更新 FSAR，确保 FSAR 能真实反映核动力厂实际配置；(2) 营运单位应向核管会提交的文件包括支持 FSAR 更新的安全分析和评估，以及包含最新信息的替代页；(3) 规定了 FSAR 的更新周期，即 FSAR 的更新必须在每年或每次换料大修之后的 6 个月内提交，且连续两次更新之间间隔不得超过 24 个月；(4) 更新后的 FSAR 必须能够反映文件形成日前 6 个月内的核动力厂实际配置。

1996—1997 年，美国核管会检查发现部分营运单位对FSAR的维护不满足10CFR 50.71(e)的要求，FSAR 与核动力厂实际配置存在差异。为了更好地指导营运单位按照 10CFR 50.71（e）的要求对 FSAR 进行更新和维护，美国核能研究所编制了《最终安全分析报告更新指南》（NEI 98–03）[3]。1999 年 9 月，美国核管会发布了《依据 10CFR 50.71（e）更新最终安全分析报告》（RG 1.181）[4]，并认可了 NEI 98–03。

NEI 98–03 明确了美国核动力厂 FSAR 的维护包括更新（Updating）和修改（modification），更新主要针对新的法规要求、核动力厂修改以及新的安全问题的分析引起的 FSAR 内容的变化。而修改则是营运单位为了提升 FSAR 的可读性和可维护性而进行的 FSAR 的维护活动。

根据 NEI 98–03，营运单位必须通过评价确定是否需要对 FSAR 进行更新，主要包括新的法规要求，核动力厂修改，以及新的安全问题的分析。

（1）营运单位必须评价新的法规要求对核动力厂的适用性，如全厂失电工况（10CFR 50.63），未能紧急停堆的预期瞬态（ATWS）工况（10CFR 50.62）等。如果新的法规要求适用核动力厂，且导致原设计基准或安全分析发生变化，则 FSAR 需要被及时更新。

（2）营运单位必须更新 FSAR 以反映核动力厂修改，包括 FSAR 中的设计基准、安全分析的变更；FSAR 涉及的 SSCs 的修改，或者 FSAR 所描述的功能或规程的修改；FSAR 中的安全评价的支持性信息的修改。

（3）营运单位应当评价美国核管会要求的或通用信函、公告要求的新的安全问题的影响，当确认 FSAR 中的设计基准、安全分析及相关的描述内容不准确时，营运单位需对 FSAR 进行及时更新。

营运单位还可以对 FSAR 进行修改，以提升 FSAR 的可读性和可维护性。修改类型包括适当的内容删除、FSAR 格式重建以及 FSAR 内容简化。

（1）适当的内容删除是指删除 FSAR 中过时或冗余的内容。

（2）FSAR 格式重建是指 FSAR 格式的变化，不涉及 FSAR 内容的实质性变化，比如调整 FSAR 章节位置。

（3）FSAR 内容简化主要是指删除 FSAR 中不必要的描述，包括删除过多的细节、用简化的示意图替换详细的图纸，以及引用其他文件简化描述等。

NEI 98–03 同时还明确了 FSAR 更新是以提供内容更新为目的，而非执照申请活动，并不以对核动力厂进行重新审评为目的，核管会不会正式批准。

2 法国核动力厂的实践

法国核动力厂最终安全报告（RDS）在格式和内容方面与我国核动力厂 FSAR 存在较大差异，但是在实践中所起的作用基本一致，其维护和管理方式对我国有一定的借鉴意义。

法国核动力厂 RDS 的更新主要有两个来源：(1) 定期安全评价（PSR）期间进行的 RDS 更新；(2) 两次 PSR 之间实施的核动力厂修改导致的 RDS 更新。这两个来源导致 RDS 更新都是通过“改造流程”进行控制和管理的。

对于PSR期间进行的RDS更新，周期一般为10年，营运单位通过编写"修订支持性记录"文件记录RDS的更新内容，而对于在两次PSR之间实施的核动力厂修改引起的RDS更新，周期视核动力厂修改而定，营运单位通过编写"RDS受影响的内容识别文件"的方式来识别需更新的RDS内容。上述两类文件最主要的区别在于前者直接说明了RDS更新后的正文内容，而后者仅为差异性说明文件，即通过补充说明的方式对现行版本RDS的内容作出修订。

无论是上文所述的哪种RDS更新，营运单位都需编写"合规性分析说明"，通过一系列流程判断RDS更新是否需要上报法国国家核安全局（ASN）批准。若经判断后认为不需要报ASN批准，营运单位仅需要将该类RDS更新直接以声明的形式提交ASN；如果经判断认为需要报ASN批准，则需要进一步编写"合规性分析记录"，详细说明需要更新的RDS内容，并提交ASN审查批准。

在判断过程中，满足以下两个准则之一的FSAR修改需要报ASN批准：

（1）涉及RDS中与安全论证有关的安全基准、初始假设、分析方法、验收准则。

（2）涉及RDS中临界性检查模式、裂变界限、中子相互作用及反射包络工况、与临界有关的安全论证限值、用于限制临界事故后果的措施。

若RDS修改涉及核安全系统设备的设计要求或安全论证过程，但是不属于上述报批准则的，则需要报ASN备案。

同时，RDS的描述性修改或文字勘误属于不重要的修改，营运单位可自行完成修改。

对于定期安全评价（PSR）期间进行的RDS更新，营运单位应在PSR结束后同步完成。而对于两次PSR之间实施的核动力厂修改引起的RDS更新，营运单位则应在修改的再鉴定工作完成2个月之内，或在反应堆临界之后2个月内（如果该修改是在停堆工况下实施）完成"RDS受影响的内容识别文件"的编制和RDS更新。

3　我国核动力厂FSAR维护和管理现状

《中华人民共和国核安全法》[5]《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》（HAF 001）[6]、《核动力厂调试和运行安全管理规定》（HAF 103）[7]等法规对FSAR维护和管理均提出了原则性要求。

《中华人民共和国核安全法》和《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》（HAF 001）要求营运单位在申请运行许可证时必须向国家核安全局提交《最终安全分析报告》等有关资料。《核动力厂调试和运行安全管理规定》（HAF 103）要求始终保持核动力厂与安全分析报告的一致性，但对于FSAR维护和管理的周期和方法缺少明确的指导。

我国运行核动力厂FSAR维护和管理存在以下问题：

（1）FSAR维护要求不明确。各营运单位对于FSAR的维护方法和维护周期均不相同，随着核动力厂运行时间的增加，FSAR与实际配置不一致的问题日渐凸显。

（2）FSAR的管理要求需细化。由于FSAR定位为核动力厂执照申请文件，涉及FSAR的任何修改，如表述方式调整或文字勘误、非安全重要SSCs的修改引起的FSAR修改，营运单位均报送国家核安全局批准，导致FSAR修改的流程更加复杂，且修改周期变长，影响FSAR的维护和管理。

因此，监管单位有必要制定适用于我国核动力厂FSAR的维护和管理的指导文件，为营运单位维护和管理FSAR提供依据和标准。

4　建议

针对上述FSAR维护和管理中存在的2个问题，本文给出的建议如下：

（1）参考美国核管会的做法，结合国内核动力厂FSAR的现状，采用"插页修改"和"定期升版"的维护方法。"插页修改"是针对FSAR局部的修改，通过插页的方式进行修改，提高FSAR维护效率。随着插页数量的逐渐积累，可能对FSAR

的使用和管理带来不便，因此需定期将插页修改升版到 FSAR 中，该过程即为“定期升版”。

(2) 明确适用于我国核动力厂 FSAR 的维护周期。美国核管会要求其营运单位必须在取得运行许可证后每年或每次换料大修后 6 个月（如果更新间隔不超过 24 个月）内提交更新后的 FSAR，更新必须反映文件形成日前 6 个月内的状态。根据我国核动力厂 FSAR 的维护需求，本文件建议的定期升版周期为 5 年。

(3) 针对 FSAR 维护工作难度大和重要性高的特点，建议指导文件中明确营运单位的职责，如营运单位应当编制相应的管理程序，组织涵盖各领域的专业人员对 FSAR “插页修改”进行逐级审查，确保 FSAR 得到有效地维护，并准确识别 FSAR “插页修改”是否需要报送国家核安全局批准。

(4) 明确 FSAR 修改的报批原则。2022 年 11 月发布的《核动力厂调试和运行安全规定》（HAF 103）给出了安全基准的定义，其中规定“有效的核动力厂安全分析报告中与安全重要物项有关的内容及安全重要物项设计、建造、运行所遵循的核安全标准和规范”为安全基准的一部分。因此，FSAR 中非安全重要物项相关的内容不属于安全基准，建议仅将 FSAR 中的安全重要物项纳入监管范围。

由于相关的核安全导则并未对“安全重要物项”给出明确的定义，由此可能导致各营运单位 FSAR 修改是否需要报批的判断结果存在差异，因此建议监管单位适时升版相关导则，明确 FSAR 中安全重要物项的筛选准则。

考虑到各核动力厂 FSAR 的章节格式基本类似，本文针对 FSAR 不同章节梳理归纳了安全重要物项的内容，认为涉及以下内容的 FSAR 修改需要报批：

a. 影响设计基准的厂址特征参数；

b. 安全系统及其支持设施的设计基准；

c. 安全分析的假设、输入、分析方法、验收准则和结论；

d. 辐射防护设计输入、计算方法、验收准则和结论；

e. 用于帮助理解上述四条准则相关内容所必需的信息；

f. 监管单位认为需要报批的其他内容。

(5) 为提升 FSAR 的可读性和可维护性，本文建议参照美国核管会的做法，允许营运单位对 FSAR 的内容做简化。简化方式包括以下两个方面。

a. 删除系统设备的非必要信息。非必要信息包括：设备型号、设备厂家等对于理解设计基准和安全分析不重要的描述性信息；过于详细的设计过程信息，删除此类信息有利于 FSAR 的可维护性。

b. 通过文件引用简化 FSAR 描述。如某章节中详细列举了冷却剂中的离子含量，而这些离子含量不是本章节的描述重点，则营运单位可通过引用相关文件来简化描述。同时需注意的是，涉及设计基准、安全分析假设的内容不应该被简化。

5 总结

综上所述，鉴于 FSAR 在我国核安全监督管理领域的重要作用，营运单位有必要对其进行适当的维护和管理，以确保 FSAR 与核动力厂实际配置的一致性。国外核动力厂经过几十年的发展，形成了比较完整的 FSAR 管理政策，对我国有很好的借鉴意义，我国应尽快制定符合我国核电发展实际的 FSAR 维护管理政策和实施细则。

参考文献

[1] 国家核安全局. 核动力厂定期安全审查：HAD 103/11 [S]. 北京：国家核安全局，2006.

[2] NRC.10 CFR 50.71 Maintenance of records，making of reports [S]. Washington：NRC，2023.

[3] NEI.98-03 Guidelines for Updating Final Safety Analysis Reports [S]. Nuclear Energy Institute，1999.

[4] NRC.RG 1.181 Content of the updated final safety analysis report in accordance with 10CFR50.71 (e) [S]. Washington：NRC，1999.

[5] 全国人民代表大会常务委员会. 中华人民共和国核安全法 [S]. 北京：中国法制出版社，2017.

[6] 中华人民共和国国务院. 中华人民共和国民用核设施安全监

督管理条例：HAF 001［S］. 北京：中华人民共和国国务院，1986.

［7］国家核安全局. 核动力厂调试和运行安全规定：HAF 103［S］. 北京：国家核安全局，2022.

Suggestion for Maintenance and Management about Final Safety Analysis Reports of Nuclear Power Plants

Shao Hui, Yang Lala, Chen Qiuyang, Yang Xu

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

Abstract：As one of the application documents for nuclear power operation license, the final safety analysis report（hereinafter referred to as FSAR）of nuclear power plant is a document that comprehensively reflects the design and operation information of nuclear power plant, and also an important basis for the changes, safety analysis and event evaluation of nuclear power plant. In view of the important role of the FSAR, the licensee needs to maintain and manage it properly to ensure that the FSAR can truly reflect the actual configuration of the nuclear power plant. At present, China's nuclear safety related regulations and guidelines have not provided specific guidance methods for FSAR management and maintenance, and the licensee have different methods for FSAR management and maintenance. The contradiction between the content of FSAR and the actual configuration of nuclear power plant is increasingly prominent. With the increase of the number of nuclear power plants in China, the regulatory pressure of regulatory units has also increased significantly. Based on the current situation of Maintenance and Management about FSAR, combined with the good practice of foreign nuclear power plants, this paper puts forward suggestions for Maintenance and Management.

Key words：final safety analysis report; maintenance and management; suggestions for improvement; modification; update

（责任编辑：梁　晔）

王志玉,孔令海,曹鹏涛,等. 高纯锗 γ 谱仪无源效率校准分析[J]. 核安全,2024,23(4):96-102.
Wang Zhiyu,Kong Linghai,Cao Pengtao,et al. Sourceless Efficiency Calibration of High Purity Germanium γ Spectrometer [J]. Nuclear Safety, 2024,23(4):96-102.

高纯锗γ谱仪无源效率校准分析

王志玉[1],孔令海[2],曹鹏涛[1],李　锦[2]

（1. 连云港辐射环境监测管理站，连云港　222047；2. 生态环境部核与辐射安全中心，北京　100082）

摘要： 本文对无源效率校准软件 LabSOCS 进行验证及应用分析。选用两类共 7 个标准源对 LabSOCS 效率计算结果进行验证，^{137}Cs、^{60}Co 和 ^{241}Am 等 41 个监测数据表明，混合体源、点源相对偏差均分别位于 ±7.2%、±2% 范围以内，说明点源验证效果较好，混合体源偏差略高。将 LabSOCS 软件应用于 IAEA、中辐院样品能力验证及全国质量考核样品，选取具有代表性的水样、土壤、生物和气溶胶等 7 个样品进行分析，无源效率计算结果表明：采用 IAEA 评价准则，^{137}Cs、^{60}Co、^{241}Am 等 22 个数据均为“满意”，即准确度和精密度均合格。

关键词： 高纯锗谱仪；无源效率校准；γ 谱仪；LabSOCS

中图分类号： TL817　**文献标志码：** A　**文章编号：** 1672-5360（2024）04-0096-07

高纯锗 γ 谱仪在辐射环境监测和核事故应急中得到广泛应用;而 γ 谱仪测量的重要环节是样品的效率校准,传统效率校准是采用有源方法[1],即制作与待测样品接近的标准样品,在标准样品中加入已知活度的核素作出效率曲线。有源的校准方法对样品尺寸、介质等要求比较高,而制作标准物质一般都是由半衰期较短、单能核素混合而成,制样周期长且无法长期使用,不同样品需要配置不同标准物质,增加了制样成本及时间。无源效率校准方法可以解决标准样制作过程中带来的困难。所谓无源效率校准[2]是基于点源校准技术和蒙特卡罗模拟计算方法而开发的校准技术,通过数学计算得到探测器对周围空间各点源的探测效率。特别在发生核事故时分别对不同介质中放射性核素快速定量测量,只需要无源校准软件进行建立样品校准模型,模拟出效率曲线,从而节约成本与时间。

1　实验设备与模型

1.1　实验仪器[3]

测量仪器选用高纯锗 γ 谱仪,仪器生产厂家为美国 Canberra 公司,仪器型号为 BE5030,探头编号为 13013,相对探测效率 43%,对 ^{60}Co 1332.5 keV 的 γ 射线的能量分辨率为 1.78 keV,铅室厚度为 15 cm,仪器本底为 0.7 cps(50 keV 到 2 MeV),配有多道 DSA1000 以及 Genie2000 解谱软件,该探头出厂主要表征参数为:晶体直径为 78.8 mm,厚度为 30.61 mm,顶盖直径为 101.6 mm,厚度为 3.5 mm。

收稿日期： 2024-01-19　**修回日期：** 2024-05-13
作者简介： 王志玉 (1989—)，男，高级工程师，现主要从事核与辐射监测技术研究

1.2　能量校准

能量校准利用已知源的信息进行校准，一般选用核素能量包含低、中、高能的能量，本文选用 ^{152}Eu 点源 121.8、344.3、778.9、1085.8、1408 keV 特征峰进行校准，做出能量 E 与道址 Ch 函数关系，即 E=0.89×Ch+0.81。

1.3　模型建立及验证

本文选用 Canberra 公司与美国 LosAlamos 国家实验室共同开发无源效率校准软件 LabSOCS，该软件主要提供点源、球体、圆柱体、马林杯等模型[4]。选用点源和圆柱体两种模型进行验证，点源模型和圆柱体模型分别如图 1、图 2 所示。

验证物质选用可溯源的标准物质点源和混合体源，点源为 ^{241}Am、^{137}Cs、^{22}Na 标准物质，标准源尺寸为 ϕ25 mm×3 mm，活性区直径为 1 mm。混合体源分别为水样、底泥、生物灰和气溶胶滤膜。其中水样混合体源包含核素为 ^{241}Am、^{137}Cs、^{109}Cd、^{60}Co 等 10 个核素，样品盒外径尺寸为 ϕ75 mm×70 mm，样品重量为 220 g；底泥混合体源包含核素为 ^{54}Mn、^{241}Am、^{137}Cs、^{109}Cd 等 9 个核素，样品盒外径尺寸为 ϕ75 mm×35 mm，样品量为 140 g；生物灰混合体源包含核素为 ^{241}Am、^{137}Cs、^{109}Cd 等 9 个核素，样品盒外径尺寸为 ϕ75 mm×35 mm，样品量为 60 g。气溶胶滤膜是面源，尺寸 ϕ 52 mm×5 mm，活性区直径为 47 mm 的滤纸。运用 Geometry Composer 模型编辑器分别输入样品直径、高度、密度、成分以及样品盒厚度、材料等参数，具体验证标准物质参数见表 1，分别模拟点源、水样、底泥、植物灰和气溶胶无源效率曲线，效率曲线方程见表 2。

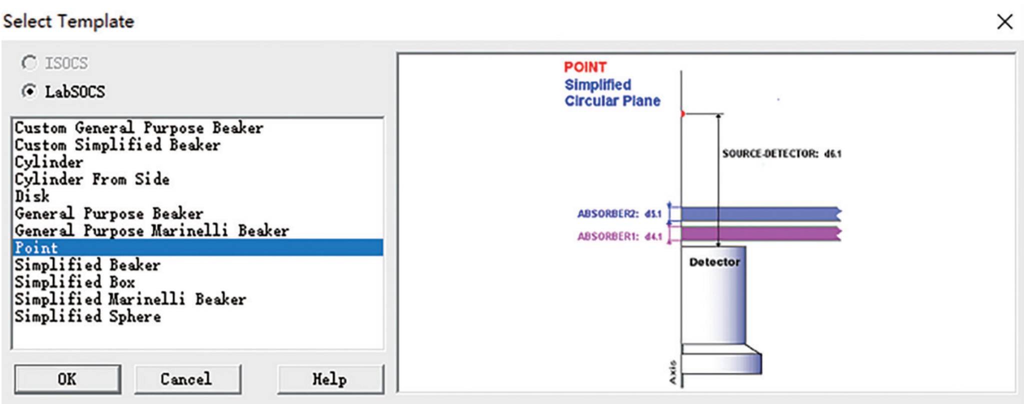

图 1　点源模型

Fig.1　The point model

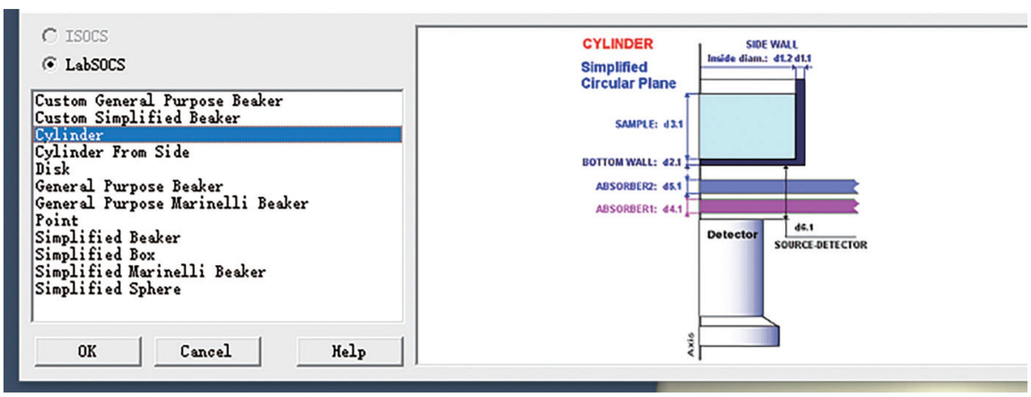

图 2　圆柱体模型

Fig.2　The cylinder model

表 1　标准物质验证基本参数

Table 1　Standard substance basic parameter

样品编号	样品名称	放射源编号	生产单位	模拟介质	样品直径	样品高度	密度 /(g/cm^3)
BZ–001	^{241}Am 密封点源	AK–3747	Eckert & Ziegler 公司	/	1 mm	3 mm	/
BZ–002	^{137}Cs 密封点源	AK–3749		/	1 mm	3 mm	/
BZ–003	^{22}Na 密封点源	AK–3752		/	1 mm	3 mm	/
BZ–004	底泥混合源	108308		湖泊中底泥介质	69 mm	30 mm	1.2
BZ–005	水样混合源	107355		纯水中加入酸	69 mm	58 mm	1.0
BZ–006	植物灰混合源	108308		植物灰	69 mm	30 mm	0.53
BZ–007	气溶胶滤膜源	12270		滤纸	47 mm	3 mm	0.92

表 2　样品无源效率曲线计算公式

Table 2　Basic parameters of sourceless efficiency calibration

密封点源	$\ln(Eff)=8.04e-8.34e\ln(E)+3.29e(\ln(E))^2-6.28(\ln(E)^3+5.79e^{-1}(\ln(E))^4-2.08e^{-2}(\ln(E))^5$
水样混合源	$\ln(Eff)=4.37e-5.34e\ln(E)+2.17e(\ln(E))^2-4.19(\ln(E)^3+3.88e^{-1}(\ln(E))^4+1.39e^{-2}(\ln(E))^5$
植物灰混合源	$\ln(Eff)=4.18e-4.81e\ln(E)+1.99e(\ln(E))^2-3.89(\ln(E)^3+3.63e^{-1}(\ln(E))^4+1.31e^{-2}(\ln(E))^5$
底泥混合源	$\ln(Eff)=3.37-1.72e\ln(E)+9.89(\ln(E))^2-2.29(\ln(E)^3+2.35e^{-1}(\ln(E))^4-9.0e^{-3}(\ln(E))^5$
气溶胶滤膜源	$\ln(Eff)=3.8e-4.38e\ln(E)+1.83e(\ln(E))^2-3.61(\ln(E))^3+3.38e^{-1}(\ln(E))^4-1.22e^{-2}(\ln(E))^5$

1.4　验证结果

通过高纯锗 γ 谱仪 BE5030 对验证样品进行测量，点源直接放在探头测量，测量时间为 2 h；混合体源测量时间为 24 h。选用 Canberra 公司自带解谱 Genie2000 软件，效率曲线选用模型模拟无源校准曲线。最终模拟出来的测量值与证书给定值进行比较，计算出测量值相对偏差，详细分析结果见表 3。从验证结果看，点源验证数据相对偏差均在 ±2% 以内，水样混合源验证数据相对偏差均在 ±5% 以内；而植物灰、底泥和气溶胶滤膜混合源相对偏差略高，平均偏差约为 4.9%，相对偏差均在 ±7.2% 以内，植物灰、底泥、气溶胶滤膜偏高的原因主要是标准源介质复杂，用模型推荐的介质。本文验证了 7 个样品 41 个数据的相对偏差均在 ±7.2% 以内，远低于国标[5]中无源效率校准的相对偏差 15% 的要求。通过标准物质验证说明 LabSOCS 无源效率校准方法是可信的。

2　无源效率校准应用

无源效率校准在环境监测、稀土矿监测、核事故应急监测、全国质量考核及能力验证中得到广泛应用。本文将无源校准方法运用于 IAEA 能力验证、中辐院样品能力验证及生态环境部全国质量考核。分别选用环境中常见介质水、土壤样、生物样以及气溶胶样品。

2.1　测量结果评估[6]

测量结果评价采用 IAEA 评估方法进行评估，分别对精确度和准确度进行评估。准确度采用标准偏差法进行评估，相对偏差 $Bias=(A-V)/V\times100\%$，其中 A 为测量值，V 为参考值，当偏差的绝对值小于等于最大允许偏差（MARB）时，准确度认为可接受，评价结果为“A”，否则为不合格。精密度采用 P 值计算，$P=\sqrt{\left(\frac{U_A}{A}\right)^2+\left(\frac{U_V}{V}\right)^2}$ 其中 U_A 为测量值的不确定度，其中 U_V 为参考值的不确定度。当 P 值小于等于 MARB，且相对偏差小于等于 k×P（k 为包含因子）时，精确度为可接受，为“A”。只有准确度和精确度都为 A 时，评价结果才为“A”合格。

2.2　液态样的测量与评价

液态样品分别选用 2020 年至 2022 年 IAEA

表 3　标准源的验证结果

Table 3　Verification results of standard sources

样品名称	核素	测量值 /Bq	参考值 /Bq	相对偏差 /%
^{241}Am 密封点源	^{241}Am	9.20×10^{3}	9.13×10^{3}	0.77
^{137}Cs 密封点源	^{137}Cs	8.76×10^{3}	8.86×10^{3}	−1.14
^{22}Na 密封点源	^{22}Na	3.68×10	3.71×10	−0.81
水样混合源	^{51}Cr	7.61×10^{5}	7.96×10^{5}	−4.42
	^{57}Co	2.42×10^{4}	2.42×10^{4}	0.14
	^{60}Co	1.25×10^{5}	1.26×10^{5}	−1.41
	^{85}Sr	1.38×10^{5}	1.43×10^{5}	−3.47
	^{88}Y	2.38×10^{5}	2.38×10^{5}	0.01
	^{109}Cd	6.38×10^{5}	6.34×10^{5}	0.71
	^{113}Sn	1.13×10^{5}	1.14×10^{5}	−1.41
	^{123m}Te	3.02×10^{4}	3.05×10^{4}	−1.15
	^{137}Cs	1.07×10^{5}	1.09×10^{5}	−1.19
	^{241}Am	6.45×10^{4}	6.61×10^{4}	−2.38
植物灰混合源	^{54}Mn	8.87×10^{2}	8.52×10^{2}	4.11
	^{57}Co	3.87×10^{2}	3.67×10^{2}	5.45
	^{60}Co	8.02×10^{2}	8.59×10^{2}	−6.64
	^{65}Zn	1.70×10^{3}	1.61×10^{3}	5.59
	^{88}Y	1.43×10^{3}	1.46×10^{3}	−2.05
	^{109}Cd	1.89×10^{4}	1.83×104	3.28
	^{137}Cs	4.95×10^{2}	4.86×10^{2}	1.85
	^{139}Ce	5.13×10^{2}	4.98×10^{2}	3.01
	^{241}Am	1.25×10^{3}	1.34×10^{3}	−6.72
底泥混合源	^{54}Mn	1.05×10^{3}	9.86×10^{2}	6.49
	^{57}Co	4.50×10^{2}	4.20×10^{2}	7.14
	^{60}Co	9.28×10^{2}	9.93×10^{2}	−6.55
	^{65}Zn	1.96×10^{3}	1.87×10^{3}	4.81
	^{109}Cd	2.25×10^{4}	2.10×10^{4}	7.14
	^{113}Sn	1.02×10^{3}	9.84×10^{2}	3.66
	^{137}Cs	5.94×10^{2}	5.60×10^{2}	6.07
	^{139}Ce	5.86×10^{2}	5.57×10^{2}	5.21
	^{241}Am	1.65×10^{3}	1.54×10^{3}	7.14
气溶胶滤膜源	^{54}Mn	3.82×10^{2}	3.65×10^{2}	4.66
	^{57}Co	3.24×10^{2}	3.04×10^{2}	6.58
	^{60}Co	2.58×10^{2}	2.45×10^{2}	5.31
	^{65}Zn	9.70×10^{2}	9.35×10^{2}	3.74
	^{88}Y	1.02×10^{3}	1.01×10^{3}	0.99
	^{109}Cd	1.58×10^{3}	1.52×10^{3}	3.95
	^{113}Sn	9.45×10^{2}	9.24×10^{2}	2.27
	^{137}Cs	1.58×10^{2}	1.53×10^{2}	3.27
	^{139}Ce	8.08×10^{2}	7.59×10^{2}	6.46
	^{241}Am	1.62×10^{2}	1.52×10^{2}	6.58

能力验证 1 号水样和 2023 年 IAEA 能力验证 2 号水样，分别取 220 g 样品装入 ϕ75 mm × 70 mm 样品盒中，测量时间为 24 h，效率曲线采用无源校准模拟的水样曲线，评价结果采用 IAEA 的评价准则[6-9]，测量值及评价结果见表 4。水样的介质比较简单，数据模拟结果较好，4 个样品 15 个数据相对偏差均在 ±5% 以内，平均偏差约为 3.09%，平均精密度约为 7.67%，特别是低能核素 ^{241}Am、^{210}Pb 相对偏差在 ±2% 内。

2.3 固体样的测量与评价

固体样选用 2020 年中国辐射防护院能力验证土壤（以下简称中辐院土壤）、2020 年 IAEA 能力验证 4 号生物样和 2023 年 IAEA 能力验证 4 号土壤样分别取 140 g 土壤和 69 g 植物灰装入 ϕ75 mm × 35 mm 样品盒中，测量时间为 24 h，效率曲线分别选用植物灰和底泥无源校准模拟的曲线，评价结果采用 IAEA 的评价准则[6,9]，测量值及评价结果见表 5。固体样品的介质比较复杂，无源效率模拟结果相对偏差较大，3 个样品 15 个数据相对偏差在 ±9.4% 以内，平均偏差约为 4.76%，平均精密度约为 9.05%。

2.4 气溶胶样的测量与评价

气溶胶样选用 2020 年 IAEA 能力验证 5 号、6 号、7 号样及 2022 年全国质量考核滤膜，样品装入 ϕ75 mm × 35 mm 样品盒中测量，为了消除 ^{75}Se、^{110m}Ag 符合相加效应影响，将样品放在 75 mm 支架上测量，测量时间为 24 h，效率曲线采用无源校准滤膜的曲线。评价结果采用 IAEA 的评价准则[6,10]，测量值及评价结果见表 6。4 个样品 10 个数据相对偏差在 ±9.2% 以内，平均偏差 6.95%，平均精密度约为 8.17%。

3 结论与建议

3.1 结论

从无源效率校准验证结果来看，点源整体验证标准偏差要好于混合源。点源相对偏差在 ±2% 以内，混合源的相对偏差在 ±7.2% 以内。LabSOCS 无源软件进行效率校准时，分别选用 2020 年至 2023 年 IAEA 样品、中辐院样品及全国质量考核样，基本覆盖我们常规监测中水、植物、土壤、气溶胶样品。采样 IAEA 评价标准，采用 LabSOCS 无源效率校准曲线，模拟出来的

表 4 液态样品分析与评价结果

Table 4 Results of liquid sample analysis and evaluation results

样品	核素	测量值 / Bq·kg^{-1}	测量值不确度	参考值 / Bq·kg^{-1}	参考值不确度	相对偏差 /%	MARB	P/%	评价结果
IAEA 水样 2020–1	^{22}Na	7.47 × 10	3.8 × 10^{0}	7.68 × 10	1.2 × 10^{0}	−2.73	20%	5.3	A
	^{134}Cs	3.20 × 10	1.5 × 10^{0}	3.35 × 10	5.0 × 10^{-1}	−4.48	20%	4.9	A
	^{137}Cs	6.17 × 10	3.5 × 10^{0}	6.44 × 10	9.0 × 10^{-1}	−4.23	20%	5.8	A
IAEA 水样 2021–1	^{60}Co	7.16 × 10	5.2 × 10^{0}	7.42 × 10	3.3 × 10^{0}	−3.54	20%	8.5	A
	^{134}Cs	1.08 × 10^{2}	8.0 × 10^{0}	1.13 × 10^{2}	5.0 × 10^{0}	−4.59	20%	8.6	A
	^{137}Cs	6.58 × 10	4.8 × 10^{0}	6.92 × 10	3.1 × 10^{0}	−4.98	20%	8.6	A
	^{241}Am	6.05 × 10	4.7 × 10^{0}	6.09 × 10	2.7 × 10^{0}	−0.68	20%	8.9	A
IAEA 水样 2022–1	^{60}Co	1.74 × 10	5.0 × 10^{-1}	1.77 × 10	1.1 × 10^{0}	−1.90	20%	7.0	A
	^{134}Cs	1.54 × 10	5.0 × 10^{-1}	1.59 × 10	1.0 × 10^{0}	−3.18	20%	7.2	A
	^{137}Cs	2.34 × 10	1.4 × 10^{0}	2.42 × 10	1.5 × 10^{0}	−3.27	20%	8.7	A
	^{210}Pb	3.08 × 10	4.6 × 10^{0}	3.13 × 10	1.9 × 10^{0}	−1.68	30%	16.2	A
IAEA 水样 2023–2	^{125}Sb	7.25 × 10	2.3 × 10^{0}	7.30 × 10	3.6 × 10^{0}	−0.68	20%	5.9	A
	^{134}Cs	3.88 × 10	8.2 × 10^{-1}	4.00 × 10	2.0 × 10^{0}	−3.00	20%	5.4	A
	^{137}Cs	4.27 × 10	8.5 × 10^{-1}	4.41 × 10	2.2 × 10^{0}	−3.17	20%	5.4	A
	^{226}Ra	6.05 × 10	4.3 × 10^{-1}	6.32 × 10	3.2 × 10^{-1}	−4.27	30%	8.7	A

表 5　固体样品分析与评价结果

Table 5　Results of solid sample analysis and evaluation

样品	核素	测量值 / Bq·kg^{-1}	测量值不确度	参考值 / Bq·kg^{-1}	参考值不确度	相对偏差 /%	MARB	P/%	评价结果
IAEA 植物灰 2020–1	^{40}K	3.74×10^{2}	2.1×10^{1}	3.69×10^{2}	1.8×10^{1}	1.25	25%	7.4	A
	^{134}Cs	1.15×10^{2}	5.8×10^{0}	1.19×10^{2}	5.0×10^{0}	−2.81	20%	6.5	A
	^{137}Cs	1.75×10	1.1×10^{0}	1.89×10	1.0×10^{0}	−7.17	25%	8.2	A
	^{226}Ra	1.28×10	7.0×10^{-1}	1.35×10	8.0×10^{-1}	−5.19	30%	8.1	A
	^{228}Ra	3.35×10	1.8×10^{0}	3.49×10^{1}	2.0×10^{0}	−4.01	30%	7.9	A
中辐院土壤	^{40}K	6.81×10^{2}	9.0×10^{0}	7.33×10^{2}	4.2×10	−7.09	25%	5.9	A
	^{137}Cs	1.65×10	2.0×10^{-1}	1.66×10	$4.0\text{E}\times10^{-1}$	−0.60	25%	2.7	A
	^{226}Ra	2.04×10	4.0×10^{-1}	2.25×10	3.4×10^{0}	−9.33	30%	15	A
	^{232}Th	3.02×10	5.0×10^{-1}	3.01×10	1.5×10^{0}	0.33	30%	5.3	A
IAEA 土壤 2023–4	^{40}K	5.34×10^{2}	2.8×10	5.84×10^{2}	2.0×10	−8.56	30%	6.3	A
	^{134}Cs	6.44×10^{0}	5.1×10^{-1}	6.93×10^{0}	5.0×10^{-1}	−7.07	30%	11	A
	^{137}Cs	2.51×10^{2}	1.0×10	2.70×10^{2}	1.7×10	−7.04	30%	7.5	A
	^{210}Pb	2.54×10	3.5×10^{0}	2.66×10	1.8×10^{0}	−4.51	30%	15	A
	^{228}Ra	3.12×10	3.2×10^{0}	3.29×10	1.9×10^{0}	−5.17	30%	12	A
	^{238}U	2.33×10	3.7×10^{0}	2.30×10	1.5×10^{0}	1.30	30%	17	A

表 6　气溶胶样品分析与评价结果

Table 6　Results of aerosol sample analysis and evaluation

样品	核素	测量值 /Bq	测量值不确度	参考值 /Bq	参考值不确度	相对偏差 /%	MARB	P/%	评价结果
IAEA 滤膜 2020–5	^{75}Se	1.96×10	1.2×10^{0}	1.81×10	9.0×10^{-1}	8.43	25%	8.4	A
	^{110m}Ag	5.98×10	2.4×10^{0}	5.51×10	4.1×10^{0}	8.50	30%	8.3	A
IAEA 滤膜 2020–6	^{75}Se	3.34×10	2.0×10^{0}	3.13×10	1.2×10^{0}	6.68	25%	7.7	A
	^{110m}Ag	3.83×10	1.6×10^{0}	3.51×10	2.9×10^{0}	9.20	30%	9.5	A
IAEA 滤膜 2020–7	^{75}Se	1.21×10^{2}	7.0×10^{0}	1.13×10^{2}	2.0×10^{0}	6.79	25%	6.1	A
	^{110m}Ag	2.15×10	9.0×10^{-1}	1.98×10	1.4×10^{0}	8.59	30%	8.2	A
全国质量考核滤膜 2022	^{22}Na	6.81×10	2.8×10^{0}	6.44×10	3.2×10^{0}	5.87	15%	6.4	A
	^{54}Mn	4.22×10	2.5×10^{0}	3.99×10	2.0×10^{0}	5.80	15%	7.8	A
	^{65}Zn	1.04×10	1.1×10	9.97×10	5.0×10^{0}	4.31	15%	12	A
	^{125}Sb	4.78×10	2.5×10^{0}	4.54×10	2.3×10^{0}	5.28	15%	7.3	A

结果精密度和准确度均符合 IAEA 要求，所有数据评价结果均为“A”。11 个样品 40 个数据相对偏差均在 9.4% 以内，均低于 IAEA 样品中 MARB 20% 的要求。

3.2　建议

运用无源效率校准时，仪器表征准确度直接影响无源效率结果，当探头需要维修时，应重新表征。运用无源效率校准分析时，注意多能核素符合相加效应影响，如本文气溶胶样品中 ^{75}Se 和 ^{110m}Ag 核素有符合相加效应，本文选用增加样品与探测器距离降低符合效应；还可以选用 Genie2000 自带符合相加修正功能，如本文中水中 ^{134}Cs、^{125}Sb、^{60}Co、^{22}Na 等核素均采用了软件自带修正符合级能效应。

参考文献

［1］朱文凯，陈军，熊健平，等．ISOCS 系统无源效率校准测量方法的准确性检验［J］．核电子学与探测技术，2005，25（3）：288.

［2］曾奕，徐彬，陈立．实验室无源效率校准技术的准确性检验［J］．四川环境，2011，30（3）：5.

［3］王志玉，王雪，王文军，等．国际原子能机构 γ 能谱测量比对［J］．核电子学与探测技术，2023，43（4）：754.

［4］Canberra LabSOCS Calibration Software User’s Manua1［Z］. Canberra，2006 .

［5］国家标准化管理委员会 .GB/T 16145—2022 环境及生物样品中放射性核素的 γ 能谱分析方法［S］. 北京：中国标准出版社，2022.

［6］A.Mauring，S.Patterson，B.Seslak，et al．IAEA-TEL-2020-03 World Wide Open Profificiency Test Exercise，Pie-charts，S-Shapes and Reported Results with Scores［R］. Vienna，2020.

［7］A.Mauring，S.Patterson，B.Seslak，et al．IAEA-TEL-2021-03 World Wide Open Profificiency Test Exercise，Pie-charts，S-Shapes and Reported Results with Scores［R］. Vienna，2021.

［8］B. Nadalut，S. Patterson，B. Seslak，A. Trinkl，et al．IAEA-TERC-2022-01 World Wide Open Profificiency Test Exercise，Pie-charts，S-Shapes and Reported Results with Scores［R］. Vienna，2022 .

［9］B. Nadalut，S. Patterson，B. Seslak，A. Trinkl，et al．IAEA-TERC-2023-02 ALMERA Proficiency Test Exercise，Pie-charts，S-Shapes and Reported Results with Scores［R］. Vienna，2023 .

［10］生态环境部辐射环境监测技术中心 .2022 年全国辐射环境监测质量考核总结报告［R］. 杭州，2023：3.

Sourceless Efficiency Calibration of High Purity Germanium γ Spectrometer

Wang Zhiyu[1], Kong Linghai[2], Cao Pengtao[1], Li Jin[2]

（1. Lianyungang Radiation Environment Monitoring and Management Station, Lianyungang 222047, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, Beijing 100082, China）

Abstract：This paper introduces verification and application of sourceless efficiency calibration（LabSOCS）. Two types of 7 standard sources are selected to verify the efficiency calculation results of LabSOCS. The 41 monitoring datas, including ^{137}Cs, ^{60}Co and ^{241}Am, show that the relative deviations of hybrid source and point source are within the range of ±7.2% and ±2%, respectively, indicating that the verification effect of point source is good, and the deviation of hybrid source is slightly higher.The LabSOCS software is applied to the sample capability verification of IAEA and CIRP including national quality assessment , and 7 representative samples such as water samples, soil samples, biological samples and aerosols are selected for analysis. The calculation results of sourceless efficiency show that using IAEA evaluation guidelines, 22 data, including ^{137}Cs, ^{60}Co and ^{241}Am, are “satisfactory”, that is, accuracy and precision are qualified.

Key words：high purity germanium spectrometery; sourceless efficiency calibration; Gamma spectrometery ; LabSOCS

（责任编辑：梁　晔）

薛亮 . 核技术应用行业企业核安全文化建设探索实践及展望[J]. 核安全,2024,23(4):103-109.
Xue Liang. Exploration, Practice and Outlook of Nuclear Safety Culture Construction in Enterprises of Nuclear Technology Application Industry [J]. Nuclear Safety,2024,23(4):103-109.

核技术应用行业企业核安全文化建设探索实践及展望

薛　亮

(中广核核技术发展股份有限公司，深圳　518000)

摘要：本文通过对核安全文化基本理论的深入研究，探索其起源和基础，并结合核技术应用行业中企业核安全文化建设的实际情况进行分析和解读，探讨其核心理念和实践经验。本文致力于构建有核技术应用特色的、行之有效的建设实践，推动核安全文化深入核技术应用行业，走深走实，培育核技术应用监管单位、辐射安全持证单位(核技术应用行业企业)和放射工作人员的核安全文化理念，持续提升核安全文化水平。核技术应用行业企业开展核安全文化建设探索非常必要，安全的核心在于文化的传承和培育，在核电的经验中打造属于自己的特色文化建设，推进行业对核与辐射安全的保障和敬畏。

关键词：核技术应用；核安全文化建设；实践与展望
中图分类号：TL99　**文章标志码：**C　**文章编号：**1672-5360(2024)04-0103-07

随着核电事业的快速发展,核安全文化的重要性日益凸显。核安全文化源于核电发展,极大地促进了核电事业的发展。作为核电企业文化的核心,核安全文化对于整个企业乃至行业的运作和发展至关重要。

在核工业领域,有一项应用广泛的轻工业,即非动力核技术应用,也称为“同位素与辐射技术”。国际原子能机构(IAEA)曾指出:“就应用的广度而言,只有现代电子学和信息技术才能与同位素及辐射技术相提并论。”[1]

核技术的研究开发和应用属于核行业后起之秀,目前正在以专业化、市场化和规模化的形势迅速发展。对于核技术应用企业而言,核安全文化不仅是企业文化的核心,更直接关系到公众的安全与福祉。

核安全文化的起源、历程、发展方式都与核能行业紧密相连。在核电产业链上,在核行业中,核电成为核安全文化建设的领跑者。不论是核技术行业企业的发展,还是核安全文化的建设,皆晚于核能行业。本文将探讨核安全文化的起源、发展及其构成和特点,并提出核技术应用企业核安全文化建设的相关建议。

1　核安全文化的溯源及历程

核安全文化的概念起源于 20 世纪 80 年代的国际核工业领域。1986 年切尔诺贝利事故后,IAEA 邀请核安全领域的一流专家组成国际核安全咨询组(INSAG)。1986 年 IAEA 出版的安全丛书 INSAG-1《关于切尔诺贝利事故后审议会议总结报告》中首次提出“核安全文化”。[2]

受国际安全文化和安全思想的影响,我国紧跟国际核工业安全的发展,将 IAEA 研究成果

收稿日期：2023-10-01　**修回日期：**2024-02-02
作者简介：薛亮(1986—),男,注册核安全工程师,现从事核与辐射安全管理和监测研究工作

和安全文化的理念引入国内，于1992年出版了《核安全文化》中文版。

针对"核安全文化"，世界核电运营者协会（WANO）、INSAG-4等都给出了相关定义。我国发布的《中国核安全政策声明》中也正式提出了其内涵和要义。根据中国核安全政策声明的定义，核安全文化是指各有关组织和个人以"安全第一"为根本方针，以维护公众健康和环境安全为最终目标，达成共识并付诸实践的价值观、行为准则和特性的总和。[3]"核安全文化"是一种高度统一和概括的理念，它涵盖了核行业和核安全事业，旨在确保核工业的安全、可靠和可持续发展。

2 核技术应用行业企业核安全文化总体状况及建设建议

2.1 核技术应用行业企业现状

核技术广泛应用于工、农、医、公共安全等多个领域，是和平利用原子能的关键领域，为人类带来诸多福祉。据白皮书统计，"截至2019年6月，中国在用放射源142607枚，各类射线装置181293台（套），从事生产、销售、使用放射性同位素和射线装置的单位共73070家。放射源辐射事故年发生率持续降低，由20世纪90年代的每万枚6.2起降至目前的每万枚1.0起以下"[4]。

在推动国民经济发展和社会进步的同时，核技术应用的安全与放射性污染防治问题日益凸显。部分单位放射源管理不到位，安全保护设施、措施单一老旧，防盗、防丢失能力薄弱，导致放射源丢失事件和辐射污染纠纷时有发生。

2.2 核安全文化总体状况

核安全文化在核能领域中得到广泛重视和应用，成效显著；但在核技术应用领域，它并未得到应有的关注。通过调研、督查等方式发现，核技术应用企业核安全文化水平普遍不高。

2.2.1 当前行业核技术应用单位对核安全文化的认识水平差异较大

核技术应用企业数量多，种类全并且分布广。各企业起源不同，基础不同，核安全文化建设程度也不同。

部分核技术应用企业在核安全文化传承上有一定的文化底蕴和多年积淀，秉承"安全第一，质量第一""核安全高于一切""两弹一星"精神的核安全文化。这是先天的影响和基础，而部分核技术应用企业尚处于核安全文化建设的起步阶段。

2.2.2 关于如何进行核安全文化建设存在一定的分歧

一些核安全文化建设工作流于表面、偏离核心，甚至形式化，从而在一定程度上阻碍了核安全水平的提升。部分企业在谈论核安全文化建设时强调其重要性，但在实践行动中却将其置于次要地位，甚至在忙碌时完全忽视。近年来，发生的核技术应用事件正体现了当前核安全文化水平仍需提高的现状。例如，部分企业发生放射源丢失或运行故障，自行处理，隐瞒不报；个人剂量和信息申报等行业要求生疏；辐射安全管理能力不尽相同；部分企业聘用无辐射安全与防护资质人员从事相关作业；部分从业人员不规范使用剂量监测仪器等。

由此可见，切实加强核技术应用领域的核安全文化建设，全面提升人员的核安全文化素养极其必要。因此，我国应倡导和引领核技术应用单位创建并弘扬核安全文化，从核技术应用过程的各个环节进行把控，最大程度地保障辐射安全。这对于预防辐射事故的发生具有重大意义。

2.3 核安全文化在核技术应用行业的总体建设措施

核安全文化在核技术应用行业领域的建设是一项复杂而关键的工程，需要从体系制度、培训教育、职责分工、沟通机制、全员参与、监督评估、持续改进等多方面入手，全面提升企业的核安全文化水平。

为了实现这一目标，领导层需要率先示范，明确核安全的重要性，制定核安全政策。全员需要接受核安全培训和教育，守法遵章。同时，各层级人员应明确职责分工，建立有效的沟通机制，鼓励全员积极参与核安全相关活动。监

督与评估也是关键环节，有助于确保各项措施的有效执行。持续改进和建立奖惩机制可以激励人员积极主动参与。营造文化氛围则有助于增强员工的核安全意识。此外，建立应急预案、经验反馈和关注行业良好实践也是发展和保持高水平核安全文化的重要手段。各级组织和全员只有共同努力，不断强化对核安全的重视和承诺，并付诸行动，才能共同打造良好的核安全文化。

2.4 核安全文化建设建议

目前是我国由核技术应用大国向强国转型的关键时期。监管部门、行业主管部门及相关企业必须坚持文化引领，推动文化强核，各司其职，培育优良的核安全文化素养，营造敬畏核安全、践行核安全、确保核安全的良好氛围。

在核技术应用领域，核安全文化可以高度概括为全员对核安全的认知、价值观念和行为规范。为实现"悟透"的目的，核技术应用企业必须从核安全文化的精神文化入心，准确把握核安全文化的内涵、特征和要义；为实现"践行"的目标，核技术应用企业应将核安全文化贯穿并渗透到工作实践中的各个环节，应着重强调对物质文化、行为文化和制度文化方面的培育，以达到切实高效地提升行业核安全文化水平。

3 核技术应用企业核安全文化建设

核技术应用单位应从核安全精神文化、制度文化、物质文化和行为文化四个方面组织开展核安全文化建设，让核安全文化"入眼、入手、入脑、入心"。

3.1 核心的精神文化建设

核心的精神文化是涉核单位及人员在核安全活动中产生的特有的意识形态、价值观念的集合，也是核安全文化的核心。它具有继承性，是不断推进核安全工作的内在动力，在实践当中可以不断丰富完善，即"核安全文化入心，在心中保障核安全文化"。

为增强企业在核安全文化建设方面的积极性和方向性，行业及企业应展现出对核安全的承诺，具体表现为建立核安全文化理念，详细阐

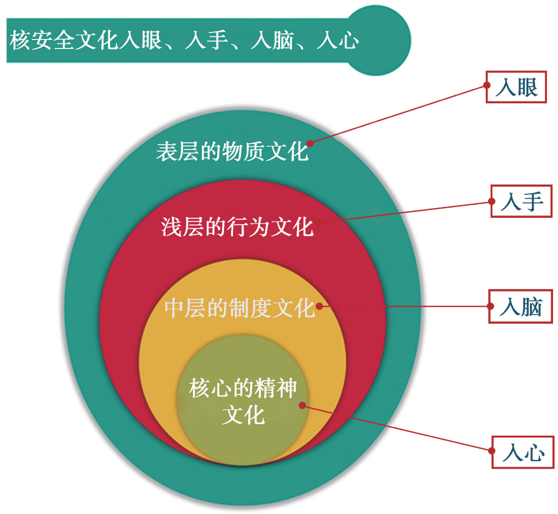

图 1 核安全文化建设的"四化""四入"

Fig.1 "Four modernizations" and "four entries" in the construction of nuclear safety culture

述为保障企业核安全管理政策的实施和核安全管理目标的达成而应遵循的核安全文化理念和承诺。公司决策层、管理层和执行层应当在深刻理解核安全文化核心精神的基础上，共同提炼出核安全文化政策主张，确保所有的表述和要求切合实际并且可以落地执行，最终形成核安全政策声明文件以及决策层、管理层到执行层的三级核安全承诺，并以政策声明的方式向企业和全社会发布。同时，接受全体员工和社会各界的监督。

3.2 中层的制度文化建设

中层的制度文化建设是涉核单位依据国家核安全理念和原则，结合单位观念、使命、愿景主动创制出来的有组织的核安全管理规范体系。它是精神文化的表现形式，是物质文化、行为文化实现的保证，即"核安全文化入脑，在脑中建立核安全文化"。

为从制度层面规范核安全，企业在自身的核安全理念、愿景和目标的框架内，结合国家的核安全要求，以质量保证体系的建设和运行为抓手，设立专门的核安全管理组织机构。

制度文化建设要求企业根据实际情况，建立一套全面的综合管理体系，严格保证核安全工作的质量。核安全制度的建设，通过把人、机、

料、法、环、测等元素有机地结合在一起，形成一道坚实的核安全制度防线。

经验反馈是核能行业善用“经验”和“教训”两种事项，借“他山之石可以攻玉”的有效手段，也是警示员工保持对核安全的敬畏之心，以确保安全的核技术应用。

经验反馈是核安全文化实质化的重要表现，也是自我管理提升的重要手段。全球核电行业逾半个世纪的运行安全实践表明，经验反馈不仅是核安全文化的关键组成部分，还是核安全文化中不可或缺的可以感知的重要媒介。[4]考虑涉核工作实际情况，核技术企业应建立“经验反馈”机制，对事件进行筛选、分析，组织学习讨论并分发。通过经验反馈的不断应用与共享，核技术企业能够持续学习同行经验，充分利用核电等外部经验反馈信息，不断提升安全质量管理绩效。

3.3　浅层的行为文化建设

行为文化是涉核人员在日常生产生活中表现出来的特定行为方式和行为结果的积淀，依照核安全价值观的要求，在制度的约束和引导下产生的核安全工作的具体表现，即“核安全文化入手，在手中打造核安全文化”。

在涉核之初，企业就应将核安全文化建设工作作为推动高质量完成核安全工作的关键抓手。企业决策层率先示范，开展核安全教育宣讲，组织公开课和安全震撼教育等活动，强调核安全意识的重要性。

企业通过多种措施来培育核安全行为文化。在决策层的引领下，全体员工积极参与，自觉遵守各项核安全管理制度，自发维护核安全管理秩序，打造行为文化氛围的力争上游。在体系框架下，全员核安全行为将得到进一步规范。

3.4　表层的物质文化建设

物质文化指涉核人员所创造的产物用以满足核安全工作及发展的需求。这些具有物质实体的事物总和构成了核安全文化的可见部分，是外化形象的感知体现，包括企业产品的设计、质量和提供的服务，工作和生活环境，员工服饰等，即“核安全文化入眼，在眼中营造核安全文化”。

企业不仅关注核安全物质文化建设，更是在实践中不断探索和优化，力图将核安全理念深入每一个环节；从生产设备到工作场所，从人员培训到管理流程，物质文化建设始终贯穿其中。

核安全物质文化建设不仅涉及硬件设施，更涉及员工的行为规范和管理层的决策。企业以保障核安全为出发点，不断投入资金和资源，更新设备，完善流程，确保核安全物质条件始终处于行业领先地位。

同时，企业也注重对员工的核安全教育和培训。通过定期的培训和演练，员工不仅对核安全有了更深入的理解，也能够在紧急情况下迅速采取正确的行动。这种对核安全的重视和投入，不仅提高了企业的安全管理水平，也是保障社会核安全的坚实基础。

4　核安全文化建设的展望与推进

4.1　展望和规划推进意义非凡

核安全文化建设是核技术应用行业发展的重要组成部分，对于实现企业的稳定运营和保障员工与公众的安全至关重要。核安全文化建设的展望是建立一种深入人心、全面参与的核安全文化。通过培养人员的核安全意识、提高核安全技能和知识水平、建立健全核安全管理制度等措施，企业实现内部的全面安全管理，为可持续发展提供有力保障。核安全文化推进规划是实现这一展望的关键步骤。规划应明确核安全文化的目标、原则、重点任务和时间安排等，以便有效地指导推进工作的实施，以确保其适应行业企业的发展需求。核安全文化推进措施是实现规划目标的具体手段，具有可操作性和可评价性，便于对实施效果进行评估和反馈。

因此，核安全文化建设的展望与规划措施之间存在着密切的关系，是相互联系、相互促进的。行业企业通过将展望和规划措施有机结合起来，形成一个完整的核安全文化建设体系，为保障核技术的安全应用提供坚实的文化基础。

4.2　核安全文化推进规划

核安全文化推进规划分为六个阶段(见图 2)。

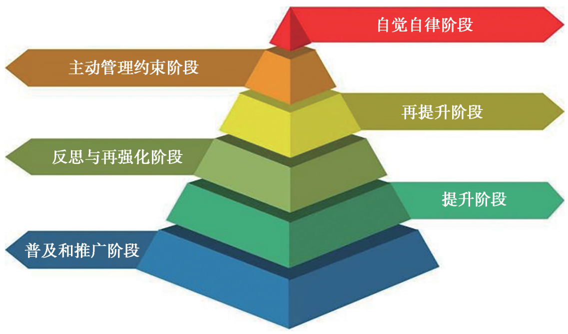

图 2　核安全文化推进规划阶段和目标

Fig.2　The nuclear safety culture promotion plan and objectives

第一阶段：普及和推广阶段。在这个阶段，行业企业将向员工普及核安全文化的概念和核安全的特殊性，强调核安全文化建设的关键重要性。[5]

第二阶段：提升阶段。行业企业将建立一个较为完善的管理制度体系，对全体员工进行安全意识教育，确保核安全文化理念得到全面贯彻和实施。

第三阶段：反思与再强化阶段。在这个阶段，行业企业将开展一系列的核安全文化培训、宣传、反思和推动活动，将特别强化管理者的承诺和示范作用。同时，行业企业将发挥推进者的辐射作用；此外，行业企业还将鼓励全员参与，以进一步强化核安全文化建设。

第四阶段：再提升阶段。在这个阶段，行业企业将制定核安全文化建设推进方案，全面推进核安全文化建设工作再上新台阶。在日常工作中通过动员、宣传、拓展，行业企业将文化建设活动形成习惯。具体表现为文化对老员工有约束力，对新员工有影响力，实现从制度管人到文化管人这一质的飞跃。

第五阶段：主动管理约束阶段。在这个阶段，良好的安全绩效已成为企业努力实现的目标。企业将它作为管理工作中的重点事情来抓，不必依靠来自外部监管的要求和压力。

第六阶段：自觉自律阶段。在这个阶段，整个行业及各相关组织自觉且不间断地加以改善安全绩效。行业企业内部形成一种积极的文化氛围，即自觉、主动地承担安全责任，关注并采取有效的措施来提高安全水平；进一步巩固和提高现有成果并通过推陈出新不断完善基层文化建设，实现整体统一、各具特色、互联互通的核安全文化；同时，还将不断总结、吸收其他好的文化策略，做到与时俱进。

4.3　核安全文化推进措施

4.3.1　宣传普及

通过在生产、办公场所布置安全理念标语、张贴图画、宣传栏等元素，企业营造浓厚的核安全文化环境和氛围。同时，企业制作和推广核安全文化宣贯手册和宣传方案等，全方位、立体式的宣传以达到核安全文化熏陶的目的。

4.3.2　四个文化建设

核安全文化建设是核领域发展的重要方面，它不仅涉及核安全保障，还关乎全社会的安全和稳定。

精神文化建设

企业要深入领悟核安全文化的内涵和要义，倡导“核安全始终置于首位”的核安全精神。通过思想教育、制度规范、环境熏陶等方式，企业积极培育、发展核安全文化。同时，借助核与辐射安全监管部门的引导和监督作用，企业大力倡导核安全精神，落实安全承诺，确保核安全文化建设得到重视和应用。

行业各相关方促进全社会对核安全的关注和参与。核安全不仅是政府和企业的责任，更是全社会的责任。因此，行业各相关方应通过加强宣传、公众开放教育等方式，促使全社会对核安全的关注参与，形成全社会共同维护核安全的局面。

制度文化建设

通过核安全制度建设，行业企业将人、机、料、法、环、测有机统一，形成一道可靠的核安全制度防线。制度明确规定各级从业人员在保障核安全方面的职责与义务。同时，企业发布核安全文化政策声明，其中详细阐述核安全文化的目标与价值观，以及推动核安全文化的具体

措施和方法。这不仅加深了员工对核安全文化的认识，也有利于社会公众更好地理解核安全文化。另外，激励全员融入核安全文化建设，身体力行。[6]通过员工的积极参与，核安全文化将得以持续地发展与改进。这种文化的推广不仅能提高安全管理水平，还能进一步提升整个社会对核领域的认可与信赖。

核安全制度文化建设需要不断完善和持续发展，以适应不断变化的政策要求和市场环境，通过科学的方法有步骤地推进制度文化建设。

行为文化建设

各层级从业人员应牢固树立正确的核安全观念，凡事始终坚持安全承诺。同时，行业企业加强从业人员的培训和教育，增强专业素养和安全意识，使其更好地理解和践行核安全文化，营造良好的核安全氛围，促进核安全的可持续发展。

核安全行为文化建设需要全员的共同参与和努力，[7]需要建立完善的制度和规程，加强培训和管理。事前做到自我警觉，事中保持自我约束，事后进行自我反思，从而真正实现自我督促、自我警示，使安全工作成为一种自觉行为。

物质文化建设

物质文化建设需要从核安全本质、环境场所等方面入手，建立完善的物质基础和保障体系，确保核安全文化的物质基础得到全面提升和逐步完善。企业加大资源投入和管理力度，提高设施设备的安全性和可靠性；优化工作场所和环境，合理布局和配置设备资源，营造舒适的工作环境和条件，提高工作效率和质量；建立核安全文化主题展馆，通过图片、实物、多媒体等多种形式，展示核安全文化的历史、现状和发展，增强员工和社会对核安全文化的认知和理解，为保障核安全提供坚实的支撑和保障。

同时，物质文化建设应该与制度文化、行为文化和精神文化建设相互配合，形成完整的核安全文化体系，以保障人民的生命财产安全，促进核技术应用的可持续发展。

5 结语

制度管企，文化管人已然成为当今社会企业发展的先进管理模式，核技术利用行业企业不能停留在通过制度约束职工的行为准则，通过监督控制员工的行为，更不能仅通过“月月讲，天天谈”的形式去督促安全管理工作；一定要通过提升员工自身修养和安全意识来达到安全管理工作的长治久安。这种提升是通过文化活动的不断渲染，良好作业氛围的不断熏陶，团队建设成效的展示来逐步实现的。行业企业切实从“人管安全”逐步过渡到“人人管安全”。

总之，核安全文化源自核电行业实践经验的积累，对核技术应用企业来说核安全文化建设是一项长期而艰巨的任务，[8]需要政府、行业、企业和社会各界的共同努力。核安全文化不仅要体现在核技术应用单位自身的核安全文化建设和核与辐射安全监管单位的引领，还需要推进全社会对核安全文化达成共识，将其作为社会先进文化的有机构成，以确保核领域的可持续发展和全社会的安全稳定。

参考文献

[1] 申超波 . 核技术应用走进新时代［J］. 国防科技工业，2022（10）.

[2] 注册核安全工程师岗位培训丛书 /《注册核安全工程师岗位培训丛书》编委会著 . 核安全综合知识［M］. 北京：经济管理出版社，2013.

[3] 国家核安全局，国家能源局，国防科工局．关于发布《核安全文化政策声明》国核安发〔2014〕286 号［Z］. 北京：国家核安全局，2015.

[4] 中华人民共和国国务院新闻办公室．《中国的核安全》白皮书［J/OL］.［2019-09-03］.https：//www.gov.cn/zhengce/2019-09/03/content_5426832.htm.

[5] 潘保林，李彦伟，李纲 . 推进我国核安全文化建设 维护环境安全 保障公众健康［J］. 国防科技工业，2015（08）.

[6] 俞雅静，郭景远，余慧平 . 某三代核电厂首堆安全管理实践探讨［J］. 核安全，2021，20（06）：36-42.

[7] 杨长福 . 核电供应商核安全文化建设的必要性及方法初探［J］. 核标准计量与质量，2019（01）.

[8] 张龙飞，付小波，庞天照 . 福岛核事故后海军核安全文化的发展与建设［J］. 海军工程大学学报，2019（01）.

Exploration, Practice and Outlook of Nuclear Safety Culture Construction in Enterprises of Nuclear Technology Application Industry

Xue Liang

（CGN Nuclear Technology Development Co., Ltd., Shenzhen 518000, China）

Abstract：This article delves into the basic theory of nuclear safety culture, explores its origin and foundation, and combines the actual situation of nuclear safety culture construction in enterprises in the nuclear technology application industry for analysis and interpretation. It explores the core philosophy and practical experiences of nuclear safety culture construction, adopting a thinking method based on different stages, cultivation processes, and station perspectives. This article aims to build a nuclear technology application feature and effective construction practice, promote the integration of nuclear safety culture into the nuclear technology application industry, go deep and solid, cultivate the concept of nuclear technology application supervision units, radiation safety certification units（enterprises in the nuclear technology application industry）, and radiation workers, continuously improve the level of nuclear safety culture. It is necessary for enterprises in the nuclear technology application industry to carry out exploration in nuclear safety culture construction. Experience comes from practice, and safety lies in the inheritance and cultivation of culture. Drawing from the experience of nuclear power, we should develop our own characteristic culture construction and promote the industry to ensure and revere nuclear and radiation safety.

Key words：nuclear technology application; nuclear safety culture construction; practice and prospects

（责任编辑：梁　晔）

姚亦珺，于大鹏，皮月 . 压水堆核电厂大修换料时间优化研究[J]. 核安全，2024，23(4)：110-119.
Yao Yijun，Yu Dapeng，Pi Yue. Study on Refueling Time Optimization of PWR Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety，2024，23(4)：110-119.

压水堆核电厂大修换料时间优化研究

姚亦珺[1]，于大鹏[2,*]，皮　月[3]

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

摘要：核电厂能力因子是国际公认的核电厂运营效率衡量指标，其定义为一个固定时期内（通常为一年），发电机组的可用发电量与额定发电量的比值，即核电机组能力因子等于机组额定发电量减去电量损失之差除以机组额定发电量。其中，换料大修工期是影响电量损失的重要因素。根据国际原子能机构（IAEA）的数据，最近 10 年世界各类型核电机组的能力因子几乎都在 85% 左右。核电厂发电创造的社会价值及经济价值的多少与其能力因子直接相关，而能力因子与一年的净发电量成正比，因此，提高能力因子就需要提高净发电量。随着核电厂运行技术水平的提高，正常运行期间，除了一些必要的核安全相关的试验需要损失功率外，核电机组几乎很少发生异常功率损失。然而，根据核电机组自身核燃料设计的特点以及核安全相关设备的可靠性要求，核电机组不得不定期进行大修。因此，大修工期长短造成的计划能量损失的多少就成为影响机组能力因子最主要的因素。本文从大修工期中较为耗时的方面着手，在系统工艺设计优化的角度缩短大修工期时间，从而减少机组能量损失。

关键词：能力因子；换料大修；能量损失；大修工期
中图分类号：TL48　**文章标志码**：A　**文章编号**：1672-5360（2024）04-0110-10

国际上各主要核电国家对大修项目的管理，都进行了深入研究。首先，为了系统化并广泛传播核电站各阶段的优秀实践，国际原子能机构召集全球专家联合撰写了《核电项目管理指南》一书，其中详细提供了关于核电工程的重要且实用的项目管理策略。其次，大型维修项目管理中包含了电厂大修换料期间的各项维修操作规程，各国核电厂也积极参与到 Primavera 6.0 软件的大型维修项目管理的研究之中，尤其关注其基于最小任务的工作流程拆分方式、资源预备及任务关联等方面的革新探索，并取得了诸多成果。

法国核电作为中国核电站的技术引入方和大修项目管理的重要参考方，自 20 世纪 90 年代开始，就针对大修项目进度管理进行优化研究。法国核电通过深入研究大修工期缩短的方法，并加以运用，确定了 19 项大修项目工期管理的重要优化内容，取得了参考计划工期缩短 5.5 天、机组能力因子提升 1.3% 的良好成效。

日本核电站也努力针对大修进度管理优化进行研究，其研究的重点仍然是优化大修工期。具体优化策略为：第一步，通过重新审视大修计

收稿日期：2023-11-18　**修回日期**：2024-01-18
作者简介：姚亦珺（1992—），男，现从事核电厂辅助系统工艺设计工作
* **通讯作者**：于大鹏，E-mail：yudapeng@chinansc.cn

划，采用计划评审技术，制定更周密的计划，提高计划吻合度，缩短大修工期；第二步，通过维修方法优化及计划优化调整，同时进行卸料和装料，进一步缩短工期[1]。

美国一直在研究大修计划进度管理的持续优化提高。美国核电站的研究方向侧重点在于资源准备，即通过提高员工专业技能，维持设备按计划运行，减少非计划异常情况，确保大修计划吻合度。

出于优化大修换料从而提升电厂经济效益的目的，国外各主要核电国家，都深入研究了大修计划和大修进度等方向，努力提高大修进度管理水平，提高大修计划契合度，确保大修计划工期的实现。

本文在此基础上，筛选出了余热排出系统的预热以及换料水池水质的净化两项重点耗时操作内容，并从工艺系统设计的角度出发，在保障电厂安全性的前提下，分析通过提升系统运行能力以缩短大修换料时间，最终提升电厂经济效益的可行性[2]。

1　余热排出系统的预热

本文分析了当前余排系统预热过程中化容系统接管与一回路之间的冷热流体搅浑情况，并对国内三代压水堆核电中的余排系统预热方案进行了介绍，提出了适用于华龙一号的改进优化方案。

1.1　预热中的 T 形管的冷热流体混合

电厂功率运行情况下，化容系统再生热交换器对上充和下泄流体分别进行了加热和冷却，这样返回一回路的温度几乎接近冷段温度。当停堆过程达到 180℃以后，余排系统开始进行预热。预热过程中，利用余热排出与化容系统连接管线将余排系统管网内的冷介质下泄，进而从一回路引入热介质。此时，化容系统中的下泄孔板几乎无下泄流量、再生热交换器的上充部分也未得到加热，化容系统返回一回路的温度远低于一回路正常温度。从在役电厂运行数据中抽取得到“上充返回温度”“余排温度”“热段温度”随运行时间的变化关系如图 1 所示。可知在余排系统进入预热阶段后，化容系统返回一回路中的温度约为 70℃，与一回路温差约为 100℃，该温差远大于功率运行情况下的温差。

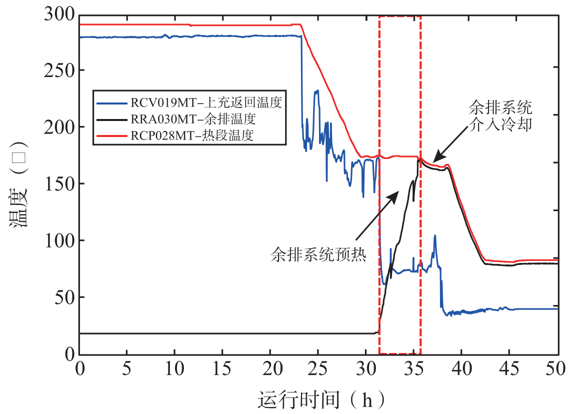

图 1　预热过程中预热返回温度随时间的变化关系

Fig.1　The return temperature changes with time during preheating

许多核电站设备由金属构成，这些金属在温度变动下会出现膨胀或收缩的反应，但受限于自身的形态及外部的束缚条件，从而导致热应力的生成。随着温度的持续变化，热应力也会随之波动，从而引发设备的热疲劳问题。首先，这种情况下会在表层产生细微的裂缝，然后逐渐扩大至整个裂缝，最后可能造成设备的功能丧失。热疲劳已经对核电站的安全构成了严重威胁，尽管核电站的设计已采用高额度的安全标准，但在实际运营过程中仍频繁地遭遇此种情况。最易受到热疲劳侵害的部分位于核电站内的 T 形水道、冷热水的交叉点以及转角处的管道部分。受管道热疲劳的影响，使得管道成为核电站故障的高发区。

可知预热工况下，化容系统与一回路之间的接管处，即为典型的 T 形管处的冷热流体混合现象，此处的热疲劳以及后续可能引起的管道失效，应给予重点关注。

预热状况下，假设预热返回温度为 50℃，流量为 30 m^3/h 时，此时一回路主管道流速为 17 m/s，温度为 180℃。利用实际的化容系统一回路布置状况可以得到接管处管道表面的温度

分布情况,如图 2 所示。

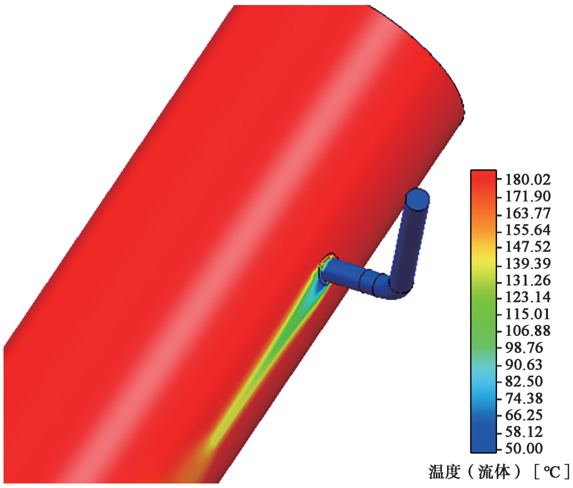

图 2　管道表面的温度分布

Fig.2　Pipe surface temperature distribution

1.2　不同电厂的预热方式比较

不同堆型的压水堆核电厂采用了不同的预热方式,使得余排系统的预热时间不同,可能引起的疲劳或损坏程度也不同。本小节对 AP1000 堆型、VVER 堆型中的余排系统预热方式进行了介绍,为改造及设计提供新的思路[3]。

1.2.1　AP1000 的预热方式

AP1000 是我国从美国引入的具有非能动特征的三代压水堆核电技术。在 AP1000 机组中一回路为二环路配置,余排系统从热段抽水,经过布置在安全壳外的泵和换热器后,直接通过压力容器注入管道返回到一回路中,AP1000 余排系统预热简图如图 3 所示。

AP1000 机组的小流量管线设置了调节阀以及测流量装置,同时其接管位于换热器调节阀的上游。停堆过程中,降温至 176.7 ℃和 3.10 MPa.a 时,一回路达到了余排系统的接入要求后,可以开始进行余排系统的预热。

启动余排系统泵之前,确认换料水箱隔离阀是关闭状态。然后开启 RNS 吸入母管隔离阀和出口母管隔离阀。当一回路压力低于 450 psig(3.1 MPa.g)时,开启吸入口管线隔离阀。

当上述阀门状态确认完毕并确认两台余排系统热交换器可正常使用时,可投用余热排出系统。预热阶段以及降温初始阶段,仅需投运一台冷却泵和一台热交换器。被选中的热交换器的出口阀和旁路调节阀投运前是关闭的。余热排出系统泵的小流量隔离阀是常开的,并且当相应的余热排出热交换器出口流量低时将自动开启。被选中系列上的热交换器旁通管线上的调节阀微开启允许小流量排入 RCS。这些少量流体可以逐渐加热余热排出系统泵的进出口

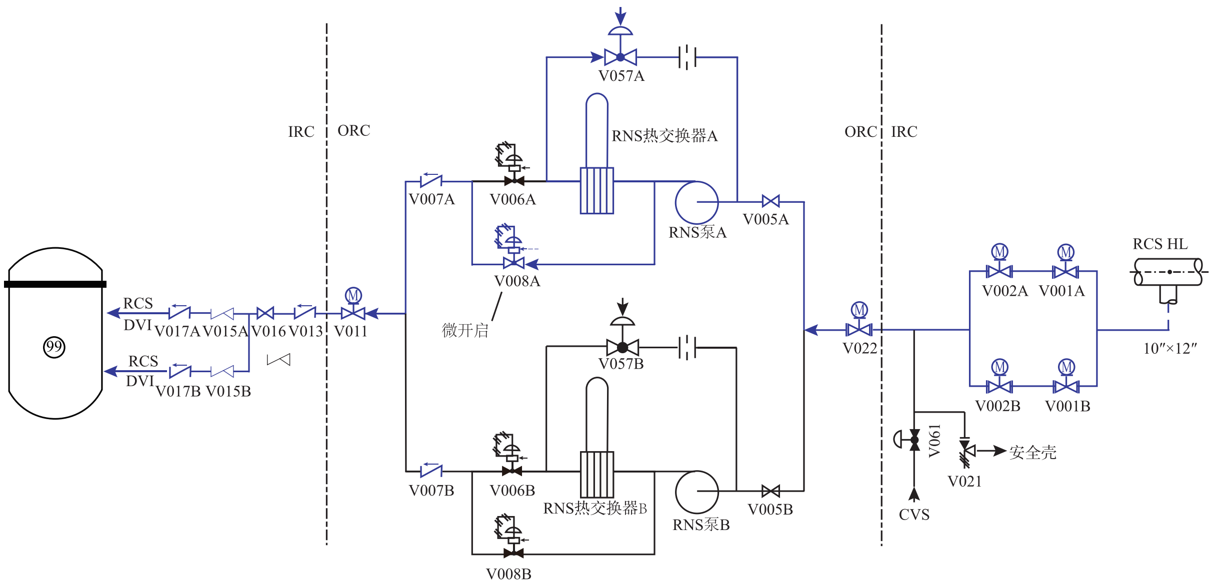

图 3　AP1000 余排系统预热简图

Fig.3　Residual heat removal system flow diagram of AP1000

管道、泵本身及热交换器，使热冲击最小化。当RNS被加热到接近RCS的温度时，旁路管线全开建立全流量，并且运行在自动流量控制模式下的某一流量。接下来，热交换器流量调节阀手动开启，置于自动RCS冷却模式，并且自动调节降温速率，控制在大约50℉/h(27.8℃/h)。AP1000余排系统预热方式如图3所示。

与M310堆型相比，AP1000的预热过程不需要化容系统的配合，简化了系统的运行方式。同时也可以保证返回管线得到了预热。

1.2.2　VVER的预热方式

VVER是我国从俄罗斯引入的先进压水堆核电技术。其余排系统分为独立的四列，与安全壳喷淋系统共用泵与换热器，以提升安全系统的设备利用率。其一列的组成如图4所示。

当一回路平均温度降至150℃时，开始对返回管线(环路冷管段至014VP)进行预热。打开止回阀017/018VP的旁路电动阀，同时打开015VP，将壳内返回管线内的冷流体输送到反应堆厂房设备疏水系统中，一回路介质则反向流到管网中。当温度升高到100℃~110℃时，该部分的预热完成。

当一回路平均温度降至145℃时，开始对入口管线(环路热管段至006VP)进行预热。打开电动隔离阀006VP，将入口管线内的冷流体疏解到反应堆冷却剂泄漏收集系统中，一回路介质则流到管网中。当温度升高到100℃时，该部分的预热完成。

当一回路平均温度降至130℃时，开始对007VP至011VP，包括泵与换热器在内的管道进行预热，分为两个阶段。首先，打开012/013VP，启动泵将管网内的介质与含硼水贮存系统中的介质进行均匀搅浑。含硼水贮存系统中的介质保持在70℃，当管网中的介质升温速率降低且逼近70℃时，停止搅浑，将余排系统与含硼水贮存系统隔离。稍后打开入口管线隔离阀以及

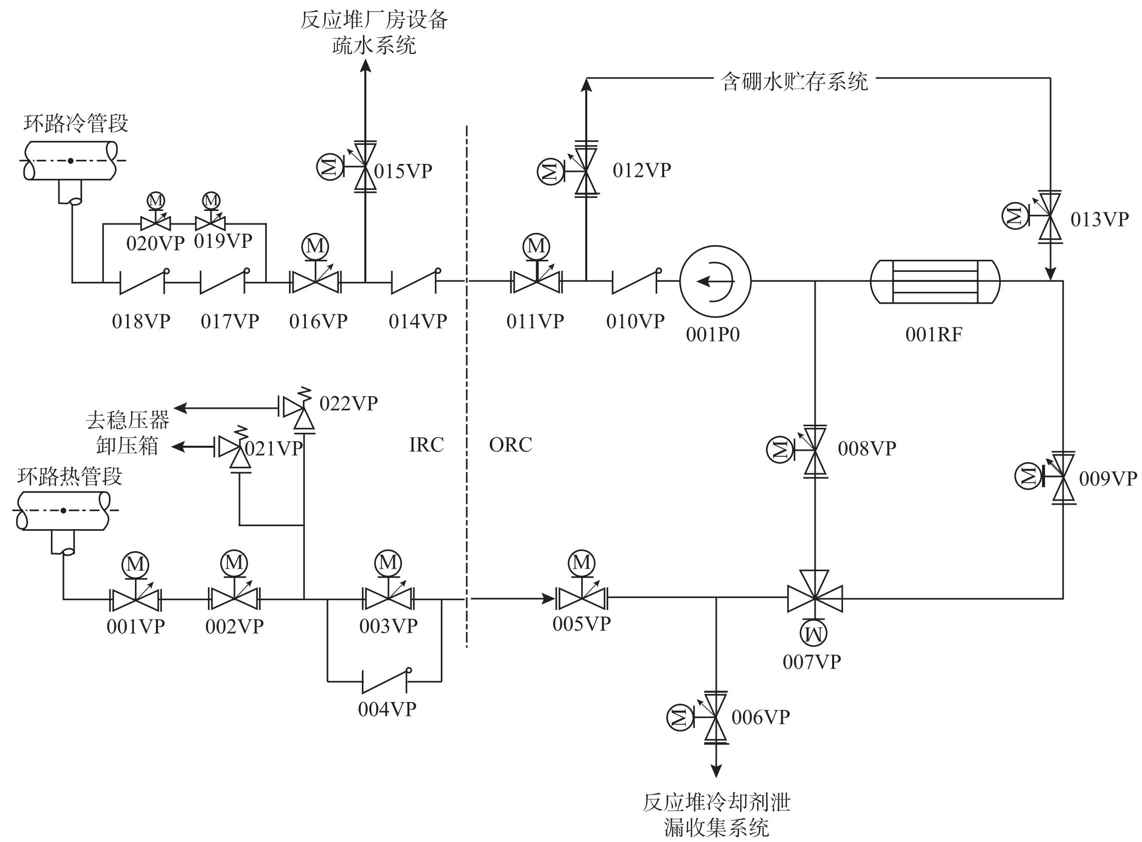

图4　VVER余排系统预热简图

Fig.4　Residual heat removal system flow diagram of VVER

015VP，通过替换的方式，将本段管道升温至与一回路平均温度之差小于30℃。本段的预热过程中，换热器冷侧不进行循环，以防止限制升温速率。此后预热完成，打开与一回路之间的隔离阀，余排系统投入对一回路的降温降压。

VVER中余排系统的预热，本质上是输出管网内的冷水、引入一回路中的热水。整个过程中，由化学和容积控制系统对一回路的水装量以及稳压器的液位进行控制。同时输出的介质会重新进行回收利用。这种方式完全避免了一回路的热冲击且提升了预热速度。

1.2.3　EPR的预热方式

EPR是我国从法国引入的三代压水堆核电技术。其余热排出系统与安全注入系统合并分为独立的四列，以提升安全系统的设备利用率。其一列的组成如图5所示。

正常停堆工况下，安注系统以余热排出模式运行带走堆芯的余热，在安注系统与一回路连接之前（一回路温度在180℃和120℃之间）需要对安注系统进行调节，调节包括以下三个过程。

（1）化学调节：采用化学调控方式时，当低压安注泵处于小流量管线的运行状态下，它会从换料水箱中吸入含硼水并将其重新送回该水箱内，从而实现对换料水箱中的含硼水与原本管道内部流体的替换，以此避免因热交换器的泄漏导致RCP被错误地稀释的可能性，同时，电厂可以利用采样来监控硼浓度的变化情况。

（2）温度调节：打开连接余热排出系统取水管道和低压安注管道之间管线的阀门而形成封闭的环路，启动低压安注泵进行闭式循环，加热管道内的流体，以防止接入RCP时可能的热冲击。

（3）切断低压安注泵和换料水箱的连接，通过打开余排系统热段取水管线和低压安注系统管道上的隔离阀，同时关闭连接余排系统取水管道和低压安注管道之间管线的阀门，从而使低压安注泵从余排系统的热段取水以较小的流量注入一回路中，之后开启主路隔离阀。

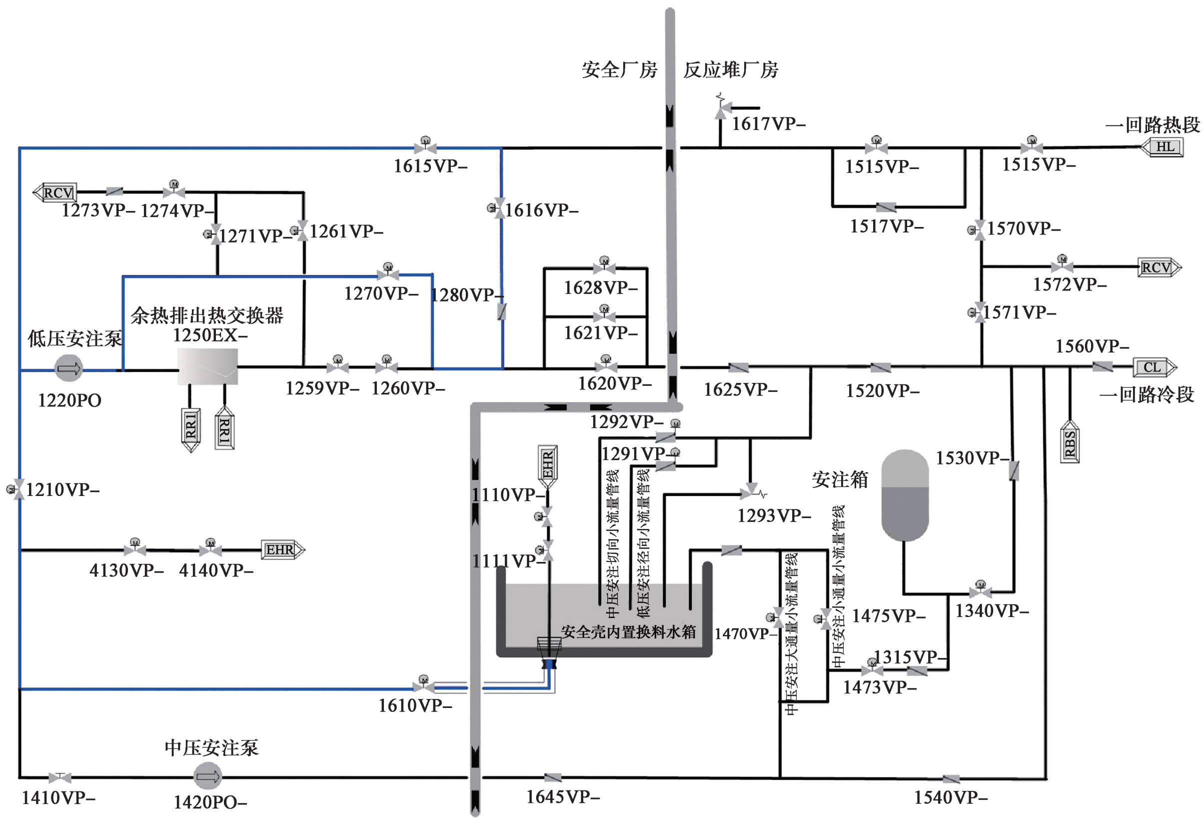

图5　EPR余排系统预热简图

Fig.5　Residual heat removal system flow diagram of EPR

1.2.4 关于不同预热方式的总结

调研发现，国内在役的三代电厂中，包括华龙一号在内，采取的预热方式和理念均不一致。

AP1000 的预热过程更为简洁，尽管冷流体直接注入了一回路，但其注入管道并非主管道，而是直接注入反应堆压力容器，AP1000 对该预热过程作出了详尽的热建模研究。该预热过程同时参与系统少、操作简单、升温速率也更快。

VVER 通过介质替换的方式，彻底避免了预热过程中冷流体对一回路的冲击。

EPR 则不依靠引入热流体的方式，而是依赖泵转动时的发热对介质进行加热。但也应考虑到 EPR 中余排系统接入一回路时的温度正常时仅为 120℃，这对于加热产生的负担小。

余排系统的预热，在压水堆核电厂对于热疲劳引起失效愈加重视的前提下，应受到更加严格的审查。同时也应留意系统操作的便利性，不应给操作人员造成额外的负担。

1.2.5 华龙一号余排预热的改进方案

单列管网内存有的水容积约为 14 m^3(换热器热侧约 5 m^3，管道内约 9 m^3)；

余热排出系统两列均布置在燃料厂房内，所在房间为黄区，燃料厂房总体为绿区；

进出口管线均位于内置换料水箱顶楼板上方；

化学和容积控制系统布置于辅助厂房，辅助厂房为黄区，余热排出系统与化学和容积控制系统之间的连接管线存在较大的布置困难。

1. 在返回管线止回阀与电动隔离阀中间部分，引出管线接往内置换料水箱，其上配置降压孔板以及电动隔离阀。

2. 预热过程起始阶段，余排泵无须启动，仅靠一回路至排放口之间的压差将冷流体排出，同时引入热流体。待 MT 处的温度显示热流体已达到时，可启动余排泵进行搅浑。随后可关闭排放管线电动隔离阀，打开至一回路的电动隔离阀，将余排系统接入一回路。

3. 采用双列同时预热的方式。

4. 预热过程中，一回路排向内置换料水箱的冷却剂损失由化学和容积控制系统进行补充，同时预热过程中，下泄流量小于上充流量，化学和容积控制系统上充返回温度与一回路之间的温差变大，但应处于合理可控的范围。

5. 在返回管线位于安全壳内电动隔离阀与换热器下游的调节阀上设置闭锁逻辑。在壳内电动隔离阀关闭时，可关闭换热器下游调节阀至尽可能小的开度；在完成预热，将换热器下游调节阀恢复至中间开度后，才能够打开壳内电动隔离阀。

该方案简化了余热排出系统与化学和容积控制系统之间的联系，缓解了化容系统上充返回管线与一回路之间的冷热流体混合温差。同时，引入热流体的过程中，泵无须转动。

2 换料水池的净化

运行经验表明，反应堆换料水池在换料前的充水过程中，会导致积攒的杂质进入换料水池，影响水池清澈度从而干扰正常的换料操作。用于反应堆换料水池的过滤回路过滤性能较差，部分在役电厂利用了乏燃料水池除盐回路对水池进行了净化处理，运行效果良好[4]。

本小节对国内 EPR、AP1000、VVER 等核电厂的反应堆换料水池净化方案进行了调研分析，以为改进方案提供参考依据。

2.1 EPR 换料水池净化方案

EPR 系统配置简图以及换料水池的除盐净化流程如图 6 所示。较以往的 M310 不同，其除盐回路为单独的序列。

乏燃料水池净化系统由以下部分组成：

(1) 位于每个燃料厂房每个隔间(不包括乏燃料水池)底部的入口管道；

(2) 向下进入乏燃料水池的管道；

(3) 向下进入燃料厂房每个隔间的排出管道；

(4) 一台与反应堆水池净化泵并联的泵(由于动阀隔离)，由第 4 列供电，电气配电盘维修期间通过交叉供电可切换到第 3 列；

(5) 一条由两个筒式过滤器和一个除盐器组成的净化管线；

(6) 一个调节阀；

(7) 一个在燃料传输油和装罐池底部的细网过滤器，在隔间排干水后可以移出。

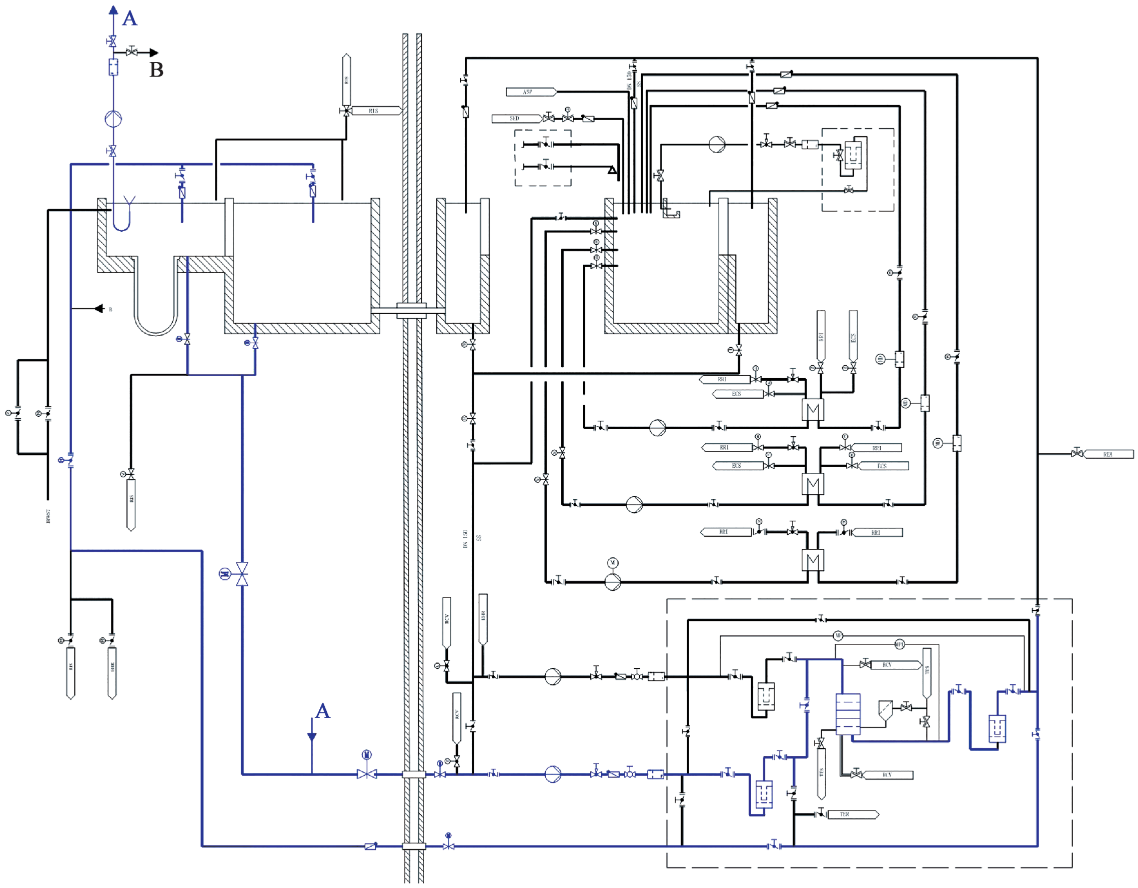

图 6　EPR 换料水池净化回路简图

Fig.6　Refuel pool purification circuit of EPR

通过对净化回路取样来检查乏燃料水池的硼浓度和放射性。

2.2　AP1000 换料水池净化方案

每个 AP1000 的乏燃料水池冷却系统（SFS）都包含两个冷却系列，即每个冷却系列都有一个冷却泵、一个换热器、一个除盐床和一个过滤器。这两个冷却系列共享同一个泵抽取口及一条回流管线，AP1000 换料水池净化回路简图如图 7 所示。这意味着任何系列都可以独立地执行其功能而不受另一部分的影响。可以在其中一列持续冷却并净化 SFP 的同时，另一列则负责水的运输、IRWST 的净化工作或为运行列提供备用支持。每个 SFS 除盐床容量可连续 6 个月运行而不用更换树脂。每台除盐床出口都串联过滤器，从而收集固体颗粒和从除盐床漏出的树脂碎片。每个过滤器的出口连接到相应列的 SFS 主管道并通向共用的返回管道。在实际的换料运行前，备用的 SFS 序列可用来净化内置换料水箱的水。当换料水池准备补水时，备用的泵停止运行并且阀门动作使 IRWST 的水通过自重流向换料水池。最后这些水的传输会越来越慢直到 IRWST 和换料水池的水位相等。在这个时候，启动备用的 SFS 泵并开始将 IRWST 中剩下的水输送到换料水池中。AP1000 这种补策略改善了换料期间换料水池的透明度，并且避免了使用正常余热导出系统通过反应堆压力容器淹没的方式给换料水池补水。

一旦换料水池被淹没，处于备用状态的 SFS 系列用来执行净化功能。当换料操作继续进行并且燃料装置转移到乏燃料水池（SFP）时，两个序列的 SFS 泵和换热器都需要用来冷却 SFP。

电厂换料运行完成并准备为反应堆压力容器重新盖盖时，一台 SFS 泵用来将换料水池的水输送回 IRWST。一旦水输送完毕，这个 SFS

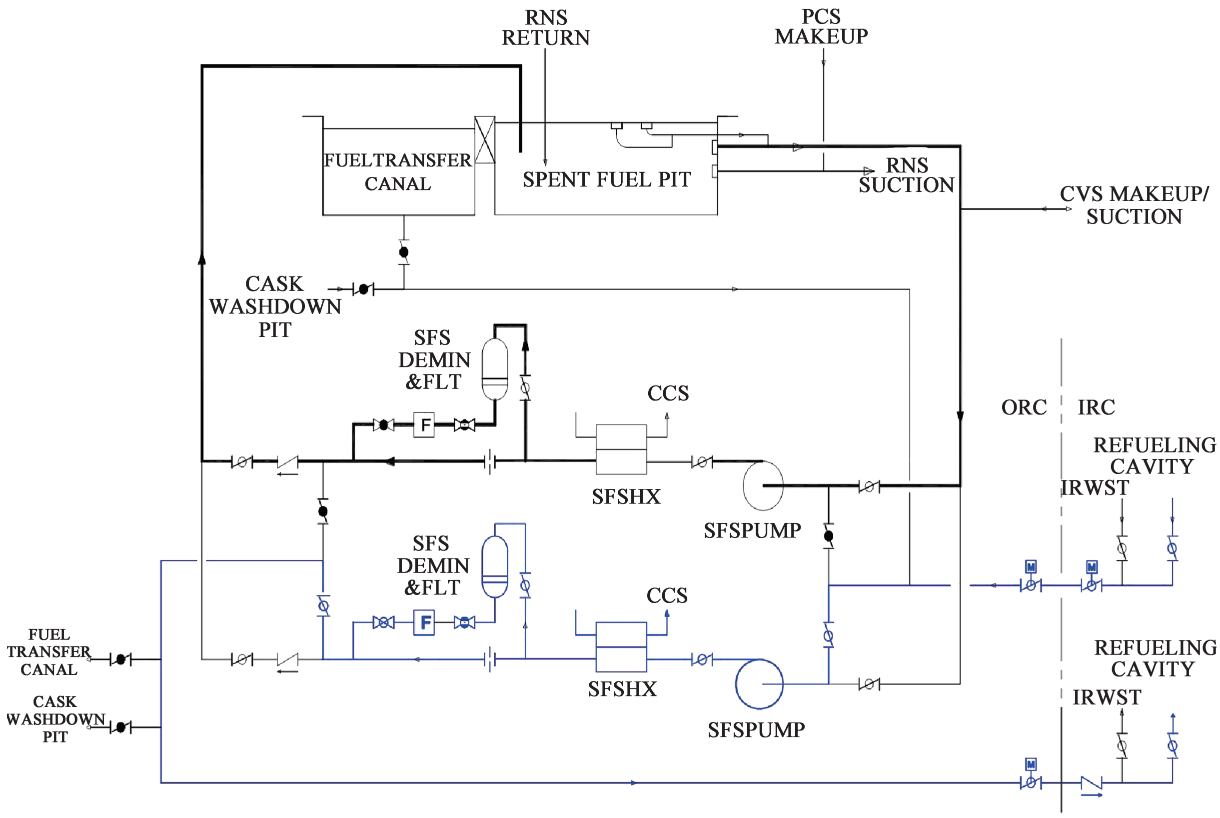

图 7　AP1000 换料水池净化回路简图

Fig.7　Refuel pool purification circuit of AP1000

系列即可处于冷却和净化的备用工况。

2.3　VVER 换料水池净化方案

乏燃料水池冷却和净化系统由下列两个系统组成：燃料水池冷却系统（FAK）和燃料水池和硼水贮存箱水净化系统（FAL）。

VVER 将乏燃料水池内置，乏燃料水池冷却和净化系统需实现以下工作：

（1）导出存放在乏燃料水池的组件释放的热负荷；

（2）在正常运行工况和核电站断电时，把反应堆堆腔内、燃料水池与换料井中的燃料组件和乏燃料浸入含硼水辐射防护层以下；

（3）燃料水池净化，去除机械和溶解的杂质，以降低反应性，确保水质透明；

（4）对反应堆堆内构件井中的水进行净化操作，去除其中可能存在的机械或溶解杂质。

正常运行工况下，燃料水池水净化所需的含硼水从泵 FAK10AP001 或 FAK40AP001 的取水管道中抽取。需处理的介质通过泵 FAL11AP001 或 FAL12AP001 输送至并联的机械过滤器 FAL30AT001 和 FAL30AT002。然后，水被输送至阳离子交换器和阴离子交换器。已净化的水被送回泵 FAK10AP001 或 FAK40AP001 的取水管道中。

同时 VVER 不配置水池表面撇沫回路，由滤网进行人工过滤。根据运行人员的反馈，该方法操作简单、便捷快速、无明显辐照剂量。

2.4　关于不同换料净化方案的总结

调研结果表明，当前在役的三代核电中，反应堆换料水池均不再配置单独的回路，而是将乏燃料水池和反应堆换料水池的净化处理合并在一个单元内，也因此换料水池的净化均由过滤器 + 除盐器同时处理，处理效果较当前 M310 中过滤器好（M310 机组换料水池配置有独立的净化回路，仅由过滤器组成）[5]。

2.5　华龙一号换料水池净化方案的优化

改进后的方案中：

（1）不再配置专门的反应堆换料水池过滤回路，将原换料水池过滤器以及循环泵取消。

（2）取消原有用于反应堆换料水池撇沫的设备包括真空吸水罐以及撇沫泵、浮子等，由现场运行人员进行手动撇沫。

（3）将换料水池下方接管连接至独立两列的乏燃料水池桥管上，可由任意一列乏燃料水池泵带动换料水池进行过滤循环。循环流量约为300 m^3/h，其中经过树脂床以及过滤器的流量约为60 m^3/h。

（4）改进后的乏池系统大修换料期间，应预先对内置换料水池进行循环过滤；待换料水池充水后，乏池系统开始对换料水池进行净化处理，同时余热排出系统＋化学和容积控制系统对换料水池进行冷却循环和净化，化容系统的除盐回路由余热排出泵提供压头；在换料水池水质达到换料操作要求后，乏池系统退出对换料水池的过滤，转而对乏池进行冷却，继续由余热排出系统＋化学和容积控制系统对换料水池进行冷却循环和净化，直至完成卸料。

本方案简图如图8所示，其中的换料水池净化由乏池系统以及余热排出系统＋化学和容积控制系统共同对换料水池进行水质处理，较原方案相比取消了水质处理效果不佳的两台过滤器、两台循环泵，以及运行不便的浮子、真空吸水罐，提升换料水池处理效率的同时，减轻了固定设备的投入，以及运行人员对设备的维护成本，对于大修换料时间的优化具有较好的效果。

3　结论

（1）本文通过对比最新三代核电站堆型的余热排出系统的预热方案，进行总结归纳后，对余热排出系统的预热配置进行了调整，简化了余热排出系统与化学和容积控制系统之间的联系，缓解了化容系统上充返回管线与一回路之间的冷热流体混合温差。同时，引入热流体的过程中，泵无须转动，可缩短换料大修主线中预热过程占用时间，减少电厂换料大修工期时间。

（2）本文结合最新三代核电站堆型的换料水池净化方案，进行充分调研后对乏池冷却系统

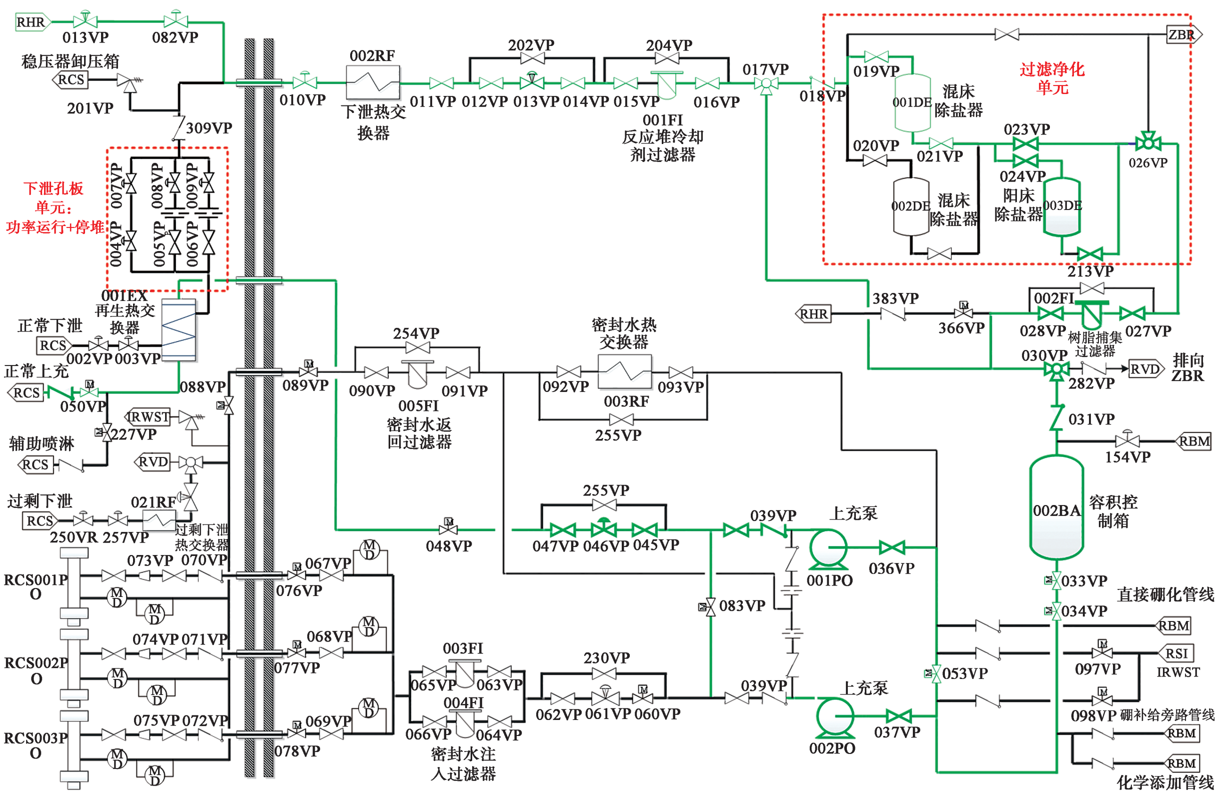

图8　换料水池净化回路改进方案简图

Fig.8　Refuel pool purification circuit of ACP1000

中的反应堆换料水池的净化配置及运行方式进行了调整。调整后的方案提高了换料水池的净化过滤效率,从而缩短了换料水池净化所需时间,最终达到减少电厂换料大修工期的目的。

（3）本文全方位地梳理了大修换料中的重要内容,从不同的角度提炼出大修换料中相关的薄弱环节,对于在役电厂的优化改进,以及后续项目的设计均具有参考价值。

参考文献

［1］罗杰，浅谈核电厂换料大修经验反馈［J］.核安全，2013，12（2）：31–33.

［2］杨庆湘，核电厂经验反馈关键技术压水堆核电厂换料物理启动试验优化研究和应用实践［J］.核科学与工程，2016，36（5）：618–619.

［3］廉志坤，大亚湾核电站 18 个月换料启动物理试验改进［J］.核动力工程，2003，24（1）：12–27.

［4］王红霞，田湾核电站物理试验缩短低功率台阶运行时间可行性论证［C］.中国核学会 2009 年学术年会论文集，北京；中国核学会，2009：62–66.

［5］韩旭，压水堆核电厂乏燃料冷却系统设计比较研究［J］.核安全，2012（1）：42–44.

Study on Refueling Time Optimization of PWR Nuclear Power Plant

Yao Yijun[1], Yu Dapeng[2,*], Pi Yue[3]

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

Abstract: How to evaluate the operational efficiency of nuclear power plants, there is an internationally recognized me Nuclear power plant capacity factor is an internationally recognized measurement index of nuclear power plant operation efficiency, which is defined as the ratio of the available generation capacity of the generator set to the rated generation capacity within a fixed period (usually one year), that is, the capacity factor of the nuclear power unit is equal to the rated generation capacity of the unit minus the power loss difference divided by the rated generation capacity of the unit. Among them, the refueling overhaul period is an important factor affecting the power loss. According to the International Atomic Energy Agency (IAEA), in the last 10 years, the capacity factor of all types of nuclear power units in the world is almost 85%. The amount of social value and economic value created by nuclear power plant power generation is directly related to its capacity factor, and the capacity factor is proportional to the net power generation of a year, so improving the capacity factor must improve the net power generation. With the improvement of the technical level of nuclear power plant operation, abnormal power loss of nuclear power units rarely occurs during normal operation, except for some necessary nuclear safety–related tests that require power loss. However, according to the characteristics of the nuclear fuel design of nuclear power units and the reliability requirements of nuclear safety–related equipment, nuclear power units have to be overhauled regularly. Therefore, the amount of planned energy loss caused by the length of the overhaul period has become the most important factor affecting the capacity of the unit. This paper starts from the more time–consuming aspects of the overhaul period and shortens the overhaul period from the perspective of system process design optimization, so as to reduce the energy loss of the unit.

Key words: standard–capability factor; overhaul; energy loss; overhaul period

（责任编辑：梁　晔）

杨腊腊，邵辉，陈秋炀 .CPR1000 机组中压安注箱的压力范围问题及改进研究[J]. 核安全，2024，23（4）：120–124.
Yang Lala，Shao Hui，Chen Qiuyang. Study on Accumulators Pressure Range Problem and Improvement for CPR1000 Unit [J]. Nuclear Safety，2024，23（4）：120–124.

CPR1000机组中压安注箱的压力范围问题及改进研究

杨腊腊*，邵　辉，陈秋炀

（苏州热工研究院有限公司，苏州　215004）

摘要：CPR1000 机组中压安注箱的设计目的在于在失水事故期间在氮气压力的作用下短时间内淹没堆芯，从而避免燃料熔化和堆芯损坏。中压安注箱的氮气压力是失水事故分析的关键安全参数。目前，CPR1000 机组在实际运行中关于中压安注箱的压力控制范围未考虑仪表测量不确定度（0.6 bar），存在中压安注箱的实际压力控制范围超出安全分析假设的潜在风险，可能影响中压安注箱的安全功能。本文基于对上述问题的安全分析和外部调研，提出了针对核电厂执照文件、运行程序及报警设置等方面的改进建议，旨在保障机组的安全运行，分析认为这些改进是可行的。

关键词：中压安注箱；压力范围；测量不确定度；改进建议

中图分类号：TL48　**文章标志码：**A　**文章编号：**1672–5360（2024）04–0120–05

CPR1000 机组安全注入系统（RIS）由高压安全注入、中压安全注入和低压安全注入三个子系统组成[1]。其中，中压安注系统主要由三个中压安注箱（RIS001/002/003BA）组成，分别接到反应堆冷却剂系统（RCP）三个环路的冷管段上，详见图 1，安注箱内存 CB ≈ 2400 μg/g 的含硼水，用绝对压力约为 4.2 MPa 的氮气覆盖[1]。中压安注箱的安全功能是在大破口失水事故喷放阶段结束后的再灌水阶段和早期再淹没阶段向反应堆压力容器下降段注入硼水，为早期再淹没阶段提供硼水，并在中破口事故第 2 次堆芯升温期间，为堆芯再淹没提供注水，以及在失水事故期间向反应堆冷却剂系统（RCP）补水，以避免燃料和堆芯损坏。

测量不确定度是表征赋予被测量值分散性的非负参数，简称不确定度[2]。CPR1000 机组最终安全分析报告（Final Safety Analysis Report，FSAR）的失水事故分析中假设中压安注箱的氮气压力最小值为 42.75 bar.a，最大值为 45.3 bar.a，分析中未考虑中压安注箱的压力测量不确定度。CPR1000 机组实际运行中压安注箱的压力控制范围也未考虑测量不确定度。

2004 年版《核动力厂设计安全规定》（HAF102）[3]第 5.9 节规定，“安全分析中应用的计算机程序、分析方法和核动力厂模型必须加以验证和确认，并必须充分考虑各种不确定性”。

2016 年版《核动力厂设计安全规定》（HAF102）[4]第 5.8.1.4 节规定，“安全分析必须保证在核动力厂设计中适当考虑了不确定性。

收稿日期：2024–02–06　**修回日期：**2024–04–04
作者简介：杨腊腊（1985—），女，工程师，硕士研究生，现主要从事核电厂定期安全审查工作
* **通讯作者：**杨腊腊，E-mail：yanglala19850525@163.com

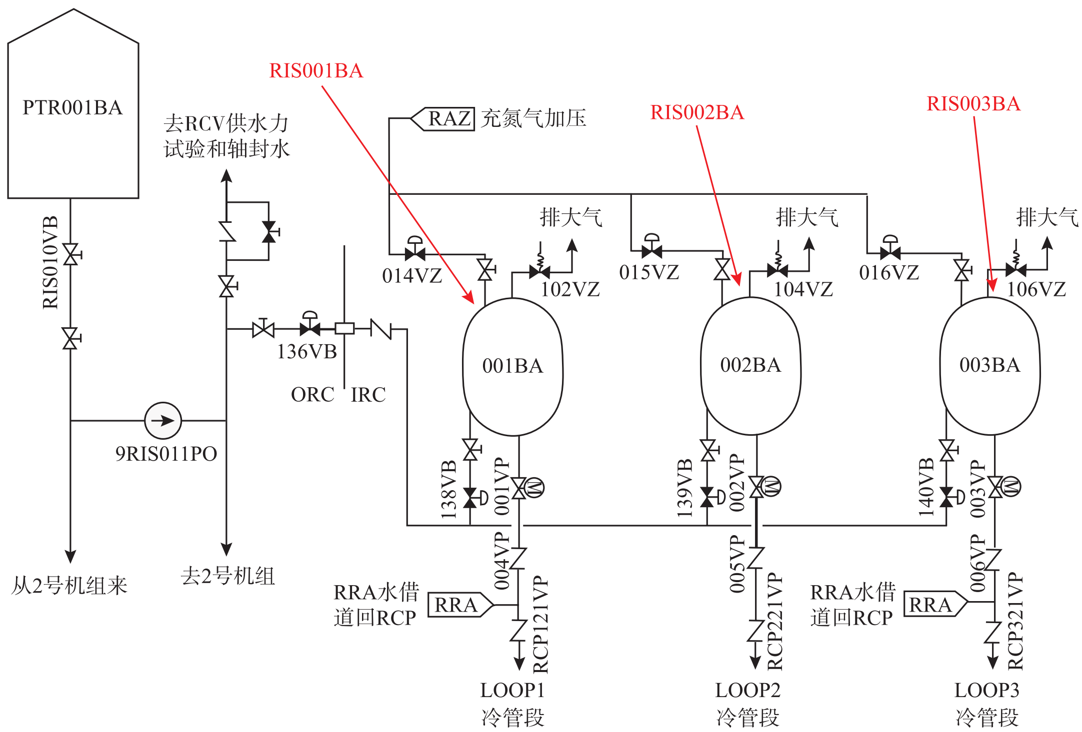

图 1　中压安注系统流程

Fig.1　Middle head safety injection flow diagram

尤其是应有适当的裕量，以避免出现陡边效应以及早期放射性释放或大量放射性释放”。

《核动力厂运行限值和条件及运行规程》(HAD103/01)[5]第 2.2.1 节规定，“运行限值和条件必须以与设计规定相一致的核动力厂及其环境的安全分析为依据。应在适当考虑安全分析中不确定性的基础上确定运行限值和条件”。

大破口失水事故计算中输入参数的不确定性主要来自三个方面：程序模型参数、电厂状态参数(初始状态参数和边界条件参数)、用户效应，初始安注箱的压力为大破口失水事故计算输入的电厂状态参数之一[6]。1988 年核管会修订了 10CFR50.46，允许使用最佳估算方法进行大破口事故的认证级分析，但必须考虑不确定性，并加以量化计算，以保证分析结果在验收准则之内具有较高的概率[7]。

综上，目前 CPR1000 机组关于中压安注箱的压力范围的控制与上述核安全法规、导则及安全实践存在差异。

1　问题背景

CPR1000 机组 FSAR 第 15 章关于大破口失水事故分析中假设安注箱有快速的排水率(快速的排水率对于极限再淹没包壳温度峰值是保守的假设)，快速排水率对应最大的初始氮气压力、最小的初始液体容积和最小的排放管线阻力。中、小破口失水事故假设安注箱的排放速率最慢，对应最小的初始氮气压力、最大的初始液体容积和最大的排放管线阻力。事故分析中慢速的安注箱注入对应的最小初始氮气压力为 42.75 bar.a，快速的安注箱注入对应的最大初始氮气压力为 45.3 bar.a。因此，安全分析确定中压安注箱的初始氮气压力范围在 42.75~45.3 bar.a，但上述事故分析中未考虑安注箱压力测量仪表的测量不确定度(0.6 bar)。

CPR1000 机组运行技术规范、多数机组的定期试验监督要求和大纲及实际运行控制中关于中压安注箱的压力准则为：42.75 bar.a≤P(中压安注箱的压力)≤45.3 bar.a，与失水事故假设

的中压安注箱的压力范围一致。

相对于事故分析、运行技术规范、定期试验监督要求等执照文件，CPR1000 机组安全注入系统安全准则（System Safety Criteria，SSC）和安全注入系统试验完整性说明文件（Periodic Test Completeness Note，PTCN）则要求在将中压安注箱的压力范围转化为表压的过程中，除了考虑 1 个标准大气压的差值外，还需考虑 0.6 bar 的仪表测量不确定度，即（42.75–1+0.6）bar.g≤P≤（45.3–1–0.6）bar.g，最终为 42.35 bar.g≤P≤43.7 bar.g。

表 1　CPR1000 机组各类文件中安注箱压力范围对比

Table 1　Comparison of pressure range of accumulators in various documents of CPR1000 unit

文件名称	安注箱压力范围 /（bar.g）	是否考虑测量不确定度
FSAR 第 15 章	42.75~45.3	否
运行技术规范	42.75~45.3	否
定期试验监督要求	42.75~45.3	否
SSC	42.35~43.7	是
PTCN	42.35~43.7	是

目前，CPR1000 机组中压安注箱的压力低报警值为 42.35 bar.g，压力高报警值为 43.7 bar.g，如果考虑 0.6 bar 的压力的测量不确定度，上述报警设置未留有安全裕量，存在报警触发则中压安注箱的实际压力值就超出事故分析假设的潜在风险。并且，CPR1000 机组运行人员普遍错误地认为上述报警设置了 0.6 bar 的安全裕量，而非不确定度，因此在实际运行中一旦出现上述报警触发，机组也不会记为第一组事件（第一组事件是指超出运行中应遵守的与核安全相关的重要设计假设的事件或反应堆停堆保护与专设安全设施系统的不可用事件），这不利于机组的安全运行。第一组事件将导致机组三道屏障（燃料包壳、一回路压力边界、反应堆厂房）损坏的风险增加[8]。

2　风险分析

CPR1000 机组现有的安全分析假设和运行技术规范中关于安注箱的压力范围均为 42.75~45.3 bar.a，如果考虑 0.6 bar 的压力测量的不确定度，机组实际运行中安注箱的压力范围则为 42.15~45.9 bar.a，将超出安全分析假设范围约 47.06%，存在安注箱的实际压力超出安全分析假设，进而影响事故工况下中压安注箱执行安全功能的潜在风险。实际运行中安注箱的压力范围与安全分析假设和运行限值的对比如图 2 所示。

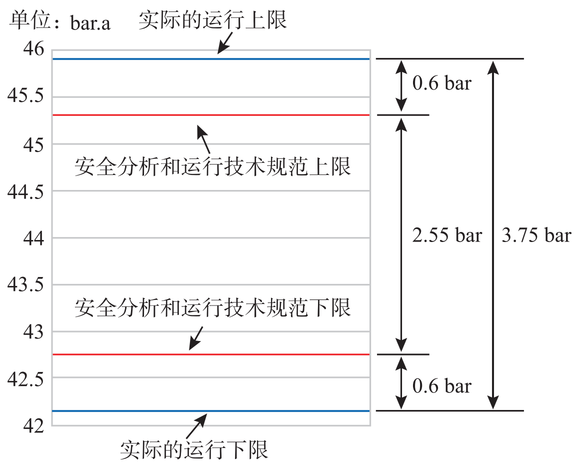

图 2　实际运行中安注箱的压力范围与安全分析假设和运行限值的对比

Fig.2　Comparison of pressure range of accumulators in actual operation with the safety analysis assumptions and operating limits

3　外部调研

法国电力公司（EDF）反馈：虽然，法国参考电厂运行技术规范中压安注箱的压力与安全分析保持一致，其中未纳入测量不确定度，但在 RIS 报警手册和运行日志中明确给出了考虑中压安注箱的压力测量不确定度的提示信息。虽然，法国参考机组中压安注箱的压力报警值在考虑测量不确定度后也未留裕量，但其在实际运行中报警触发，机组则记为第一组事件。可见法国参考机组在实际运行控制中考虑了中压安注箱的压力测量的不确定度。

美国某参考机组早在 1998 年已经反馈过因未合理考虑测量不确定度，导致中压安注箱的压力在报警触发前就超出运行技术规范限值

的执照运行事件。根据该事件反馈，美国参考机组已在实际运行控制中合理考虑了安注箱的压力测量不确定度，避免类似事件重发。

4　改进建议

文中从运行限值控制改进和报警优化两个方面，提出了针对中压安注箱的压力准则未考虑测量不确定度问题的改进建议，以提高电厂的安全运行水平。

4.1　运行限值控制改进

针对运行限值控制改进的建议如下：

(1) 在运行技术规范、定期试验监督要求以及定期试验监督大纲等执照文件中的中压安注箱的压力范围中直接引入测量不确定度，或给出实际运行控制中需要考虑压力测量不确定度的提示信息，即在实际运行控制中需将中压安注箱的压力范围由 41.75 bar.g≤P≤44.3 bar.g 缩小为 42.35 bar.g≤P≤43.7 bar.g。

(2) 在下游运行程序（包括主控日志、报警卡和中压安注箱的补水补氮程序等）中关于中压安注箱的压力范围中引入测量不确定度，并给出运行中需要考虑测量不确定度的提示信息。

(3) 报警卡中应明确当中压安注箱的压力低报警（≤42.35 bar.g）和压力高报警（≥43.7 bar.g）触发时，机组则应记为第一组事件。

4.2　报警优化

针对中压安注箱的压力报警设置，电厂可以考虑在不修改安注箱原始压力报警设置的前提下，新增一个前置的压力低报警，为运行人员提前采取干预措施提供报警，从而降低机组因中压安注箱的压力异常产生第一组事件的频次。考虑到机组运行期间，中压安注箱在每次补水充氮操作后，氮气或水的轻微泄漏是不可避免的，这将导致中压安注箱的压力在下次补水充氮操作前处于下降趋势，所以现场触发的压力报警也基本为压力低报警。因此，仅增加前置的压力低报警即可。

5　改进可行性及影响分析

运行限值控制改进主要用于确保中压安注箱的实际运行压力范围满足事故分析的假设，进一步确保安注箱的安全功能，不影响中压安注箱的其他设计和运行参数，不影响事故分析的结果，也不挑战事故分析的验收准则，有利于提高电厂的安全运行，且上述改进仅涉及文件的修改，不涉及系统设备的实体改进，不存在技术上和现场施工的不可行因素，但该项改进会在一定程度上降低机组运行的灵活性，增加运行期间中压安注箱补充氮气的频率。然而，中压安注箱的补氮频率主要取决于其密封性。经调研，因各机组之间中压安注箱的密封性不同，运行中的补氮频率也存在较大差异。本文提出的安注箱的压力控制范围的修改不会成为导致中压安注箱补氮频率增加的主导因素。

在中压安注箱增加一个压力低报警，不涉及硬件设施的实体改进，仅需在 DCS 软件系统中增加一个控制逻辑，不存在技术上和现场施工的不可行因素。

6　结论和建议

本文针对 CPR1000 机组中压安注箱压力范围未考虑测量不确定度问题，提出的运行限值控制和报警优化的改进建议，可确保机组实际运行中关于中压安注箱的压力控制满足电厂 FSAR 安全分析假设、RIS 系统 SSC 和 PTCN 文件的要求以及国家核安全法规导则的要求，改进后的压力范围仍然在中压安注箱的原始设计允许的压力范围内，不涉及系统设备的实体改进，不会影响其他系统设备执行其安全功能，改进方案可行。

参考文献

[1] 广东核电培训中心 . 900 MW 压水堆核电站系统与设备［M］. 北京：原子能出版社，2005.

[2] 国家能源局 . 核电厂安全系统仪表触发整定值不确定度的分析方法：NB/Z 20326–2014［S］. 北京：国家能源局，2014.

[3] 国家核安全局 . 核动力厂设计安全规定：HAF102［S］. 北京：国家核安全局，2004.

[4] 国家核安全局 . 核动力厂设计安全规定：HAF102［S］. 北京：国家核安全局，2016.

[5] 国家核安全局 . 核动力厂运行限值和条件及运行规程：

HAD103/01［S］. 北京：国家核安全局，1993.
［6］杨江，罗汉炎，刘仲昊，等 . 基于不确定分析的 CPR1000 核电厂大破口事故研究［J］. 核安全，2021，20（6）：73–79.
［7］高新力，靖剑平，温爽，等 . DAKOTA–RELAP 不确定性分析方法在大破口事故中的应用［J］. 核安全，2016，15（1）：66–70.
［8］杨永灯 . 核电厂系统设备不可用管理问题分析与改进［J］. 核安全，2021，20（3）：53–58.

Study on Accumulators Pressure Range Problem and Improvement for CPR1000 Unit

Yang Lala*, Shao Hui, Chen Qiuyang

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

Abstract：The CPR1000 unit accumulators is designed to flood the core in a short time under nitrogen pressure in the event of a loss of coolant accident to avoid fuel meltdown and core damage. The nitrogen pressure of the accumulators is the key safety parameter in the analysis of loss of coolant accident. At present, the instrument measurement uncertainty (0.6 bar) is not considered in the control range of pressure of the accumulators in the actual operation of CPR1000 unit, it has a potential risk that the actual pressure control range of the accumulators exceeds the assumptions of safety analysis, which may affect the safety function of accumulators. Based on the safety analysis of the above problem and external investigation, this paper puts forward the improvement suggestions for nuclear power plant license documents, operation procedure and alarm setting, aiming at ensuring the safe operation of unit, and the analysis shows that these improvements are feasible.

Key words：accumulator; pressure range; measurement uncertainty; improvement suggestions

（责任编辑：许龙飞）