

核安全

NUCLEAR SAFETY

2019年第2期 总第67期

双月刊 公开发行

2019年4月30日出版

—— 阅读 · 检索 ——

主管单位 中华人民共和国生态环境部
主办单位 生态环境部核与辐射安全中心
出版单位 《核安全》编辑部
主 编 柴建设
编辑部主任 王晓峰
地 址 北京市海淀区红联南村54号
邮 编 100082
信 箱 北京8088信箱
编 辑 部 010-82205716 82205222
广 告 部 010-82205645
发 行 部 010-82205713
传 真 010-62258598
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net> (在线投稿)
邮 箱 heanquanzazhi@263.net.cn
广告发布登记 京海工商广登字20180003号
国际标准刊号 ISSN 1672-5360
国内统一刊号 CN11-5145/TL
印 刷 北京一二零一印刷有限公司
国 内 定 价 25.00元

 **cnki** 中国知网
www.cnki.net
中国知识基础设施工程

 **万方数据**
WANFANG DATA

 **超星**  **维普资讯**



—— 关注 · 我们 ——

版权所有 未经许可 不得转载

如发现印刷、装帧等刊物质量问题请与发行部联系。

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



《核安全》微信公众号



生态环境部
核与辐射安全中心

《核安全》编委会

编委会主任

王大中

清华大学·科学院院士·副主席

编委会副主任

陈佳洱

北京大学·科学院院士

陈念念

中国核工业集团公司·工程院院士

邓起东

中国地震局地质研究所·科学院院士

李冠兴

中国核学会·工程院院士

林忠钦

上海交通大学·工程院院士

孙玉发

中国核动力研究设计院·工程院院士

郑建超

中国广核集团有限公司·工程院院士

魏炳波

西北工业大学·科学院院士

吴祖泽

军事医学科学院·科学院院士

徐 铎

中国原子能科学研究院·工程院院士

叶奇蓁

秦山核电集团筹备组·工程院院士

于俊崇

中国核动力研究设计院·工程院院士

张金麟

中国船舶重工集团公司第七一九研究所·工程院院士

关于《核安全》

变更刊期的通知

《核安全》杂志创刊于2003年，在十五年的发展历程里，出版了大量优秀文章，为我国核安全事业的发展提供了很好的成果展现及交流平台，取得了较大的社会效益和学术价值，并为作者和读者所喜爱。

近年随着我国核能及核技术健康快速发展，在国家核电“走出去”的国家战略支持下，尤其是今年《核安全法》颁布实施，核安全事业也迎来了前所未有的机遇，新思想、新方法及科研成果不断涌现，《核安全》杂志的稿源也呈现出迅速增长的趋势，季刊已无法满足我国核安全事业的发展以及读者、作者的需求。

为满足广大科研工作者及管理人员发表优秀论文以及交流思想的迫切需求，经出版行政主管部门批准，依据京新广函[2018]7号文件，同意《核安全》自2018年1月起由季刊变更为双月刊。欢迎大家继续订阅《核安全》杂志，并通过官网(<http://haqy.cbpt.cnki.net/>)踊跃投稿。

◆ 安全审评

- 1 小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例 (董晓璐,刘景宾,孔 静)

◆ 辐射安全

- 9 铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策 (郑黄婷,许明发,向辉云,等)

◆ 国际瞭望

- 14 一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析
..... (李小华,李俊杰,陈 维,等)

◆ 研究与探讨

- 36 双区氟盐快堆的增殖及嬗变性能分析 (彭一鹏,奚 坤,潘 登,等)
- 43 放射性物质个体自主安全智能 (阳小华,曾铁军,万亚平,等)
- 49 华龙一号 SGTR 事故源项分析研究 (杨舒琦,李 兰,谭 怡,等)
- 54 法律法规在核级阀门设计制造中的指导和运用 (潘红洋,沈力强,张少君)
- 63 公众认知对核电接受度的影响 (张婷婷,夏冬琴,李桃生,等)
- 71 中美核电厂领执照者关于运行事件报告的比较研究 (张 廉,蔡汉坤)
- 77 三代核电堆芯补水箱制造中不符合项及处理意见 (岑腾跃)
- 83 浙江省辐射应急演习中现场监测与处置应对的总结 (肖 军,曾广建,梁梅燕,等)
- 90 核电厂严重事故下关于操作人员的可达性分析 (牛世鹏,王 聪,王高鹏,等)

- 1** Human Factors Engineering Review of Small Modular Reactors
——Taking HTR-PM Demonstration Project as an Example
(Dong Xiaolu, Liu Jingbin, Kong Jing)
- 9** Status Analysis and Countermeasures for Radiation Safety of Uranium Tailings Pond
(Zheng Huangting, Xu Mingfa, Xiang Huiyun, Jiang Yue)
- 14** International Rescue Overview and Analysis of an Industrial Flaw Detection Radiation Accident
(Li Xiaohua, Li Junjie, Chen Wei, Li Shizhen, He Lie, Chen Yuandeng, Wang Jianxu, Zhang Boyang)
- 36** Analysis of Breeding and Transmutation Performance for a Double-Zone Chloride Salt Fast Reactor
(Peng Yipeng, Xi Kun, Pan Deng, Zhu Fan)
- 43** Individual Self-Security Intelligence of Radioactive Substance
(Yang Xiaohua, Zeng Tiejun, Wan Yaping, Liu Zhenghai, Mao Yu, Hu Jie)
- 49** Research on Accident Source Term Analysis of Hualong 1 SGTR
(Yang Shuqi, Li Lan, Tan Yi, Xiao Feng, Zhu Jianping)
- 54** Guidance and Application of Laws and Regulations in the Design and Manufacture of Nuclear Valve
(Pan Hongyang, Shen Liqiang, Zhang Shaojun)
- 63** Exploring the Relationship Between Public Perception and Acceptance of Nuclear Energy
(Zhang Tingting, Xia Dongqin, Li Taosheng, Li Yazhou)
- 71** The Comparative Study of Operation Incident Reports Between Licensees of
Nuclear Power Plants in China and the United States
(Zhang Lian, Cai Hankun)
- 77** Non-Conformance Items and the Handling Suggestions in the Manufacture of Core Makeup Tank of
the Third Generation Nuclear Power Project
(Cen Tengyue)
- 83** Summary of on-Site Monitoring and Handling During the Radiation Emergency Drill of Zhejiang Province
(Xiao Jun, Zeng Guangjian, Liang Meiyang, Wang Juan, Chen Qunhua, Xiao Shuguang,
Wu Xiaofei, Hu Biqiang, Yao Jianxin, Zheng Huidi, Lou Shufen)
- 90** Accessibility Analysis of Operating Personnel in Severe Accident Management of Nuclear Power Plant
(Niu Shipeng, Wang Cong, Wang Gaopeng, Liu Yu)

董晓璐,刘景宾,孔静.小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例[J].核安全,2019,18(2):1-8.

Dong Xiaolu, Liu Jingbin, Kong Jing. Human Factors Engineering Review of Small Modular Reactors ——Taking HTR-PM Demonstration Project as an Example[J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 1-8.

小型模块堆的人因工程审评 ——以高温气冷堆示范工程为例

董晓璐*, 刘景宾, 孔 静

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 核电厂的人因工程审评涵盖了设计的全过程, 涉及人与机器、环境和运行管理间的交互。由于小型模块堆在系统、功能和运行等方面与传统大型压水堆核电厂有差异, 在相应的人因工程核安全审评中应给予特殊的考虑。本文综述了小型模块堆的发展情况, 以高温气冷堆示范工程为例, 介绍了相关的设计和审评中关注的主要内容; 在此基础上探讨了小型模块堆的设计和运行特征, 总结了在计划、分析和设计阶段与之相关的人因工程问题, 为今后的审评工作提供参考和支持。

关键词: 小型模块堆; 人因工程; 技术审评; 球床模块式高温气冷堆 (HTR-PM)

中图分类号: TL48; X914 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2019) 02-0001-08

美国三哩岛核事故之后, 核电业界认识到人因工程在电厂设计中的重要性, 特别是必须在核安全审评中对人因工程的要求予以关注^[1]。随着人因工程理念在核电厂设计、建造和运行中的深入发展, 逐渐形成了以人为中心、多阶段和全过程的设计思想^[2-5]。核电厂的人因工程审评, 涵盖了从计划、分析、设计、验证、确认到实施和运行的全过程, 涉及到人与机器 (硬件、软件)、环境和运行管理间的交互^[2, 3, 6]。在NUREG-0711 “Human Factors Engineering Program Review Model” 中, 将审查分解成人因工程管理、运行经验评审、功能分析与分配、任务分析、人员配备与资质、重要人员动作处理、人机接口设计、规程开发、培训大纲开发、人因验证与确认、设计实现和人员效能监

视等12个要素, 并分别针对每个要素提出了相关的要求^[5]。

在以往的核安全审评中, 主要审评对象为大型压水堆核电厂, 相关的信息与经验也来自于这些电厂的设计、建设、运行和维护。从人因工程的角度看, 虽然对任何核电厂的设计审查都需要经过相似的步骤, 并关注相似的人因工程要素, 但如果电厂本身在采用技术和运行方式上发生较大的变化, 会使在运行经验评审、功能分析与分配、任务分析、人员配备与资质、重要人员动作处理、人机接口设计、规程开发、培训大纲开发、人因验证与确认等诸多方面的审查内容发生重大变化。

小型模块堆是目前核电的一个重要发展方向。由于设计目标和技术的变化, 小型模块堆

收稿日期: 2019-01-29 **修回日期:** 2019-04-16

基金项目: 大型先进压水堆及高温气冷堆核电站重大专项课题——高温气冷堆核动力厂法规、导则及安全审查技术研究, 项目编号: 2014ZX06907-002

作者简介: 董晓璐 (1986—), 女, 湖北潜江人, 高级工程师, 硕士, 管理科学与工程专业, 现主要从事核电站人因工程审评工作

***通讯作者:** 董晓璐, E-mail: dongxlchinansc@163.com; dongxiaolu@chinansc.cn

在系统、功能和运行等多方面都与传统大型压水堆核电厂存在较大差异。因此,有必要探讨小型模块堆自身的设计情况和运行特点,了解这些变化对计划、分析、设计、验证、确认、实施和运行等阶段的具体影响,有助于人因工程的核安全审评。

高温气冷堆示范工程是我国目前正在建的重要小型模块堆。本文将高温气冷堆为例,对其设计和审评关注点进行介绍,以展示小型模块堆对人因工程审评的影响;再根据小型模块堆的设计和运行特点,总结人因工程核安全审评在计划、分析和设计阶段需要关注的重要问题。

1 小型模块堆的发展状况

优化新一代小型和中型核反应堆,旨在更灵活、经济地提供能源,电功率通常小于700 MWe,很多设计的功率小于300 MWe^[7]。小型堆单堆热功率小,停堆后的剩余衰变热少,有利于提高固有安全,并可通过非能动安全设施的应用,进一步提高反应堆的安全性^[2]。小型堆模块可使系统简化,实现模块化的设计、制造和安装,能缩短建设时间,并简化运行与维修^[1]。多模块布置的小型堆可通过多模块组合,形成不同容量规模的核电厂或核供热厂^[7, 8]。除发电外,小型模块堆还可应用于蒸汽供应、区域供热、海水淡化和氢气生产等多方面,除了用于内陆地区,也可为海岛、海上油气钻井平台供电、供汽或供热。

小型反应堆的潜在风险小、用户多元化,既可用于具有大型电网的工业化国家,又可用于电网不发达的发展中国家^[8]。在全球范围内,中国、阿根廷、南非、日本、法国、俄罗斯及美国等国家的多家公司积极参与小型模块堆的研发。根据IAEA于2014年发布的报告,全世界有超过45个正在进行开发的中小型堆,包括中国的一体化压水堆ACP-100和球床模块式高温气冷堆HTR-PM^[7-11]。其中有4个反应堆已开始建设,包括阿根廷的工业原型堆CAREM-25,俄罗斯安装在驳船上的浮动堆KLT-40S和破冰船RITM-200,还有中国的高温气冷堆工业示范电厂HTR-PM^[7]。除水冷堆和高温气冷堆

外,还有采用快堆技术的新型堆,如钠冷快堆、液态重金属堆、气冷快堆和熔盐快堆,其中包括中国钠冷池式快堆CFR-600和铅基研究堆CLEAR-I^[12]。表1列出了我国主要中小型堆的设计情况^[7-12]。

表1 我国主要的先进中小型堆

Table 1 Major advanced small and medium sized reactors in China

反应堆	类型	设计方	功率
ACP-100	一体化压水堆	中国核工业集团(中国核动力研究设计院/中国核电工程有限公司)	100 MWe
HTR-PM	球床模块式 高温气冷堆	清华大学	200 MWe
CFR-600	钠冷池式快堆	中国原子能院	600 MWe
CLEAR-I	液态重金属 冷却堆	中国科学院核能安全技术研究所	10 MWth

2 高温气冷堆示范工程的例子

球床模块式高温气冷堆(HTR-PM)由清华大学核研院设计,目前正进行示范工程的建设。该堆的设计具有固有的安全特性,有较低的功率密度、较大的负温度系数、较大的温度裕度和较低的剩余反应性。在设计基准事故下,衰变热可以通过热传导和热辐射,由非能动的方式从堆芯带出。设计限制了事故下的温度,基本消除了堆芯熔化和放射性大规模释放的可能性^[7, 13]。

高温气冷堆示范工程(以下简称示范工程)以发电为目标,由2座反应堆和相应的蒸汽发生器构成的核蒸汽供应系统模块共同向1台汽轮发电机组提供高参数的过热蒸汽,发电功率为200 MWe,如图1所示^[7]。反应堆采用控制棒和吸收球两套系统来控制反应性,可进行在线换料^[7]。HTR-PM的一回路包括压力容器、蒸汽发生器和热气导管,主氦风机安装在蒸汽发生器的顶端,位于蒸汽发生器压力壳内,如图2所示^[7]。2座反应堆布置在同一反应堆厂房内。整个电厂由反应堆、一回路系统、专设安全设施、仪表与控制系统、电力系统、辅助系统、

蒸汽电力转换系统、放射性废物处理系统和辐射防护系统等组成,核岛与常规岛的厂房布置如图3所示^[7]。

HTR-PM在设计上可以通过增加模块来提高电站功率。目前,清华大学核研院正在研究

有多个标准反应堆模块(如2个、6个或9个)和单个汽轮机(200 MWe、600 MWe或1000 MWe)的方案。对于除发电外其他的目标,如过程热的应用和氢气生产,还需要进一步研究^[7]。

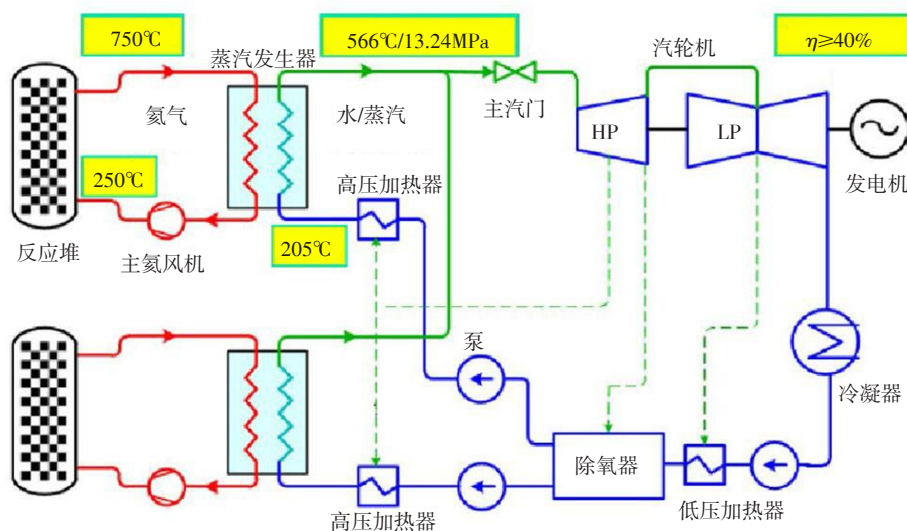


图1 HTR-PM两堆带一机发电的流程图

Fig. 1 HTR-PM twin-reactor power conversion flow diagram

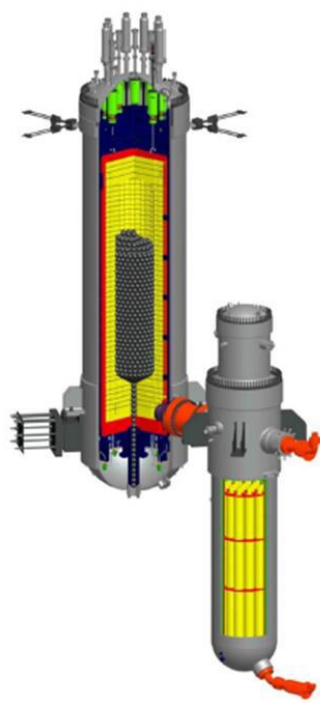


图2 HTR-PM的反应堆配置

Fig. 2 Reactor configuration of HTR-PM

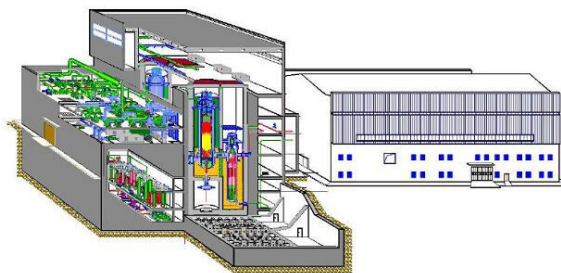


图3 HTR-PM核岛与常规岛的厂房布置

Fig. 3 Nuclear island and conventional island layout of HTR-PM

在示范工程的主控制室内,布置有2个反应堆的控制台和位于中间的常规岛控制台,值班长台布置在控制台后方。控制室正前方设置了展示系统状态和流程的模拟盘,摆放顺序与控制台一致;乏燃料通风切换台、应急电力系统监控盘和火灾报警盘分别放置在控制室两侧,如图4~图6所示^[14, 15]。

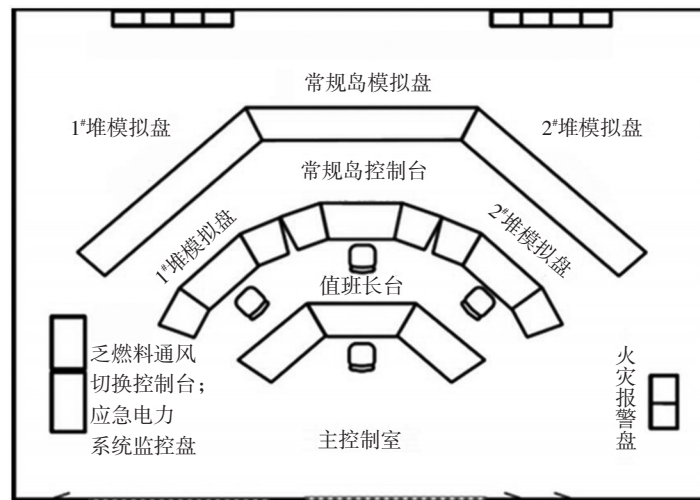


图4 高温气冷堆示范工程主控制室布置

Fig. 4 Main control room layout of the HTR-PM demonstration project

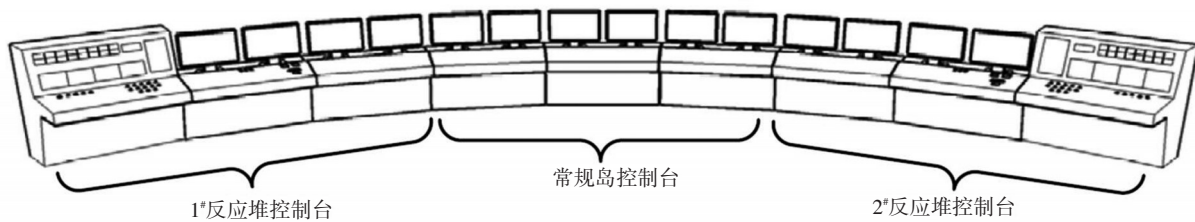


图5 高温气冷堆示范工程主控制台示意图

Fig. 5 Main control stations of the HTR-PM demonstration project

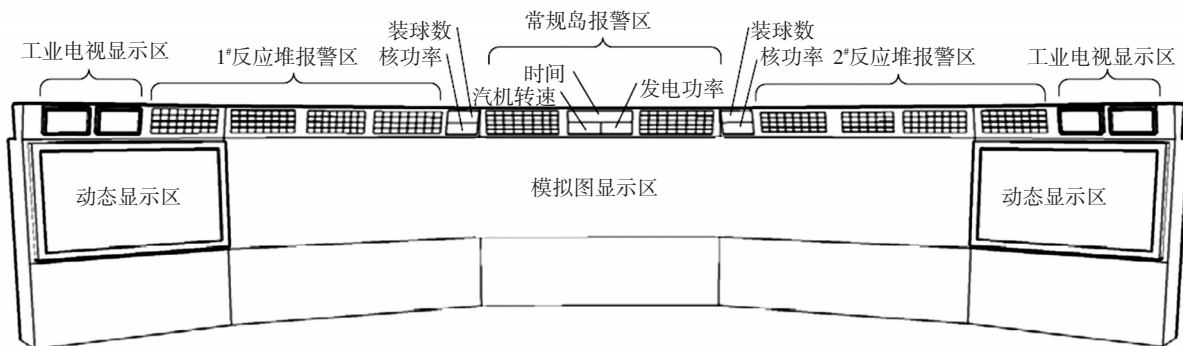


图6 高温气冷堆示范工程模拟盘示意图

Fig. 6 Mimic panels of the HTR-PM demonstration project

2.1 高温气冷堆与水堆

示范工程在设计上与传统压水堆存在差异，如采用燃料球，可在线装卸料；使用氦气作为冷却剂，配备有氦风机和氦净化系统；采用两堆带一机的运行方案，在启停、瞬态和事故处理时2个反应堆间可能产生互相影响等。上

述差异产生了新的任务要求，如启停堆时需要考虑2个堆的情况；事故演变的风险不同于水堆，需要关注2个堆的状态；增加了燃料装卸系统和氦净化系统的操作任务等。相应地，根据确定论和概率论分析得到的重要人员动作也会有所差别^[16]。

2.2 “两堆带一机”的控制室设计和现场布置

由于系统和任务的差异,示范工程安全重要的过程和参数与传统压水堆核电站不同。2个堆的监控设施布置在同一控制室中,也容易发生干扰或混淆。示范工程的人机接口既有数字化的屏幕、鼠标和键盘,也有大量传统的监视和控制器,如安全工作站、棒控操作、报警光字牌、状态光字牌和模拟盘等,在操控时需要同时使用。在过程控制上,示范工程采用了很多自动化处理,包括功率调节和在线装卸料等功能。针对示范工程特殊的人机接口设计,应当关注功能分配和任务设置的合理性,以及操纵员对系统状态的监视情况和情境意识水平。界面设计应能清晰显示两堆的状态,避免两堆间的混淆,支持共用系统监控,并能为不同角色的人员提供任务上的帮助。

在传统的双机组核电站中,现场常发生走错隔间或操作错误设备的事件。而示范工程中两个堆的许多就地设施布置在同一厂房或房间内,应关注现场标识的设置,以避免混淆。

2.3 运行团队的协作要求

示范工程中2个反应堆的监控位于同一控制室。正常运行时,主控制室内的3名操纵员分别负责1号堆、2号堆和常规岛的监控,1名副值长负责协调监督。在发生异常或事故时,可由技术支持中心给予支持。值长在事故条件下,负责领导全值操纵员按规程指引将机组导入安全稳定状态。

相比传统压水堆,示范工程平均每堆的负责人员数量减少。操纵员的任务分配、班组的协调配合以及交接班的内容方式都有很大差异。对于示范工程,2名反应堆操纵员间可能存在干扰,从而影响对所负责的机组状态的判断;操纵员对于两堆共用系统的监控可能变得薄弱;二回路操纵员要关注来自2个堆的需求,工作负荷可能增加;副值长和值长须了解2个堆各自的状态,但若发生混淆或产生“锁孔”效应,则会影响决策。尽管在正常工况下,2名反应堆操纵员的工作相对独立,但在发生对两堆均有影响的瞬态、异常或事故时(如失电和二回路事故),或两堆共用系统异常时,则需要更好的团队配合。另外,当两堆同时发生瞬态、

异常或事故时,协作上的难度也会增加。

2.4 “两堆带一机”的故障处理和规程编制

示范工程的运行规程主要包括总体运行规程、系统运行规程、报警响应规程、故障处理规程、事故处理规程和定期试验规程几类。规程的编写考虑双堆运行的需求和各类工况,包括了1号堆、2号堆、共用系统和协调控制等几个方面的内容。在故障处理时,两堆单独使用的规程互不影响;但在核岛侧公共系统故障处理规程中,分别阐述了对2个堆检查与处理的要求。在共用系统故障时,除解决系统本身的故障,也需对可能受影响的2个反应堆进行检查。

3 与小型模块堆相关的人因工程问题

从高温气冷堆示范工程的例子可以看到,小型模块堆在电厂设计目标、自动化水平、班组协作、人员配备、运行和维修等方面,都与传统的大型商业核电站存在差别。由不同的设计特点和运行特征所带来的差异和影响可分为以下几类^[17]:

(1) 新技术带来的功能和任务。例如,新目标带来新任务和附加的负荷;对于采用非轻水堆技术的电厂,有不同的管理要求;更多采用负荷跟踪的运行方式,由此需要更多的监控活动;新的换料方法;新技术带来的新的危害;模块化的建造和系统模块的维护等。对于采用多堆运行且可改变规模的设计,可能在其他堆运行时增加或减少反应堆模块。除了产生新的任务,也会对正在运行的反应堆产生影响。

(2) 多机组运行、团队协作和人员配备。各个机组可能处于不同工况,如不同功率水平、停堆、启堆、换料、瞬态、事故以及不同的试验或维修状态。同时,机组间的设计也常常存在差异。如果操纵员把注意力放在某个特定机组上,可能会忽视(Neglect)其他机组,或不能注意到其他机组的重要变化,即变化盲视(Change blindness)。若需要单个班组或操纵员同时监控多个机组,保持情境意识会更困难^[18, 19]。与此同时,模块间的共用设备和机组间的相互影响也可能增加操纵员的工作负荷。

对于小型模块堆,在启堆或事故等高工作

负荷的情境下,可能需要增加人员。设计时需考虑操纵员的角色分配,以及角色分配对团队协作的影响,使设计能更好地支持人员绩效和系统安全。在交接班时,由于可能涉及多个机组,情况也更为复杂。

(3) 设置自动化水平。设置自动化水平需确定功能在系统和人员间的分配。在管理多机组的小型模块堆时,人员需要自动化的辅助。自动化水平的变化,会对操纵员的任务、认知和协作模型产生深层影响。

在人与高自动化水平的系统进行交互时,会出现新的情况,如分配给人的角色不支持人员绩效;操纵员对自动化过程不理解;人的工作负荷低、丧失警惕和自满松懈;操纵员因在环路外而不熟悉,情境意识降低;在自动化失效时,人的工作突增,可能存在工作负荷转换的困难;人员的技能丧失;产生新的人员失误类型,如“模式错误”;而当系统自动化的可靠性降低时,操纵员对自动化的信任降低,人员绩效也会下降^[20]。设计时需设置合适的自动化水平,以便操纵员管理变化的工作负荷,保持对多机组的情境意识。为了避免过度自动化带来的负面影响,可使用不同水平的、更加“交互式”的自动化方式;也可使用“适应性”的自动化,即自动化水平根据人员的需要和电厂的状态而动态变化^[19, 21]。

(4) 多机组监控的人机界面设计。需考虑的情况包括:不同机组状态不同、机组间存在设计差异、对共用部分的监控、在其他机组运行期间加入新机组、多机组的异常工况和事故条件下机组间的影响等。

综上,小型模块堆与传统压水堆核电站存在较多差异。新技术的应用使得小型模块堆在系统特性、事故演化和过程控制等方面都有所不同,加上多堆运行和自动化水平的提高,这些差异可影响任务、人员、界面、规程和培训等各方面。在计划、分析和设计阶段,与小型模块堆相关的人因工程问题包括以下方面。

3.1 运行经验评审

小型模块堆的设计虽然没有直接的参考电厂和运行经验,但相关领域的应用实践和研究

结果都可以提供参考。在核电站已有经验的基础上,可调研并参考业界的相似应用,比如,火电厂、化工厂甚至无人机控制^[13]。相关调研使设计人员可以更全面地考虑各个影响因素、吸收优秀经验和规避错误设计。

3.2 功能分析分配和任务分析

由于小型模块堆可能采用新的技术和系统设计,其功能分析分配的结果与传统电厂有较大差异,相应的人员任务和重要人员动作也不相同。此外,还需关注以下2个方面。

3.2.1 反应堆的设计目标

目前,我国设计的小型反应堆主要以发电为目的,但在计划中,也提到了供热或氢气生产等用途。如果实施,需要考虑不同目标对于系统和任务的影响。

3.2.2 自动化水平的设置

由于新任务和多堆运行,小型模块堆需要通过提高系统的自动化水平来减轻人员负荷,提高系统的整体效率和安全水平。由于过高的自动化可能让人失去警觉,且自动化的失效不仅会直接影响系统绩效,也会影响人员对自动化的信任和人的工作模式。因此,设置合适的自动化水平是一个重要且复杂的问题。

3.3 团队协作、人员配备和职责分配

由于功能和任务的变化,以及控制室布置和设施的差异,使得小型模块堆操纵员的配备和职责与传统核电站相比有所不同。多堆运行条件下,控制室中平均每个堆的人员配备会少于传统核电站。人员配备和职责的变化,会影响正常和事故条件下,班组执行任务的方式和方法。设计需要研究和验证新的团队协作方式对任务执行的支持,还应考虑对于共用设施监控任务的职责分配。

3.4 人机接口设计

人机接口设计应当结合功能、任务、自动化水平和人员配备等方面的要求,清晰、准确地为操纵员提供所需的信息,提供方便可靠的操作方式,并为人员的任务和决策提供恰当的支持。人机接口支持的任务包括正常运行、异常工况和事故管理以及维修和变更的管理。

在多堆运行的情况下,需要关注相关的信息呈现。多个机组可能处于不同的运行状态,

其设计也可能存在差异,导致产生混淆的情况。而当操纵员将注意力集中在一个机组上时,可能会忽视其他机组。在进行异常处理或发生事故时,这些问题的影响变得更加显著。同时,不同机组间的互相影响、多堆出现异常和共用系统异常可能会使情况变得更加复杂。因此,人机接口设计需要对上述情况予以考虑,并为相关任务提供支持。在人机接口设计的评估测试中,需考虑增加能体现多堆影响的指标,如忽视时间、变化觉察和变化盲视。同时,由于自动化水平的提升,应关注其失效带来的影响。在评估场景的选择上,需要做相应的考虑。

若小型模块堆采用多个反应堆模块,并拥有较多的共用设施,则更易发生混淆,应关注就地设施的接口设计、标识设置和现场管理。

3.5 规程编制和人员培训

规程和培训内容的制定,需考虑前述各项因素。同时,规程的执行方式也会对人机接口的设计、人员职责、团队协作方式和人员培训产生影响。对于适用于多堆运行的规程,在内容上需考虑多堆的影响和人员的职责分配。

3.6 对于日常维修、大修和装卸料的考虑

目前,小型模块堆的运行经验尚且不足,对日常维修、大修和装卸料等活动的考虑有限。由于设计的改变,上述活动的执行方式和相关要求与传统电厂有较大差异,可能会产生新的人因问题。需要对相关任务进行分析,充分考虑人因工程方面的要求,在设计上对人员任务予以相应的支持。

4 结论

本文综述了小型模块堆的发展情况,以高温气冷堆示范工程为例,介绍了相关的设计和审评中关注的主要内容。在此基础上,本文综述了小型模块堆的设计和运行特征,并总结了在计划、分析和设计阶段与之相关的人因工程问题。小型模块堆是未来核电的一个重要发展方向,本文希望通过对小型模块堆发展情况和设计特征的综合分析,以及对审评情况和相关人因工程问题的总结讨论,为今后相关的审评工作提供参考和支持。

参考文献

- [1] Kemeny J G, Rabbitt B, McPherson H C, et al. The president's commission on the accident at TMI—The need for change: the legacy of TMI Washington D. C. [M]. New York and Oxford: Pergamon Press, 1979.
- [2] International Electrotechnical Commission. BS IEC 60964—2009 Nuclear power plants – control rooms – design [S]. Geneva, Switzerland: IEC, 2009.
- [3] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准化管理委员会. GB/T 13630—2015 核电厂控制室设计 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2015.
- [4] Nuclear Power Committee of the IEEE Power Engineering Society. IEEE 1023—2004 Recommended practice for the application of human factors engineering to systems, equipment, and facilities of nuclear power generating stations and other nuclear facilities [S]. Piscataway, N. J.: IEEE, 2004.
- [5] U. S. Nuclear Regulatory Commission. NUREG-0711 Rev 3 Human factors engineering program review model[S]. Washington D. C.: U. S. NRC, 2012.
- [6] International Organization for Standardization. ISO 11064 Part 1-7 Ergonomic design of control centres[S]. Switzerland: ISO, 2008.
- [7] International Atomic Energy Agency. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments—A supplement to: IAEA advanced reactors Information System (ARIS) [R]. Vienna: IAEA, 2014.
- [8] 李松. 小堆正当时: ACP100 自主创新征程 [J]. 中国核工业, 2016 (9): 10-13.
- [9] 宋丹戎, 秦忠, 程慧平, 等. ACP100 模块化小型堆研发进展 [J]. 中国核电, 2017, 10 (2): 172-177.
- [10] 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 (1): 56-59.
- [11] 张作义, 吴宗鑫, 王大中. 高温气冷堆——第四代核电技术的重要途径 [C] //中国核能行业协会 2008 年中国核能可持续发展论坛. 北京: 中国核能行业协会, 2008: 94-104.
- [12] International Atomic Energy Agency. Status of innovative fast reactor designs and concepts—A supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) [R]. Vienna: IAEA, 2013.
- [13] 李志容, 陈立强, 徐校飞, 等. 模块式高温气冷堆的固有安全特性 [J]. 核安全, 2013, 12 (3): 1-4.
- [14] 贾倩倩, 张良驹. HTR-PM 核电站数字化主控制室设计 [C] //第一届中国(国际)核电仪控技术大会论文集. 北京: 清华大学, 2011: 940-944.
- [15] 贾倩倩, 张良驹. 改善 HTR-PM 控制室数字化人因特性的设计对策 [J]. 核动力工程, 2014 (S1): 8-11.
- [16] 依岩, 种毅敏. 高温气冷堆概率安全分析 (PSA) 报告审评的思考 [J]. 核安全, 2011 (1): 31-35.
- [17] O' Hara J, Higgins J, Pena M. Human-performance issues related to the design and operation of small modular reactors, NUREG/CR-7126 [R]. Rockville: Office of Nuclear Regulatory

- Research, 2011.
- [18] Crandall J W, Cummings M L. Developing performance metrics for the supervisory control of multiple robots [C] //ACM/IEEE international conference on human-robot interaction. Piscataway, N. J. : IEEE, 2007: 33-40.
- [19] Parasuraman R, Cosenzo K A, Visser E D. Adaptive automation for human supervision of multiple uninhabited vehicles: effects on change detection, situation awareness, and mental workload [J]. Military Psychology, 2009, 21 (2): 270-297.
- [20] O' Hara J, Higgins J. Human-system interfaces to automatic systems: review guidance and technical basis, BNL- 91017- 2010 [R]. Upton, New York: Brookhaven National Laboratory, 2010.
- [21] Miller C, Parasuraman R. Designing for flexible interaction between human and automation: delegation interfaces for supervisory control [J]. Human Factors, 2007, 49 (1): 57-75.

Human Factors Engineering Review of Small Modular Reactors ——Taking HTR-PM Demonstration Project as an Example

Dong Xiaolu, Liu Jingbin, Kong Jing

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

Abstract: Human Factors Engineering (HFE) review of nuclear power plants covers the whole process of design, and includes the interactions between human operators and machine, environment and operation management. Since Small Modular Reactors (SMRs) are different from traditional large pressurized water reactors in the aspects of system, function, and operation, there should be special attention paid to this in the HFE review of SMRs. This paper first reviews the development of SMRs, and then in a case of HTR-PM demonstration project, introduces the corresponding design and major HFE review issues. It then summarizes the design and operating characteristics of SMRs, and discusses HFE review issues considering the stage of planning, analysis, and design of the reactors, wishing to provide some supports for the future HFE review of SMRs projects.

Key words: Small Modular Reactors (SMRs); Human Factors Engineering (HFE); technical review; High-Temperature gas-cooled Reactor Pebble-bed Module (HTR-PM)

(责任编辑:许龙飞)

郑黄婷,许明发,向辉云,等.铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策[J].核安全,2019,18(2):9-13.

Zheng Huangting, Xu Mingfa, Xiang Huiyun, et al. Status Analysis and Countermeasures for Radiation Safety of Uranium Tailings Pond[J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 9-13.

铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策

郑黄婷, 许明发*, 向辉云, 江 岳

(广西壮族自治区辐射环境监督管理站, 南宁 530222)

摘要: 随着天然铀的需求量大幅提高, 铀矿开采和冶炼产生的尾矿数量将持续增加。由于铀尾矿中含有大量重金属和放射性物质, 且数量庞大, 尾矿库的潜在危害及辐射安全问题十分突出。本文通过对铀尾矿库辐射安全事故的回顾, 指出铀尾矿库辐射安全管理工作的重要性, 针对运行期间铀尾矿库的分布情况、辐射安全监管现状以及辐射危害因素进行分析, 提出了存在的挑战及对策, 为铀尾矿库的辐射安全管理提供建议和思路。

关键词: 铀尾矿库; 辐射安全; 对策

中图分类号: TL21 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2019)02-0009-05

铀矿作为核燃料的来源, 是国家重要战略资源和能源资源。铀矿在勘探、开采和水冶过程中会产生大量的固体废物。据统计, 我国每生产 1t 铀金属产品, 会产生 250~600t 尾矿, 目前, 我国现有尾矿已达数千万吨^[1]。根据核安全“十三五”统筹规划, 我国还将建设 3 个千吨级铀矿大基地, 由此产生的尾矿数量还会持续增加。由此可见, 对铀尾矿的科学管理, 是铀矿业可持续发展必须面对的问题。

我国铀业始建于 20 世纪 50 年代^[2], 经过 60 多年的发展, 铀尾矿库的放射性污染防治和辐射安全工作取得了一定的成绩, 至今未发生大型辐射安全事故。但是, 还必须正确认识到, 铀尾矿库对生态环境和公众健康的影响仍存在诸多问题和隐患, 不容忽视。

1 铀尾矿库辐射安全管理的重要性

铀尾矿中含有大量的重金属和放射性物质, 虽然放射性比活度低, 但由于废物量巨大, 不宜用高放废物的方法对其进行固化隔离

处置, 必须储存在专用的尾矿库内^[3]。《三十年辐射环境质量评价》中指出^[4], 铀矿冶系统放射性核素对周围公众照射的集体剂量约占核燃料系统总集体剂量 91.5%, 其中尾矿库析出氡的贡献率约占铀矿冶系统的 1/4, 可见铀尾矿库的辐射安全工作十分必要。

世界一些主要产铀国最早于 20 世纪 40 年代开始对铀矿进行大规模开采^[5]。在开采初期, 由于对环境污染认识不足, 曾发生过不同程度的铀尾矿污染事件, 例如, 澳大利亚早期露天开采铀矿产生的尾矿、废石等放射性废物直接堆放在地表, 没有采取必要的安全措施, 对周围环境造成了严重的污染破坏; 加拿大铀水冶厂最早的尾矿砂全部排入湖泊中, 后期的清污处理花费了巨大人力、物力和财力; 德国、美国都曾发生过铀尾矿库溃坝事件, 数十万吨的尾矿倾泻而出, 造成了严重污染事件, 补救行动也付出了巨大代价^[6]。

为解决铀尾矿对环境及公众造成的污染和损害, 世界各国针对铀尾矿的处理处置技术开

收稿日期: 2019-02-19 修回日期: 2019-03-16

作者简介: 郑黄婷 (1988—), 女, 壮族, 广西柳州人, 工程师, 硕士, 核能与核技术工程专业, 现主要从事辐射防护工作

*通讯作者: 许明发, E-mail: 35594454@qq.com

展了很多研究,国际原子能机构也多次召开会议,研讨铀尾矿的处理处置技术、对策和管理方法。

2 我国铀尾矿辐射安全现状

2.1 分布及特点

我国铀矿资源丰富,但具有分布不均衡的特点,已查明的铀矿资源主要分布于全国23个省、市和自治区。其中,华东、华中、华南地区的铀矿资源约占总数的80%,主要集中在桂、粤、赣、湘四省^[7],我国铀尾矿废石场的分布情况见表1。我国铀尾矿库90%建造在山区,库区池塘、农田多,库址距江河较近,一般在2~3 km,最近的只有0.8 km^[8]。

由于地下贮存式的尾矿库对建设条件要求苛刻,还要考虑地质、水文、气候等因素的影响,并且建成后运营和维护成本高。我国大部分铀尾矿库建于地表。我国铀尾矿库的设计级别较同规模的其他工业尾矿库或水库的级别高出1~2级,多数铀尾矿库排洪设计采用百年一遇洪水的要求进行设计,用千年一遇洪水的要求进行校核。特大型尾矿库按一级水工构筑物标准进行设计。铀尾矿库运行多年的实践表明,我国铀尾矿库的建设满足铀矿冶的生产需求,基本达到安全储存目的。

表1 我国铀尾矿废石场的分布

Table 1 Distribution of uranium tailings and waste rock in China

地区	废石		尾矿	
	按质量分布	按面积分布	按质量分布	按面积分布
	比率	比率	比率	比率
华东	47	43	19	41.8
华中	20	18	58	33.6
华南	15	10.7	18	17
西北	11.2	16.9	4.2	6.5
西南	5.5	9.5	0.3	0.3
东北	1.3	1.9	0.5	0.8
合计	100	100	100	100

2.2 辐射安全监管现状

我国铀尾矿库的建设和运行由国家国防科技工业局管理,实行核安全建造许可证和核安

全运行许可证制度,并要求有甲级设计资质单位编制安全分析报告。新建或改扩建项目在可行性研究阶段,编制环境影响评价报告报生态环境行政主管部门审批。

铀矿冶设施属于国家重点监管的核与辐射设施,纳入监督性监测范围,由生态环境部委托各省级辐射环境监测站实施监督性监测。各地核与辐射安全监督站负责实施对辖区内的铀矿冶设施开展常规的监督检查,每年例行两次检查。生态环境部将视具体情况对铀矿冶设施安排非例行的监督检查,如专项检查等。

各省级辐射环境监测站按全国辐射环境监测方案对辖区内的铀矿冶设施开展监督性监测工作,相关监测结果按程序上报生态环境部。其中,对尾矿库的分析测量项目有如下要求:空气中的氡及其子体浓度(1次/季)、 γ 空气吸收剂量率(1次/半年)、水中的U、 ^{226}Ra 、 ^{210}Po 、 ^{210}Pb (1次/半年)。

此外,铀尾矿库运营单位需严格执行《铀水冶厂尾矿设施运行安全管理规定》(EJ 725—1992),对尾矿库坝体位移、渗水量、管涵构筑等设施项目进行观测。

2.3 辐射危害因素分析

2.3.1 溃坝风险

铀尾矿库作为一个人造高势能泥石流危险源,各种人为因素和自然灾害都可能会对其安全性能造成影响。美国克拉克大学公害评定小组曾对100种灾害案例进行了研究分析^[9],结果表明:尾矿库事故所造成的危害位列18,仅次于地震、洪水、霍乱等。通过近年来国内外尾矿坝溃坝事故的统计^[10],洪水漫顶和渗漏破坏是导致溃坝事故的主要原因(见表2)。而由上述我国尾矿库分布的特点来看,库区大多位雨量充沛的地区,与公众生活环境密切相关。一旦发生人为或自然灾害造成的尾矿库崩塌或泄漏,会导致尾矿中的放射性核素进入环境而发生大面积的放射性污染,并且这种污染难以彻底去除,会造成长期危害。同时,尾矿中除了含有放射性核素,还有大量的非放射性有害化学物质、重金属、有机毒物等,它们都会直接影响环境安全和危害公众健康,造成社会的不稳定。

表2 尾矿库溃坝事故类型统计

Table 2 Statistics of dam break accidents in tailings

事故类型	洪水漫顶	坝身渗漏	基础渗漏	排水或泄洪不利	其他
比例/%	28	19	22	16	15

2.3.2 外照射危害

尾矿含矿石中铀系全部衰变子体和水冶后残余的铀，其中，30%为极长寿命的核素^[8]，99%以上的²³⁰Th及²²⁶Ra集中在尾矿中，因此，铀尾矿中的放射性核素含量通常比本底高2~3个数量级（见表3）。这些放射性核素在衰变过程中释放出的射线对公众造成的个人剂量范围可达到0.21~1.06 mSv。

表3 铀废石、尾矿中放射性核素含量

Table 3 Radionuclide content in uranium waste rock and tailings

核素名称	废石	尾矿（粗沙）	尾矿（细泥）	一般岩石
U/（mg·kg ⁻¹ ）	5~210	72.0~650	170~740	0.1~4.5
²²⁶ Ra/（kBq·kg ⁻¹ ）	0.25~12.36	5.77~24.1	11.5~48.1	0.18~1.41
¹⁰ Po/（kBq·kg ⁻¹ ）	—	11.1~14.8	55.5~66.6	—
总α/（kBq·kg ⁻¹ ）	4.19~25.9	15.5~52.9	74.0~92.5	1.29~2.17

由于公众对铀尾矿的了解较少，若管理不善，有时还会发生村民在库区内放牛的情况，或村民误取尾矿将其用来修路、用作民用建材、各种添料等，导致局部环境放射性异常，造成不必要的辐射危害。

2.3.3 内照射危害

铀尾矿库通常面积较大，会不断析出氡及衰变成一系列的氡子体，库区上部大气中氡浓度可达40~400 Bq·m⁻³，氡子体α潜能可达3.2×10³ MeV·L⁻¹。随着距离的增加，氡浓度会不断降低（见表4）。另外，尾矿的放射性微尘经与铀衰变的长寿命子体混合后，可形成α放射性气溶胶。这些放射性气体或气溶胶一旦经呼吸道进入人体产生内照射危害，对人体造成不可逆的损伤。2009年，世界卫生组织指出氡是引发肺癌的第二大因素。有资料调查表明，铀尾矿库附近公众的肺癌发病率较对照地区有明显升高，铀尾矿库距离与肺癌发病率关系如图1所示。

表4 某铀尾矿库不同方位、不同距离空气氡浓度测值

Table 4 Measurement of radon concentration in air at different directions and distances in a uranium tailings

方位	氡浓度			
	0 (库顶部)	距离 0.1~0.5km	距离 1~3km	距离 10~20km
WS	51.0	19.0	6.4	7.1
SW	30.0	15.5	8.2	10.0
SE	21.0	11.3	11.7	7.0
ES	39.0	24.0	6.5	—
EN	76.0	21.0	8.9	—
NE	21.0	19.0	13	—
NW	26.9	8.6	8.9	12.0
WN	21.0	10.0	11	—
平均值	36.1±6.7	16.1±2.0	9.3±0.8	9.0±1.2

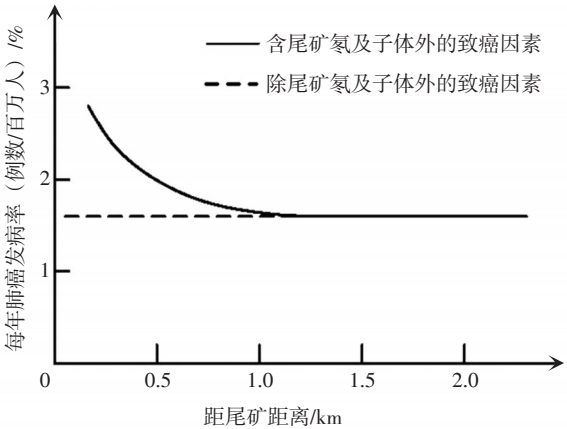


图1 铀尾矿库距离与肺癌发病率关系图

Fig.1 Relationship between distance of uranium tailings and incidence of lung cancer

2.3.4 核素迁移

铀尾矿粒度细小，粒径小于43 μm的质量分数高达52.7%（见表5）。运行期间的尾矿库大多是裸露堆放的，含放射性的尾矿粒会通过各种途径进入到环境中去。例如，在强风的作用下，放射性微尘会随气流运动向周边四处扩散；在雨水侵蚀冲刷的作用下，放射性核素会进入临近水体。铀尾矿库周围的环境水体、鱼塘、农作物等都将受到长期辐射影响，这种放射性污染难以彻底去除（见表6）。

另外，铀尾矿库防渗层破损会导致渗滤液渗漏对地下水造成污染，进而危害环境与公众健康。

表5 铀尾矿粒径分布

Table 5 Particle size distribution of uranium tailings

粒径/ μm	≤ 10	10~43	43~74	74~147	≥ 147
质量分数/%	12.5	40.2	12	34.5	0.8

表6 某铀水冶厂尾矿库附近农作物中核素含量^[9]

Table 6 Nuclide content in crops near tailing pond of a uranium mills

核素	土壤	稻米	稻草	豆角	茄子
U/ ($\text{g} \cdot \text{g}^{-1}$)	5.6×10^{-5}	$(0.6 \sim 1.17) \times 10^{-7}$	$(15 \sim 30) \times 10^{-7}$	1.0×10^{-7}	1.4×10^{-7}
Ra/ ($10^{-2} \text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}$)	1.68	0.084	0.032~0.12	0.054~0.091	—
总 α / ($10^{-2} \text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$)	—	100	56~256	110~420	—

注：对照区土壤中铀含量为 $5.6 \times 10^{-7} \text{g} \cdot \text{g}^{-1}$ ，镭含量为 $0.17 \text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}$ ；稻米中铀含量为 $1.6 \times 10^{-9} \text{g} \cdot \text{g}^{-1}$ ；蔬菜中铀含量为 $1.0 \times 10^{-9} \text{g} \cdot \text{g}^{-1}$

3 存在的挑战及对策

3.1 安全监测需提高

我国尾矿库坝体在线安全监测预警系统还处于起步阶段，与国外相比还存在一定差距。铀尾矿库从建成到退役是一个长期过程，在这个过程中不可避免地会受到地质变化、气候变迁等诸多因素的影响，危及尾矿库坝体的安全。

为保证尾矿库的长期安全稳定，不仅在设计、施工阶段要严格把关，建成后还要加大对尾矿库的维护管理以及监测。同时还要不断改进技术装备，建立尾矿库的安全信息平台，提高尾矿库的安全技术水平。

3.2 工艺技术需持续进步

尾矿减量化、资源化是铀业发展的重要方向，经过几十年的努力，我国在这方面取得了一定成就，但在工艺技术上还存在不少难题。

在确保环境安全的前提下，推广堆浸、地浸等采铀技术，可极大地减少尾矿产生量。此外，可鼓励积极开展铀尾矿资源化的工艺技术研究，将尾矿中富集大量的 ^{230}Th 和 ^{226}Ra 等元素分离提取出来应用于其他领域，以达到废物利用以及安全储存的目的。

3.3 核素迁移难监控

核素的释放迁移受多方面因素影响且具有隐蔽性、不容易察觉的特点，要掌握其规律有一定难度。目前，我国对空气、土壤、地表水等监测项目已有一定经验基础，受地下条件限

制，地下水监测还未能全面展开。

为了解污染范围及污染程度，还需加强核素释放迁移规律的基础研究，健全监测项目体系。对于运行期的铀尾矿库，可通过适当的辐射防护措施使职业人员和公众减少或免受辐射危害，如减少接触时间、增加防护距离、采用屏蔽物等方式。

3.4 退役难题需突破

铀尾矿库均有一定的设计库容，为尽量延长尾矿库使用年限，矿山企业会尽量压缩尾矿储量。早期国内科研技术人员尝试过多种实验，如铀尾矿浓缩存储试验、铀尾矿水力地下填充试验、铀尾矿地下胶结充试验等，部分试验初见成效，但因技术复杂或治理效果不理想等原因均未大范围推广应用。国外主要采用的也是地下填充方式，但对于选用何种填充材料、哪种材料填充后的治理效果最好还在进一步探索研究。

退役治理理念需贯穿整个尾矿库管理过程。对铀尾矿的处理处置还需加大调研力度，加强交流合作深度，继续探求效果更好的处理方法。

3.5 法规标准体系需完善

铀业发展至今，铀矿冶系统根据铀业发展和环境保护的需求编制颁发了多项法规标准。但部分标准和规范编制年代较早，已不适用于新工艺和目前的环境保护要求，其中还存在内容交叉、不一致、甚至矛盾的情况。就尾矿渗

水的处理,《铀矿冶辐射环境监测规定》(GB 23726—2009)规定“吸附尾液,沉淀母液、尾矿渗出水采用槽式排放”,而《铀矿冶辐射防护和环境保护规定》(GB 23726—2009)规定“矿井废水和尾矿(渣)库渗出水可采取处理达标后直接排放”。

标准的滞后和不统一给执行和监管带来了难度,故在今后的发展中,对有歧义有问题的法规标准要尽快修订,对于缺失的内容要尽快编制新标准予以完善,使尾矿库的辐射安全工作更科学、规范,对尾矿库的监管和评价也更准确有力。

4 结语

铀尾矿库辐射安全管理是一项长期艰巨的任务。现有的法规标准对铀尾矿库的退役程序已作出明确要求,运行期间铀尾矿库的辐射安全工作也同样重要。本文分析了在运行期间铀尾矿库的分布情况、监管现状以及辐射危害因素,它具有工程量大、危害因素多、技术复杂等特点,并提出了存在的挑战及对策,这不仅关系到铀矿业的可持续发展,还关系到生态环境安全和公众健康。

做好铀尾矿库辐射安全管理工作具有十分重要的现实意义和长远意义。

参考文献

- [1] 张彪, 张晓文, 李密, 等. 铀尾矿污染特征及综合治理技术研究进展 [J]. 中国矿业, 2015, 24 (4): 58-62.
- [2] 李丛奎, 郭元, 段云霞, 等. 近 10 年中国铀矿业发展回顾与展望 [J]. 中国矿业, 2010, 19 (11): 10-15.
- [3] 杜月华, 石敏, 王明明, 等. 辽宁某铀尾矿库科学试验场综合研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 22-26.
- [4] 潘自强. 中国核工业三十年辐射环境质量评价 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 1990.
- [5] 张学礼, 徐乐昌, 邓文辉, 等. 某铀矿山废石场退役治理 [J]. 核安全, 2008, 2 (2): 35-39.
- [6] 潘英杰, 万国斌, 薛建新. 铀矿冶设施退役治理的国际交流与合作 [J]. 铀矿冶, 2007, 26 (1): 29-31.
- [7] 蔡煜琦, 张金带. 中国铀矿资源特征及成矿规律概要 [J]. 地质学报, 2015, 89 (6): 1051-1069.
- [8] 潘自强, 程建平, 等. 电离辐射防护和辐射源安全 [M]. 北京: 原子能出版社, 2008.
- [9] IAEA. CPR/3/005 Remediation of decommissioned uranium tailings impoundments (Hengyang Uranium Mill) [S]. Vienna: IAEA1996.
- [10] 徐宏达. 我国尾矿库病害事故统计分析 [J]. 工业建筑, 2001, 31 (1): 69-71.

Status Analysis and Countermeasures for Radiation Safety of Uranium Tailings Pond

Zheng Huangting, Xu Mingfa, Xiang Huiyun, Jiang Yue

(Guangxi Zhuang Nationality Autonomous Region Radioactive Environment Supervision Station, Nanning 530222, China)

Abstract: As the demand for natural uranium increases substantially, the amount of tailings from uranium mining and smelting will continue to increase. Because uranium tailings contain a large number of heavy metals and radioactive substances, and the number is large, the potential harm of tailings ponds and radiation safety problems are very prominent. By reviewing the radiation safety accidents of uranium tailings pond, this paper points out the importance of the radiation safety management work for uranium tailings pond, analyzes of the distribution of uranium tailings pond during operation, the status quo of radiation safety supervision and radiation hazards, and put forward the existing challenges and countermeasures, so as to provide scientific and systematic work ideas for the radiation safety management of uranium tailings pond.

Key words: uranium tailings pond; radiation safety; countermeasures

(责任编辑:许龙飞)

李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析[J]. 核安全, 2019, 18(2): 14-35.

Li Xiaohua, Li Junjie, Chen Wei, et al. International Rescue Overview and Analysis of an Industrial Flaw Detection Radiation Accident. [J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 14-35.

一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析

李小华*, 李俊杰, 陈维, 李世楨, 何列, 陈远登, 王健旭, 张博洋
(南华大学核科学技术学院, 衡阳 421001)

摘要: 本文结合2012年秘鲁发生的一起 ^{192}Ir 源工业探伤辐射事故, 对其辐射安全监管机构及法律法规进行了初步介绍, 并从事故发生过程、应急响应、初步剂量评估、临床表现与诊断以及IAEA援助团的医疗建议、剂量重建、受照者医疗管理、结论和经验教训等方面对该起辐射事故进行了分析说明。事故的实践表明: 探伤公司RPO未到探伤现场监督作业过程, 由未获得探伤作业许可证的工人操作探伤设备, 且未配带辐射报警仪, 未利用辐射监测仪判断放射源是否回到探伤机源容器内, 是事故发生的主要原因。事件和紧急情况信息统一交换系统、IAEA国际援助团的快速组建和医疗建议、IAEA会员国的密切合作、辐射损伤专业医疗技术、充足的资金, 可以为事故应急和受照人员的医疗救助提供有力保障。本案例可为辐射事故应急提供借鉴和参考。

关键词: ^{192}Ir ; 放射源; 工业探伤; 辐射事故; IAEA; 剂量

中图分类号: TL733 **文献标识码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2019) 02-0014-22

工业射线照相技术是无损检测技术(Non-Destructive Testing, 简称NDT)的一种, 又称工业探伤, 常用于检测金属铸件、管道、管道设备焊接头等工件的缺陷, 一般使用X或 γ 射线检测工件的缺陷, 具有穿透而不损坏工件的优点^[1]。便携式工业探伤设备适合于远程和恶劣环境情况下开展NDT。 ^{192}Ir 源半衰期为73.83 d, 衰变过程发射 β 粒子和 γ 射线, 在1 m处的 γ 剂量率约为5.91 mSv/h, 比活度为 9.22×10^6 Ci/kg, γ 射线能量范围为0.2~0.6 MeV, 是工业探伤的理想放射源^[2]。根据检测物体材料的特性, 也可使用 ^{75}Se 、 ^{60}Co 等其他放射性核素开展NDT。

2012年1月11日深夜和次日凌晨, 一家秘鲁探伤公司正在位于利马(Lima)卡内特

(Canete)省的奇尔卡(Chilca)地区开展工业探伤。3名工作人员在约2.5 h的时间内共开展了97次曝光作业, 每次曝光后均未确认放射源是否已回到探伤机源容器的安全位置。完成任务后, 其中1名工人发现放射源不在探伤机内部, 而卡在输源管内; 意识到问题的严重性后, 告知探伤公司辐射防护负责人(Radiation Protection Officer, 简称RPO)^[3]。RPO在另一名工人的帮助下, 回收了放射源, 并将其安全地回收至探伤机的正常屏蔽位置。大约3 h后, 承担探伤作业的工人出现了呕吐和疲劳症状。事故发生3 d后, 探伤公司通知了国家监管机构秘鲁核能研究所(Peruvian Institute of Nuclear Energy, 简称IPEN)。IPEN开展了事故调查, 并建议3名

收稿日期: 2019-03-07 修回日期: 2019-03-15

基金项目: 湖南省教育厅项目, 项目编号: 16C1363; 教育部首批“三全育人”综合改革试点项目, 项目编号: 教思政厅函[2018]36号

作者简介: 李小华(1979—), 男, 江西靖安人, 讲师, 硕士, 核技术及应用专业, 全国注册核安全工程师, 现主要从事核工程与核技术专业课程教学、核反应堆物理与安全研究工作

*通讯作者: 李小华, E-mail: 360000149029@usc.edu.cn

工人住院接受治疗。根据《核事故或辐射紧急情况援助公约》(以下简称《援助公约》) IPEN 于 2012 年 1 月 20 日向国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, 简称 IAEA) 正式发出第一次援助请求, 以便开展剂量重建和获得医疗建议^[4]。IAEA 于 2012 年 2 月 1 日收到了 IPEN 的第二次援助请求, 对事故中受照最严重的工人进行医疗救治; 此后, 收到了第三次援助请求, 在该工人再次出现症状之后开展了医疗援助。第三次援助行动于 2013 年 9 月完成。事故发生时, 秘鲁拥有近 100 枚 γ 工业探伤放射源。

1 背景信息

1.1 辐射安全监管框架

秘鲁辐射安全监管框架主要包括监管机构、立法与法律法规体系。

1.1.1 监管机构

根据秘鲁国家第 28028 号《电离辐射源监管法》授权 IPEN 作为国家核与辐射安全监管机构, 对核与辐射安全, 安全和保护进行监管。IPEN 是秘鲁能源和矿业部下属的政府机构, 负责国内核技术的和平利用、研究、发展和提质升级的监管, 其监管职责包括: 授权许可使用放射源; 对核设施和电离辐射实践安全的监督检查和执法活动; 批准辐射安全标准; 建立和维护国家放射源的登记台帐; 保护核材料、放射源的安全^[5]。IPEN 监管职责由国家管理局技术办公室履行。该办公室直接向 IPEN 主席汇报, 设有授权部和控制部两个职能部门。

1.1.2 辐射安全立法和法律法规体系

根据秘鲁《电离辐射源监管法》, 最高法令 039-2008-EM 号《第 28028 号法律的细化规定》确立了辐射安全的授权许可, 检查和执行制度^[6]。《辐射安全条例》规定了与辐射安全有关的要求, 通过最高法令 009-97-EM 号《辐射安全条例》的发布, 并以国际辐射防护委员会《ICRP60 号出版物》以及《IAEA 安全标准系列号 GSR 第 3 部分, 放射源的辐射防护和安全: 国际基本安全标准》的建议为基础。

最高法令 039-2008-EM 根据涉及的辐射风险确定了各种辐射实践的分类; 规定了执法和处罚机制; 根据事件安全性质的不同, 将处罚范围

设定为: 从罚款到核与辐射设施或设备的关闭。

IPEN 还发布了关于远距离放射治疗, 核医学, X 射线影像诊断和工业探伤安全的具体法规。根据秘鲁最高监管机构 IPEN 的规定, 工业探伤为 A 级活动, 要求为工业探伤操作颁发许可证。工业探伤由 IPEN 第 IR.001.2009 号条例《工业探伤辐射安全要求》进行规范。该条例规定了持有许可证的人与设备安全、作业前提条件、职业照射限值、公共照射限值、运输条件、安全要求和应急准备。

(1) 秘鲁制定、颁布与放射源有关的国家法律包括: 第 28028 号法律《规范使用电离辐射源法》和第 27757 号法律《禁止进口含放射源的二手货物、机器、设备法》。

(2) 秘鲁制定、颁布与放射源有关的国家法规包括: 最高法令第 009-97-EM 号《辐射安全条例》、第 039-2008-EM 号《第 28028 号法律的细化规定》、第 001-2004-EM 号《第 27757 号法令的细化规定》和第 014-2002-EM 号《核设施与核材料实物保护条例》。

(3) IPEN 颁布的辐射安全标准主要包括: 第 IR.013.98 号《使用自屏蔽式 γ 辐照装置的辐射安全要求》、第 IR.012.98 号《使用固定源室湿法 γ 辐照装置的辐射安全要求》、第 IR.001.01 号《远程放射治疗辐射安全要求》、第 IR.001.2009 号《工业探伤辐射安全要求》、第 PR.002.2011 号《人员剂量测定服务技术和管理要求》、第 IR.002.2012 号《核医学辐射安全与防护要求》、第 IR.003.2012 号《X 射线医疗诊断的辐射防护要求》和第 SF.001.2011 号《放射源安全要求》^[7]。

1.2 秘鲁放射源的使用

表 1 列出了 2012 年 1 月辐射事故发生时, IPEN 对秘鲁国内放射源的监管情况。该国约有 3860 名放射源操作工, 其中 85% 从事医疗和牙科 X 射线应用的工作。

IPEN 授权特定的机构或公司使用放射源, 并授权合格的人员从事放射源操作。IPEN 授权(截至 2012 年 1 月)使用放射源的机构和合格人员的详细情况见表 2。颁发给高风险射线装置(如工业探伤)操作人员的许可证总数为 4381 人。

表1 IPEN 监管的放射源与射线装置操作人员信息
(2012年1月)

Table 1 Facility user the administration of IPEN
(January 2012)

设施类型	数量/人	设施类型	数量/人
短距离放射治疗	7	放射性免疫检测	11
牙科X射线	1502	放射性同位素生产	2
γ 辐照装置	4	研究与教学	11
进口放射源	43	远距放射治疗	19
工业探伤	36	兽医X射线	15
辐射设备维修	21	核测井	11
医用X射线	1763	X射线设备销售	203
核子仪	136	X射线荧光分析	11
核医学	43	X射线安检	21
放射性废物管理	1		

表2 经IPEN行政授权可使用放射源的行业部门
和操作工人情况

Table 2 Organization and authorized operators
in Peru by IPEN

内容	工业	医疗	其他放射性服务	政府机构	总计
机构/家	244	1302	233	5	1784
操作工/名	1051	2932	361	37	4381

1.3 许可和审查程序

1.3.1 范围

初级辐射安全法规适用于所有从事放射源操作的人员。法规要求用户告知IPEN所涉及放射源和射线装置的种类和范围，并向IPEN申请授权许可开展活动。设备以及操作、处理放射源的工人需要获得授权许可。根据辐射实践，IPEN的授权许可包括简单的辐射实践注册、颁发运营许可证、授权开展特定辐射实践活动或服务。

1.3.2 许可证申请与签发

探伤公司申请获得操作工业探伤机的授权许可，应向IPEN提交关于开展工业探伤的技术信息和细节的申请材料，以证明符合辐射安全监管要求。技术信息包括安装放射源、放射源的说明、辐射安全措施、组织程序、安全规程和措施以及辐射应急响应计划。该信息由国家管理局技术办公室组织专家评估，并进行检查以验证所提交的信息。IPEN确定申请单位与辐

射安全有关的所有技术均符合监管要求后，授予运营许可证。若不符合技术要求，申请人必须在规定时间内对IPEN书面告知的问题进行整改和补充材料。许可证还包括工业探伤活动的具体条件和范围，如探伤作业地点、探伤机制造商、型号和序列号、放射源核素种类与最大活度、操作要求、应急准备和响应要求、运输要求、安全规定和处置放射源的责任。此外，获许可方需要申请进口放射源的特定授权，包括替换探伤机内 ^{192}Ir 源的新源。

1.3.3 从业人员资格

探伤机操作工和RPO必须获得IPEN颁发的个人许可证。申请个人许可证应具备以下资格：(1) 探伤机操作工必须完成初级文化教育；接受正式的20h辐射安全与防护培训课程教育；具有在持照工人监督指导下操作探伤机的经验；通过IPEN组织和管理的资格考试。探伤机操作工必须每3年接受一次辐射安全与防护培训，以重新审查其执照。(2) 探伤机持证单位RPO必须完成高级文化的教育，接受正式的40h辐射安全与防护培训课程教育，具有至少6个月的工业探伤操作经验或1年密封源辐射防护经验；通过IPEN组织和管理的资格考试。RPO必须每3年接受一次辐射安全与防护培训，以重新审查其执照。

1.3.4 定期检查

工业探伤设备需要经过IPEN年度检查。IPEN可根据实际情况增加检查的频率。检查内容包括：控制操作风险规程、辐射监测方案、放射源储存安全规程、放射源运输安全规程、设备和放射源的安全、操作规程、应急预案、将检查结果告知用户。获许可方需要在在规定时间内采取措施对安全隐患或问题进行整改。若获得许可方拒不整改，则由IPEN对其处以罚款。

1.3.5 许可证变更和延续

工业探伤许可证有效期为3年。有效期届满前，获许可方需向国家管理局技术办公室提交延续申请审查材料作为履行许可证条件和限制的声明。重新审查、确认过程包括评估获许可方遵守法规要求的历史和对设施的检查。在满足所有条件的前提下，许可证将延续3年有效期。

1.4 工业探伤操作的步骤

IPEN 关于工业探伤操作的规定要求: (1) IPEN 批准、发布了一份关于日常操作、特定设施或电离辐射实践应急步骤的工作手册; (2) 探伤机运行时, 须使用经校准的辐射监测仪; (3) 现场工作人员至少包括 1 名操作员和 1 名 RPO, 每人均持有有效许可证; (4) 所有操作人员使用个人剂量计、剂量报警仪和直读式剂量计; (5) 探伤机由具有许可证的操作员组装和安排; (6) 开展工业探伤作业区域划为控制区, 只允许获授权许可的工作人员及助理进入。

1.5 事故涉及的探伤设备和放射源

本次辐射事故涉及的设备是由 SPEC 公司制造的一个 1016 系列 SPECT 2T 型探伤装置, 内含一枚 ^{192}Ir 源^[8]。截至 2011 年 12 月 23 日, 该源活度为 4366 GBq (118.0 Ci), 2012 年 1 月 12 日估计活度为 3653 GBq (98.7 Ci)^[9]。 γ 射线探伤机结构示意图如图 1 所示。

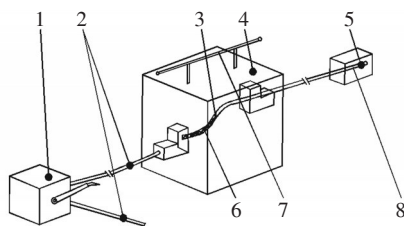


图 1 γ 射线探伤机结构示意图

Fig. 1 Structure diagram of Gamma ray radiography camera

注: 1—遥控装置; 2—控制缆导管; 3—密封放射源; 4—源容器; 5—曝光头; 6—源辫 (源托); 7—提柄; 8—输源管

探伤机具有远程遥控装置, 可以将放射源组件移动到工作位置或收回到探伤机内安全位置。远程遥控装置由控制机构、控制缆、控制缆导管, 其他必要的部件和附件组成^[10]。控制缆是用于依靠遥控装置将放射源组件送出和收回源容器的缆索, 包括与源辫 (源托) 相连的连接件。控制缆导管是用于遥控装置与放射源之间对控制缆进行导向, 并对控制缆提供物理性保护的软管, 包括与源窗口和遥控装置的连接件^[11]。源容器是一个密封源的屏蔽体, 可使 γ 射线以受控形式输出。输源管是用于源容器与曝光头之间对源组件进行导向的软管, 包括必

要的部件以便源容器与曝光头之间进行连接。源托, 又称源辫, 是用来输送放射源的结构, 由不锈钢绳和钨合金制作而成, 通过驱动装置与放射源连接后, 由手动或自动传输装置, 通过输源管螺旋通道将 γ 源输送到顶端。曝光头是用于将密封放射源定位于选定的工作位置, 限制源组件伸出输源管的装置。限束器又称准直器, 用于固定在预定工作位置, 以降低预定方向外辐射的屏蔽装置, 准直器结构示意图如图 2 所示。准直器由不锈钢外壳和钨插件组成, 将来自中心轴方向圆柱形孔道的 γ 射线束引导为朝侧面 60° 锥形面发射^[12]。

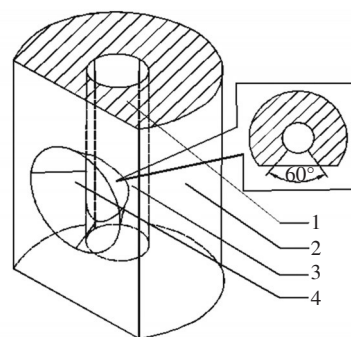


图 2 准直器结构示意图

Fig. 2 Structure diagram of Collimator

注: 1—钨合金; 2—不锈钢包壳; 3—中心轴线圆柱孔道; 4—侧面 60° 锥形面孔道

2 辐射事故

根据对 5 名受照工人和探伤公司的面谈, 以及 IPEN 的讨论, 确定事件顺序。

2.1 事故情况

2.1.1 地点和时间

事故发生于 2012 年 1 月 11 日深夜至 12 日凌晨, 位于利马以南约 60 km 的卡内特 (Cañete) 省奇尔卡 (Chilca) 地区的一座发电厂。电厂建设方对不同直径的金属管道进行了焊接, 通过探伤作业评估焊接接头的质量。探伤作业安排在下班时间进行, 以减少对非从事探伤作业人员的照射。

2.1.2 探伤作业的详细情况

正在开展探伤作业的对象为直径为 5.1 cm、7.6 cm 和 10.2 cm 的金属管。每根 5.1 cm 管道需要

曝光2次；每根7.6 cm和10.2 cm管道需要曝光3次。因此，探伤作业需进行2次设置，如图3所示。第一次设置的“1号区域”为5.1 cm直径管道探伤作业场地，第二次设置的“2号区域”为7.6 cm和10.2 cm直径管道的探伤作业场地。

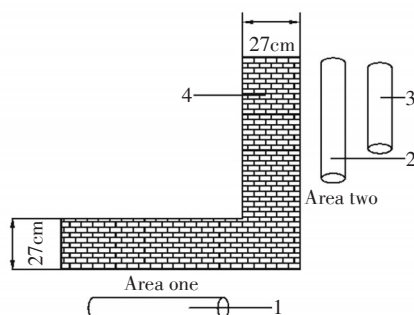


图3 电厂管道探伤作业区域平面图

Fig. 3 schematic diagram of pipes radiographic examination area in power plant

注：1—5.1 cm 直径金属管道；2—7.6 cm 直径金属管道；3—10.2 cm 直径金属管道；4—27 cm 厚实心砖墙；area one—1号区域；area two—2号区域

2.1.3 工作和工作场所的总体安排

探伤工作由1名获得授权的探伤机操作员A及其指导的1名助手工人B承担。开展探伤作业时，RPO不在场。公司为工人提供了一套工具和设备，用于操作和个人辐射安全防护。然而，2名助手同事D和E均把个人剂量计留在运输车上；因此，探伤现场仅工人B佩戴个人剂量计，无人使用剂量报警仪或直读式剂量计。

工人B负责进行探伤作业，由同事D和E协助。同事D负责将胶片递给工人B。同事E整理胶片并将其传递给同事D。工人B和2名同事使用一个便携式辐射监测仪（盖革弥勒）测量该区域的 γ 辐射水平；把便携式监测仪开启放在地板上，以确认源是否离开探伤机；开始操作时，读取该监测仪读数约为50 $\mu\text{Sv/h}$ ；在曝光过程中不时地验证这一读数；使用该监测仪的目的只是验证放射源是否已离开探伤机，而非验证每次曝光后放射源是否已返回源容器内。同事D组装和安放探伤机，采用布料绳索捆扎固定探伤机输源管、曝光头与金属管道。安放示意图如图4所示。调查结果显示，未经授权的探伤机操作员组装探伤机可能导致遥控装置与源

之间的控制缆连接出现错误。

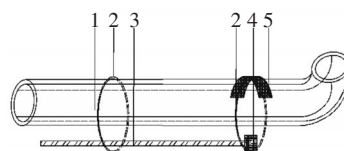


图4 探伤机与管道安放示意图

Fig. 4 Schematic diagram of radiography camera and pipeline placement

注：1—金属管道；2—捆扎绳索；3—输源管；4—曝光头；5—胶片

2.2 事故的发生

2.2.1 概述

工人B在大约2.5 h的时间内总共受到97次照射，直到2012年1月12日02:20探伤作业结束。工人B打开辐射监测仪，移动放射源，并确认放射源已离开探伤机，但是当源返回安全位置时，未检查每次操作后的剂量率。辐射监测仪靠近同事E，并持续显示相同的读数50 $\mu\text{Sv/h}$ 。

2.2.2 5.1 cm管道的探伤

工人先对5.1 cm管道进行探伤。每次曝光前，工人B靠近一张桌子，将放射源与输源管接头对齐，以确保胶片放置位置正确。该操作距输源管平均距离约20 cm处进行，并估计对所有管道开展探伤期间，源留在导管内大约80 min。在操作过程中，为了把放射源与输源管对齐，工人B至少接触输源管末端10次，在该位置耗时近10s，偶尔低下头来观察输源管末端的位置。根据3名工人提供的信息，同事D每次都在工人B附近工作约20 s，之后同事D便移动到距输源管末端15 m处。同事E接近工人B约20次，每次停留20 s。完成5.1 cm管道的探伤作业后，将探伤机、辅助工具和辐射监测仪带到2号区域。在此过程中未检查该区的剂量率。

2.2.3 7.6 cm和10.2 cm管道的探伤

每次曝光之前，工人B将胶片安放于管道周围，然后将输源管捆扎到管道上，如图4所示。开展此项工作过程中，工人B在距输源管20 cm处停留50 min；操作输源管和准直器。完成计划的探伤作业后，工人B拆除了探伤机附属设备；拆下输源管后，注意到输源管未排空，意识到放射源未回到源容器安全位置；使用探测器进

行确认,并核对了(开始探伤时已开启)监测仪的区域剂量率仍为 $50\text{ }\mu\text{Sv/h}$;得出源卡在输源管内某一位置的结论;意识到情况的严重性,通过电话通知了探伤公司。RPO在工人C的陪同下来到现场。在持续约 1 min 的操作中,RPO和工人C按照工业探伤标准操作规程,从输源管中安全地取出卡住的放射源,并将其回收到探伤机源容器的屏蔽位置。

2.3 初步症状和通知 IPEN

2012年1月12日02:30,探伤工作完成后不久,工人B呕吐了3次;接下来的2 h内,继续呕吐(10次)。03:00,同事D感到疲劳。05:00,

同事E感觉头晕。工人B于06:00到奇尔卡(Chilca)的当地医院就诊,诊断为患有胃病,接受静脉输液治疗后回家。此时,同事D已呕吐多次。探伤公司将3名工人送到一家私人诊所就诊,病情稳定后回家。

探伤公司开展了调查,处理了一些在探伤期间曝光的胶片,发现这些胶片由于某种原因过度曝光。2012年1月15日,工人B左手食指出现红斑。随后,公司意识到工人受到超剂量照射,电话告知IPEN以将辐射事故通知相关组织。表3列出了辐射事故的发生时间、主要事件及相关机构和人员信息。

表3 引起事故的主要事件和通知 IPEN

Table 3 Key events leading to the accident and the notification of IPEN

天数 天	日期(时间)	事件	涉及的人员/机构						
			工人 B	同事 D	同事 E	RPO	工人 C	医院	IPEN
0	2012年1月11日(23:20)	探伤机从公司的奇尔卡(Chilca)办公室转移到探伤作业位置(5 min路程)。同事D准备器材设备	√	√	√				
0~1	2012年1月11日23:32到1月12日02:15	工人B使用探伤机开展了97次曝光作业	√	√	√				
1	2012年1月12日2:20	拆卸设备后不久,工人B观察到放射源不在探伤机中;确认辐射监测仪的区域剂量率仍显示其刻度的1/2,即 $50\text{ }\mu\text{Sv/h}$;意识到情况的严重性,离开该区域并将情况告知RPO	√			√			
1	2012年1月12日2:30	RPO和工人C到达现场并回收源;使用2 m长夹子进行操作;确保使用夹子在该区域内的操作时间不超过30 s。回收操作大约在1 min内完成					√	√	
1	2012年1月12日2:30~5:00	工人B呕吐3次,约2 h后出现严重呕吐(10次),同事D感到疲劳,同事E感到头晕	√	√	√				
1	2012年1月12日6:00~7:00	工人B送到医疗机构接受静脉输液,诊断患有胃病回家治疗。同事D呕吐了几次	√	√				√	
1	2012年1月12日9:00	该公司将这3名工人带到一家诊所进行体检,结果表明3人均处于稳定状态,可回家。该公司将受照射人员转诊到另一家诊所,他们的血液计数在正常范围内	√	√	√			√	
1	2012年1月12日	该公司对事件开展调查,但无法收集到大量信息。使用的一些胶片经处理分析(前后各3张),证实胶片已过度曝光。过度曝光可能受几个因素影响				√	√		
4	2012年1月15日	工人B左手食指出现红斑。探伤公司意识到这3名工人已受超剂量照射,整个操作过程中,放射源一直留在输源管内,晚上,通过电话告知IPEN本次辐射事故	√						√
4	2012年1月16日	IPEN收到探伤公司(RPO)的正式通知,包括事故的详细信息				√			√

3 辐射应急

探伤公司将辐射事故告知IPEN后，秘鲁国内各级组织、其他国家、IAEA均开展了应急响应。

3.1 国家级应急

除IPEN外，秘鲁政府外交部，秘鲁常驻IAEA代表和国家肿瘤疾病研究所（National Institute of Neoplastic Diseases，简称INEN）在事故应急中发挥了重要作用^[13]。3名受超剂量照射工人于2012年1月17日入住INEN接受治疗。2012年1月16日，IPEN收到探伤公司的辐射事故报告后不久，立即开展调查，并根据工人陈述评估其可能的受照剂量。工人B的光致发光剂量计（InLight Optically-Stimulated-Luminescence 简称OSL）由剂量服务公司检测。初步剂

量评估显示工人B受照剂量水平较高（全身约7 Gy）。IPEN采用数值模型估算2名同事的受照剂量水平，结果表明在1 Gy范围内；2012年1月17日，建议将患者送至INEN开展医学评价；在探伤公司工人的协助下，对本次辐射事故进行了更详细的重建。虽然需对一些初步医学评价进行修订，但剂量估算结果表明工人受到严重照射。收集了事故更多细节之后，IPEN于2012年1月19日通过IAEA事故和应急情况信息交换统一系统发布了一条关于本次辐射事故的信息。IAEA国际核事故和应急中心（Incident and Emergency Centre 简称IEC）立即做出反应，并在同一天开展辐射事故所需的国际援助^[14]。表4总结了IAEA国际援助团抵达前，秘鲁采取国家级应急行动的时间顺序。

表4 国家级行动的时间顺序

Table 4 Chronology of actions at national level

日期	行动
2012年1月15日	探伤公司向IPEN告知辐射事故
2012年1月16日	IPEN收到了事故正式报告，并采取了应急行动
2012年1月17日	IPEN从受照射工人、RPO和公司经理处获知了辐射事故情况 与受照射工人面谈以评估其受照情况 IPEN医师对工人进行首次体检 IPEN建议探伤公司将受照射工人送往INEN住院开展医学评价
2012年1月19日	辐射事故信息通过IAEA事件和紧急情况信息交换统一系统向IEC报告 IPEN收到IAEA斡旋邀请以协助应对辐射事故
2012年1月20日	IPEN要求剂量检测服务公司重复读取工人B的光致发光剂量计，以确认结果的准确性。剂量报告得到确认。IPEN根据援助公约向IAEA正式提交援助申请
2012年1月21日	IPEN对事故现场进行重建。工人B和C、同事D和E、RPO和INEN专家参与了此项工作。受照最严重工人B的全身平均剂量估计值约为4.4 Gy
2012年1月22日	IPEN接受IAEA的国际援助

3.2 IAEA应急响应和国际援助

2012年1月20日，根据《援助公约》，秘鲁向IEC提出了正式援助申请，立即组建了IAEA国际应急响应与援助网络（Response and Assistance Network，简称RANET）援助团^[15]。在此期间，IEC与世界卫生组织、泛美卫生组织的RANET同行进行了广泛沟通，并保持了联系。

3.2.1 第一批IAEA国际援助团前往秘鲁

IEC制定了一个剂量评估和医疗咨询援助行动计划。前往秘鲁的IAEA国际援助团的主要任务包括：（1）评估受超剂量照射工人的健康状况；（2）根据受照者的局部剂量和全身剂量评估辐射影响；（3）提供医学治疗建议；（4）根据可能的受照情况为剂量重建提供支持；（5）建议秘鲁和IAEA对辐射应急采取相应措施；

(6) 收集辐射事故报告信息。

国际援助团队由2名来自法国的医学专家和1名IEC专家组成。福特欧罗斯(Fontenay-aux-Roses)专家来自法国辐射防护与核安全研究所(Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety, 简称IRSN), 克拉马特(Clamart)专家来自法国陆军佩尔西训练医院(Percy Training Hospital of the Armies, 简称HIA Percy)^[16]。IEC专家作为援助团队的负责人。

该小组于2012年1月22日抵达利马, 会见了IPEN官员并访问了INEN医务工作人员, 以协助开展医学评价; 与IPEN和INEN人员共同讨论并达成了“与法国IRSN联系, 以开展生物剂量评估, 作为对秘鲁已进行剂量评估的补充”的一致意见。IPEN编写了关于初步剂量重建数据的简报。2012年1月23日, 克拉马特(Clamart)专家带着生物样本前往法国, 结束了援助团第一阶段的任务, 另外2名小组成员继续评估受照最严重工人B的健康状况, 并重建导致辐射事故的事件, 从IPEN工作人员和INEN医务人员处获得更准确的数据, 评估工人B的个人剂量计结果, 对事故场景进行更详细的重建。2012年1月25日最后一次医疗情况汇报结束后, 援助团提出了关于所涉医疗问题的结论和建议, 强调有必要将工人B转移到电离辐射损伤专科医院接受治疗。援助团成员于2012年1月26日离开利马。

3.2.2 第二批IAEA国际援助团在法国为工人B提供的医疗服务

虽然IAEA国际援助团队已完成第一阶段任务, 但仍继续关注在秘鲁接受治疗的3名工人的健康状况。工人B需要采取紧急措施转移到一个更先进的电离辐射损伤治疗专业中心, 以治疗严重的局部辐射损伤(local Radiation Injury, 简称LRI)^[17]。2012年2月1日, IEC收到了IPEN的请求, 希望到一家在电离辐射损伤受照者治疗方面拥有高水平医学技术和经验的医院, 为工人B提供医疗援助; 将血液恢复和联合整形手术相结合开展自体干细胞注射, 以治疗受照患者。

IEC对这一正式援助请求立即采取行动, 要求在这一领域拥有医疗设施和专业知识的会员

国为秘鲁辐射事故受照工人B提供医学治疗。根据援助公约, IEC向会员国主管当局发出请求, 要求有关方面考虑为医疗提供经济支持。2012年2月2日, 法国HIA Percy提供了医疗援助。世界卫生组织表示有兴趣跟踪和支持IEC向秘鲁提供的援助活动。

综合考虑IEC的回复和建议, 包括从美国获得的经济资助, 秘鲁政府决定接受法国的医疗方案。IEC立即制定了第二次援助行动计划, 确定了将要采取的处理方法, 并详细说明了IAEA、法国、秘鲁和美国政府承担费用的方案。该计划于2012年2月3日开始实施。2012年2月6日, 工人B和一名来自IPEN的医生抵达HIA Percy, 立即开始对患者进行治疗。法国医学专家定期向IEC通报病人治疗进展情况。2012年5月中旬, 工人B的治疗已经完成, 返回秘鲁, 结束了IEC国际援助团第二次援助行动。

3.2.3 第三批IAEA国际援助团在智利为工人B提供的医疗服务

2012年11月, 工人B双手轻微疼痛, 在接下来的一个月, 移植皮肤明显收缩。2013年1月下旬, 秘鲁医生与IEC、法国医务人员讨论了工人B的健康状况。2013年5月中旬, 患者病情恶化, 秘鲁政府于2013年5月18日向IEC提出了第三次援助请求。根据这一请求, IEC向几个会员国寻求援助, 并于2013年6月20日收到智利的回应。第三批援助行动计划任务主要包括: 对患者病情、重建手术和细胞治疗的医学评价、其他必要的治疗以及制定关于正在实施医疗的后续报告安排, 并与“共同安全医院”(Mutual de Seguridad Hospital)、发展大学(Del Desarrollo University)干细胞实验室和智利核能委员会密切合作, 提供免费治疗。法国政府还提供了一支由IRSN和HIA Percy医生组成的专家医疗服务队。IEC组织并领导由IRSN, HIA Percy和IEC医学专家组成的国际援助团。

国际援助团在详细审查了医疗基础设施、评估医疗能力、召开医疗专业人员见面会后, 建议在智利对患者进行治疗; 2013年7月中旬, 组织工人B前往智利进行了几天的医学评价; 取血样进行细胞遗传学生物剂量测定; 取

骨髓和血小板样品促进间充质干细胞 (Mesenchymal Stem Cell, 简称 MSC) 培养。来自 HIA Percy 的医学专家到智利监督了手术过程。工人 B 于 2013 年 8 月 4 日送往共同安全医院。此时, 来自 HIA Percy 的 2 名医学专家和来自 IEC 的医学专家代表国际援助团来到了智利; 对工人 B 的健康状况进行了评估后, 制定了治疗方案; 2013 年 8 月 7 日, 开展了两项手术, 第二次采集骨髓, 对受照射的双手手指截肢; 随后开展了 4 次间充质细胞注射, 最后一次于 2013 年 9 月 6 日完成。此时, 工人 B 的健康状况稳定且令人满意, 无疼痛感, 伤口已经愈合。建议第一年内每 3 个月接受一次医疗随访, 随后 10 年每年至少接受一次医疗随访。IAEA 第三批国际援助团任务结束。

4 初步剂量评估

4.1 初步剂量评估

4.1.1 秘鲁专家的初步重建和评估

将辐射事故通知给 IPEN 后不久, 探伤公司组织 5 名受照射工人 (工人 B 和 C、同事 D 和 E、以及 RPO, 其中 3 名为技术人员) 与 IPEN 医生进行面谈。第一次剂量评估结果显示, 工人 B 左手食指受照剂量约为 50 Gy, 全身剂量约为 4.6 Gy。工人 B 个人剂量计显示全身剂量约为 7 Gy, 将导致其出现急性放射综合征 (Acute Radiation Syndrome, 简称 ARS) 和血液相参数变化。估计同事 D 和 E 的全身剂量分别为 1 Gy 和小于 1 Gy。

IPEN 根据受照射工人对事件的描述和现有数据, 对事件开展了更详细的重建分析, 以计算和评估剂量。此次重建工作的依据为 5 名工人所承担的具体工作信息。

(1) 工人 B 参与了探伤设备的所有设置工作, 包括输源管; 将手保持在距离输源管末端约 10 cm 处; 为了使输源管与胶片对齐, 用左手食指放入准直器的锥形开口侧, 并触摸 (可能是空的) 输源管;

(2) 同事 D 协助工人 B 开展了 3~5 次探伤设置; 在此过程中, 用手触摸输源管, 距输源管末端约 10 cm, 源可能位于此处, 该操作估计用

时 30 s; 在另外两种探伤作业场合, 相对源的位置约为 1 m;

(3) 同事 E 大部分时间呆在工业探伤位置附近的墙角后面; 同事 E 协助工人 B 开展了 10~15 次探伤设置, 相对源的位置约为 2 m, 每次时间约 10 s;

(4) RPO 和工人 C 获知事故信息后赶到现场, 意识到放射源卡在输源管内; 采取了必要的预防措施, 以安全地回收放射源。RPO 确保 2 人距离源 2 m 或更远, 且受照时间不超过 30 s。2 人完成了回收任务, 在大约 1 min 内把放射源收回到探伤机源容器内。

4.1.2 国际专家协助下的初步评估

IAEA 国际援助团抵达秘鲁后不久, 要求参观探伤公司事故现场, 旨在重建事件的顺序和辐射事故场景, 以开展剂量评估。由于 IPEN 制定安排计划的时间仓促, 参观探伤公司现场存在实际困难。2012 年 1 月 21 日对该事件的详细重建和收集数据, 已考虑了不同事件场景、源、曝光头和工具的数据。

在评估剂量时, 除了每次探伤活动所用的时间或次数, 国际援助团还考虑了受影响的因素。一个重要因素是工人进、出工地所花的时间以及在墙后安全位置滞留的时间。根据重建工作, 把从安全区域到工作区域并返回安全区的往返时间估计为 25 s。据此时间, 考虑源沿着工人方向发射 γ 射线束的最差情况以及管道壁厚的衰减作用, 把工人进入或离开现场的剂量值估计为 1 mGy。对于辐射实践而言, 该剂量值太低, 未包含在该事件的工人受照剂量估计值中。另一更重要的因素是工人 B、同事 D 和 E 校正探伤机和输源管花费的时间。根据收集的信息, 这段时间是在原探伤计划中为每次曝光设置的。根据这些因素, 考虑到事故发生时放射源的预计位置, 国际援助团队对工人受照剂量进行了初步估计。同事 D、同事 E、RPO 和工人 C 的剂量估计值如表 5 所示。此次评估还考虑了 IPEN 和 INEN 的估算结果。由于工人 B 受照最严重, 因此对其受照剂量进行了更详细的估算, 结果如表 6 所示。

表5 估计同事D、同事E、RPO和工人C的初步剂量范围

Table 5 Preliminary dose range estimated for co-worker D, co-worker E, RPO and worker C

剂量类型	同事D	同事E	RPO	工人C
手的当量剂量	未证实/无可信值	未证实/无可信值	不相关	不相关
全身剂量/Gy	0.3	0.15	0.001	0.001

表6 估计工人B的初步剂量范围

Table 6 Preliminary dose range estimated for worker B

剂量类型	剂量/Gy
左手食指的当量剂量	40.0~44.6
右手的当量剂量（靠近准直器锥面孔区域）	6.2
眼球晶状体的当量剂量	0.07~1.02
性腺的当量剂量	0.07~1.17
全身剂量	1.49~4.14

4.2 开展更准确剂量评估的推荐措施

为更准确地评估工人受照剂量值和非均匀性，国际援助团建议采取3种补充措施：基于细胞遗传学的生物剂量测定、物理剂量测定（如电子顺磁共振，Electron Paramagnetic Resonance，简称EPR）和计算机模拟的剂量重建。

国际援助团对5名受照工人进行了生物剂量测定，包括收集血液样本并送往法国的IRSN。生物剂量测定与秘鲁实验室开展的血液样品分析同时进行。关于物理剂量测定，把受照最严重工人B的牙釉质、指甲和脚趾甲样本送往法国开展EPR技术分析，并将物理剂量数据与生物剂量测定剂量值、个人剂量值进行比较。

5 临床表现和初步诊断

除开展初步剂量评估，国际援助团队还对3名受超剂量照射工人的医疗状况进行了初步评价。此评价主要依据为“与时间函数相关的各种临床体征和症状，事故情景的描述以及各种受照事件的时间”。该评价为3名患者提供了合理的诊断，把患者按照“辐射事故受害者医疗救治规程”（Medical Treatment Protocols for Radiation Accident Victims，简称METREPOL）系统进行分类^[18]。该分类系统使用的主要术语包括N：神经血管、H：血液学、C：皮肤、G：胃肠

道。根据临床表现，上述方面的评估范围为1~4级。最小严重程度评级为1，最大评级为4。分类将随时间而发生变化，取决于临床演变和受影响方面的严重程度。

5.1 前驱期临床表现

当地医务人员记录了工人前驱期临床表现（疾病发作的早期症状和体征）。辐射事故发生后第11天，国际援助团抵达秘鲁，并会见了受照工人，向患者和医生了解与临床症状有关的事件和详细病史。工人B、同事D和E的详细体检情况如表7所示。因无基线数据和新血液样本，尽管在事故发生后24 h获得了工人B、同事D和E的淋巴细胞计数，但很难解释结果。血液样本于事故发生后48 h带走，受照后24 h获得的血细胞计数值在正常范围内。研究小组指出，工人B和同事D出现了初步的轻微临床症状和体征，与ARS的前驱表现相符。虽然受照时间长，但全身表现，特别是呕吐开始的时间和无发热，说明工人B全身剂量约为2 Gy，同事D小于2 Gy。

5.2 皮肤临床表现

LRI在辐射诱发的皮肤和下层组织（肌肉和骨骼）损伤后发生。LRI主要由表皮基底细胞和微血管内皮细胞的丧失，以及皮肤和潜在肌肉的严重炎症反应引起。LRI通常分3个发展阶段：（1）以红斑和疼痛为特征的前驱期；（2）无症状的潜伏期，可能需要2~3周，取决于局部受照剂量的大小和受照人体组织的体积；（3）症状和病变的进一步发展期，例如，疼痛湿性脱屑、皮肤和下层组织坏死，其发作时间可在受照后数小时至数天或数周变化。因此，在受照后很长一段时期内，需每天对病变开展日常随访。受照后第11天，对受照3名工人的皮肤进行细致检查。结果表明，工人B双手出现严重LRI症状，另外2名工人在前驱阶段也出现了LRI症状，表明受到了超剂量照射。3名工人面临局部放射性坏死的高风险。

表7 国际援助团记录的受照人员症状

Table 7 Symptoms of the affected persons recorded by the international assistance mission team

临床表现	工人B	同事D	同事E
恶心、反胃	无	有	轻微
呕吐	3h后第1次呕吐（3次） 5h后第2次呕吐（10次）	6h30min后首次呕吐（2次） 6h40min后第2次呕吐（3次） 7h30min后第3次呕吐（3次）	无
厌食症	有，9h后	有，2h后	无
疲劳	有	有，3.5h后	无
发热	无	无	无
头痛	有，4h后	无	无
低血压	无	无	无
腹泻	无	无	无
红斑	有，左手食指（第4 d）	无	无
事故后24 h淋巴细胞计数	$2.10 \times 10^9 / L$	$3.1 \times 10^9 / L$	$2.55 \times 10^9 / L$

注：持续照射时间即探伤工作从2012年1月11日23:30开始，至2012年1月12日02:30结束。该实验室淋巴细胞计数的正常范围为 $1.5 \times 10^9 \sim 3.5 \times 10^9 / L$ 。

5.3 血液学特征

血液学ARS可在辐射诱发的骨髓造血组织损伤后发生，由多种细胞谱系的危害引起。当受照剂量超过1 Gy阈值时，将出现典型的ARS血液学特征。全身或大部分身体受照后，通常淋巴细胞、粒细胞、血小板和红细胞的生成将会恶化到不同的程度。粒细胞减少症导致感染风险，血小板减少症引起出血风险。因此，每日需对受照者血液进行计数。

5.3.1 工人B

工人B临床症状符合：（1）物理剂量重建估计全身受照剂量为1~2 Gy；（2）生物剂量测定估计剂量为1.86 Gy，具有非均匀性（上半身受照剂量范围为2.5~3.5 Gy）；（3）电子顺磁共振测定估计牙齿受照剂量为3~4 Gy，指甲和脚趾甲的EPR剂量测定，证实了工人B受到了显著的非均匀照射。

结论：工人B出现了轻微的血液学ARS；第14天列为METREPOL量表的3级；其身体上部受照剂量估计值为4 Gy，接下来的10天内发生再生障碍性贫血的风险很高。

5.3.2 同事D

同事D提供的信息包含了一些不确定性，但其临床变化与通过生物剂量测定的全身受照

剂量估计值0.45 Gy相符合，未与剂量重建矛盾。这表明同事D受照剂量为0.3 Gy。

结论：同事D患有轻微的血液学ARS；第14天列为METREPOL量表的2级；受照剂量估计值为0.45 Gy，排除了出现严重骨髓损伤的可能性；建议对同事D每周开展2次随访，并进行血液计数，持续一个月。

5.3.3 同事E

同事E临床症状与生物剂量学测定估计值0.75 Gy相符合，物理剂量重建估计受照剂量为0.15 Gy。

结论：同事E患有轻微的血液学ARS，第14天列为METREPOL量表的2级；因受照剂量估计值为0.75 Gy，排除了出现严重骨髓损伤的可能性；对同事E每周开展2次随访，并进行血液计数，持续1个月。

5.4 临床结论：病变严重程度的分类

以“与时间函数相关的各种临床体征和症状、事故情景的描述、从受照史中得出各种事件的时间”为依据的初步剂量评估，为3名工人提供了合理的诊断。事故发生第14天（2012年1月25日），对3名受照工人进行METREPOL分类评级，结果显示在表8中（第0天为2012年1月11日）。

表8 对受照射3名工人造成的辐射严重程度的

METOPROLOL分类

Table 8 METREPOL classification of the severity of the radiation induced injuries to the three affected workers

受照工人	METREPOL分类的严重性级别
工人B	N2 H3 C4 G0
同事D	N1 H2 C3 G0
同事E	N0 H2 C1 G0

6 国际援助团提出的医疗建议

在访问秘鲁结束时,国际援助团就涉及辐射事故的5名工人提出了医疗建议。

6.1 工人B

工人B在事故中受照最严重;其全身受非均匀照射剂量为1.8 Gy (75%身体受照剂量在4 Gy范围内);双手手指受照剂量范围为20~50 Gy;预计在10天内可能出现进行性和严重性骨髓衰竭(再生障碍性贫血),并伴有双手手指的严重放射性坏死和高风险的双手组织放射性坏死。根据此信息,国际援助团提出了以下建议:(1) IPEN和医务人员应尽快向IAEA正式提出,根据《援助公约》为该患者提供专门医疗服务的请求;(2)工人B应在2012年2月第1周转院到具有手术设施、血液学重症监护室,配备最先进的隔离系统(如高效微粒空气过滤系统)的,国家当局批准的开展干细胞治疗资质的医院接受治疗;(3)工人B的治疗方案非常复杂,包括支持疗法(血液和血小板输注)和使用细胞因子组合的刺激疗法,包括在骨髓再生障碍性贫血情况下,粒细胞集落刺激因子和促红细胞生成素。根据临床需要,该治疗将与治疗严重的末端放射性坏死,包括自体皮肤移植,体外扩增的自体或同种异体人类临床级MSC注射相结合;(4)作为预防措施,精液检查在1个月内进行,6个月后复检。晶体状混浊6个月后检查,1年后复查评估;(5)因该患者的预后得到监视,且秘鲁当时无电离辐射损伤专业治疗设施,建议秘鲁当局立即提出国际医疗援助请求,以便在患者临床状况恶化的情况下,在最短的时间内安排专门治疗。

6.2 同事D和E

事故发生后第14天,同事D的临床和实验室症状与剂量估计值相符合。尽管排除了严重血液学危害的风险,但该患者在几周内3~5只手指上发生严重LRI的风险很高。

在事故发生后的第14天,同事E临床和实验室表现与估计的受照剂量相符合。尽管排除了严重血液学危害的风险,右手在几周内发生严重LRI的风险很高。

国际援助团针对同事D和E提出以下医疗建议:(1)刚出现的手浅表病变应在接下来的几天或几周内用非压缩脂肪敷料和比亚芬(Bi-a-fine)进行治疗,使用局部类固醇治疗(地塞米松)定期控制剧烈疼痛。若病变情况恶化,则通过秘鲁患者医疗小组与国际援助任务小组成员之间的协商,制定治疗方案;(2)接下来的1个月内,每周进行2次血液学调查;(3)使用指甲的EPR剂量测定来确认放射性损伤的预后;(4)作为预防措施,精子检测在1个月内进行,6个月后复检。6个月后检查晶体状混浊,1年后复查评估。

6.3 探伤公司RPO和工人C

根据事件的重建,国际援助团队认为,涉及辐射事故的5名工人中,RPO和工人C受照的辐射剂量低于确定性效应的阈值;未建议对RPO和工人C采取具体的后续行动;作为预防措施,采集2人的血液样本用于分析。随后的检测结果证实了国际援助团的观点。

7 剂量重建

7.1 5名工人样本的生物剂量测定

7.1.1 生物剂量测定技术概述

细胞受电离辐射照射可导致细胞核中染色体的断裂。断裂后不带着丝粒的部分称断片。断片在细胞分裂过程中由于不具有着丝粒,不能定向移动经常丢失。带着丝粒部分的断端具有很强的黏合性,可以与其他染色体的断端相互连接,形成各种类型的染色体畸变。通过将细胞置于培养基中,观察细胞在中期第一次分裂时的情况,可计算出由于全身受电离辐射照射而引起染色体畸变的剂量值;然后将这些细胞铺在载玻片上,染色并在显微镜下以高放

大倍数观察；通过至少2名操作员在数百个分裂中期的细胞（通常为500个）中通过目视对染色体畸变进行计数。可以利用参考剂量效应校准曲线得出患者受照剂量。参考曲线是通过计算体外受剂量率为0.5 Gy/min的 ^{60}Co 源 γ 射线均匀照射和急性照射的血液样本中着丝粒环和中心环的数量得出的。但是，双着丝粒染色体产额和个人受照剂量之间的直接关系，可能因辐射品质和剂量率而不同。

7.1.2 IRSN开展的生物剂量测定

生物剂量测定试验由IRSN按照ISO19238:2004《辐射防护——通过细胞遗传学开展生物剂量测定服务的实验室性能标准》进行^[19]。双着丝粒染色体是电离辐射的特异性生物标志物，但只有某些类放射性药物才能产生双着丝粒染色体。通过对外周血淋巴细胞中存在的双着丝粒染色体进行分析，以估计最近受严重电离辐射照射个人的辐射剂量。把采集到的受照工人血液样本在24 h内送到IRSN，即2012年1月24日（受照后第13天）。同一天进行淋巴细胞培养。对受0.5 Gy/min剂量率 ^{60}Co 源均匀照射和急性照射的血样进行双着丝粒和环状染色体分析，得到用于数学插值的剂量效应曲线 $Y = c + \alpha D + \beta D^2$ ，式中， $\alpha = 0.0338 \pm 0.01008$ ； $\beta = 0.0536 \pm 0.0010$ ； $c = 0.00443 \pm 0.00039$ ； Y 为具双着丝粒和环状染色体产额； D 为电离辐射剂量。生物剂量检测结果见表9。

表9 IRSN提供生物剂量估计数据

Table 9 Dose estimation based on biological dosimetry

个人	全身剂量/Gy	置信区间	局部照射
工人B	1.86	1.56~2.20	是
同事D	0.45	0.23~0.75	无法确定
同事E	0.75	0.5~1.06	无法确定
RPO	低于检测限值	不适用	无法确定
工人C	低于检测限值	不适用	无法确定

7.2 工人B，同事D和同事E的电子顺磁共振检测结果

7.2.1 电子顺磁共振技术概述

EPR技术是一种对放置在磁场中未成对电

子对微波吸收的光谱分析方法^[20]。电离辐射与材料的原子和分子之间的相互作用产生激发和电离，导致自由基的形成。辐射诱发产生的自由基数量与样品受照的剂量成正比。EPR技术可分析包括来自受照者身体的牙齿、骨头或指甲等部位的生物样本，或佩戴材料，例如，移动电话的无机玻璃。

7.2.2 电子顺磁共振分析基本原理

鉴于辐射事故的场景和时间节点，除了手的局部照射，还须考虑全身照射。EPR分析可以为局部和全身照射提供有关资料。虽然对手指指甲和骨骼样本的分析可获得手局部受照的信息，但对牙釉质的分析可作为全身照射的证据。此外，关于全身照射，与生物剂量测量和患者佩戴的个人无源剂量计测量数据相比，通过牙齿微活检EPR测量估计的剂量可提供关于体内剂量非均匀性分布水平的信息。由于放射源与手部皮肤之间的较短距离内存在非常大的剂量梯度，难以通过计算方式估算手部局部照射的剂量分布。对手部和手指的剂量估算仅根据临床表现或对截肢后收集骨组织的EPR光谱分析。IRSN在指甲EPR剂量测量和高频EPR定量测量方面的硬件条件和技术，使估算每根手指的受照剂量成为可能。

7.2.3 剂量估算过程

对于钙化组织（牙釉质和骨），采用附加剂量法估算剂量。用几种已知剂量的射线照射样品；通过该过程，获得所研究样品对具体剂量的敏感系数；将剂量灵敏度系数应用于辐射诱发信号的幅度确定事故受照剂量。IRSN采用 ^{60}Co 源实施照射后方案，利用相对组织比释动能校准EPR信号强度。由于无线电诱导的EPR信号中的稳定成分对于几十戈瑞的剂量表现为饱和状态，不能应用经典的反向外推附加剂量法对指甲样品开展剂量估算。剂量值是根据每个样品饱和和所需的剂量确定的。对于任何受照个体，所有指甲的饱和剂量都相同。因此，评估每一次受照后样品所需的剂量 D_s ，是估算事故期间样品受照剂量 D_a 的一种方法。若使某一样品达到饱和和所需的剂量 D_s 等于为该患者指甲确定的饱和剂量 D_s ，则辐射事故受照剂量 D_a 为零。若饱和所需剂量 D_s 低于参考饱和剂量 D_s ，

则二者之间的差值 ($D_s - D_a$) 为样品在事故中受照的剂量 D_a 。1 个人指甲的参考饱和剂量 D_s 由事故中未受照的指甲 (如脚趾甲) 的照射后饱和剂量值或他人指甲饱和剂量的平均值确定。

7.2.4 样品描述和电子顺磁共振设置

IRSN 于 2012 年 1 月 25 日收到工人 B、同事 D、同事 E 的指甲和脚趾甲样品。此外, 工人 B 于 2012 年 1 月 27 日接受了 2 次牙釉质微型活组织检查 (17 号牙齿 3.5 mg, 26 号牙齿 6.9 mg)。几周后, 该工人左手食指末节指骨截去, 收集指骨。从指骨中, 在骨的不同位置采集了 4 个微型活组织检查, 采用 EPR 技术进行分析。在 HIA Percy 医疗队的要求下, 对截肢后收集的骨头进行了剂量估算, 以确定是否需再次截肢。使用非常适合测量轻样品 (mg 量级) 的高频光谱仪 (Q 波段 34GHz) 开展 EPR 测量, 独立地分析每一指甲样品, 以估算每个指甲或脚趾甲的剂量; 记录 10 个或 10 个以上的独立 EPR 谱评估 EPR 信号的幅度。这种 EPR 技术甚至可在牙釉质的微型活体组织检查中, 对小于 1 Gy 的低剂量区开展剂量估算。

7.2.5 电子顺磁共振剂量测定结果

(1) 工人 B 牙釉质的电子顺磁共振

采用附加剂量法应用于 17 号牙体微型活组织检查。电子顺磁共振剂量测量结果均以组织比释动能形式表达。牙齿釉质微型活组织检查获得 26 号牙齿平均剂量为 (3.3 ± 0.2) Gy, 17 号牙齿平均剂量为 (5.9 ± 0.4) Gy 如图 5 所示。牙齿平均剂量值为 4.6 Gy。结果显示存在横向剂量梯度, 颌右侧部分受照剂量更高。

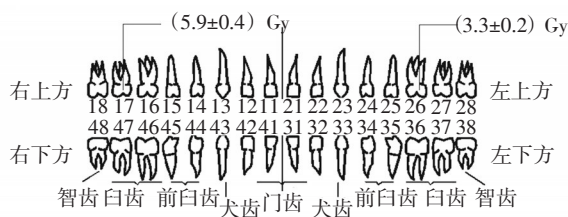


图 5 牙釉质微型活组织检查的定位

Fig. 5 Localization of the tooth enamel mini-biopsies

(2) 工人 B, 同事 D 和同事 E 的指甲电子顺磁共振结果

据估计, 指甲受到的辐射剂量在 10~50 Gy 及以上。图 6~图 8 为 IRSN 采用 EPR 技术测量工人 B、同事 D 和 E 指甲的剂量分布情况, 数据的误差范围约为 10 Gy。工人 B 脚趾甲的剂量估计低于 10 Gy, 与放射源位于准直器内部的假设一致。

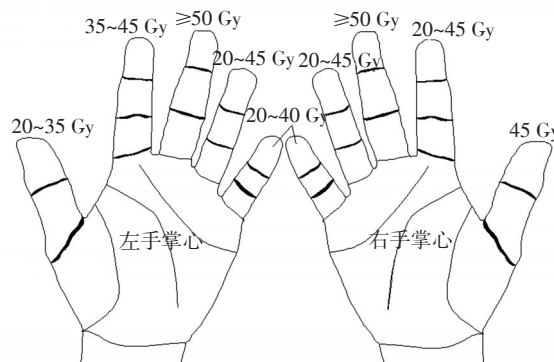


图 6 电子顺磁共振波谱法测定工人 B 的手指剂量

Fig. 6 Dose measured by electron paramagnetic resonance spectroscopy on fingernails for worker B

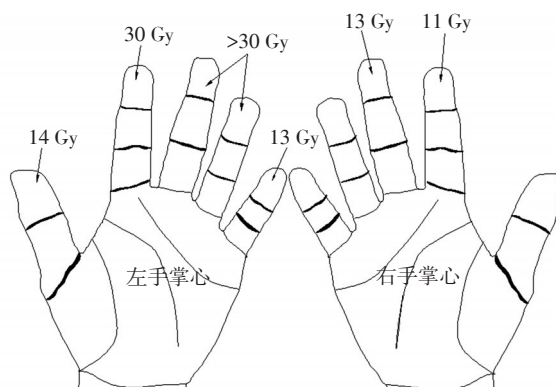


图 7 电子顺磁共振波谱法测定同事 D 手指剂量

Fig. 7 Dose measured by electron paramagnetic resonance spectroscopy on fingernails for co-worker D

(3) 工人 B 指骨的电子顺磁共振结果

IRSN 从工人 B 的左手食指第一节指骨采集了几个小型的活组织进行检查; 绘制了第一指骨的剂量分布图; 对工人 B 左手食指开展 EPR 剂量测定的结果如图 9 所示。沿近-远轴存在明显剂量梯度, 最大的剂量梯度出现在与第一个病灶对应的区域。剂量分布表明大部分剂量是工人 B 对放射源定位, 手指接触准直器时所传递

的；相对于传递给骨头的剂量，传递给组织和皮肤的实际剂量可能高于估计剂量；切口边缘 19 Gy 剂量值低于骨和组织坏死剂量的限值（约 25 Gy）。这表明工人 B 手指无需进行再次截肢。此外，指甲剂量与靠近指甲的骨组织活检剂量之间呈现良好的一致性。骨组织剂量与指甲剂量的差异，与观察到的剂量梯度相符合。

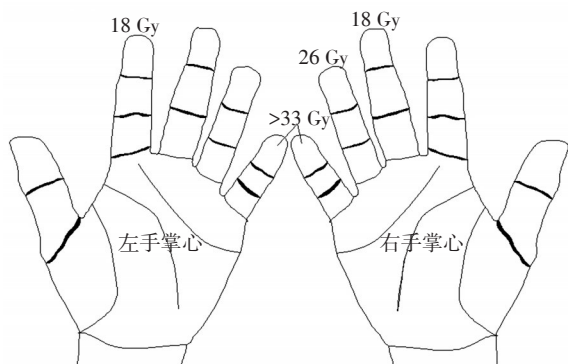


图8 电子顺磁共振波谱测定同事E指甲剂量

Fig. 8 Dose measured by electron paramagnetic resonance spectroscopy on fingernails for co-worker E (courtesy of the IRSN)

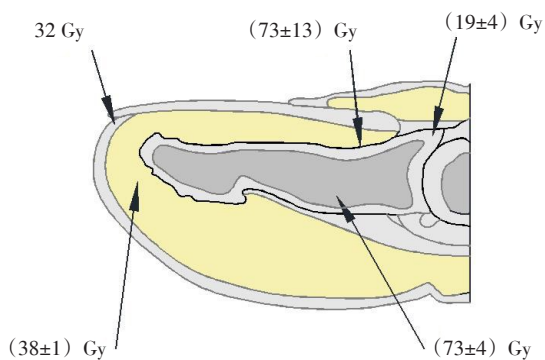


图9 采用EPR方法对工人B左手食指末端指骨进行骨微型活检的估计剂量

Fig. 9 Dose estimated from bone mini-biopsies using electron paramagnetic resonance spectroscopy on the distal phalanx of the left index finger of worker B

7.3 工人B的剂量评估：计算机模拟

7.3.1 场景和建模的描述

数值模拟对辐射剂量进行重建的原理，是模拟人体（部分器官或组织）受放射源照射，编写基于射线与物质相互作用的蒙卡计算机代

码，计算出身体不同部位的吸收剂量。本辐射事故采用MCNPX程序。考虑到辐射事故中受照工人的陈述以及临床症状，工人B受照剂量非常高，而且全身和手的剂量呈现非均匀性。鉴于此，将整个情况考虑为：工人在放射源附近受到几小时的全身照射，以及手指接触准直器受短时间局部严重照射的场景。

本次辐射事故中工人的全身剂量主要由全身照射引起，手的剂量则由全身和局部共同照射产生。计算时考虑了两种模型：（1）全身照射模型。该模型假设工人B距离放射源范围为40~100 cm。使用模拟人体计算全身剂量分布，将源定位于距胸部水平40~100 cm，手距离放射源约20 cm。（2）局部照射模型。该模型接触场景如图10所示，准直器内的源辫（源托）与工人B左手食指接触约10 s。放射源为圆柱体形¹⁹²Ir源；半径为1 mm，高度为2 mm；封装在厚2 mm，高6 mm的不锈钢包壳中；事故发生时活度为3653 GBq（98.7Ci）。

7.3.2 计算机模拟剂量重建结果

全身照射计算结果表明，工人B到放射源的平均距离为40 cm，与2.5 h探伤作业场景以及测量获得的全身和手部剂量数据结果一致。计算值和实测值如表10所示。源辫（源托）接触的左手食指尖端的计算剂量为35 Gy。

7.4 生物剂量学和电子顺磁共振剂量学结论

7.4.1 工人B

结果表明，工人B除手部局部照射外，全身受照剂量较高且分布呈现非均匀性。全身剂量水平与观察到的临床症状和实验室测定结果一致。生物剂量学显示全身平均剂量为1.86 Gy，身体75%受照剂量在2.5~3.5 Gy。这些数值与蒙卡模拟计算的2.8 Gy的体内平均剂量一致，与牙釉质EPR研究和初步剂量估计的4.6 Gy的局部剂量一致。考虑工人B手指甲的EPR剂量测得平均剂量约为25 Gy。根据对放射源的处理方式，工人B手的局部剂量可能更高。由于放射源的处理和诱发的强剂量梯度，指甲检测剂量并不总与手指组织的剂量直接相关。事实上，EPR剂量显示左手食指末端指骨的剂量分布非常不均匀，指骨的最大剂量73 Gy位于第一个出现病变的轴上。对这块骨头进行活检结果显示剂量不

表 10 工人B的剂量评估与计算机模拟计算值与其他方法测量值的比较

Table 10 Comparison dose assessment for worker B between values computed through simulation and those measured through other methods

单位: Gy

剂量评估	躯干剂量	牙齿	胸部 ^a	手部
测量	2.5~3.5 ^b	4.6 ^c	6.0~7.0 ^d	18~38 ^e (指甲)
计算 (全身照射)	2.8	3.2	6.0	20.0 (手)

注释: ^a: 个人无源剂量计的位置; ^b: 75%人体生物剂量测定法; ^d: 个人无源剂量计, 秘鲁剂量学实验室提供数据; ^e: EPR 剂量测定法^[21]; 指甲平均值 (总剂量=全身照射+局部照射)

超过 38 Gy。因此, 考虑距离和组织的衰减作用, 左手食指在病变水平上的总剂量可能超过 70 Gy, 这是截肢和骨分析之前最初估计的剂量。手指接触准直器的侧面锥形孔道, 是造成第一个皮肤病变区域剂量的主要原因。数据表明, 左手食指接触准直器锥形孔道的实际时间, 比最初估计时间要长。

7.4.2 同事D

生物剂量测定显示同事D全身平均剂量为 0.45 Gy。手的受照和临床体征的发展表明同事D也操作了放射源和准直器。因此, 工人B的剂量估算方法也适用于估算同事D受照剂量 (即手受照总剂量等于远距离受照剂量与近距离操作放射源受照剂量之和)。基于EPR的假设, 同事D受照平均辐射剂量低于工人B辐射剂量。然而, 如图7所示, 同事D两只手指指甲具有最高受照剂量 (>30 Gy), 手指伴有迟发性病变。考虑到EPR数据和临床体征, 同事D左手受照平均辐射剂量高于右手值。

7.4.3 同事E

生物剂量测定显示, 同事E的全身平均剂量为 0.75 Gy, 高于同事D。指甲样本的EPR数据显示, 同事E也操作了准直器。后来的临床症状证实了这一假设。同事E手指的平均剂量低于工人B和同事D两个指甲, 至少受照 33 Gy 剂量 (见图8)。EPR数据、皮肤病变的出现类型和时间表明, 右手受照的辐射剂量远高于左手。

7.4.4 RPO和工人C

对于RPO和工人C, 手受照总剂量等于远距离照射剂量与近距离操作源受照剂量之和。

8 辐射事故受照射者的医疗管理

本节详细介绍了受照工人的医疗管理。工人B最初在秘鲁接受治疗, 后来转院到法国和智利电离辐射损伤专科医院接受手术治疗。

8.1 秘鲁的初步医疗管理

根据初步的剂量评估, IPEN 建议将 3 名受照工人送入当地医院治疗。3 名受照工人于 2012 年 1 月 17 日晚 (受照后第 6 天) 进入 INEN 住院。虽然同事 D 和 E 的血液计数结果在正常范围内, 但工人 B 的血液计数表明血液存在显著变化, 具有 ARS 血液类型的可能性。根据工人 B 的皮肤表现, 静脉注射地塞米松 (dexamethasone) (4 mg/8h) 和口服酮洛芬 (ketoprofen) (100 mg/12h) 治疗。建议 INEN 通过拉丁美洲生物剂量测定网络 (区域援助网络) 采集血样进行生物剂量测定, 从髂嵴和胸骨取出骨髓。2012 年 2 月 5 日 (第 25 天), 工人 B 转往法国, 于 2012 年 2 月 7 日 (受照后第 27 天) 进入 HIA Percy 接受治疗。同事 D 和 E 接受了医学评价和对症治疗; 均于 2012 年 1 月 24 日 (第 13 天) 出院, 作为门诊患者随访; 大约在 2012 年 2 月 7 日 (第 27 天), 均表现出需要就医的症状。同事 D 的左食指、左拇指和双手中指出现水疱, 注射地塞米松, 并外敷比亚芬。同事 E 双手末端指骨出现疼痛水疱, 注射地塞米松, 并外敷比亚芬治疗, 效果良好。2012 年 2 月 24 日 (第 44 天), 同事 D 左手中指和食指末端指骨出现溃疡, 再次外敷比亚芬, 治疗效果良好。

8.2 工人B在法国的治疗

工人 B 在法国的医疗管理由 HIA Percy 与

IRSN共同提供。工人B(27岁)于2012年2月7日(第27天)住院,手上表现出辐射诱发的萎缩和LRI。决定先处理辐射诱发的再生障碍性贫血,然后解决LRI,同时等待人类等级MSC的生产。

8.2.1 辐射再生障碍性贫血的管理

为了治疗辐射所致的再生障碍性贫血,工人B在HIA Percy血液科住院治疗;全身受照剂量为1.86 Gy,其身体的75%受照剂量范围为2.5~3.5 Gy;身体某些部位受照剂量更高,例如,头部4.6 Gy和手25 Gy,左手食指的热点为73 Gy。鉴于辐射照射的高度非均匀性和长期性,预计产生造血再生障碍。事实上,工人B患有轻度辐射所致的再生障碍性贫血,血小板从第25天开始自发恢复(第27天最低达到 $98 \times 10^9/L$)。从第35天开始,中性粒细胞开始恢复(第41天最低计数达 $1.059 \times 10^9/L$)。血小板和中性粒细胞的正常值预计分别超过 $1.50 \times 10^{11}/L$ 和 $2 \times 10^9/L$ 。血小板和中性粒细胞分别在第60天和80天完全恢复造血功能。工人B患有轻度血小板减少症和中性粒细胞减少症,在未接受任何治疗的情况下自行康复。

8.2.2 局部辐射损伤的医疗管理

为了治疗LRI,工人B到HIA Percy整形外科住院治疗。手上局部受照剂量约为25 Gy。辐射照射呈现非均匀性(见图10),从左手拇指的18 Gy到左手中指的大于38 Gy,从右手无名指的23 Gy上升到右手食指大于38 Gy。左手食指的第一个指节的骨组织活检结果显示,最大剂量为73 Gy,剂量梯度大(见图10)。工人B接受自体全层皮移植,并进行局部异体MSC注射。首选该种手术方法原因为,患者全身受照剂量达1.86 Gy,骨髓受到2.5~3.5 Gy剂量照射,产生了不合格的MSC。2012年2月14日(第34天),HIA Percy医院采集工人B弟弟的骨髓穿刺样品。MSC移植的主要挑战是确保培养细胞在生长过程中保持其质量和分化潜能。使用细胞疗法治疗组织损伤,所需的细胞数量非常大。培养过程中产生的细胞必须保持正常的调节功能和分化模式,才能起治疗作用。MSC为多能祖细胞,其分化为骨细胞、软骨细胞、脂肪细胞和基质细胞。在生长过程中,它们根据多种

谱系特征保留了分化能力。人类级的MSC由法国克拉玛特(Clamart)朱利安(Jean Julien)输血中心生产。干细胞生产单位和规程必须经过法国国家药品和保健品安全局的批准、授权和认证。为使工人B双手的伤口完全愈合,功能恢复良好,连续进行了5次局部MSC注射,详情见表11。MSC注射将住院时间缩短至3个月,且伤口稳定于第124天。工人B完成了物理治疗师制定的手部康复计划,包括做不同的指间关节和手指康复训练,以获得完全的灵活性。手部功能有所改善。MSC注射后疼痛迅速消失。使用炎症性生物标记,C-反应蛋白来评估MSC的治疗效率,在治疗结束时C-反应值恢复到正常水平(1 mg/mL)。在受照后的几天内,工人B左手食指末端指骨出现水疱,病变进展快速,EPR测定估计剂量值为73 Gy,预后不佳。有可能在这个热点上发生放射性坏死,因此,对工人B实施了2次局部手术。第一次将指骨末端部分进行手术截肢(受照后第101天),第二次将指骨末端关节完全离断。考虑到EPR对中间指骨估计剂量值为19 Gy,且创面愈合完整,效果令人满意,坏死向中间指骨进展停止,预后良好。

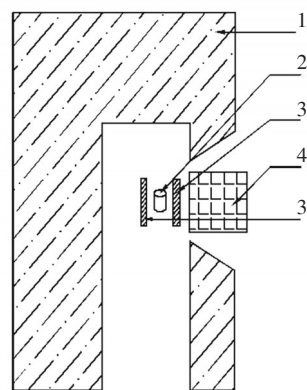


图10 手指接触准直器内源模型

Fig. 10 Modelling of the finger in contact with the source holder inside the collimator.

注: 1—准直器; 2— ^{192}Ir 放射源; 3—源辫; 4—手指

8.2.3 工人B在法国治疗后的结论

工人B在HIA Percy的临床演变和治疗总结如下:(1)辐射诱发再生障碍性贫血属于轻度,自发恢复,不需使用生长因子;(2)局部

表 11 干细胞注射量与时间安排表
Table 11 Stem cell production and injection schedule

受照后天数/天	日期	治疗细节
27	2012年2月07日	工人B在HIA Percy住院
29	2012年2月09日	多学科医务人员 (IRSN和HIA Percy) 评估并决定治疗方案, 一名秘鲁医生出席了本次讨论
34	2012年2月14日	对工人B的弟弟进行骨髓穿刺
48	2012年2月28日	首次 MSC 注射 (34×10^6 细胞)
51	2012年3月2日	第二次 MSC 注射 (50×10^6 细胞)
57	2012年3月8日	第三次 MSC 注射 (40×10^6 细胞)
64	2012年3月15日	第四次 MSC 注射 (22×10^6 细胞)
79	2012年3月30日	第五次 MSC 注射 (206×10^6 细胞)

MSC 注射使疼痛明显减轻; (3) 同种异体 MSC 注射, 结合自体全层皮移植术可使创面完全愈合, 手功能恢复良好; (4) 局部多次的 MSC 注射减少了住院天数, 与自体全层皮移植相关的 MSC 注射, 阻止了左手食指末节指骨的截肢计划; (5) 患者从 HIA Percy 出院后, 建议秘鲁医疗机构负责病人治疗的后续工作, 并定期向法国医疗机构通报最新情况。建议继续进行需持续几年的手部康复计划。2012年6月7日、2012年8月8日和2012年11月19日对工人B进行了医学评估。工人B左手食指移植部位能伸缩自如, 无任何症状。2012年8月8日和2012年11月19日工人B左手X射线影像检查正常。从工人B自法国返回秘鲁后的首次随访血细胞计数来看, 其骨髓已完全从辐射引起的最初损伤中恢复。

8.3 工人B在智利的治疗

8.3.1 2012年12月的临床演变

工人B医疗健康状况从2012年11月底开始恶化; 大约在2012年12月1日 (第325天), 左手食指出现2处小溃疡; 此后不久, 出现了其他皮肤损伤, 其特征是多手指的第一和第二指骨出现红斑和轻微水肿。INEN评估了该病症, 采

用口服双氯西林和外敷比亚芬进行局部处理。工人B左手手术区周围疼痛加剧。随后几个月, 秘鲁医生与法国和IAEA医学专家讨论了患者的病情, 对工人B的治疗无明显改善。相反, 一些症状, 如疼痛, 病变大小, 水疱和水肿, 变得更加严重。2013年5月IEC收到了秘鲁当局根据《援助公约》提出的第三次正式援助请求。在与可提供专业医疗的几个会员国联系后, 智利做出了积极回应, 并由IEC制定了援助行动计划。根据这项计划, 智利将根据需要提供医疗服务, 向秘鲁政府提出了需采取进一步行动的建议, 并协助编写英文辐射事故报告, 详细说明相关医学检查、治疗和结果。此外, 法国将根据所制定的计划需提供医疗建议, 与智利 (医疗) 当局协调, 向秘鲁政府提出关于秘鲁 (医疗) 当局需采取进一步治疗的建议。

8.3.2 援助行动计划的范围和结构

IEC制定的援助行动计划目标包括: (1) 对病人的现状进行医学评价; (2) 根据需要提供医疗, 包括对患者进行全面的医学评价、整形外科手术和细胞治疗 (MSC 注射); (3) 在治疗方案上提供多学科治疗方案, 包括重建或整形外科, 放射病理学咨询, 细胞治疗和疼痛管理; (4) 为负责治疗病人的医生提供所需的医疗药品、器材和设备; (5) 制定关于对患者开展医疗的后续报告的安排。

工人B在智利的治疗, 由共同安全医院、发展大学干细胞实验室和智利核能委员会相互合作, 共同开展。法国政府提供了来自 IRSN 和 HIA Percy 医疗专家团队的服务。由 IEC 医学专家领导国际援助团的医疗工作。

8.3.3 伴随第一组 MSC 注射的外科手术

由法国和IEC专家组成的国际援助团于2013年6月27日抵达智利。该小组视察了医院和设施, 以评估和确认工人B可在智利接受治疗。工人B于2013年7月17日到共同安全医院住院。一位来自HIA Percy的医学专家也抵达智利进行监督。初步的医学评价证实了病变的严重程度: 几根手指坏死性溃疡和截肢区域左手食指末端骨外露。对患者进行了术前评估, 包括实验室检查, 临床成像和医学检查, 以确认病变范围、严重程度以及怀疑手指内骨放射性坏

死。智利核能委员会采集患者血样，用于细胞遗传学生物剂量测定和血小板样本采集，以制备血小板溶解液，用于后期培养MSC。2014年7月19日，在全身麻醉情况下，对工人B实施第一次采集骨髓手术。患者随后返回秘鲁。将两份采集的骨髓样本在MSC培养实验室特殊条件下的密封系统中培养两周。2014年8月4日，患者入住共同安全医院，接受下一阶段的治疗。来自法国和IEC的医学专家抵达智利监督和指导治疗。详细检查了工人B病情，3天后开始采取的治疗措施主要包括：（1）第二次采集骨髓，送MSC培养实验室处理；（2）双手手术，左手食指第二节指骨、右手食指和无名指骨截肢。将患者的骨碎片贴上标签单独存放，以便到法国开展剂量测定研究。工人B临床状况表明LRI复发、病变和骨外露；（3）当患者仍处于全身麻醉状态时，双手进行多次MSC注射，每只手注射 40×10^6 细胞的MSC。在接下来的几天里，工人B疼痛明显减轻，甚至达到无需采用阿片类药物治疗和偶尔使用非甾体类抗炎药的程度。伤口逐渐愈合，无感染迹象。

8.3.4 MSC注射的后续进展

2013年8月16日，工人B接受第二组MSC注射后回到秘鲁，伤口愈合良好；2013年8月30日返回智利并接受第三组MSC注射，伤口完全愈合，无疼痛感；2013年9月6日，双手接受第四组MSC注射。在此期间，来自法国和IEC的医学专家在智利开展医学治疗监督与指导。医疗检查显示，工人B健康状况良好，手上无疼痛感，伤口已愈合，临床状况令人满意。建议第1年（至2014年8月之前）每3个月进行一次医疗随访，随后10年（至2024年）每年进行一次医疗随访。

9 结论和经验教训

为吸取事故经验教训，避免类似事故的发生。对本次辐射事故经验教训进行了详细归类和总结。

9.1 运营机构——工业探伤公司

9.1.1 安全规程

9.1.1.1 调查结果

（1）RPO不在工业探伤作业现场。RPO主

要负责监督安全预防措施的实施，包括正确使用个人剂量计和有效使用辐射防护设备。RPO的存在可以有效防止辐射事故的发生或减轻严重程度。

（2）未经培训的个人（同事）、或非负责该工作的授权人员进行探伤设备的设置，包括将遥控装置与源辫之间的控制缆连接，违反了工业探伤安全操作规程。

（3）探伤工人在工业探伤作业期间，必须使用具有声音、或振动功能的剂量警报仪，旨在及时识别异常情况。若工人未按安全规程要求佩戴剂量警报仪，则无法检测、识别出放射源处于对工人进行误照的危险位置。

（4）当放射源从探伤机中导出至曝光头，或从曝光头收回到源容器时，监测辐射本底水平是确保放射源安全返回探伤机源容器的唯一有效方法。区域辐射监测仪属重要安全设备之一，除能识别控制区域外，还可指示放射源处于控制故障状态。由于工人B、同事D和E未观察辐射监测仪，整个操作过程中未意识到意外照射的发生。

9.1.1.2 经验教训

（1）必须严格遵守安全规程。整个探伤操作过程中要求RPO始终在场以确保在任何情况下都不违反预防措施；

（2）创建有效的机制来促进公司的核安全文化建设，并遵守安全操作规程，以确保所有从业人员都清楚自己的责任；

（3）建立良好的机制来审查和核实培训计划的有效性，根据辐射实践要求对培训内容进行调整，并重新考虑培训的频率，以便获得许可人员在任何情况下都不违反安全操作规程。

9.1.2 准直器的使用

调查结果：准直器的使用减轻了本次辐射事故后果。

经验教训：从事 γ 射线工业探伤应尽可能使用准直器，以降低辐射水平和意外照射剂量。

9.1.3 初步信息的不一致

调查结果：从工人那获得的初步信息不一致。由于他们是职业工人，将专家对发生事件的询问理解为是一种寻找工作中违规操作的途径，而不是评价和评估其受照辐射剂量的机制。

经验教训:各机构需要通过组织员工培训来提高安全意识,从而更好地解决这一问题。在事故分析过程中,探伤公司还需要采取促进信息共享的措施。应强调,良好的核安全文化不会在事故发生时推卸责任。希望从业人员从错误中吸取教训,树立质疑探索的工作态度;养成相互沟通交流的工作习惯;采用严谨的工作方法,不断提高电离辐射工作的安全水平。

9.1.4 医疗费用的覆盖范围

调查结果:当受照最严重的工人转院到国外接受电离辐射损伤专业治疗时,面临无医疗保险为病人提供资助,无任何合法的渠道支付医疗费用的问题。

经验教训:鼓励获得电离辐射装置许可证的法人为雇员购买工伤和医疗保险,将有助于获得更快的医学治疗,包括到国外接受电离辐射损伤专业治疗。

9.2 国家当局

9.2.1 放射源的连接

调查结果:导致放射源与控制缆断开的原因尚不清楚。一种可能的原因是,未经训练、未获得探伤许可的工人从事探伤机的组装与安放,未正确连接控制缆与源辫;另一个原因是控制缆存在机械故障。

经验教训:由于许多与本次辐射事故中相同类型的探伤机仍在使用的,应记录使用此类型工业探伤机的经验,以核查是否是此类型探伤机的普遍问题或一次性故障。

9.2.2 生物剂量测定专业知识的可用性

调查结果:虽然秘鲁国内具有生物剂量测定方面的专业知识,但无法在当地开展生物样本培养物的制备。

经验教训:国家辐射应急设施应得到有效维护,处于随时可操作、可运行状态,在事故发生后可开展生物样品剂量的测定工作。

9.2.3 与IAEA的交流

调查结果:IPEN使用“事故和紧急情况信息交换统一系统”将事故信息发送给IEC。IPEN还通过此系统提出剂量评估和医疗管理的建议,迅速响应了IAEA提供的援助。这些行动有助于对辐射事故作出快速、有效的响应,并为受照工人提供适当的医疗服务。另外,IPEN毫

无保留地向国际援助团提供所有信息,并为编写IAEA辐射事故报告共享了信息。

经验教训:主管当局使用“事故和紧急情况信息交换统一系统”通知IEC,并迅速决定接受IAEA的援助,主动地采取行动,有助于对辐射事故做出有效响应。

9.3 国际合作

9.3.1 区域生物剂量测定援助网络

调查结果:建立了拉丁美洲区域生物剂量测定援助网络,以支持该地区对辐射事故的响应。该网络已在2009—2010年的一次演习中进行了测试。然而,在本次辐射事故中,该网络处于瘫痪状态,生物样本不得不远送法国进行测试和分析。

经验教训:事故发生时,在生物剂量测定法的剂量评估工作无法在辐射事故发生国开展的情况下,应提供区域支援,安排样本送至同区域的其他国家。

9.3.2 用于国际治疗的财政资源

调查结果:决定将工人B送到国外接受电离辐射损伤专业治疗和随后的行动之间存在时间差。延误的原因是需要为此治疗程序提供财政资助。

经验教训:需要建立一个为辐射事故快速筹资的机制,以支付辐射事故中受超剂量照射工人的相关医疗费用。若该国尚未无开展电离辐射损伤治疗的能力,该机制应包括到国外接受治疗的费用。

9.3.3 生物样本的运输

调查结果:生物样品从秘鲁运往法国进行剂量评估时,面临航空公司要求证明这些样品不会造成危害的问题。这可能会延迟剂量重建和评估工作,特别是在LRI的情况下确定医疗方案。

经验教训:有必要制定规程以协调生物样品的快速运输,特别是空运,以避免出现航空公司或边境管制点的程序性瓶颈。

9.3.4 会员国之间的合作

调查结果:法国对IAEA国际援助团作出迅速响应,以剂量评估和医疗管理咨询方式提供了专业的国际援助,并为受照最严重的工人B提供了精湛的医疗服务。同样,美国迅速、慷慨地为受照工人的医学治疗提供了充足资金。法

国提供的医疗专家,智利提供的免费治疗,对于工人B的进一步治疗意义重大。

经验教训:鼓励IAEA会员国本着互助和奉献的精神对辐射事故做出回应,及时有效地为辐射事故受照者提供医疗资源、财政资助和专业帮助。

9.3.5 IAEA的响应

调查结果:IEC对事故不同阶段的响应迅速有效。通知发出后,IEC立即向秘鲁提供服务。收到正式请求后,IEC立即为派出第一批国际援助团前往秘鲁提供了便利,并尽量减少延误。IEC密切跟踪、监测了秘鲁受照工人的健康状况;当认识到需到其他地方接受电离辐射损伤专业治疗时,利用RANET资源协调了第二批国际援助任务,并促进了资金安排,从而迅速提供医疗服务;与秘鲁医疗系统协调员保持联系,以获得工人B后续医疗行动信息。当组织、安排第三批国际援助任务以使工人B在智利接受治疗时,再次做出高效响应。由于IEC的有效响应和援助系统,使援助行动成为可能。

经验教训:借鉴本次辐射事故应急经验,鼓励IAEA会员国将国际安排纳入其辐射应急响应计划,充分利用IAEA在加强应急准备和应对能力方面的专业知识。这将提高其在应对任何辐射应急情况时,提供或接受援助的效率。

9.4 医学领域

9.4.1 在确定辐射事故方面的延迟

调查结果:尽管有大量证据和临床表现,但仍需花费6天来识别事故的辐射性质,在对工人开展医疗评价和治疗之前,浪费了宝贵的时间。

经验教训:有关当局应针对有关辐射紧急事件人员的临床诊断、初步管理开展有效的医疗培训。早期诊断可提高治疗效果,从而改善受照人员的预后。

9.4.2 医疗管理方案

调查结果:HIA Percy-IRSN采用的手术和MSC注射医疗管理方案是成功的。智利在治疗工人B复发病方面借鉴了此经验。

经验教训:自2005年以来,剂量引导手术与MSC注射相结合的医疗方案已证明:LRI患者的治疗效果和预后取得明显改善。智利评估国际援助团任务的经验表明,在国际框架内,辐

射事故期间可成功交流知识和医疗经验。

9.4.3 复发的症状

调查结果:尽管工人B在HIA Percy治疗后的预后较为乐观,但一年后症状复发,需接受进一步治疗。

经验教训:应对受照严重患者的医疗状况开展一段时间的随访,以检查复发病状并采取措进行早期治疗,可减少因严重ARS引起手术截肢的情况。

参考文献

- [1] Wikipedia. Nondestructive testing [EB/OL]. (2019-03-03) [2019-03-06]. https://en.wikipedia.org/wiki/Nondestructive_testing.
- [2] Wikipedia. Isotopes of iridium [EB/OL]. (2019-03-02) [2019-03-05]. https://en.wikipedia.org/wiki/Isotopes_of_iridium#Iridium-192.
- [3] IAEA. The radiological accident in Chilca: STI/PUB/1776 [R]. Vienna: IAEA, 2018.
- [4] IAEA. Convention on assistance in the case of a nuclear accident or radiological emergency: INFCIRC/336/Add. 12 [R]. Vienna: IAEA, 2002.
- [5] IPEN. Peruvian institute of nuclear energy (presentación) [EB/OL]. (2018-03-01) [2019-03-06]. <http://www.ipen.gob.pe/>.
- [6] PERU. Joint convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management [EB/OL]. (2001-06-18) [2019-03-05]. https://www.iaea.org/sites/default/files/national_report_of_peru_for_the_6th_review_meeting_-_english.pdf.
- [7] Peruvian Institute of Nuclear Energy. IR.001.2009 Requisitos de seguridad radiológica en radiografía industrial [S]. Lima: Peruvian Institute of Nuclear Energy, 2009.
- [8] Surce Production & Equipment Company. Industrial radiography systems [EB/OL]. (2019-01-01) [2019-03-06]. <http://www.spec150.com/portfolio/industrial-radiography-systems/>.
- [9] IAEA. Accident in industrial radiography [EB/OL]. (2012-01-19) [2019-03-05]. <https://www-news.iaea.org/ErfView.aspx?mld=aedb233e-67a2-4786-a1c8-903592619080>.
- [10] IAEA. Radiation protection and safety in industrial radiography: Safety reports series no. 13 [R]. Vienna: IAEA, 1999.
- [11] 周建明. GB/T 14058—2008 γ射线探伤机 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2008.
- [12] Surce Production & Equipment Company. Collimators [EB/OL]. (2019-01-01) [2019-03-06]. <http://www.spec150.com/radiography-equipment/collimators/>.
- [13] Miriam R S, Roxana R R, Jeannie M N. The role of the national institute of neoplastic diseases in the control of cancer in Peru [J]. Revista Peruana de Medicina Experimental y Salud Publica,

- 2013, 30 (1): 105-112.
- [14] IAEA. Incident and emergency centre [EB/OL]. (2015-12-20) [2019-03-05]. <https://www.iaea.org/about/organizational-structure/department-of-nuclear-safety-and-security/incident-and-emergency-centre>.
- [15] IAEA. Response and assistance network (RANET) [EB/OL]. (2019-02-06) [2019-03-05]. <https://www.iaea.org/services/networks/ranet>.
- [16] Wikipedia. Hôpital d'instruction des armées Percy [EB/OL]. (2018-12-19) [2019-03-06]. https://en.wikipedia.org/wiki/H%C3%B4pital_d%27instruction_des_arm%C3%A9es_Percy.
- [17] Health Grades Inc. Local radiation injury [EB/OL]. (2019-01-16) [2019-03-06]. https://www.rightdiagnosis.com/local_radiation_injury/intro.htm.
- [18] REMM. References for Metrepol: Medical treatment protocols for radiation accident victims [EB/OL]. (2017-08-29) [2019-03-06]. https://www.remm.nlm.gov/ars_references.htm.
- [19] International Organization for Standardization. ISO 19238:2004 Radiation protection -- Performance criteria for service laboratories performing biological dosimetry by cytogenetics [S]. Switzerland: International Organization for Standardization, 2004.
- [20] Wikipedia. Electron paramagnetic resonance [EB/OL]. (2019-01-28) [2019-03-06]. https://en.wikipedia.org/wiki/Electron_paramagnetic_resonance.
- [21] Francois Trompier, François Queinnec, Eric Bey, et al. EPR Retrospective Dosimetry with Fingernails: Report on First Application Cases [J]. Health physics, 2014, 106 (6): 798-805.

International Rescue Overview and Analysis of an Industrial Flaw Detection Radiation Accident

Li Xiaohua, Li Junjie, Chen Wei, Li Shizhen, He Lie, Chen Yuandeng,
Wang Jianxu, Zhang Boyang

(School of Nuclear Science & Technology, University of South China, Hengyang 421001, China)

Abstract: The radiation safety regulatory agencies and legislation were introduced preliminarily in this paper based on Peru ^{192}Ir Source Industrial Radiography Radiation Accident in 2012(PISIRRA). And the accident process, emergency response, preliminary dose assessment, clinical manifestations and diagnoses, International Atomic Energy Agency (IAEA) assistance medical recommendations, dose reconstruction, medical management of the exposed patients, conclusions and lessons learned for PISIRRA were analyzed and explained at the same time. The practice of PISIRRA proved that the the main cause of the accident includes radiation protection officer (RPO) of the industrial radiography company was absent from the radiography site to supervise the operation process, the workers who hadn't obtained individual radiography licences operated radiography camera, and didn't wear alarm dosimeters, and didn't use area radiation monitor to verify whether the source had returned to radiography camera after every exposure. The information unified system for incidents and emergencies, rapid establishment of IAEA international assistance mission and medical advice, close cooperation of IAEA member states, radiation damage professional medical technology, sufficient funds, which can provide a strong guarantee for emergency response and medical assistance. This accident could provide experience and reference for future radiation accident emergency.

Key words: ^{192}Ir ; radioactive sources; industrial flaw detection; radiation accident; International Atomic Energy Agency; dose

(责任编辑:许龙飞)

彭一鹏, 奚坤, 潘登, 等. 双区氯盐快堆的增殖及嬗变性能分析[J]. 核安全, 2019, 18(2): 36-42.

Peng Yipeng, Xi Kun, Pan Deng, et al. Analysis of Breeding and Transmutation Performance for a Double-Zone Chloride Salt Fast Reactor. [J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 36-42.

双区氯盐快堆的增殖及嬗变性能分析

彭一鹏¹, 奚坤¹, 潘登¹, 朱帆²

(1. 核动力运行研究所, 武汉 430000; 2. 中国科学院上海应用物理研究所, 上海 201800)

摘要: 基于熔盐嬗变堆 (Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter, 简称 MOSART) 堆芯结构对氯盐快堆 (Molten Chloride Salt Fast Reactor, 简称 MCFR) 进行了优化, 分析了熔盐成分和后处理方式的影响, 使其燃耗性能得到明显的提升, 但是相比熔盐快堆 (Molten Salt Fast Reactor, 简称 MSFR) 的增殖及嬗变性能仍有一定差距。基于在线连续添料与后处理方式, 采用 SCALE6.1 程序和熔盐堆在线添料和后处理程序 (Molten Salt Reactor Reprocessing Sequence, 简称 MSR-RS) 分析了堆芯结构、³⁷Cl 富集度对增殖比 (Breeding Ratio, 简称 BR)、核素吸收率、燃耗等方面的影响, 提出了双区氯盐快堆的设计, 进一步提升了增殖嬗变性能和钍基燃料的利用率, 倍增时间缩短到 20 年左右, 超铀核素 (Transuranics, 简称 TRU) 嬗变率达到 68% 左右。

关键词: 氯盐快堆; 钍铀燃料循环; 增殖; 嬗变

中图分类号: TL415 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2019) 02-0036-07

熔盐堆作为第四代先进核能系统之一^[1], 采用液态熔盐作为燃料和冷却剂, 实现了在线添加燃料和去除裂变产物, 其不仅具有更好的安全性与中子经济性, 而且能够更高效地利用核资源并防止核扩散^[2,3]。从 20 世纪 40 年代, 美国航空核动力研发项目 (Aircraft Reactor Experiment, 简称 ARE) 开始^[4], 各国科研人员对熔盐堆进行了大量的研究, 并根据载体盐的影响将熔盐堆区分为氟盐堆和氯盐堆。相比于氟盐堆, 氯盐堆在熔盐熔点、中子能谱、锕系核素的俘获裂变比和溶解度等方面更具优势。

随着中国核电事业的高速发展, 核燃料的持续供应和乏燃料的安全处置面临着巨大的考验, 亟需一种嬗变性能优异的快堆来处理乏燃料问题。本人此前的研究中, 基于 MOSART 堆芯结构、氯盐堆能谱和溶解度等方面的优势, 采用熔盐堆在线添料和后处理程序 MSR-RS 分析

了载体盐、启动燃料和后处理方式对燃耗性能的影响, 提出了一种钍资源利用较为高效、TRU 嬗变性能较为优异的单区氯盐快堆设计^[5]。

在后续研究中发现单区氯盐快堆的设计仍存在某些不足, 如单区堆芯结构会降低中子经济性、石墨直接接触熔盐会损伤严重、³⁷Cl 富集度仍有进一步优化的空间等。针对上述不足, 本文对比研究了增殖层和³⁷Cl 富集度对反应堆燃耗性能的影响, 提出了双区氯盐快堆设计, 使其增殖与嬗变性能得到提升, 不仅嬗变消耗大量超铀核素, 而且能够生产大量²³³U, 提高燃料的利用率。

1 堆芯模型及计算工具

1.1 堆芯模型

此前研究的单区氯盐快堆是罐式的堆芯结构, 热功率为 2400 MW, 活性区中燃料盐体积

收稿日期: 2019-01-14 修回日期: 2019-03-22

作者简介: 彭一鹏 (1993—), 男, 湖北武汉人, 助理工程师, 硕士, 核技术及应用专业, 现主要从事反应堆物理相关的工作

为 32.7 m^3 。为了能够有效地吸收活性区泄漏的中子，并且减少石墨对中子的慢化、解决石墨损伤的问题，本文通过在石墨与堆芯活性区之间增加环形增殖层构成了双区堆芯，结构如图1所示。

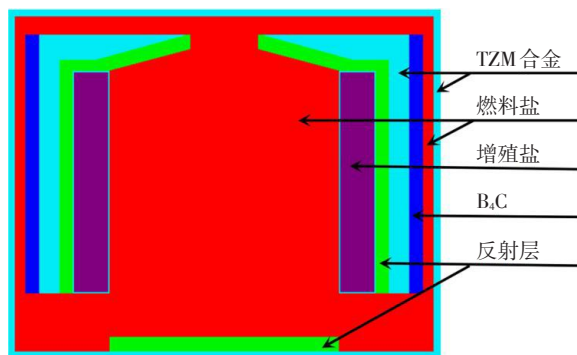


图1 双区堆芯结构示意图

Fig. 1 Geometrical description for the double-zone core

环形增殖层被2 cm的钛锆钼合金 (Titanium-Zirconium-Molybdenum Alloy, 简称TZM合金)^[6, 7] 包覆，然后外围再依次布置20 cm的石墨反射层、30 cm的TZM合金和20 cm的 B_4C ，整个反应堆被10 cm的TZM合金包容，堆芯主要参数列于表1。采用压水堆卸料燃耗为 $60 \text{ GW} \cdot \text{d} \cdot \text{t}^{-1}$ 、冷却5年后的乏燃料中分离的TRU作为启动燃料，核素组成在表2中给出^[8]。根据此前研究中给出的结论，本文燃料盐组成为45 mol ($\text{TRUCl}_3 + \text{ThCl}_4$) + 55%molNaCl，增殖盐组成为45%mol ThCl_4 + 55%molNaCl。

表1 堆芯主要参数

Table 1 Main parameters of the core

参数	数值
热功率/MW	2400
堆芯直径/m	3.4
堆芯高度/m	3.6
熔盐平均温度/K	950
石墨密度/ ($\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$)	2.3
TZM合金密度/ ($\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$)	10.22
B_4C 密度/ ($\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$)	2.52
^{10}B 富集度/%	18.4

表2 TRU的组成

Table 2 Composition of TRU

核素	份额/mol%	核素	份额/mol%
^{237}Np	6.3	^{242}Pu	6.7
^{238}Pu	2.7	^{241}Am	3.4
^{239}Pu	45.9	^{243}Am	1.9
^{240}Pu	21.5	^{244}Cm	0.8
^{241}Pu	10.7	^{245}Cm	0.1

1.2 计算工具介绍

本文临界分析采用的工具是SCALE6.1程序，计算时主要调用了临界安全分析序列CSAS6^[9, 10]。首先利用截面处理模块BONAMI（处理不可分辨共振能区）和CENTRM/PMC（处理可分辨的共振能量范围）来处理共振截面，并提供基于连续能量的共振校正截面。然后KENO-VI中几何建模功能与自动截面处理相结合，使用处理过的截面进行三维模型的临界计算并输出有效增殖因数 k_{eff} 。

本文进行燃耗计算的工具是基于SCALE6.1程序开发的MSR-RS程序^[11, 12]，图2为计算的流程。首先确定了几何结构和燃料组成，KENO-VI模块进行临界计算；然后基于临界计算结果，调用Couple模块进行单群截面加工；最后调用Origen-s模块进行燃耗计算，同时进行在线处理裂变产物并添加燃料。根据堆芯临界和重金属质量恒定两个约束条件，MSR-RS程序自动搜索合适的添料率。此外，本文选用的基准数据库是ENDF/B-VII库。

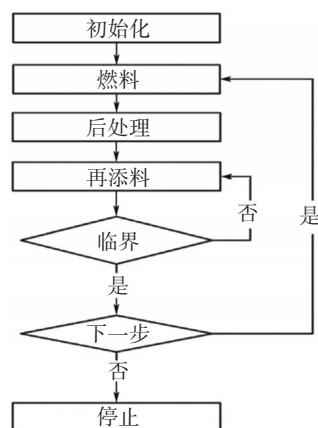


图2 在线处理程序MSR-RS流程图

Fig. 2 Flowchart of MSR-RS

2 结果与讨论

2.1 堆芯结构优化

在启堆燃料、添料和后处理方案相同的情况下,通过比较初始临界的增殖比(Breeding Ratio,简称BR),可以判定反应堆的增殖性能。固定堆芯活性区体积不变,改变增殖层厚度 R 从0增加到100 cm,运用SCALE6.1程序分析了不同厚度的增殖层对初始临界时刻BR相关核素吸收率的影响,从而对堆芯结构进行优化。计算时,通过调整初始燃料盐中TRU与Th的装量,控制初始的 k_{eff} 在 1.005 ± 0.005 的范围内变化, ^{37}Cl 的初始富集度为95%。

图3、图4给出了不同增殖层厚度下堆内主要核素和材料对中子的吸收率。当 $R < 70$ cm时,随着 R 的增大,增殖盐体积增大,泄漏到增殖层外围的中子减小,使合金和 BC_4 的中子吸收率大幅度减小;同时, ^{232}Th 、 ^{23}Na 、 ^{37}Cl 和 ^{35}Cl 的中子吸收逐渐增多,其中, ^{232}Th 吸收率增加的最为明显,达到0.45,说明 ^{232}Th 对增殖性能影响较大,接下来将进一步分析其影响。当 $70 \text{ cm} < R < 100 \text{ cm}$ 时,随着 R 的增加,各核素和材料对中子的吸收变化很小,逐渐趋于稳定。在 R 变化过程中,由于维持临界的裂变反应率几乎不变,所以 ^{239}Pu 的中子吸收率变化幅度很小,由此说明,增加增殖层厚度对活性区易裂变核的影响较小。

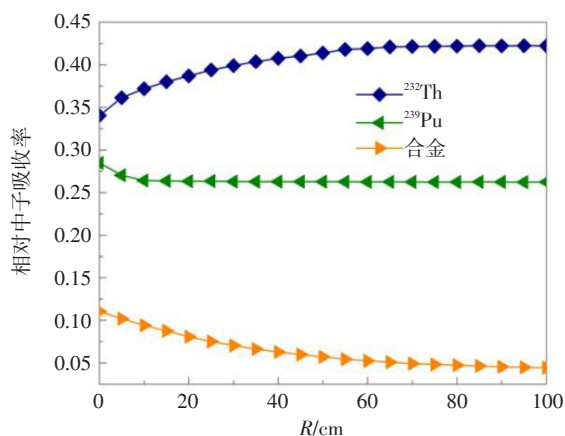
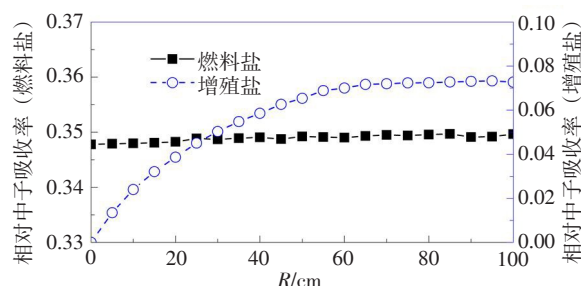


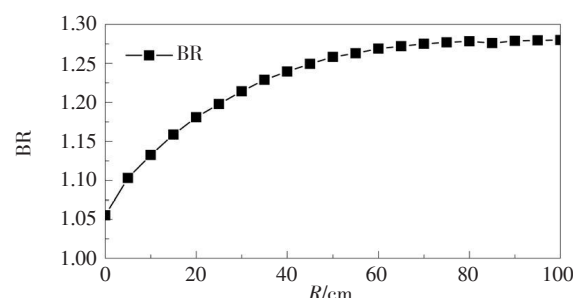
图3 ^{232}Th 、 ^{239}Pu 和合金材料对中子的吸收率随径向增殖层厚度 R 的变化

Fig. 3 Neutron absorption rate of nuclide and alloy versus the thickness of fertile salt

图5(a)表示了燃料盐和增殖盐中 ^{232}Th 的中子吸收率随增殖层厚度的变化,图5(b)给出了BR随增殖层厚度的变化。当 $R < 70$ cm时,随着 R 增大,增殖盐中 ^{232}Th 对中子的吸收率和BR大幅增大;当 $70 \text{ cm} < R < 100 \text{ cm}$ 时,随着 R 增大,增殖盐中 ^{232}Th 的吸收率和BR没有明显的变



(a) ^{232}Th 对中子的吸收率随径向增殖层厚度的变化



(b) BR随径向增殖层厚度的变化

图5 ^{232}Th 对中子的吸收率(a)和BR(b)随径向增殖层厚度的变化

Fig. 5 Neutron absorption rate of ^{232}Th (a) and BR (b) versus the thickness of fertile salt

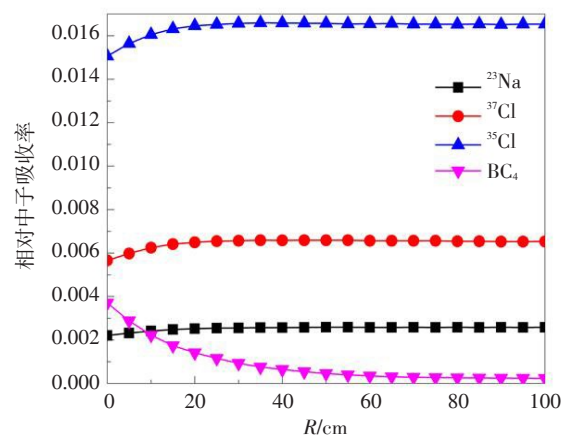


图4 ^{23}Na 、 ^{37}Cl 、 ^{35}Cl 和 BC_4 对中子的吸收率随径向增殖层厚度 R 的变化

Fig. 4 Neutron absorption rate of nuclide and BC_4 versus the thickness of fertile salt

化;在增殖层厚度变化过程中,活性区燃料盐中 ^{232}Th 对中子的吸收率没有发生明显的变化。由此说明随着径向增殖层厚度增大,增殖盐中的 ^{232}Th 对中子的吸收率增大,从而使BR增大。

根据上述分析,当 $R>70\text{ cm}$ 以后,主要核素、合金和 BC_4 的吸收率变化很小,活性区泄漏的中子主要被增殖盐吸收,BR达到稳定。由此认为双区氯盐快堆中径向增殖层厚度为 70 cm 时,反应堆就能达到较好的增殖性能。

2.2 ^{37}Cl 富集度的优化

根据2.1小节分析,当氯盐中 ^{37}Cl 富集度为95%时,堆内 ^{35}Cl 的中子吸收率为 ^{37}Cl 的3倍,约达到总吸收率的1.5%。为了提高中子利用率,保证反应堆具有较好的增殖性能,需要进一步提高 ^{37}Cl 的富集度。本节采用 70 cm 的增殖层,分析了双区氯盐快堆在不同 ^{37}Cl 富集度下(50%、60%、70%、80%、90%、95%、96%、97%、98%、99%)钍铀燃料循环的增殖性能,具体分析了初始状态的BR、中子吸收率、能谱和核素质量消耗。

2.2.1 ^{37}Cl 富集度对初始临界状态的影响

首先运用SCALE6.1计算程序分析了 ^{37}Cl 富集度对初始临界状态的影响。图6给出了不同 ^{37}Cl 富集度下反应堆的初始BR和初始TRU摩尔浓度,从图中可以看出,由于 ^{37}Cl 富集度增加,初始状态下的BR逐渐增大,对应的初始TRU摩尔浓度逐渐降低;当 ^{37}Cl 富集度大于97%时,BR和TRU摩尔浓度变化不大。

图7给出了不同 ^{37}Cl 富集度下堆内 ^{35}Cl 和 ^{37}Cl 在初始状态下的中子吸收率。当 ^{37}Cl 富集度为50%, ^{35}Cl 的中子吸收率大约是 ^{37}Cl 的30倍,达到0.102,中子利用率较差;随着 ^{37}Cl 富集度增加, ^{37}Cl 对中子的吸收率增大, ^{35}Cl 对中子的吸收率逐渐降低,总体上Cl对中子的吸收减少,中子利用率得到提升;当 ^{37}Cl 富集度为97%时, ^{35}Cl 和 ^{37}Cl 的中子吸收率相差很小,分别为0.0074、0.0061,而且此后随着 ^{37}Cl 富集度增加,两者的变化很小。根据对初始状态下BR、中子吸收率的分析,当 ^{37}Cl 为97%时,反应堆能够达到较好的中子利用率和增殖性能。

2.2.2 ^{37}Cl 富集度对燃耗过程的影响

通过MSR-RS程序分析燃耗过程中 ^{37}Cl 富集

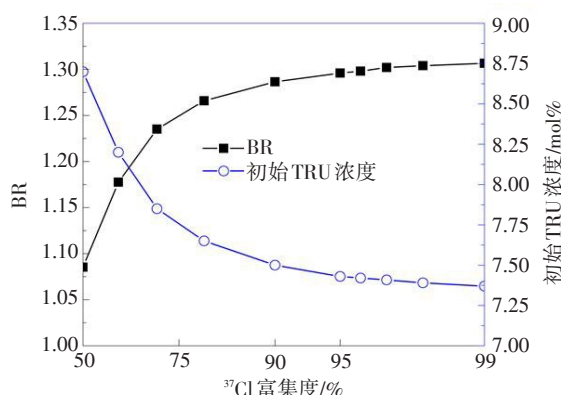


图6 BR和TRU初始浓度随 ^{37}Cl 富集度的变化

Fig. 6 BR and the initial concentration of TRU versus the enrichment of ^{37}Cl

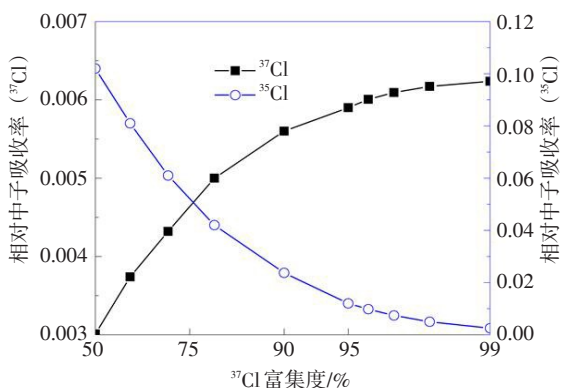


图7 ^{35}Cl 和 ^{37}Cl 的中子吸收率随 ^{37}Cl 富集度的变化

Fig. 7 Neutron absorption rate of ^{35}Cl and ^{37}Cl versus the enrichment of ^{37}Cl

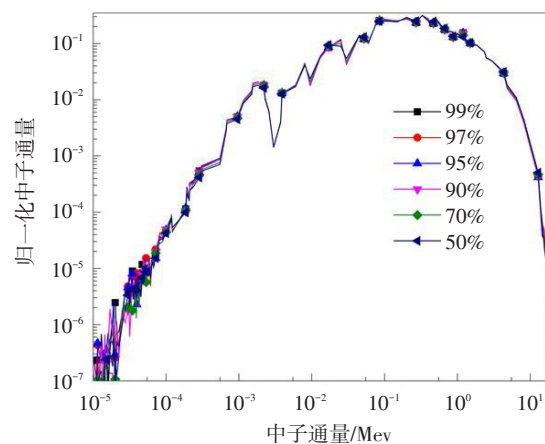
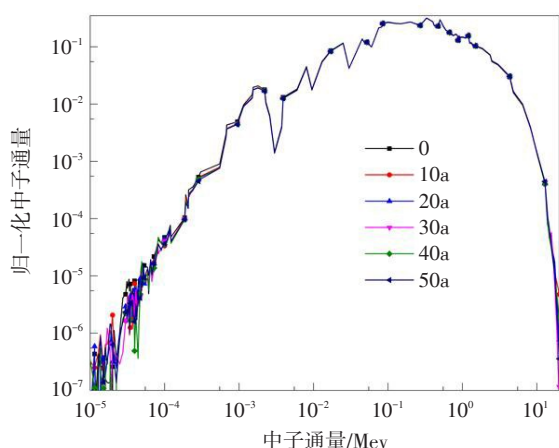


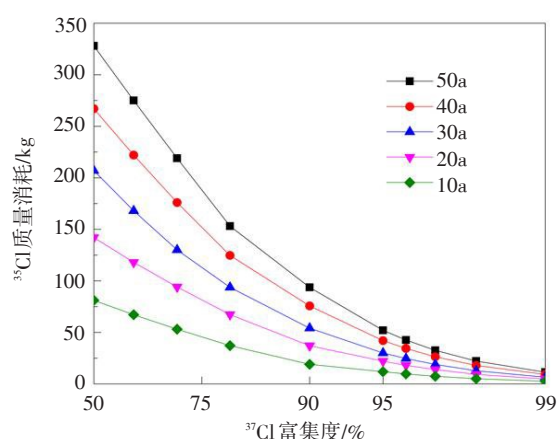
图8 初始时刻不同 ^{37}Cl 富集度下的中子能谱

Fig. 8 Neutron spectrum versus the enrichment of ^{37}Cl

图9 ^{37}Cl 富集度为97%时能谱随运行时间的变化Fig. 9 Neutron spectrum versus time when the enrichment of ^{37}Cl is 97%

度对能谱和 ^{35}Cl 质量消耗的影响,计算时采用MSFR的在线后处理方案^[13]。首先分析了 ^{37}Cl 富集度对初始时刻中子能谱的影响,图8表示初始时刻不同 ^{37}Cl 富集度下反应堆的中子能谱。在不同 ^{37}Cl 富集度下,氯盐快堆均具有较硬的中子能谱,而且相互间的差别很小。图9表示 ^{37}Cl 富集度为97%时反应堆能谱随运行时间的变化,可以看出从初始启堆到燃耗运行50年,反应堆的能谱没有发生明显的改变,说明 ^{37}Cl 的富集度对反应堆中子能谱的影响很小。 ^{35}Cl 在低能区及共振区均具有较大的吸收截面,而在高能区的吸收截面较小,使其针对快中子的吸收较少、对快谱的影响较小。由此认为在不同 ^{37}Cl 富集度、不同的燃耗时间下,氯盐快堆的能谱基本一致,相应的微观截面也没有明显变化。

图10给出了不同燃耗时间下 ^{37}Cl 富集度与 ^{35}Cl 质量消耗的关系,此时, ^{35}Cl 消耗途径是指在堆内吸收中子而消失。当在线处理条件和功率不变时,燃耗过程中的中子通量变化很小,加之能谱和微观截面均没有发生明显改变,所以单位时间内 ^{35}Cl 消耗的质量主要与其在堆内的浓度有关。从图10中看出,当 ^{37}Cl 富集度保持不变时,随着燃耗时间增加, ^{35}Cl 消耗的质量近似线性增加,这主要是因为 ^{35}Cl 的初始装量很大,其消耗的质量占初始装量的比重较小,使堆内 ^{35}Cl 的浓度变化很小。当燃耗时间固定时,随着 ^{37}Cl 富集度增加, ^{35}Cl 消耗的质

图10 ^{35}Cl 的消耗质量随 ^{37}Cl 富集度的变化Fig. 10 ^{35}Cl consumption quality versus the enrichment of ^{37}Cl

量逐渐减小,说明 ^{35}Cl 对中子的吸收逐渐减小,对燃耗的影响逐渐减弱;当 ^{37}Cl 富集度大于97%以后, ^{35}Cl 消耗的质量变化幅度很小。因此,从 ^{35}Cl 质量变化的角度分析,认为 ^{37}Cl 富集度为97%时, ^{35}Cl 在燃耗过程中吸收的中子相对较少,进一步提高 ^{37}Cl 富集度对燃耗性能的改善不明显。

2.3 增殖及嬗变性能分析

基于单区氯盐快堆(Single-zone MCFR)的研究,本文前两小节针对堆芯结构和 ^{37}Cl 富集度进行了分析,提出了双区氯盐快堆(Double-zone MCFR)的设计,即活性区外围增加70 cm的增殖层,堆内 ^{37}Cl 的富集度为97%。本小节采用MSR-RS程序计算分析了单区氯盐快堆和双区氯盐快堆的增殖与嬗变性能,并与参考文献中MSFR的性能进行了对比^[13]。三种堆型均采用MSFR的后处理方案,在燃耗过程中维持 k_{eff} 变化范围为 1.005 ± 0.005 ,维持堆内重金属总质量不变。

上述三种反应堆均采用TRU+Th作为启动燃料,在线提取增殖产生的 ^{233}U 与 ^{233}Pa ,提取速率与熔盐处理速率相同(40 L/d)。图11给出了不同堆型下BR随运行时间的变化,三种情况下BR均大于1,而由于堆内裂变产物随时间逐渐积累,使得其存在一个降低的趋势。相比于MSFR和单区氯盐快堆,优化后双区氯盐快堆的BR明显提高,说明其增殖性能得到明显改善。

图 12 给出了三种反应堆中 ^{233}U 的相对产量 (^{233}U 的产量与初始易裂变核装量的比值), 从图中可以看出, 三种情况下 ^{233}U 的相对产量随时间逐渐增加, 其中, 双区氯盐快堆增加的更明显, 倍增时间仅为 20 年。同时由于双区氯盐快堆的体积和重金属溶解度更大, 初始易裂变核装量更大, 使 ^{233}U 的绝对产量更加可观, 运行 50 年内的平均产量达到 $168 \text{ kg}/(\text{a} \cdot \text{GW})$ 。

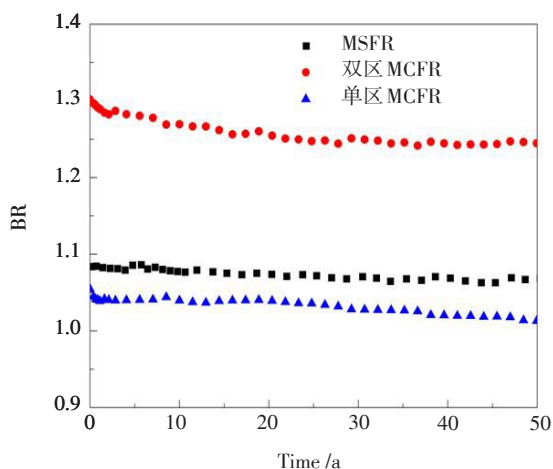
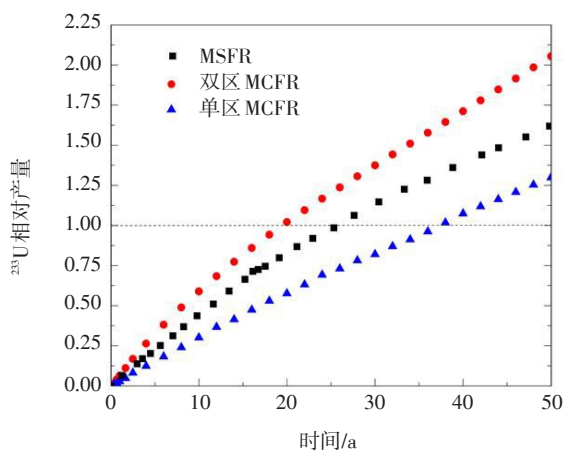


图 11 BR 随燃耗时间的变化

Fig. 11 Evolution of BR over time

图 12 ^{233}U 相对产量随燃耗时间的变化Fig. 12 Relative production of ^{233}U over time

当嬗变 TRU 时, TRU+Th 作为启堆燃料, 燃耗过程中添加比例合适的 TRU/Th 来维持临界; 当嬗变次锕系核素 (Minor Actinide, 简称 MA)

时, MA+Th 作为启堆燃料, 此时 MA 的摩尔浓度较高, 初始达到 $32.4 \text{ mol}\%$, 燃耗过程中添加比例合适的 MA/Th 来维持临界。表 3 为 MA 的核素组成^[14]。

表 3 MA 的成分

Table 3 Composition of MA

核素	质量份额/%	核素	质量份额/%
^{237}Np	56.20	^{241}Am	26.40
^{243}Am	12.0	^{243}Cm	0.03
^{244}Cm	5.11	^{245}Cm	0.26

图 13 给出了双区氯盐快堆分别嬗变 TRU 和 MA 时嬗变率随时间的变化。由图可知, 优化后的双区氯盐快堆对 TRU 和 MA 均具有较好的嬗变效果, 其嬗变效率随着时间逐渐增大; 当燃耗 50 年时, 分别达到 68.3% 和 49.6% , 对应的嬗变量分别为 $150 \text{ kg}/(\text{GW} \cdot \text{a})$ 、 $371 \text{ kg}/(\text{GW} \cdot \text{a})$ 。

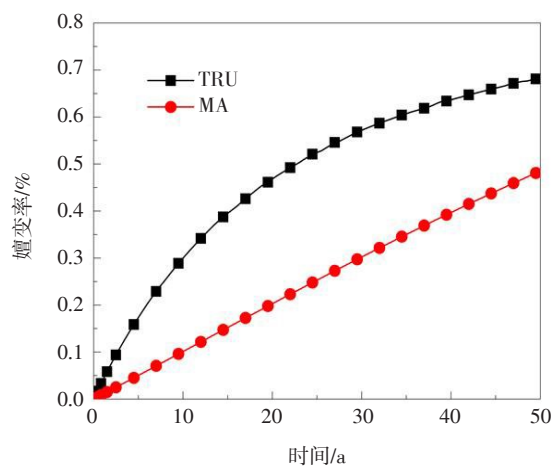


图 13 TRU 和 MA 的嬗变率随时间的变化

Fig. 13 Transmutation efficiency of TRU and MA over time

堆芯温度的变化会显著影响反应堆的运行和安全, 为了满足固有安全性, 本小节针对双区氯盐快堆的温度反应性系数进行了计算。图 14 给出了双区氯盐快堆中多普勒系数、熔盐密度系数和总温度反应性系数随时间的变化, 可以看到, 在 50 年的燃耗中, 多普勒系数、熔盐的密度系数和总温度系数均保持一定的平稳

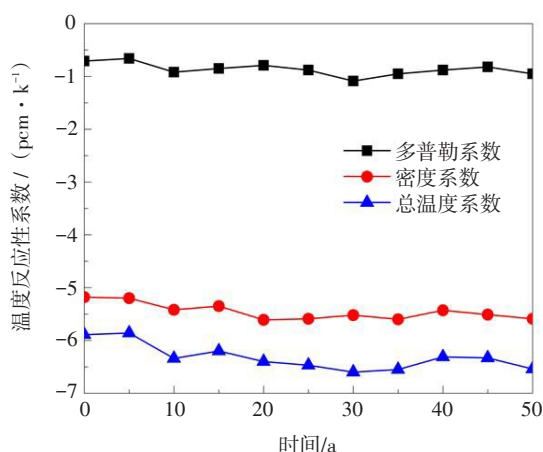


图14 温度反应性系数随燃耗时间的变化

Fig. 14 Evolution of the feedback coefficients over time

性，且总温度反应性系数约维持在 -6 pcm/K (pcm是反应性单位，为 10^{-5})左右，保证了反应堆的固有安全性。

3 结论

本文基于在线连续添料与后处理，从堆芯结构、 ^{37}Cl 的富集度、增殖及嬗变性能等方面进行分析，提出了双区氯盐快堆的结构，提升了氯盐快堆的增殖及嬗变性能。结果表明如下：

(1) 随着增殖层厚度增加，堆内结构材料的中子吸收率降低， ^{232}Th 的中子吸收增加，使中子利用率和增殖性能得到提高，当增殖层达到70 cm时，反应堆能够达到较好的增殖性能。

(2) 随着 ^{37}Cl 富集度增加，初始BR逐渐增大， ^{35}Cl 的中子吸收率逐渐减小，而且燃耗过程中 ^{35}Cl 消耗的质量逐渐减小。当 ^{37}Cl 富集度大于97%以后， ^{35}Cl 的影响较小，反应堆能够达到较好的增殖性能，进一步提高 ^{37}Cl 富集度对性能的改善不明显。

(3) 双区氯盐快堆相比于MSFR和单区氯盐快堆具有更好的增殖性能，其 ^{233}U 的产量更大，而且倍增时间缩短至20年。

(4) 双区氯盐快堆具有较好的嬗变性能，对TRU和MA的嬗变率分别达到68.3%和49.6%。由于氯盐膨胀系数更大，使得其反应性温度系数为负，且绝对值较大。

参考文献

- [1] US Department of Energy. A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems [R]. USA: Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, 2002.
- [2] Jiang Mianheng, Xu Hongjie, Dai Zhimin. Advanced fission energy program - TMSR nuclear energy system [J]. Bulletin of Chinese Academy of Sciences, 2012, 27 (3): 366-374.
- [3] Hargraves R, Moir R. Liquid fluoride thorium reactors: an old idea in nuclear power gets reexamined [J]. American Scientist, 2010, 98 (4): 304-313.
- [4] Bettis E S, Schroeder R W, Cristy G A, et al. The aircraft reactor experiment - design and construction [J]. Nuclear Science & Engineering, 1957, 2 (6): 804-825.
- [5] Peng Yipeng, Yu Chenggang, Cui Deiyang, et al. Analysis of burnup performance for a molten chloride salt fast reactor based on thorium fuel [J]. Nuclear Techniques, 2018, 41 (7): 71-78.
- [6] Bulmer J J, Gift E H, Holl R J, et al. Reactor design and feasibility study: fused salt fast breeder [R]. Tennessee: Oak Ridge School of Reactor Technology, 1956.
- [7] Yan Kai. Study on high temperature oxidation-resistant coating on TZM alloy [D]. Nanjing: Nanjing University of Aeronautics and Astronautics, 2010.
- [8] Merle-Lucotte E, Heuer D, Brun C L, et al. Fast thorium molten salt reactors started with plutonium [C] //American Nuclear Society, the Atomic Energy Society of Japan, the Korea Nuclear Society, et al. International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, OAI, 2006.
- [9] SCALE: a comprehensive modeling and simulation suite for nuclear safety analysis and design ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, Vol. I-III [R]. Oak Ridge, Tennessee: Oak Ridge National Laboratory, 2011.
- [10] Cui Deyang. Study on the establishment of thorium fuel cycle by using enriched uranium and plutonium in molten salt reactor [D]. Shanghai: University of Chinese Academy of Sciences, 2017.
- [11] Li Guangchao, ZOU Yang, YU Chenggang, et al. Model optimization and analysis of Th-U breeding based on MSFR [J]. Nuclear Techniques, 2017, 40 (2): 78-84.
- [12] Yu C G, Li X X, Cai X Z, et al. Minor actinide incineration and Th-U breeding in a small FLiNaK molten salt fast reactor [J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, 99: 335-344.
- [13] Heuer D, Merle-Lucotte E, Allibert M, et al. Towards the Thorium Fuel Cycle with Molten Salt Fast Reactors [J]. Annals of Nuclear Energy, 2014, 64: 421-429.
- [14] Zheng Meiyin, Tian Wenxi, Chu Xia, et al. Feasibility Analysis of MA Transmutation in Radial Fuel Shuffling TWR [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2015, 49: 58-62.

(下转第82页)

阳小华,曾铁军,万亚平,等.放射性物质个体自主安全智能[J].核安全,2019,18(2):43-48.

Yang Xiaohua, Zeng Tiejun, Wan Yaping, et al. Individual Self-Security Intelligence of Radioactive Substance [J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 43-48.

放射性物质个体自主安全智能

阳小华^{1,2,3}, 曾铁军^{2,3}, 万亚平^{1,3}, 刘征海^{1,2}, 毛 宇^{1,2}, 胡 杰¹

(1. 南华大学 计算机学院, 衡阳 421001;

2. 南华大学 核科学技术学院, 衡阳 421001;

3. 中核集团高可信计算重点学科实验室, 衡阳 421001;)

摘要: 当前放射性物质主要依靠入侵报警系统、视频监控系统和出入口控制系统等外部手段来保障安全。当面临低空、水下等安全威胁或系统故障导致外部安保系统失效时,放射性物质将失去安全保障,致使放射性物质发生丢失或被盗等核安全事件。本文提出放射性物质个体自主安全智能的概念,赋予放射性物质感知和应对自身所面临危险的能力;提出内在安全智能与外在安保能力相结合的安保级别划分,为满足不同类型的放射性物质安全性需求提供新的实现方式。

关键词: 放射性物质;安保;自主安全智能;安保级别

中图分类号: TL362⁺.1 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2019) 02-0043-06

放射性物质或放射源是指任何含有放射性核素,且其活度浓度和总活度都超过规定值的物质。放射性物质具有放射性活度高、半衰期长,达到一定剂量将致使人患放射病,甚至死亡。因此,放射性物质的安全是关乎国计民生和社会稳定的重要大事。广泛意义的放射性物质安全包括安保(security)与安全(safety)。放射性物质的安全是指为了减小辐射照射对人产生损伤的可能性而采取的管理、技术措施。放射性物质的安保(security)^[1]是指为了防止对放射物质的非法占有或非法行动,确保对放射性物质的有效控制而采取各种措施。本文中放射性物质的安全其含义就是安保。

人防、物防、技防是安全防范的3个主要手段^[2],分别对应核安保措施中的管理措施、物理措施和技术措施3类。

管理措施是用立法、标准、政策、程序来安全可靠地管理放射性物质或源,包括存量盘

点和记录、现状和事件报告制度等。

物理措施提供了一种对放射源、装置或设施的实物屏障,用以隔离未经授权的人员的接近或防止无意或未经授权的接近和转移放射源。物理措施通常包括硬件和安保装置,如栅栏、围墙、罐、运输容器,门的锁和联锁,带锁的屏蔽容器,抗侵入的装源装置等。

技术措施是指利用现代信息技术的防护措施,如入侵探测系统、视频监控系統、出入口控制系统等,是人防和物防的延伸。本文讨论的安保措施主要是技术措施。

传统的放射性物质面临的安全威胁是放射性物质的丢失或被盗,主要来自地面上的人、车等。在现有放射性物质安保措施下,放射性物质丢失或被盗事故时有发生。2004年,一家主要从事锅炉压力容器无损检测工作的股份制公司的内带1枚¹⁹²Ir铱-192放射源的储源器被盗,当时总活度为2.26 TBq^[3]。2014年,南京

收稿日期: 2018-12-20 **修回日期:** 2019-04-01

基金项目: 中央军委科技委国防科技创新特区项目,项目编号: 17-163-15-XJ-002-002-04

作者简介: 阳小华, (1963—) 男, 湖南衡阳人, 教授, 博士, 计算机软件与理论专业, 现主要从事核仪控系统安全性理论与方法、核安保技术、核能软件测试与评价技术等领域的研究

江北某工厂丢失放射性源 ^{192}Ir [4], 被定性为重大事故。此外, 随着无人机及小型潜航器技术的发展, 安全威胁由地面向低空和水下拓展 [5], 主要是: (1) 低空空域各类飞行器 (见图1) 发展迅速, 使用者容易利用其从空中来窃取轻量级的放射性物质, 增大了空域的威胁; (2) 近年来, 以小型潜航器具、蛙人为代表的新型单人或无人潜航设备的发展, 易被恐怖分子利用来窃取海路运输的放射性物质, 形成水域威胁。



图1 无人机

Fig. 1 UAV

传统的放射性物质的安保措施主要是针对地面安全威胁来设计的, 在新情况下容易出现安保漏洞。

以往放射性物质安保主要是防止没有获得授权的人接近放射源而导致当事人被照射, 而全球恐怖主义势力的存在, 使放射性物质安保还需防止对人或环境故意损害的核与辐射恐怖事件。据国际原子能机构 (IAEA) 统计, 全球每年发生的盗窃、丢失或未经授权拥有核材料或其他放射性物质事件多达100余起 [6]。恐怖分子通过盗窃、走私、非法交易获得放射性物质, 并将其制成“脏弹”或是制造成核武器袭击核电站或核装置。例如, 2010年11月, 格鲁吉亚政府抓获了试图向伊斯兰极端主义组织贩卖浓度高达89.4%的浓缩铀的2名走私分子。恐怖分子袭击并盗取放射性物质, 成为必须面对的严重的安全风险, 因此, 对放射性物质的安保提出了更高的要求。

面对当前严重的放射性物质安全风险, 探

讨应用物联网和人工智能等新兴技术提高放射性物质的安保能力, 使其能够主动应对丢失、盗取等外部威胁, 全面提高放射性物质的安全性具有十分重大的意义。

1 放射性物质安保现状

我国核工业发展以来, 政府十分重视放射性物质安全问题, 多次指出核安全是国家安全组成部分, 是核能发展的生命线。

放射性物质一般都有较严格的安保措施, 主要包括入侵报警系统、视频监控系统、出入口控制系统等多个子系统 [7-11]。

入侵报警系统的作用是通过各种探测器识别出敌对势力的入侵并延迟或阻止入侵的行为。这些入侵探测器主要有: 红外微波探测器、静电场探测器、光纤振动探测器、收发分置微波探测器、张力铁丝探测器、埋地电缆探测器、脉冲电子围栏、麦克风电缆振动探测器等。通过这些探测器探知入侵者是否存在非法行为, 并准确定位入侵地点, 为安保控制中心的值班人员提供信息。用于延迟或阻止入侵行为的技术措施有栅栏、围墙、罐、运输容器、门的锁和联锁、带锁的屏蔽容器、抗侵入的放射性物质容器等。

视频监控系统 (见图2) 进行快速准确的定位报警, 包括防区各出入口视频监控、重要区域视频监控。利用视频监控拍摄的图像, 进行图像识别或者值班人员识别并确认出是否有非法入侵行为, 实现有效探测, 从而保护放射性物质的安全。

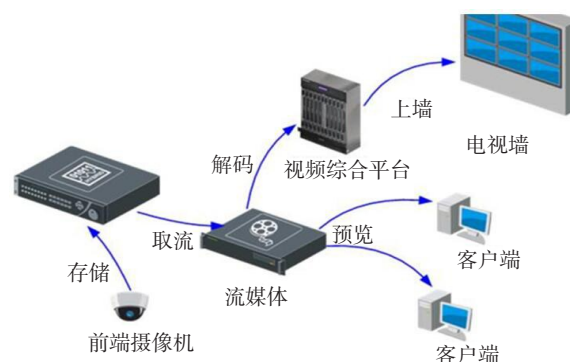


图2 视频监控系统

Fig. 2 Video monitoring system

出入口控制系统(见图3)用于对进出放射性物质保护区域的人员和载有放射性物质的车辆进行统一授权管理,通过相关设备自动识别个人生物特征、出入卡或密码,继而控制出入口的通行。

近年来,放射性物质安防管理系统开始加入物联网技术^[12, 13],例如,采用RFID(无线射频识别)、传感器网络、无线数据传输等信息技术。浙江大学针对放射源的异常泄漏、意外丢失和被盗等问题,研制了基于RFID/GPRS(通用分组无线服务技术)的放射源监控系统^[14]。其实时位置功能由GPS无线定位模块实现,放射源底部电子标签状态信息由RFID阅读器读取。位置与标签状态信息通过GPRS无线传输方式发送到远程监控中心。南华大学利用RFID技术、计算机数据库管理技术来探索和建立一套先进的放射源安全和防护电子标签管理和追踪识别方案^[15]。

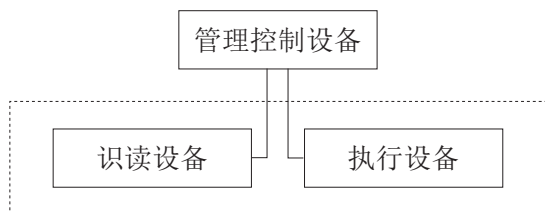


图3 出入口控制系统

Fig. 3 Entrance access control system

综上所述,现有放射性物质的安全完全依靠外部系统,犹如无任何安全意识的小婴儿,既不能感知面临的危险,也不具备基本应对能力。当外在安全系统由于各种原因而失效时,则放射性物质的安全无法得到保证。另外,当新的安全威胁出现时,例如,来自低空和水域的安全威胁,外在安全系统不得被动升级,从而带来成本和实效性的巨大压力。为了解决上述问题,本文提出放射性物质个体自主安全智能的概念,赋予放射性物质感知面临的危险的能力和基本应对能力。

2 放射性物质个体自主安全智能

定义1:由于放射性物质在运输、使用、储存等阶段都处于特定的包装容器之中,放射性

物质的安全就是其包装容器安全。因此,如果容器具有感知和应对未经授权的接近和获取放射性物质等危险的基本能力,则称放射性物质具备了个体自主安全智能(以下简称安全智能)。

以放射性废物为例,其从产生到处置,一般需要经过处理、运输、储存几个阶段,处理主要是对废物进行焚烧、压缩、去污、固化或固定等。而在运输、储存阶段,放射性废物都处于密闭的放射性废物桶之中(见图4),因此,放射性废物的安全就是废物桶的安全。如果在放射性废物桶上加装智能电子设备,使其能够探测外来人员的非法接近并通过声光报警,则放射性废物就具备一定的安全智能。



(a) 放射性废物桶 (b) 高放容器 (c) 原料桶



(d) 中放屏蔽箱 (e) 医疗废物桶

图4 废物容器(桶)

Fig. 4 Waste containers

不同于入侵报警系统、视频监控系统、出入口控制系统等外在安全系统,安全智能是放射性物质的内在安全系统,具有独立的自我安保能力。

如果把放射性物质的安全性理解为其拥有的整体安保能力,那么安全智能与外在安全系统的组合可以为放射性物质提供内在和外在2个方面的安全保障,从而极大地提高放射性物质的安全性。

为了方便讨论,把安全系统的安保能力简化为系统可用度 A (A =系统平均无故障时间除以系统平均无故障时间和故障平均维修时间之和),系统不可用度为 $\bar{A}=1-A$ 。由于安全智能与外在安全系统是完全独立的,因此,二者可以认为是并联系统。只有在外在安全系统和自身安保能力同时失效时才能丧失安保能力,所以,总的不可用度应为二者乘积,即总不可用度 $\bar{A}=\bar{A}_w \cdot \bar{A}_n$ 。二者并联后总的系统可用度 $A=1-\bar{A}=1-\bar{A}_w \cdot \bar{A}_n$ 。

例如,某安全监控系统^[16]主要由电源、前端设备(如传感器、摄像头等器件)、数据交换设备(组网用)及服务器等部分组成。当电源、前端设备、数据交换设备及服务器4部分的故障率分别为:0.01383次/a、0.7076次/a、0.0902次/a、0.0440次/a时,系统总故障率为0.8556次/a,计算获得系统可用度 A_w 可达99.77%,不可用度 $\bar{A}_w$ 为 2.3478×10^{-3} ,数量级在 10^{-3} 。

放射性物质安全智能的实现可以采用外在安全监控的相关技术,其系统不可用度可达到外在安全系统的同一数量级 10^{-3} 。因此,安全智能与外在安全系统组合后,总不可用度 $\bar{A}=\bar{A}_w \cdot \bar{A}_n$,数量级在 10^{-6} ,放射性物质的安全性将达到0.999999。

3 具有个体自主安全智能的放射性物质安保级别划分

国际原子能机构的报告《放射源安保》(IAEA-TECDOC-1355)^[17]依据《放射源分类》^[18]对各种类型的放射源进行风险评价,按照其风险水平把所要采取的安保措施分为4个级别。放射源分类见表1。

安保级别可以用安保措施的执行目标来表述。由于采用的措施很广泛,可用阻碍、探测和延迟未经授权的接近或者获取放射源的能力来描述它们。

4个安保级别的安保措施的执行目标见表2。

分析表2所列安保措施的执行目标,可以得到如下结论:

D级安保只需要采取存量盘点和记录、现状

表1 放射性物质分类及对应的安保级别

Table 1 Radioactive substance classification and the corresponding security levels

类别	特点	安保级别
V	极低危险源,不会对人造成永久性损伤	D
IV	低危险源,短时间接触基本不会对人造成永久性损伤,但长时间、近距离接触可能会造成可恢复的临时性损伤	C
III	危险源,当没有防护措施时人体直接接触,几小时就会对人造成永久性损伤,接触几天至几周可能致人死亡	B
II	高危险源,当没有防护措施时,接触几小时至几天可致人死亡	B
I	极高危险源,没有防护措施时,接触几分钟到1h就可致人死亡	A

表2 安保级别的执行目标

Table 2 Execution targets at different security levels

级别	执行目标
D	安保措施应当确保安全的使用放射源,能够将其作为财产加以充分保护,并能够按规定的的时间间隔核查放射源在其指定位置
C	安保措施能够阻止未经授权的接近放射源的行为,并能够按规定的的时间间隔核查放射源在其指定位置
B	安保措施能够及时探测、阻止未经授权的接近和获取放射源的行为
A	安保措施能够及时探测、阻止未经授权的接近和获取放射源的行为,能够延迟未经授权的人获取放射源的时间,直到对此作出反应

和事件报告制度等管理措施;

C级安保在D级基础上,增加了对“阻止”能力的要求,可通过提供实物屏障的物理措施;

B级安保在C级基础上,主要是增加了对及时“探测”能力的要求,可以采用入侵报警系统、视频监控系统等技术措施;

A级安保在B级基础上,增加了“能够延迟”和“作出反应”两个条件,即“能够延迟未经授权的人获取放射源的时间,直到对此作出反应”,因而需要更强的技术措施来阻止未经授权的人获取放射性物质。

在《放射源安保》报告中,有一个隐含的假设:安保措施的保护对象都是没有任何安全智能的物质,是纯粹的客体,其安全只能由外

在的安全系统来保障。而对于具有自主安全智能的放射性物质而言,其安全性是由外在系统的安保能力和内在安保能力的组合来实现的。

借鉴《放射源安保》对安保措施的执行目标的分类,放射性物质的自主安全智能可分为如下两个安全等级:

I 级个体安全智能:能够及时探测到未经授权的人接近和获取放射源的行为并报警,提示相关的人或系统作出反应。

II 级个体安全智能:I 级个体安全智能加上“能够延迟未经授权的人获取放射源,直到可能对此作出反应”。

为了表述一致,把没有任何安全智能的放射性物质称为具有零级安全智能。

以小孩类比,零级安全智能的小孩就是一个没有任何自主安全意识的婴儿,其安全性只能靠父母或其他人来保障;I 级安全智能的小孩已经具有基本安全意识和能力,当遇到安全威胁时,能够通过哭闹或者语言来寻求大人的保护;II 级个体安全智能的小孩还可以在哭闹的同时,以各种反抗行为来主动抵御安全威胁。

放射性物质的自主安全智能和外在安全系统组合,可以得到更高的安保等级,见表 3。

表 3 具有安全智能的放射性物质安保级别

Table 3 Security levels of radioactive substances with individual self-security intelligence

外在系统等级	自主安全智能等级		
	0 级	I 级	II 级
A 级	0A	IA	IIA
B 级	0B	IB	IIIB
C 级	0C	IC	IIIC
D 级	0D	ID	IIID

因为放射性物质自主安全智能和外部安全系统都是以提高放射性物质的安保能力为目标,各自不同的安全等级划分的原则都是以各自安保能力的执行目标为依据。某一特定的安全风险等级,既可以有外部安全系统的安保等级单独与之对应,也可以有放射性物质自主安全智能等级单独与之对应。当放射性物质同时具备外部安全系统和自主安全智能时,则可以

由相对较低的安全等级组合来对应。例如,C 级外部安保加上 II 级个体自主安全智能可以相当于 B 级安保,若加上 I 级个体安全智能则可以等同于 A 级安保。这样,在进行放射性物质安保能力设计时,就可以有多个安保等级可供选择;同时,相比之前仅有外部安全系统,IIA、IA 可以比原有的 A 级安保提供更高的安保水平。

4 结语

本文介绍了放射性物质面临的各种安全风险,分析了传统安保技术存在的不足,提出了放射性物质个体自主安全智能的概念,建立了外在安全系统能力与内在安全智能相结合的放射性物质安保能力级别新体系。

下一步拟从 3 个方面开展工作:(1) 针对放射性物质使用、监管单位的实际需求,研究个体自主安全智能的实现技术,研发样机和产品;(2) 把个体自主安全智能的概念扩展为群体自主安全智能,研究放射性物质如何通过相互协作来提高群体安全性;(3) 研究如何针对具有内在安全智能的放射性物质来设计新型的外在安全系统,实现内外安保能力的有机融合,从整体上提高放射性物质的安全性。

参考文献

- [1] IAEA. IAEA/CODEOC/2004 Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources [S]. IAEA: Vienna, 2004.
- [2] 吕海涛. 安全防范系统效能评估关键技术研究 [D]. 武汉: 武汉大学, 2014.
- [3] 时维东. 北京“5. 25”放射源被盗窃案给放射性物品管理带来的启示 [J]. 中国辐射卫生, 2005, 14 (3): 180-181.
- [4] 秦永春, 周献锋, 熊晓芸, 等. 南京铀-192 放射源丢失事故受照者生物剂量估算 [J]. 中国职业医学, 2016, 43 (3): 305-307.
- [6] 樊吉社. 核安全全球治理: 历史、现实与挑战 [J]. 国际安全研究, 2015, 33 (2): 20-39+158.
- [7] 马亮, 荣峰, 王建永, 等. 核设施实物保护技术探究 [J]. 核安全, 2013 (1): 64-68+80.
- [8] 刘亚凡, 成向飞. 核电厂实物保护系统特点分析 [J]. 电气应用, 2011, 30 (12): 62-65.
- [9] 代文鹏, 陈恒, 潘昌鹏, 等. 放射源远程监控系统研究 [J]. 无线互联科技, 2018, 15 (15): 45-46+52.
- [10] 赵庆会, 史蕾, 王辉. 浅谈城市放射性废物库的安全管理 [J]. 中国辐射卫生, 2015, 24 (1): 73-75.
- [11] 刘献, 刘安全, 刘艳芳, 等. 放射源在线监控系统设计与应用 [J]. 中国辐射卫生, 2013, 22 (2): 209-212.

- [12] 林晓东, 黄清, 甘来, 等. 基于物联网技术的移动探伤放射源监管系统设计思路 [J]. 辐射防护通讯, 2017, 37 (3): 31-33+37.
- [13] 刘佩, 刘昱, 姚兵, 等. 核电厂离堆放射性废物处理方案浅析 [J]. 核动力工程, 2013, 34 (5): 149-153.
- [14] 何海洋. 基于GPRS技术的放射源监控系统的设计与实现 [D]. 杭州: 浙江大学, 2012.
- [15] 颜拥军, 周剑良. 基于RFID的放射源跟踪管理系统设计 [J]. 核电子学与探测技术, 2008 (4): 687-689+694.
- [16] 芦杉, 章小强. 安防监控集成系统可靠性分析 [J]. 电子世界, 2016 (2): 42-46.
- [17] Anon. Adsorption of dye from wastewater by zeolites synthesized from fly ash: kinetic and equilibrium studies - sciencedirect [J]. 2009, 17 (3) 513-521.
- [18] 国家环境保护总局, 关于发布放射源分类办法的公告, 2005. [EB/OL]. (2005-12-23) [2018-12-10]. http://www.gov.cn/gzdt/2005-12/28/content_140242.htm.

Individual Self-Security Intelligence of Radioactive Substance

Yang Xiaohua^{1,2,3}, Zeng Tiejun^{2,3}, Wan Yaping^{1,3}, Liu Zhenghai^{1,2}, Mao Yu^{1,2}, Hu Jie¹

(1. School of Computer, University of South China, Hengyang 421001, China;

2. School of Nuclear Science and Technology, University of South China, Hengyang 421001, China;

3. CNNC Key Laboratory on High Trusted Computing, Hengyang 421001, China;)

Abstract: Currently, the methods to ensure the safety of radioactive materials include intrusion alarm system, video surveillance system and access control system. However, radioactive substances may lose their security protection when faced with non-traditional security threats such as low-altitude or underwater threats, or system failure, which may lead to incidents of loss or being stolen of the radioactive substances. This paper discusses the concept of self-security intelligence of individual radioactive substances which endows them with the ability to perceive and respond to danger. A novel security level grading method based on the combination of intrinsic security intelligence and external security capability is proposed to satisfy the safety requirements for different types of radioactive substances.

Key words: radioactive substance; security; self-security intelligence; security level

(责任编辑:许龙飞)

杨舒琦, 李兰, 谭怡, 等. 华龙一号 SGTR 事故源项分析研究[J]. 核安全, 2019, 18(2): 49-53.

Yang Shuqi, Li Lan, Tan Yi, et al. Research on Accident Source Term Analysis of Hualong 1 SGTR[J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 49-53.

华龙一号 SGTR 事故源项分析研究

杨舒琦*, 李 兰, 谭 怡, 肖 锋, 朱建平

(中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都 610213)

摘要: 本文根据华龙一号蒸汽发生器传热管破裂 (Steam Generator Tube Rupture, 简称 SGTR) 事故的特点, 研究了适用于此的事故源项分析方法, 分析了蒸汽发生器汽水释放模式对事故放射性源项的影响, 明确了蒸汽发生器满溢对事故源项尤其是碘放射性源项的影响较大。同时进行了事故放射性后果分析。结果表明, 新的源项分析方法既符合源项分析的保守性要求, 又满足国标对事故放射性后果的限制准则。

关键词: SGTR; 华龙一号; 事故源项; 放射性后果

中图分类号: TM623.8 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2019) 02-0049-05

根据各国核电厂的运行经验, SGTR 是核电厂发生频率较高的事故之一^[1]。世界核电史上发生了多起重大的 SGTR 事故, NUREG/CR-5750 报告估算的 SGTR 事故的发生频率是 7.1×10^{-3} (均值)/堆年^[2]。根据事故的发生频率及可能造成的后果严重程度划分, SGTR 事故属于稀有事故。

在分析 M310 核电厂的 SGTR 事故源项时, 参考了《法国 900MW 压水堆核电站系统设计和建造规则》(RCC-P)^[3], 其假设条件非常保守。而国标《核动力厂环境辐射防护规定》(GB 6249—2011)^[4] 对稀有事故剂量的限制比国外严格很多, 若分析假设完全参考 RCC-P, 则事故放射性后果会超标。在经过一系列验证后, M310 核电厂采用了合理但更加现实的假设。如何既能充分保证源项分析的保守性, 又能满足国标对剂量的限制条件, 一直是研究人员和安全审评人员关注的重点问题之一^[5,6]。在华龙一号的 SGTR 事故源项分析中, 根据华龙一号的设计特点, 改进原有分析方法, 对于解决

这一问题, 具有重要意义。

分析 SGTR 事故时, 考虑蒸汽发生器一根传热管双端完全剪切断裂, 并允许该传热管两端无阻碍地喷放^[7]。对于该事故而言, 大部分放射性活度来自溶于反应堆冷却剂中的裂变产物, 所以放射性后果取决于从受影响蒸汽发生器向环境释放的流体性质和流体总量。M310 核电厂发生 SGTR 事故时, 受影响蒸汽发生器通常会发生满溢, 这将导致大量的液态放射性物质释放到环境中。同时, 蒸汽发生器 (Steam Generator, 简称 SG) 的安全阀过水可能会导致阀门卡开, 从而造成严重的事故叠加^[8]。如果能减少或避免受影响 SG 满溢, 则事故向环境排放的放射性物质将大幅减少。

华龙一号作为我国自主研发拥有完全知识产权的最新的三代核电技术, 采取了一系列措施防止 SGTR 事故后受影响 SG 发生满溢现象。本文根据华龙一号 SGTR 事故的改进措施, 重新确立适用的事故源项分析参数, 与 M310 核电厂比较, 分析了汽水释放模式对源项的影响, 计

收稿日期: 2019-03-01 修回日期: 2019-03-15

作者简介: 杨舒琦 (1987—), 女, 四川成都人, 工程师, 硕士, 核工程与核技术专业, 现主要从事反应堆屏蔽源项与环境安全分析工作

*通讯作者: 杨舒琦, E-mail: 516418074@qq.com

算了事故放射性后果。通过验证,新的分析方法能够同时满足源项分析保守性和后果评价安全性的双重要求。

1 源项分析研究

1.1 计算参数确立

1.1.1 一回路放射性源项

SGTR事故发生后,将直接导致一回路边界丧失,一回路冷却剂中的放射性源项直接释放到二回路冷却剂中^[9],并通过二回路蒸汽发生器释放到环境中。因此,一回路放射性源项值的选取对计算结果影响很大。法国的459堆年的运行经验表明,一回路冷却剂稳态下的放射性比活度95%以上都小于2 GBq/t ¹³¹I当量。大亚湾和岭澳一期的运行经验表明,一回路冷却剂稳态下的放射性比活度99.4%以上都小于2 GBq/t ¹³¹I当量,99.93%以上都小于4.44 GBq/t ¹³¹I当量。因此,M310核电厂在SGTR事故源项分析中,沿用了相关核电站的实践经验,一回路冷却剂比活度采用统一到4.44 GBq/t ¹³¹Ieq活度谱对应的瞬态最大值。对于华龙一号,根据Q/CNNC JE2—2015^[10]的规定,事故前一回路比活度统一到37 GBq/t ¹³¹I当量对应的瞬态最大值。在一回路放射性比活度选取方面,华龙一号符合设计基准事故源项分析准则的要求,在保守性方面更优于M310核电厂。

1.1.2 汽水释放量

对于M310核电厂,根据事故分析的结果,事故后受影响SG满溢,并持续较长时间。M310核电厂SGTR事故蒸汽发生器向环境的蒸汽释放量如图1所示,向环境的液体释放量如图2所示。

华龙一号在发生SGTR事故时,由于采用了一系列改进措施,避免了SG满溢,放射性物质全部以蒸汽的形式通过安全阀/释放阀排出。华龙一号SGTR事故期间受影响蒸汽发生器向环境的汽水释放量如图3所示。

由图1~图3可以看出,华龙一号受影响蒸汽发生器液体排放量为0,相比M310核电厂,蒸汽释放量有了显著增加,约为M310核电厂的4.3倍,同时蒸汽释放持续时间延长为2300 s,为M310核电厂的1.5倍。

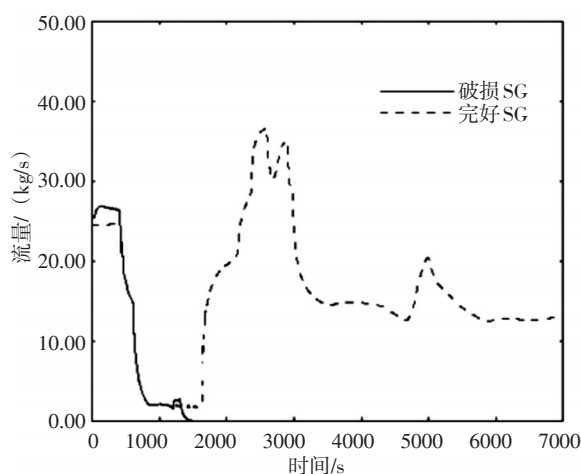


图1 SG向环境的蒸汽流量

Fig. 1 The steam from SG to environment

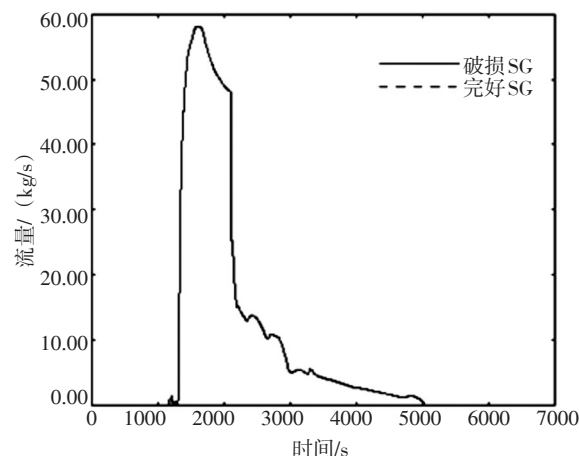


图2 SG向环境的液体流量

Fig. 2 The liquid from SG to environment

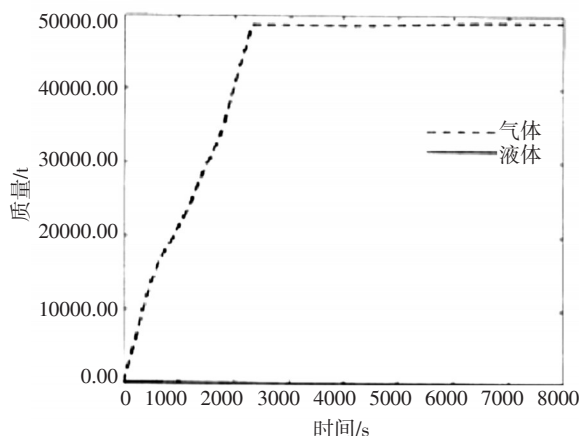


图3 受影响SG向环境的汽水释放量

Fig. 3 The steam and liquid from affected SG to environment

1.1.3 汽水分配因子

考虑一回路向二回路泄漏液中的放射性物质主要为惰性气体和碘。由于水对惰性气体的滞留作用很小,假设泄漏到二回路的惰性气体直接进入蒸汽发生器气相;碘进入蒸汽发生器液相,被蒸汽发生器二次侧给水稀释后,通过蒸汽携带出去。在未受影响SG内,碘的汽水分配因子取0.01。考虑假想的液相旁通现象,在受影响SG内保守地取碘的汽水分配因子为0.1。华龙一号与M310核电厂假设的汽水分配因子一致。

1.2 计算程序及模型

本文采用GVACT程序^[11]进行计算,计算模型如下:

$$ARL_i = \int_{t_1}^{t_2} C_{li} dt + \int_{t_1}^{t_2} C_{3i} D_1 dt + \int_{t_1}^{t_2} C_{2i} D_2 dt + \int_{t_1}^{t_2} C_{li} D_3 FP_i dt + \int_{t_1}^{t_2} C_{3i} D_4 FP_i dt \quad (1)$$

式中, ARL_i 为核素 i 的环境释放源项 (GBq); t_1 为事故发生初始时刻 (s); t_2 为事故发生后, SG 汽水释放结束时刻 (s); C_{li} 为核素 i 在受影响蒸汽发生器二次侧蒸汽中的比活度 (GBq); C_{2i} 为核素 i 在受影响蒸汽发生器二次侧水中的比活度 (GBq); C_{3i} 为核素 i 在未受影响蒸汽发生器二次侧蒸汽中的比活度 (GBq); D_1 为未受影响蒸汽发生器二次侧蒸汽通过释放阀释放的蒸汽流量 ($\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$); D_2 为受影响蒸汽发生器二次侧通过释放阀释放的液体流量, 即满溢流量, ($\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$); D_3 为受影响蒸汽发生器二次侧蒸汽通过汽轮机释放的蒸汽流量 ($\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$); D_4 为未受影响蒸汽发生器二次侧蒸汽通过汽轮机释放的蒸汽流量 ($\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$); FP_i 为核素 i 汽水分配因子。

1.3 计算结果及分析

按照式 (1) 计算了华龙一号和M310核电厂SGTR事故后向环境释放的累积源项。选取典型核素的源项值进行了比较和分析。典型核素选取各同位素中的长半衰期核素⁸⁵Kr、短半衰期核素¹³⁸Xe和¹³⁴I以及重要核素¹³¹I。

对于SGTR事故,放射性源项随时间的变化趋势与蒸汽发生器的汽水释放情况有关,而不受一回路源项参数的影响。因此,可以通过对比事故源项随时间的变化趋势分析受影响SG满

溢对事故放射性后果的影响。

图4和图5给出了两个电厂各自的放射性总惰性气体和总碘源项随时间的变化情况。从图中可以看出,两个电厂的放射性源项变化趋势大体一致。对于总惰性气体,两个电厂的放射性源项均在约1h后达到稳定,稳定时间与蒸汽发生器蒸汽释放终止时间有关。虽然华龙一号的蒸汽释放时间更长,但总碘的放射性源项却比M310更早达到稳定。碘占源项总量的比例分别为4%和32%,二者相差8倍。这是因为碘主要存在于液体中,M310由于SG满溢,大部分碘随着液体释放出来,液体释放量的大小对碘的影响比对惰性气体更大。

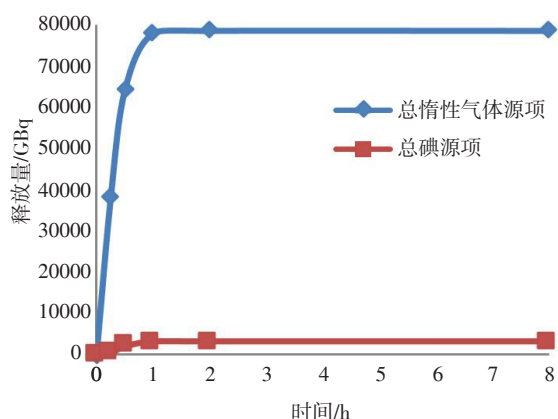


图4 华龙一号总惰性气体和总碘释放量

Fig. 4 The source term of noble gas and iodine of Hualong 1

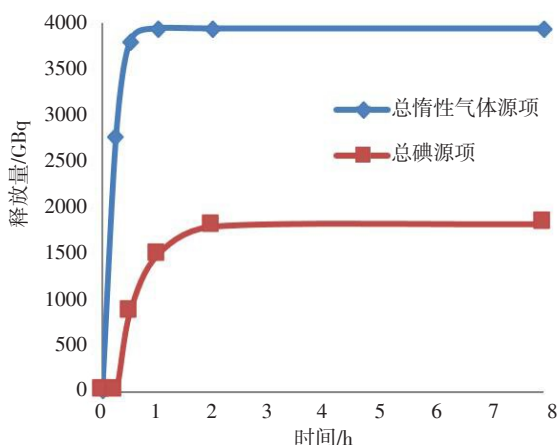


图5 M310总惰性气体和总碘释放量

Fig. 5 The source term of noble gas and iodine of M310

图6和图7给出了典型核素放射性源项的释放情况。由图中可以看出,各核素随时间的变化趋势大致相同,但不同核素之间的比例关系有较大变化。华龙一号 SGTR 源项最大的是 ^{138}Xe ; ^{85}Kr 和 ^{134}I 的量接近且非常小; ^{131}I 的值处于中间,约为 ^{138}Xe 的 1/2。M310 核电 SGTR 事故源项最大的是 ^{131}I , 远远大于其余核素值; ^{134}I 的值明显大于 ^{85}Kr , 约为其 30 倍。显然,同 M310 相比,华龙一号碘的同位素源项值占总源项的比例大幅减小。考虑华龙一号 SG 只向环境排放蒸汽,液体释放量为 0,说明蒸汽释放携带的碘量远不及液体释放。若进一步考虑对事故剂量的影响,由于碘的剂量转换因子远大于惰性气体,碘的源项值减小可使剂量值明显降低。因此,防止蒸汽发生器满溢,能够有效降低事故对公众造成的辐照剂量。

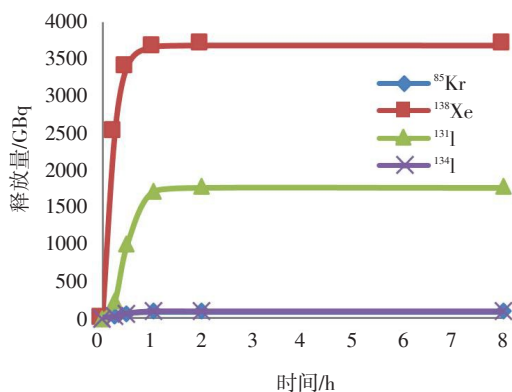


图6 华龙一号典型核素释放量

Fig. 6 The source term of particular isotopes of Hualong 1

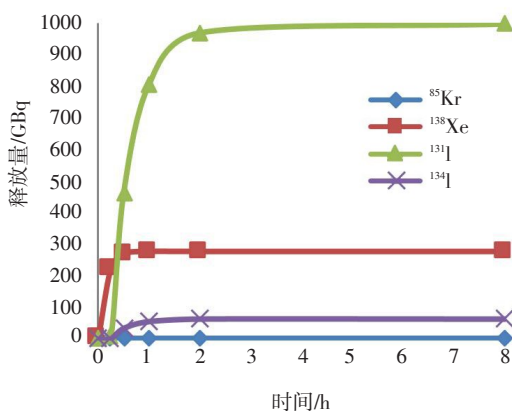


图7 M310典型核素释放量

Fig. 7 The source term of particular isotopes of M310

2 放射性后果分析

为进一步论证上述结论,进行了事故放射性后果分析,通过计算事故的有效剂量和甲状腺当量剂量,从而确定事故对环境及公众的影响情况,以验证新的计算模型是否能够满足国标的要求。本文以福清核电站 56 号机组为例,采用核电站址方位角 99.5% 概率水平的大气弥散因子,计算了华龙一号 SGTR 事故后公众在非居住区边界处 (500 m) 和规划限制区边界处 (5000 m) 受到的最大个人有效剂量和甲状腺当量剂量,结果如图 8 所示。图中的线型表示《核动力厂环境辐射防护规定》(GB 6249—2011) 中规定的稀有事故的剂量限值。由图 8 和图 9 可知,华龙一号核电机组 SGTR 事故的放射性后果满足 GB 6249—2011 的剂量限制准则。

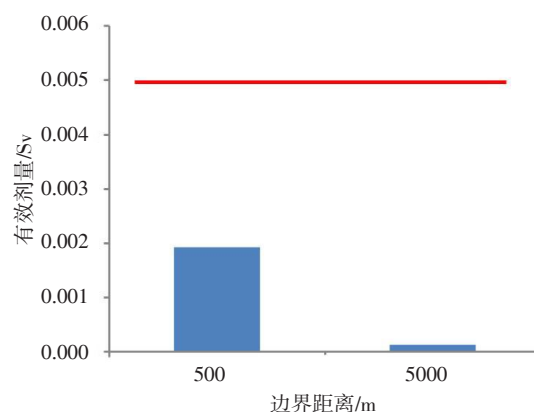


图8 华龙一号 SGTR 事故最大个人有效剂量

Fig. 8 The effective dose after SGTR of Hualong 1

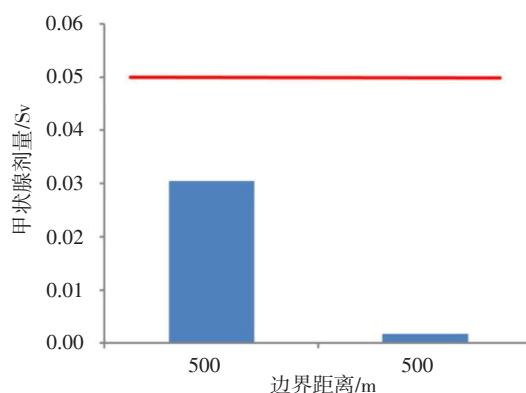


图9 华龙一号 SGTR 事故最大个人甲状腺剂量

Fig. 9 The thyroid dose after SGTR of Hualong 1

3 结论

本文通过对 SGTR 事故进行分析,结合三代核电的技术特点,研究了适合华龙一号的 SGTR 事故源项分析方法,并对源项计算结果进行分析,明确了蒸汽发生器满溢对事故源项尤其是碘源项的影响较大,防止 SG 满溢可以降低事故的放射性源项,从而减小事故放射性后果。同时,计算了新方法下的 SGTR 事故的放射性后果,最大剂量结果低于国标的剂量限值 0.005 Sv。以上分析表明,新的源项分析方法在符合源项分析保守性要求的基础上,能够满足国标对事故放射性后果的限制准则。

参考文献

- [1] 黄芳芝,郑福裕.压水堆核电厂蒸汽发生器传热管破裂事故处理的研究[J].核动力工程,1993,6(6):498-501+507.
- [2] 王俊,龚渊.浅论核电厂蒸汽发生器传热管破裂事故与 SG 二次侧水质控制[J].核安全,2004(3):11-14.
- [3] EDF&Framatome. RCC-P Design and construction rules for system design of 900 MWe PWR nuclear power plants [S]. 上海:上海科学技术文献出版社,1995.
- [4] 环境保护部,国家质量监督检验检疫总局. GB 6249—2011 核动力厂环境辐射防护规定 [S]. 北京:中国环境科学出版社,2011.
- [5] 陈莹莹,李冰,陈晓秋.压水堆核电厂蒸汽发生器传热管破裂事故后果分析中若干问题的讨论[J].辐射防护通讯,2011,31(6):1-5.
- [6] 陈洋,丁四中,上官志洪. AP1000 和 CPR1000 核电机组 SGTR 事故释放源项比较分析[J].辐射防护,2011,31(3):129-133+167.
- [7] 郭城.核电厂蒸汽发生器传热管断裂事故运行管理[J].核动力工程,2013,34(2):107-110.
- [8] 邢继,于沛,李军.华龙一号 SGTR 事故缓解措施及事故处理[J].核动力工程,2016,37(4):58-62.
- [9] 郑啸宇,黄高峰,曹学武.利用可选择源项分析 SGTR 事故放射性后果的研究[J].核动力工程,2010,31(5):108-112.
- [10] 国家能源局. NB/T 20444—2017 压水堆核电厂设计基准事故源项分析准则 [S]. 北京:中国原子能出版社,2017.
- [11] 赵科. GVACT 程序使用手册 [K]. 成都:中国核动力研究设计院,1997.

Research on Accident Source Term Analysis of Hualong 1 SGTR

Yang Shuqi, Li Lan, Tan Yi, Xiao Feng, Zhu Jianping

(Key Laboratory of Nuclear Reactor System Design Technology, Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China)

Abstract: According to the characteristics of SGTR accident of Hualong 1, this report researched the analysis method of Hualong 1 SGTR accident source term. Also, the report analyzed the influence of SG release mode of steam and liquid on accident source term, and clarified the SG overflow a great impact on source terms, especially the iodine. At the same time, the radioactive consequence of the accident was analyzed. The results show that the new method can not only meet the conservative requirements of source term analysis, but also meet the limitation criteria of the national standard for the radioactive consequences of accidents.

Key words: SGTR; Hualong 1; accident source term; radioactivity consequence

(责任编辑:许龙飞)

潘红洋,沈力强,张少君.法律法规在核级阀门设计制造中的指导和运用[J].核安全,2019,18(2):54-62.

Pan Hongyang, Shen Liqiang, Zhang Shaojun. Guidance and Application of Laws and Regulations in the Design and Manufacture of Nuclear Safety Valve [J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 54-62.

法律法规在核级阀门设计制造中的指导和运用

潘红洋¹, 沈力强², 张少君³

- (1. 中核苏阀科技实业股份有限公司, 苏州 215000;
2. 环境保护部华北核与辐射安全监督站, 北京 100082;
3. 环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 本文介绍了我国核电设备法律法规体系的组成, 详细说明了核安全法、条例、HAF600系列法规、HAF003、HAD003系列导则以及核安全监管部门的各项通知要求在核级阀门设计制造各个环节中的要求, 系统性地从核级阀门许可、设计、采购、制造、无损检验、焊接、试验及不符合项等各方面阐述了法规管理细节, 并结合核级阀门设计制造过程中常见的各类问题, 从法规要求和标准规范方面分析问题并提出解决问题的方法, 详细描述并分析了监管单位对持证厂家提出的核安全文化的相关要求, 提出了持证单位的现状以及面临的问题。

关键词: 法律; 法规; 核级阀门; 设计; 制造

中图分类号: TM623.4 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2019) 02-0054-09

我国核电行业在近10年得到了长足的发展, 先后有红沿河、宁德、阳江、福清、昌江、田湾、方家山、三门及海阳等核电站开工建设、并网发电。根据北极星电力网统计, 目前在建的核电厂功率达21010 MW, 如表1所示。但是随着我国核电站数量的增加, 核电安

全性也越来越被国家、政府以及普通老百姓重视。保证核电站的安全可控, 首先要确保核电站内的各个核安全设备质量安全可靠, 而核级阀门作为核电站数量最多、用途最广的设备之一, 其质量一直被高度重视。

表1 我国大陆在建核电站

Table 1 The nuclear power plants under construction in mainland China

序号	核电站	功率/MW	开工时间	主要股东
1	阳江5 [#]	1089	2013.09.18	中广核
2	阳江6 [#]	1089	2013.12.23	中广核
3	三门1 [#]	1250	2009.03.31	中核
4	三门2 [#]	1250	2009.12.15	中核
5	台山1 [#]	1750	2009.10.21	中广核
6	台山2 [#]	1750	2010.04.15	中广核
7	海阳1 [#]	1250	2009.12.28	国家电投
8	海阳2 [#]	1250	2010.06.22	国家电投

收稿日期: 2019-01-11 修回日期: 2019-04-16

作者简介: 潘红洋 (1981—), 男, 江苏苏州人, 高级工程师, 机械设计制造及其自动化专业, 现主要从事核阀门工艺研究工作

表1 (续)

序号	核电站	功率/MW	开工时间	主要股东
9	田湾二期4 [#]	1060	2013.09.27	中核
10	石岛湾	200	2012.12.21	中国华能
11	红沿河5 [#]	1118	2015.03.29	中广核
12	福清5 [#]	1150	2015.05.07	中核
13	红沿河6 [#]	1118	2015.07.24	中广核
14	福清6 [#]	1150	2015.12.22	中核
15	防城港3 [#]	1150	2015.12.24	中广核
16	防城港4 [#]	1150	2015.12.24	中广核
17	田湾5 [#]	1118	2015.12.27	中核
18	田湾6 [#]	1118	2015.12.27	中核
	合计	21010		

注: 数据统计截至2018年4月15日

核级阀门的设计制造活动必须在相关法律法规允许的范围内进行, 同时, 我国的相关法律法规也在一定程度上指导着核电阀门的设计制造活动, 可以说, 法规不仅仅是约束, 更是指导我国核级阀门的设计制造活动更加安全、可靠的一种保障。

我国现行有效的涉及核安全设备的法律法规

有《中华人民共和国核安全法》^[1] (以下简称《核安全法》)、《民用核安全设备监督管理条例》^[2] (以下简称《条例》)、HAF600系列法规^[4-6]、《HAF003 核电厂质量保证安全规定》(以下简称HAF003)、HAD003系列导则^[7-16]以及核安全监管部门的各项通知要求。目前, 我国核电设备法规标准可以分为4个层次, 如图1所示。

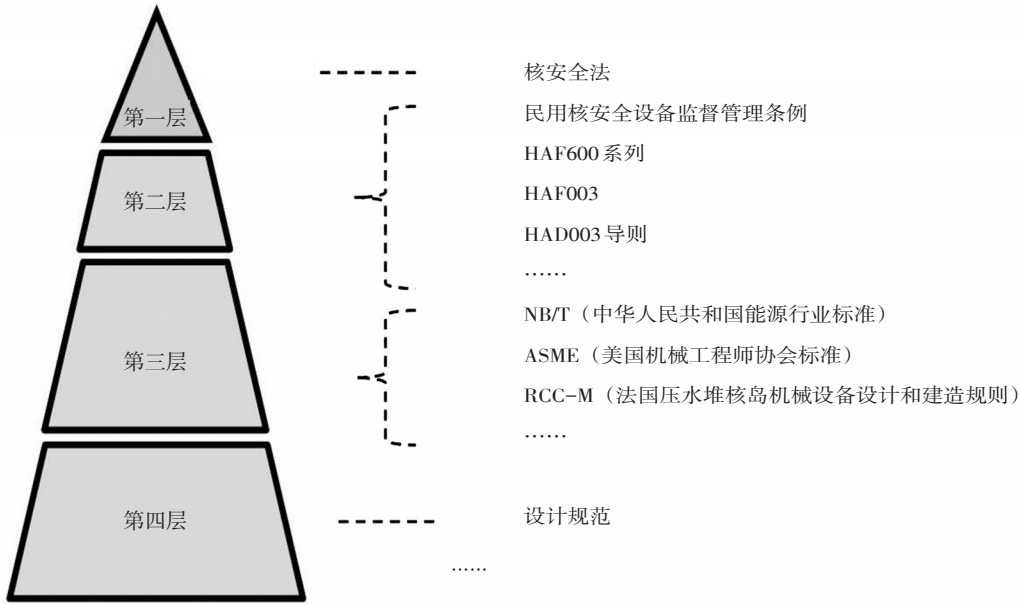


图1 核安全设备法规标准层级

Fig. 1 Nuclear safety equipment regulatory system

核级阀门的设计制造流程基本上包含了合同签订、编制质保大纲、制定质量计划、产品设计、原材料采购、产品制造、无损检验、出

厂试验以及处理不符合项等环节。阀门种类不同, 各环节涉及的内容也不尽相同^[3]。

1 行政许可

国家对欲从事核级阀门的设计和制造工作的单位设置了入门门槛，单位需要向国家核安全监管部 门申请取得相应的设计及制造许可证，《核安全法》第三十六条，《条例》第十二条，HAF601^[4]第七条均要求申领民用核安全设备设计、制造或者安装许可证的单位，须向国务院核安全监管部门提出申请。

另外，我国法律法规对各申请单位也提出了资格要求，《条例》第十三条及HAF601第八条对申请单位提出资格要求。

首先，要具有法人资格，有相近的业绩，且须满5年以上。其次，必须有相应的专业技术人员，其中，焊接和无损探伤检验人员须有相应资质，对场地和设备也有相应要求。再次，申请单位还必须有完善的符合法规要求的质保体系，监管单位受理后，申请单位必须按照要求制作相应的模拟样机。有了这些门槛，可以将一些不符合要求，或者能力不足的企业拒之门外，从行政许可层面确保了核电的安全可靠。

2 核电项目质保大纲、质量计划编制及备案

通常核级阀门设计和制造单位应编制一份通用核质保大纲，这也是法规所要求的，《条例》第十三条及HAF601第八条中明确要求持证单位须有健全完善的符合核安全监督管理规定的管理制度、质保体系。核质保大纲应符合HAF003、HAD003/01及相关导则的要求。质量保证大纲是为保证质量而规定的，也是要完成的全部工作总和，包括管理性和技术性的工作。质量保证大纲必须包含对所有影响质量的相关活动所提出的要求，包括记录文件和验证活动。另外，应充分理解质量、质量保证和质量保证大纲的含义，HAD003/01中有明确的定义。

目前，质量计划已经成为保证核级物项达到预期质量要求的一种重要措施载体，如表2所示，被各持证厂家广泛采用。同时，HAD003/08中对质量计划也提出了明确的要求，包括质量计划的形式、要求及所包含的内容。质量计划必须注明制造厂、采购单位的停工待检点，且不得越点操作。

表2 典型质量计划表

Table 2 The typical quality control plan

单位名称		项目名称		零(部)件质量 计划子编号		版本	
零(部)件图号		批次计划号		零件批次号		数量	
零(部)件名称		零(部)件材质		质保等级		安全等级	

操作号	操作描述	适用文件		通知点		检查		NCR 编号	报告编号或 记录形式	备注
		编号	版本	制造厂	业主	制造厂 (签名和日期)	业主 (签名和日期)			

《条例》第二十二条、第二十三条及HAF601第二十八条、第二十九条规定:持证单位在开始设计工作前30天,须将项目质保大纲及程序清单、质量计划、分包项目清单、技术规格书等文件提交国务院核安全监管部门备案。需要特别指出的是,上述提交核安全监管部门备案的质量保证大纲及质量计划等文件应是经过采购方批准的文件。

虽然相关法律法规要求很全面,但还是存在一些单位对部分条款的理解不够深刻。比如,一些持证单位对核级活动报备、季报年报备案的要求不够清晰,存在漏报、迟报的现象,从而受到了国家核安全局的处罚。根据核安全监管部门的数据显示,近年来,出现了部分持证单位设计及制造活动漏报或事后报的情况,主要涉及一些备件订单,持证单位误以为备件订单无需报备,另外,还出现了一些设计活动在活动开展后才上报,不满足提前30天的要求。

由于《条例》、HAF601等法规仅要求按照项目报备质量计划,但是对于质量计划升版后的新版本是否还需要上报并未提及,根据核安全监管部门的监管惯例,笔者认为对于一些核安全监管单位选取了监管要求的质量计划,特别是升版后的质量计划对核安全监管部门的监管有所影响的,新版质量计划必须上报,其他类型建议与监管部门联系沟通后再做决定。

核安全监管部门有权对质量计划中的每一道工序提出监管要求,因此,上报核安全监管部门备案的订单,必须得到监管部门书面监管通知后才可进行下一步工作,以避免核级活动不受监管的情况出现。

3 阀门设计控制

核电阀门设计工作是产品生产的基础,因此,阀门设计控制尤为重要,HAF601要求持证单位在设计工作开始前,必须组织相关人员对设计要求进行消化、分析。另外,持证单位应对接口、验证方式以及设计变更等方面编制相应的控制程序。阀门持证单位应从设计策划、输入、过程、输出、验证、接口及变更7个方面进行控制。

设计策划是设计控制的骨架,HAF003明确规定设计单位必须制定控制措施,确保规定的设计要求都准确地体现在图纸、程序或细则等文件中。因此,必须详细地编制设计策划,包括重要设备设计人员组成、工作计划、设计输入输出及验证方式等要素。

设计输入是设计控制的基础,HAD003/06中要求设计单位必须制定程序,确保所有设计输入及变更文件是经过批准和受控的。为确保设计活动能正确进行,必须及时提出正确、详细的设计输入。在实际工作中,有很多单位没有把采购方的设计变更作为设计输入的一部分,导致设计结果出现偏差,不符合标准规范或者规格书的要求。设计过程和设计输出是设计控制的核心,必须按规定的程序进行设计活动,HAD003/06中要求设计单位必须制定管理措施并形成文件,确保相关设计输入都得以落实,同时,这些措施必须包含质保要求。

此外,导则对设计过程使用的计算机程序也提出了相关要求,如设计单位必须编制程序对所使用的计算机程序进行验证。但在工程实践中很多制造类的持证厂家疏忽了此要求,未编制计算机验证程序,也未进行相关验证活动,不符合导则要求,同时,也无法保证计算机输出结果的合规性。

另外,有部分单位的设计输出与设计输入不一致,计算分析报告中的载荷和工况要求不完整,如安全阀的排放反作用力、截断阀的瞬态载荷和试验工况等。

设计验证是设计控制的关键,必须进行相应的设计验证,以确保设计满足所有要求。法规、导则均对设计验证的人员和方法作出了详细的要求。

《条例》和HAF003均要求持证单位对其设计进行验证,且验证必须由未参与原设计的专业人员进行。同时,HAF601要求持证单位在设计各个阶段,应要求具有一定设计经验、校核能力且相对独立的验证人员按照经过批准和受控的设计验证方案对设计进行验证。

《条例》中明确了设计验证可以采用设计评审、鉴定试验或者不同于设计中使用的计算方法,同时,HAD003/06设计验证章节对此作出

了详细的解释。

在工程实践中,很多持证单位由于设计人员配置缺失,存在部分设计验证工作由原设计人员完成的情况,从而违反了《条例》及HAF003的规定。另外,还有一些持证单位的设计验证工作由无相关设计经验和校核能力的人员完成,这样不仅无法保证验证的正确性,而且也违反了HAF601的规定。

设计接口是设计控制的重要组成部分,包括外部和内部接口。对于阀门持证单位,外部接口通常指的是阀门单位与采购方、设计院等单位的接口。内部接口通常指的是阀门单位内部部门之间的接口。

HAF003和HAD003/06均要求持证单位必须建立内、外部接口,明确各方责任,包括接口文件的编制、审核和批准。

设计变更作为设计控制不可缺少的一个环节,其重要性不言而喻,HAF601和HAF003要求持证单位在设计活动中,对设计变更采取的控制措施应与原设计相同,设计变更文件的编

审批工作必须由原设计同一小组或单位进行。

目前,核级阀门持证单位涉及设计变更块面的问题主要集中在对设计变更应当采取与原设计相同的控制措施,如原设计采用编制、校核、审核及批准4级审核,但是在相应的设计变更时往往只有编制、审核及批准3级审核,因此,持证单位应完善相关设计变更管理程序,并严格执行。

4 材料采购及验收

核级阀门持证厂家的采购工作非常烦琐,采购量非常大,采购种类也比较多,包括铸件、锻件、棒材、驱动装置、紧固件、密封件、各类标准件以及服务等。因此,采购工作能否做好,对核级阀门的质量起着至关重要的作用,如表3所示。HAF003对采购工作包括采购文件、供方评价以及采购物项和服务的控制提出了比较高的要求,为保证在采购物项和服务的文件中包括了法规、标准及相应的采购要求,核级阀门持证单位必须制定措施并形成文件。

表3 核级阀门主要采购件

Table 3 The main purchase parts of nuclear valve

	铸件	锻件	棒材	紧固件	密封件	驱动
主要零件	阀体、阀盖、阀瓣	阀体、阀盖、阀瓣	阀杆、阀瓣	中法兰螺栓、螺母	填料、中腔垫片	电装
法规要求	核1级持证	核1级持证		第三方复验		核1、2、3级持证

导则HAD003/03从HAF003的总体要求着手,对核电厂安全重要物项和服务采购的全流程进行了详细的描述和规定。明确了买方和供方的责任,要求买方须将相关质保要求编入采购文件,并传递至下一供方。在开始采购活动前,必须制定采购计划,确定采购方法、时间节点以及各项活动的完成时间。采购方须对供应商进行供方评价,监督和评价供应商对采购要求的履行情况。另外,采购方须验收程序,按照程序要求对供应商进行产品验收。

目前,核级阀门持证厂家在采购块面存在的问题主要集中在供方评价不满足大纲要求,包括评价时间超期、评价内容缺项及评价结果存在误差等情况。另外,持证单位对于物项验收方式不能满足自身的程序要求,比如,程序

要求采用源地验收方式,但是往往最终变成了收货检查,所以这也要求持证单位应充分考虑单位、供方及采购物项的实际情况,及时修订或升级采购程序及大纲要求。

5 物项管理

物项管理贯穿于整个核级阀门的生产过程中,是非常重要的一个环节,HAF003对物项的标识、装卸、贮存和运输均做出了相应的要求。持证单位必须制定标识和物项控制的措施,且必须最大可能地使用实体标识,必须制定措施并形成文件,以控制阀门或阀门零部件的装卸、贮存和运输。

目前,核级阀门持证厂家在物项控制方面的要求和规范比较完善,但是执行层面还有待

进一步提升，如部分持证单位在产品生产过程中不及时调整零部件批号，仓库中的物项卡片信息与实物不一致等，因此，持证单位应严格按照法律法规以及自身编制的相关程序文件进行操作，同时，应加强日常的检查管理工作。

6 核级阀门制造工艺过程

工艺过程控制是核级阀门生产制造的关键，同时，涵盖的范围也比较广，包括焊接、热处理、无损检验、加工及试验等，特别是一些特殊工艺过程控制，更是保证阀门质量的关键，必须制定相应的操作管理规程指导实际操作。HAF003要求当质量无法通过对成品的检验来验证，且仅取决于其所使用的工艺时，为确保这些工艺由合格的人员、正确的程序和合格的设备来完成，持证单位必须制定相应的措施，也就是目前各持证单位在承接核级订单后，根据采购单位IED（索引文件）清单编制并提交审批的各类工艺规程文件，包括焊接工艺规程、无损检验规程、热处理工艺规程、出厂试验大纲、包装贮存运输规程及油漆工艺规程等。持证单位在编制这些程序前应充分理解采购技术规格书、各类技术标准以及相关的质保要求，避免出现技术要求缺项、漏项、错项的问题。

无损检验是检查材料、焊缝和加工零部件表面和内部缺陷的主要方法，包括射线检验、液体渗透检验、超声波检验、目视检验、涡流检验及磁粉检验等，对人员、设备和方法都有明确的要求，《条例》要求无损检验人员须取得相应的资格证书，同时，HAF602对无损检验人员的证书、考核、法律及监督责任等方面作出了详细的规定，如表4所示。在人员资格方面常出现的问题主要是持证人员所从事的范围与其证书授权不符，比如，HAF602要求Ⅰ级无损检验人员不能独立进行无损检验活动，只能在Ⅱ级或者Ⅲ级人员监督指导下进行，可以对检验结果进行初步评判，但不得出具无损检验报告，但是在实践过程中，部分持证单位的Ⅰ级无损检验人员却进行无损检验规程的编制工作，独立进行无损检验操作，并出具无损检验报告，根据HAF602要求，只有Ⅱ级或者Ⅲ级人员才能进行无损检验规程编制，独立进行无损检验操作，出具无损检验报告。另外，在编制无损检验规程前，应充分消化规格书和标准要求，避免出现错误，如部分持证单位在编制液体渗透检验规程时，规定的最小显像时间小于标准要求、最小光照度小于标准要求及材料厚度要求缺失等问题。

表4 无损检验人员报考资格表
Table 4 Qualification requirements for NDT personnel

	技术等级	无损检验专业大专以上	理工科大专以上	高中、中专或者相当学历	初中
射线检验 (RT)	Ⅰ	3个月	6个月	1年	3年
超声检验 (UT)					
涡流检验 (ET)	Ⅱ	6个月	1年	2年	8年
泄漏检验 (LT)	Ⅲ	4年	5年	8年	—
渗透检验 (PT)	Ⅰ	1个月	3个月	6个月	3年
磁粉检验 (MT)	Ⅱ	3个月	6个月	1年	8年
目视检验 (VT)	Ⅲ	4年	5年	8年	—

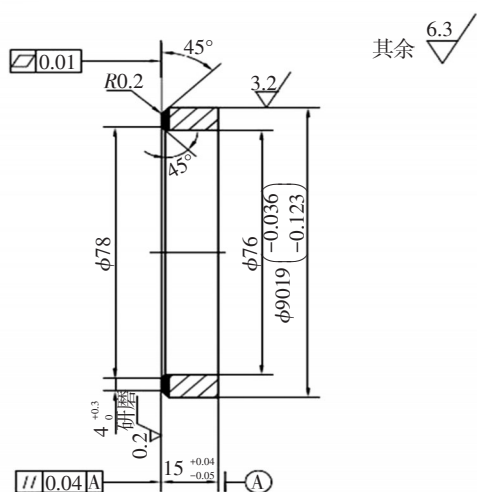
焊接工艺程序，包括焊接工艺评定，应符合法规和标准要求，《条例》要求焊接操作人员须取得相应的资格证书，HAF603对焊接人员的证书、考核、法律责任及监督等方面作出了详细的规定，持证单位在焊接方面的问题主要集中在焊接人员从事的焊接工作超出了自身证书授权的范围，比如，部分持证单位焊接人员在

堆焊截止阀阀瓣硬质合金材料时，硬质合金堆焊并不在其证书授权范围内，直接违反了《条例》和HAF603的要求。

焊接工艺评定应严格按照法规和标准执行，HAF601第二十三条要求制造单位必须按照经过批准和受控的工艺完成必要的工艺评定和工艺试验。在进行焊接工艺评定时应充分考虑

产品材料、结构和使用场所等因素,按照标准做好相关的评定试验,避免试验漏项。在实际工作过程中也遇到过此类问题,如某单位产品的焊缝类型均为角焊缝,但其工艺评定的焊缝类型却是对接焊缝,不满足《焊接工艺评定》(NB/T 20002.3—2013)对接焊缝适用于全焊透及部分焊透的要求。角焊缝在产品焊接中为主要形式时,应满足角焊缝试验的要求^[22]。

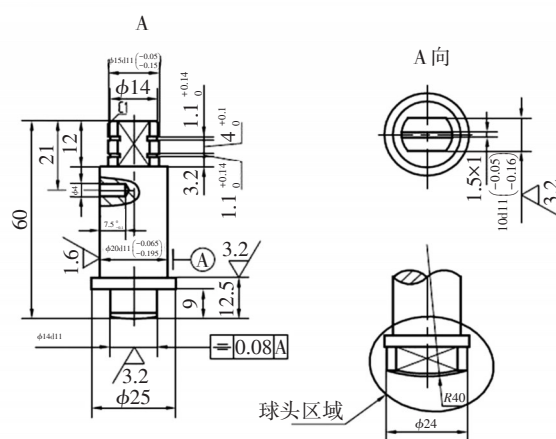
质量计划是工艺过程控制的重要手段,持证单位应编制相应质量计划报采购单位批准,并上报国家核安全监管部门备案。在实际生产制造过程中,质量计划的工序设置往往是出现问题较多且造成的质量后果较严重的环节,存在质量计划要求错误或者遗漏的情况,比如,阀座的质量计划要求阀座液体渗透的范围是密封面及堆焊结合处,如图2所示,但是技术规格要求金属表面应进行液体渗透检验。锻件阀杆的质量计划要求液体渗透范围为球头表面,如图3所示,但是ASME NB-2541要求锻件全部外表面和可达到的内表面都应按NB-2545磁粉法或NB-2546液体渗透法进行检测。上述这些问题,正是由于质量计划的错误而导致了实物无损检验存在缺漏,给核级产品埋下了巨大的质量隐患^[20, 21]。



- 1 可达区域超声波检验
- 2 全表面液体渗透检验

图2 阀座密封面渗透图

Fig. 2 Seat seal PT testing



- 1 可达区域超声波检验
- 2 全表面液体渗透检验

图3 阀杆头部渗透图

Fig. 3 The head of stem PT testing

另外,为保证核电厂安全重要物项的质量,国家核安全监管部门制定了各设备类别的关键工艺,于2015年12月10日发布了《机械设备设计和制造不能分包的关键工艺和技术(征求意见稿)》^[18](环核设函[2015]60号),并于2016年9月2日正式发布了《民用核安全机械设备设计和制造活动不能分包的关键工艺和技术(2016年修订)》^[17](国核安发[2016]211号),通知规定了阀门的关键工艺为“最终机加工”“装配”“焊接”“功能性试验”,所以上述4类工艺工序,持证单位不能作为分包项,必须由本单位完成。

7 检验、试验

检验、试验都是保障阀门质量的重要手段,包括材料理化性能检验,阀门的出厂性能试验。

检查的目的是为了确保持证单位的相关活动符合法规、标准、规格书的要求,HAF003要求必须编制检查大纲,同时,要求对安全的检查必须由没有参加被检查活动的人员进行。导则HAD003/08要求在整个制造周期中,必须按照经过批准和受控的书面程序及细则循序地进行检查和试验。

这方面常见的问题是出厂试验顺序,部分

单位操作人员为了方便操作,不遵守试验大纲要求,擅自调整试验顺序,导致不符合法规和标准要求,如阀门出厂试验大纲要求先做壳体强度试验,再做密封试验,但是在实际操作时,却先进行密封试验。因此,需要持证单位加强日常的检查工作,必须遵守法律法规。

8 不符合项处理

任何核级阀门持证单位在实际的生产制造过程中难免会出现不符合项,不符合项本身并不可怕,可怕的是对于不符合项的处理和上报不符合法规标准的要求,《条例》和HAF601均要求持证单位在其相关涉核活动中出现的重大质量问题,须在规定时间内向国家监管部门报告。另外,持证单位须在季报中明确本单位上一季度的不符合项处理清单,在年报中明确上一年度的重大质量问题处理情况。

为进一步明确和规范持证单位的不符合项处理活动,国家核安全局于2016年4月27日发布了《民用核安全设备制造阶段不符合项监督管理要求(试行)》^[19](国核安发〔2016〕84号),明确了不符合项的分类:一般、较大、重大。其中,较大不符合项必须于发现问题后的10个工作日内上报华北站,重大不符合项必须于发现问题后的5个工作日内上报国家核安全局和华北站。

《民用核安全设备制造阶段不符合项监督管理要求(试行)》(国核安发〔2016〕84号)要求各持证单位应按照本管理要求制定不符合项管理制度,但是部分单位未能执行此要求,没有对其单位已有的不符合项管理程序进行升版修订,增加相应的要求。

9 核安全文化

近年来,国内民众对核安全的呼声越来越高,特别是受到日本福岛核事故的影响,我国政府随即加强了对国内核安全监管的力度,并着力推进国内涉核企业的核安全文化建设,制定了一系列核安全文化建设方案。国家核安全局在《核安全文化政策声明》(国核安发〔2014〕286号)中明确了核安全文化的定义,但笔者认为核安全文化不应局限于此定义上,

核安全文化需要内化于心,外化于行,让安全高于一切的核安全理念成为全社会的自觉行动。

核电安全不仅需要法规的约束,更需要将核安全的理念根植于每一个从事核工业事业人员的内心,让每一个人都能正确认识核安全,让核安全法律法规和核安全文化理念沁入人心^[23, 24]。

10 结语

《核安全法》、《条例》和HAF601均对持证单位的法律责任作出了明确和详细的规定。近年来,随着国家对核安全的要求越来越高,对各核级阀门持证单位遵法守法的要求也越来越高。因此,每一个核级阀门持证单位必须遵守法规、运用法规,设计制造出更加安全、可靠的核级阀门^[25, 26]。

参考文献

- [1] 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.
- [2] 中华人民共和国国务院. 民用核安全设备监督管理条例 [S]. 北京: 中国法制出版社, 2007.
- [3] 张穹, 李干杰. 民用核安全设备监督管理条例释义 [M]. 北京: 中国法制出版社, 2007.
- [4] 国家环境保护总局. HAF601 民用核安全设备设计制造安装和无损检验监督管理规定 [S]. 北京: 中国法制出版社, 2008.
- [5] 国家环境保护总局. HAF602 民用核安全设备无损检验人员资格管理规定 [S]. 北京: 中国法制出版社, 2008.
- [6] 国家核安全局. HAF003 核电厂质量保证安全规定 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1991.
- [7] 国家核安全局. HAD003/01 核电厂质量保证大纲的制定 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1991.
- [8] 国家核安全局. HAD003/02 核电厂质量保证组织 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1989.
- [9] 国家核安全局. HAD003/03 核电厂物项和服务采购中的质量保证 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1986.
- [10] 国家核安全局. HAD003/04 核电厂质量保证记录制度 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1986.
- [11] 国家核安全局. HAD003/05 核电厂质量保证监查 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1988.
- [12] 国家核安全局. HAD003/06 核电厂设计中的质量保证 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1986.
- [13] 国家核安全局. HAD003/07 核电厂建造期间的质量保证 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1987.
- [14] 国家核安全局. HAD003/08 核电厂物项制造中的质量保证 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1986.
- [15] 国家核安全局. HAD003/09 核电厂调试和运行期间的质量保证 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1988.

- [16] 国家核安全局. HAD003/10 核燃料组件采购、设计和制造中的质量保证 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1989.
- [17] 国家核安全局. 民用核安全机械设备设计和制造活动不能分包的关键工艺和技术 (2016年修订) [Z].
- [18] 国家核安全局. 民用核安全全机械设备设计和制造、安装和无损检验不能分包的关键工艺和技术 (征求意见稿) [Z].
- [19] 国家核安全局. 民用核安全设备制造阶段不符合项监督管理要求 (试行) [Z].
- [20] 美国机械工程师学会. ASME. 锅炉及压力容器规范 III 核设施部件建造规则 [S]. 美国: 美国机械工程师学会, 2013.
- [21] 法国核岛设备设计建造规则协会. RCC-M 压水堆核岛机械设施设计和建造规则 [S]. 法国: 法国核岛设备设计建造规则协会, 1993.
- [22] 国家能源局. NB/T 20002. 3—2013 压水堆核电厂核岛机械设施焊接规范 第3部分 焊接工艺评定 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2013.
- [23] 国家核安全局, 国家能源局, 国防科工局. 国核安发 [2014] 286号. 核安全文化政策声明 [Z].
- [24] 李森, 左嘉旭. 推动核安全立法建设保障核能安全发展 [J]. 核安全, 2016, 15 (2): 10-12.
- [25] 中共中央宣传部. 习近平总书记系列重要讲话读本 (2016年版) [M]. 北京: 学习出版社, 人民出版社出版.
- [26] 北极星电力网新闻中心. 中国大陆运营和在建核电分布图、大数据 [EB/OL]. [2018-05-25]. <http://news.bjx.com.cn/html/20180525/900483.shtml>.

Guidance and Application of Laws and Regulations in the Design and Manufacture of Nuclear Valve

Pan Hongyang¹, Shen Liqiang², Zhang Shaojun³

(1. SUFA Technology Industry Co.,Ltd., CNNC, Suzhou 215000, China; 2. Northern Regional Office of Nuclear and Radiation Safety Inspection, MEE, Beijing 100082, China;
3. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: This paper introduces the composition of laws and regulations for nuclear power equipment in China, describes in detail the requirements of nuclear safety law, regulations, HAF600 series regulations, HAF003, HAD003 series guidelines and various notification requirements of nuclear safety regulatory authorities in each link of design and manufacture of nuclear-grade valves. It systematically elaborates the details of regulation management from the aspects of nuclear grade valve licensing, design, procurement, manufacture, nondestructive testing, welding, test and non-conformity and other aspects. Combining with the common problems in the process of design and manufacture of nuclear grade valve, it analyses the problems from the aspects of regulation requirements and standard specifications, and puts forward solutions to them. It also describes and analyses in detail the proposals made by regulatory units to licensed manufacturers. According to the requirements of nuclear safety culture, the current situation and problems faced by the licensee are put forward.

Key words: laws; regulations; nuclear valves; design; manufacture

(责任编辑:许龙飞)

张婷婷, 夏冬琴, 李桃生, 等. 公众认知对核电接受度的影响[J]. 核安全, 2019, 18(2): 63-70.

Zhang Tingting, Xia Dongqin, Li Taosheng, et al. Exploring the Relationship Between Public Perception and Acceptance of Nuclear Energy. [J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 63-70.

公众认知对核电接受度的影响

张婷婷^{1,2}, 夏冬琴¹, 李桃生¹, 李亚洲^{1,*}

(1. 中国科学院核能安全技术研究所, 中子输运理论与辐射安全重点实验室, 合肥 230031;

2. 中国科学技术大学, 合肥 230027)

摘要: 研究公众核电接受度受公众认知的影响, 对能源政策制定具有重要价值。本文以核电知识认知、风险认知(分为恐慌风险、未知风险两个方面)和利益认知(分为环境利益、经济利益和能源利益三个方面)作为公众核电接受度的主要影响因素, 建立了国内、省内、市内和县内4种接受度回归模型并开展实证研究, 调查收集了我国31个省级行政区域的971份独立样本。结果表明: 知识认知对接受度有负向影响; 恐慌风险对接受度有负向影响, 未知风险对接受度无显著影响; 环境利益和能源利益对接受度有正向影响, 经济利益对国内范畴的接受度无显著影响, 但随着核电建设厂址的变化(从省内到县内), 经济利益对接受度的正向影响不断增强。

关键词: 核电接受度; 邻避效应; 知识认知; 风险认知; 利益认知

中图分类号: F426 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2019)02-0063-08

全球气候变暖已成为人类社会可持续发展面临的关键问题之一。为共同努力将全球气温升高幅度(较之于工业革命前)控制在2℃范围以内, 世界上包括我国在内的195个国家已缔结签署了《巴黎协定》。因而在气候变暖以及环境污染的双重压力下, 减少化石能源使用并调整能源结构已成为各国应对环境危机的重大举措^[1]。核能作为一种安全、清洁、高效的能源, 被认为是可大规模替代化石能源的重要选项之一。

在全球具有核能发电的国家中, 我国在运反应堆核能发电量目前居世界第三。日本福岛核事故后, 我国仍坚持发展核电能源战略, 目前已经成为世界上核能发展最快的国家。根据国际原子能机构电力反应堆信息系统(IAEA-PRIS)的最新数据, 截至2019年2月底, 我国

有46台机组(42.8 GW)处于在运状态和11台机组(11.0 GW)处于在建状态。根据国家能源“十三五”发展规划, 到2020年(即“十三五”末), 我国在运核电规模将达到58 GW, 在建规模将达到30 GW^[2]。

然而, 风险认知和公众接受度已成为影响我国核能可持续发展的重要问题。尽管日本福岛核事故后中国仍坚持发展核电政策, 但随着公众环境保护意识的增强, 公众对核电发展的怀疑和反对情绪日益高涨, 从2011年江西彭泽反核事件到2013年广东江门反核事件, 再到2016年江苏连云港千人反核事件, 可以看出近年来核设施邻避效应突显、反核事件日益增多。所谓邻避效应是指核电利益的获得者与风险的承担者呈分离状态(核电利益由全社会共

收稿日期: 2019-02-20 **修回时间:** 2019-02-26

基金项目: 国家核安全局核与辐射安全监管项目, 项目编号: JD201842; 中国科学院信息化专项项目, 项目编号: XXH13506-104; 中国科学院合肥物质科学研究院项目, 项目编号: KP-2017-19

作者简介: 张婷婷(1992—), 女, 河南周口人, 硕士, 核能与核技术工程专业, 现主要从事核电风险认知与公众接受度方面的研究工作

***通讯作者:** 李亚洲, yazhou.li@fds.org.cn

享,而风险却由居住在核设施周边的居民承担),加上公众对核的污名化认知,公众会产生“不要在我家后院”的邻避心理(Not-In-My-Backyard,简称NIMBY)。邻避效应也呈现出公众情绪化明显、邻避事件暴力化倾向以及“一闹就停”等特点,公众恐核心理挥之不去,成为核电安全可持续发展进程中的阻力^[3]。

因此,如何在我国从核电大国向核电强国转变进程中破解邻避效应并提升公众核电接受度,已然成为核电发展中不可忽视的问题。因此,研究邻避效应中公众认知对核电接受度的影响,并对核电接受度影响因素进行深入分析尤为必要。

1 理论基础与框架模型

1.1 公众认知的研究

知识是能源研究中较为的重要一个概念,在个体的决策中起着重要作用^[4]。人们对一项技术所拥有知识的多少与他们对这项技术的态度是紧密相关的^[5]。然而,知识认知和核电接受度之间的关系是比较复杂的。一些研究者发现知识认知与核电接受度之间存在正向关系,即对核电了解越多的人越支持和接受核电^[6-8]。Costa-Font等发现知识认知对核电接受度有消极的影响,那些认为自己缺乏足够知识的人更有可能支持核电^[9]。还有一些研究未发现知识认知与核电接受度之间的显著相关关系^[10,11]。Visschers和Wallquist甚至发现了知识认知与核电接受度之间呈倒U型关系^[5]。目前研究而言,核电知识对公众接受度的影响是有争议的。

研究普遍认为,公众对核电的风险认知和利益认知是影响核电接受度的两大重要因素^[12,13]。核电在利益方面更易被公众察觉和判断的作用有以下三个方面:核电可以缓解能源紧张的现状(energy)、核电可以降低电价(economy)、核电可以降低传统能源产生的碳排放水平以改善当地的生态环境(environment)^[14]。许多学者已证实公众的利益认知与公众对核电的接受程度呈正相关关系^[15,16]。然而,2011年发生的福岛核事故让人们清楚地认识到,虽然核事故发生的概率很小,但核事故的后果却是致命的,公众对核电的风险认知仍然是影响公众接受度

的最重要因素之一。风险认知是一种感知和避免有害环境条件的认识,公众在评测风险时通常会依赖这种直觉的判断。许多实证研究已证实公众对核电的风险认知和核电接受度之间呈负相关关系^[17,18]。Slovic曾将风险认知分为两个方面:恐慌风险(dread risk)和未知风险(unknown risk),恐慌风险被定义为缺乏控制的、令人恐惧的、灾难性的、致命的、风险大于收益的,未知风险被定义为危害表现为不易察觉的、未知的、新出现的、伤害滞后的,而在核电的决策过程中,恐慌风险比未知风险的影响更大^[19]。

1.2 中国核电接受度的研究现状

国内核电接受度的研究主要集中于对核电认知及接受度的描述分析以及其他单一因素对核电接受度的影响研究。曾志伟等对福岛事故后我国公众对核电的认知及接受度进行了实证分析,发现公众核电认知越高则接受度越高,且核电认知越高的人群邻避心理越强^[20]。陈润羊等综述了核电接受度研究的特点及不足,并展望了未来核电的发展趋势^[21]。邓理峰等探讨了收益认知和风险认知之间的相互作用对核电接受度的影响^[22]。洪加标等对内陆核电厂周边的公众接受度进行了调查分析,发现教育程度低、致命性和风险概率高能显著降低接受度^[23]。李杰、罗立等探讨了风险和利益认知、信任度、主观规范及感知行为控制对核电接受度的影响^[24]。陶威铤等基于结构方程模型探讨了风险和利益认知、信任水平和认知水平对核电接受度的影响^[25]。朱文斌等通过对比我国及外国公众对核电的接受度现状,得出了国内影响公众接受度的因素^[26]。

在我国核电接受度研究中,学者普遍认为邻避效应并未改变核电的发展方向,但却在一定程度上减缓了核电的发展速度^[27]。然而,国内学者很少深入研究邻避效应对公众核电接受度的影响;同时研究者更多关注核电接受度本身的研究,或者单一因素对核电接受度的影响,核电风险认知和利益认知不同方面的相对重要性,以及这些方面对核电接受度有什么样的影响却很少被探讨。

因此,本研究将影响核电接受度的多个因

素从单维度分析扩展到多维度分析,将核电知识认知、风险认知(分为恐慌风险、未知风险两个方面)、利益认知(分为环境利益、经济利益和能源利益3个方面)设置为核电接受度的影响因素,分别建立了国内、省内、市内、县内4种范畴的核电接受度回归模型,从而在现有研究的基础上可进一步探究影响核电接受度的具体因素并提出相应的应对措施,所提出的核电接受度影响因素模型框架如图1所示。

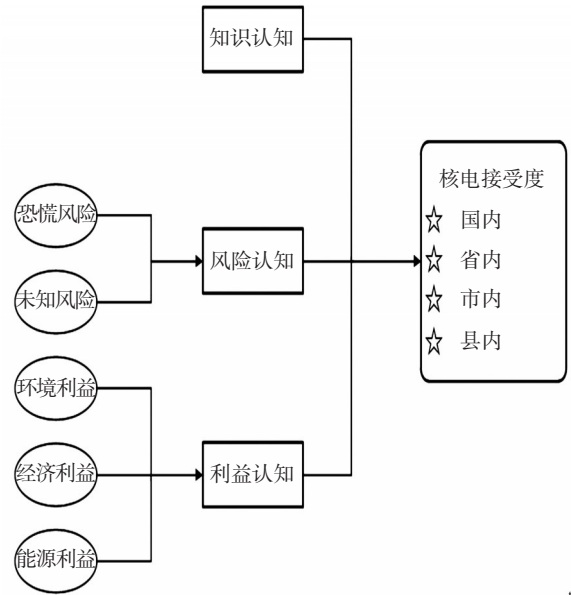


图1 核电接受度影响因素模型框架
Fig. 1 Framework of factors influencing public acceptance of nuclear energy

2 研究方法

2.1 样本调查与数据收集

为验证上述框架模型,本文进行了相关实证研究。通过网络调研形式进行问卷调查和数据收集,调查时间段为2017年7月至8月期间,共搜集了来自我国31个省级行政区域的971份有效问卷。参与者的性别、年龄、受教育程度和年收入等人口统计学特征见表1。从统计结果可以看出,参与调查的人员覆盖范围较广,样本人群分布在不同性别、年龄段、受教育程度和年收入中,样本调查具有多样性和随机性。

表1 参与调查者人口统计学特征 (N=971)

Table 1 Demographic profile of participants (N=971)

人口统计自变量		样本数/人	百分比/%
性别	男	637	65.6
	女	334	34.4
年龄	<20岁	41	4.2
	21~30岁	436	44.9
	31~40岁	325	33.5
	41~50岁	127	13.1
	>50岁	42	4.3
受教育程度	小学及以下	11	1.1
	初中	84	8.7
	高中(或中专、技校)	221	22.8
	本科(或大专)	539	55.5
	研究生及以上	116	11.9
年收入	<3万元	108	11.1
	3~8万元	364	37.5
	8~30万元	436	44.9
	>30万元	63	6.5

2.2 变量测量

问卷的主要内容由三个部分构成:第一部分是人口统计学特征,包括被调查者性别、年龄、教育程度及年收入等信息,见表1;第二部分调查了公众对核电的认知情况,包括公众对核电的知识认知、风险认知和利益认知,作为研究模型的自变量;第三部分调查了不同地理区域的公众核电接受度情况,作为研究模型的因变量。为确保调查工作有较高的信度和效度,本项研究所有变量均依据现有经典、成熟量表进行制定,同时根据具体情境和研究目的做适当修改。本次调查问卷采用五星李克特量表进行测量(1代表完全不同意,2代表不同意,3代表不确定,4代表同意,5代表完全同意),变量题项及来源见表2。

3 数据分析与结果

研究采用Excel软件和SPSS 21.0数据统计软件进行分析。数据的定量分析分为3步:首先,对测量工具(问卷量表)进行信效度的检验;

表2 问卷设计和变量设定

Table 2 Design of the survey and the list of all variables

变量	题项	量表来源
公众接受度	一、如果要建核电厂, 您是否同意:	
	在我国建设	
	在我省建设	[28]
	在我市建设	
知识认知	在我县建设	
	二、关于核电知识 (如核能发电原理、核电厂、核事故、核辐射等), 您认为:	
	1. 我知道的核电知识并不多	[29]
	2. 我知道的核电知识比其他人少	
恐慌风险	3. 我确实不了解核电	
	三、关于核电厂可能带来的风险, 您认为是:	
	1. 缺乏控制的	
	2. 令人恐惧的	
未知风险	3. 灾难性的	
	4. 致命的	[19]
	5. 风险大于收益的	
	1. 不易察觉的	
环境利益	2. 未知的	
	3. 新出现的	
	4. 伤害是滞后的	
经济利益	四、总的来说, 您认为:	
	使用核电厂发电, 会缓解气候变化	
	如果不使用核电, 电价将会变高	[30]
	能源利益	
保障	核电厂的建设使得能源供应得到长期保障	

之后, 分别对国内、省内、市内和县内4种区域的公众核电接受度情况做了描述性分析; 最后, 对影响公众核电接受度的因素进行了多元回归分析。

3.1 信效度分析

信度 (Reliability) 又称可靠性或可信度, 被定义为测量无误差并因此产生一致性结果的程度, 即问卷量表能否稳定地测量到它要测量的事项, 信度通常使用信度系数 (Cronbach's α) 和组合信度 (Composite Reliability, 简称 CR) 来评估^[31, 32]。

表3为本次调查的问卷信度分析, 可以看出, 核电知识认知有3个题项, 该变量在本研究中的 Cronbach's α 为 0.865, CR 为 0.919。核电风险认知有两个维度, 分别为恐慌风险和未知风

险, 恐慌风险变量有5个题项, Cronbach's α 为 0.903, CR 为 0.928。未知风险变量有4个题项, Cronbach's α 为 0.870, CR 为 0.912。变量 α 和 CR 均大于 0.8, 表明这些变量具有较好的信度。

表3 信度分析

Table 3 Reliability analysis

变量	Cronbach's α	CR
知识认知	0.865	0.919
恐慌风险	0.903	0.928
未知风险	0.870	0.912

效度 (Validity) 即正确和有效性程度, 即问卷量表能准确测出其所要测量事物的程度, 效度通常用聚合效度和区别效度来评估。聚合效度是通过变量因子载荷 (Factor Loading, 简称 FL) 和变量平均提取方差值 (Average Variance Extracted, 简称 AVE) 来评估。区别效度通过比较 AVE 的平方根和变量间相关系数来评估: 当变量间相关系数小于 AVE 的平方根时, 则变量区别效度可接受^[32]。通过表4效度分析可知, 各个变量因子载荷 FL 和 AVE 均大于可接受的 0.7, 说明研究变量具有很好的聚合效度。同时, 变量间相关系数 (均小于 0.8) 均小于变量 AVE 的平方根 $\sqrt{AVE}$ (均大于 0.8), 可知变量间有较好的区别效度。

表4 效度分析

Table 4 Validity analysis

变量	题项	FL	AVE	$\sqrt{AVE}$
知识认知	知识认知1	0.876		
	知识认知2	0.893	0.7898	0.8887
	知识认知3	0.897		
恐慌风险	恐慌风险1	0.763		
	恐慌风险2	0.884		
	恐慌风险3	0.906	0.7215	0.8494
	恐慌风险4	0.892		
	恐慌风险5	0.792		
未知风险	未知风险1	0.874		
	未知风险2	0.894	0.7215	0.8494
	未知风险3	0.848		
	未知风险4	0.777		

3.2 描述性分析

在探究公众核电接受度影响因素之前,从整体调查了公众对不同地理区域的核电接受度。采用多个题项分析不同地理区域的公众核电接受度“如果要建核电厂,您是否同意:(1)在我国建设;(2)在我省建设;(3)在我市建设;(4)在我县建设”。以此描述公众对核电的态度随着核电厂厂址距离的变化而产生什么样的变化。不同地理区域的核电接受度变化以堆积图和均值折线图表现出来,如图2所示。左侧数据栏为样本数量,不同地理区域对应的条形框中,5个色阶条形框由浅入深分别对应了五星李克特量表中的完全不同意(对应1分)、不同意(对应2分)、不确定(对应3分)和同意(对应4分)和完全同意(对应5分),右侧数据栏为不同地理区域所对应的核电接受度量表的五星李克特量表均值。

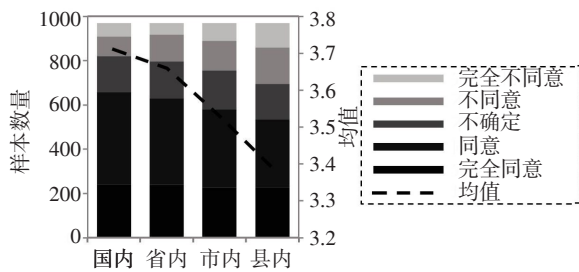


图2 不同地理区域核电接受度

Fig. 2 Public acceptance of nuclear energy at different geographic scopes

从图2可以看出,公众核电接受度总体较高。支持和强烈支持两部分的占比较大,国内、省内、市内和县内核电接受度这两部分占比分别为67.7%、64.9%、60%和55.1%,均超过总样本的1/2。国内、省内、市内和县内核电接受度的均值分别为3.71、3.66、3.53和3.39。然而,从上述数据也可看出,随着核电厂建设距离从国内到县内,公众对核电的接受度在不断下降,这一发现符合“邻避效应”,即公众对核电的接受度整体较高,但却反对在临近自己居住地的区域建立风险设施,尤其是那些公众看不见或不熟悉的东西,因为公众个人的需求和保护往往会先于其承担社会责任的意愿^[11]。

3.3 多元回归分析

为分析不同因素对公众核电接受度影响,在图1模型框架的基础上建立了4个不同地理范畴的核电接受度分析预测模型,回归分析方程为:

$$Y_i = b_0 + b_1X_1 + b_2X_2 + b_3X_3 + b_4X_4 + b_5X_5 + b_6X_6 + e_i$$

式中, b_0 、 b_1 、 b_2 、 b_3 、 b_4 、 b_5 、 b_6 为多元回归方程参数; e_i 为误差值;应用因子分析分别确定了6个自变量: X_1 为知识认知; X_2 、 X_3 分别对应核电风险认知里的恐慌风险和未知风险; X_4 、 X_5 和 X_6 分别对应核电利益认知里的环境利益、经济利益和能源利益; Y_i 为因变量,分别对应国内($i=1$)、省内($i=2$)、市内($i=3$)和县内($i=4$)核电接受度4个因变量。多元回归分析结果见表5,所有方差膨胀因子(Variance Inflation Factor, 简称VIF)均小于3,因此,可忽略变量间的多重共线性^[33]。

表5 回归分析

Table 5 Regression analysis

变量	Y_i : 核电接受度			
	模型一 (国内)	模型二 (省内)	模型三 (市内)	模型四 (县内)
b_0 : 常数	1.851***	2.281***	2.350***	2.395***
X_1 : 知识认知	-0.087**	-0.115**	-0.155***	-0.185***
X_2 : 恐慌风险	-0.214***	-0.226***	-0.256***	-0.289***
X_3 : 未知风险	0.081	0.015	-0.015	-0.066
X_4 : 环境利益	0.277***	0.228***	0.240***	0.198***
X_5 : 经济利益	0.061	0.074*	0.090*	0.166***
X_6 : 能源利益	0.353***	0.345***	0.344***	0.356***
R	0.573	0.540	0.533	0.531
R^2	0.328	0.291	0.284	0.282
调整 R^2	0.324	0.287	0.279	0.227
F	78.500***	65.997***	63.660***	63.034***

注: *表示 $p<0.05$; **表示 $p<0.01$; ***表示 $p<0.001$; VIF<3

表5回归分析中, R 为复相关系数(multiple correlation coefficient),用来测度因变量 Y 和多个自变量 X 间线性相关的程度。 R^2 为决定系数(coefficient of determination),用来表征拟合模型所能解释因变量的变化的百分数。调整 R^2 对所添加非显著变量给予惩罚来进一步准确评估模型拟合度,避免模型拟合优度会随变量增加而出现虚假提升的现象。 F 检验也称方差齐性检

验,通常适用于分析多参数的统计模型,以判断在模型中的一部分或者全部参数是否适合估计总体。

模型一显示了影响公众国内核电接受度因素的回归分析结果。结果表明,核电知识认知对公众接受度有显著负向影响(回归系数 $b_1 = -0.087$, $p < 0.01$)。风险认知对核电接受度的影响中,恐慌风险对公众接受度为显著负向影响(回归系数 $b_2 = -0.214$, $p < 0.001$),而未知风险对核电接受度无显著影响(回归系数 $b_3 = 0.081$, $p > 0.05$)。利益认知对核电接受度的影响中,环境利益($b_4 = 0.277$, $p < 0.001$)和能源利益($b_6 = 0.353$, $p < 0.001$)均对核电接受度有显著正向影响,而经济利益($b_5 = 0.061$, $p > 0.05$)对核电接受度无显著影响。

模型二显示了影响公众省内核电接受度因素的回归分析结果。结果表明,核电知识认知对公众接受度有显著负向影响(回归系数 $b_1 = -0.115$, $p < 0.01$)。风险认知对核电接受度的影响中,恐慌风险对公众接受度为显著负向影响(回归系数 $b_2 = -0.226$, $p < 0.001$),而未知风险对核电接受度无显著影响(回归系数 $b_3 = 0.015$, $p > 0.05$)。利益认知对核电接受度的影响中,环境利益($b_4 = 0.228$, $p < 0.001$)、经济利益($b_5 = 0.074$, $p < 0.05$)和能源利益($b_6 = 0.345$, $p < 0.001$)均对核电接受度有显著正向影响。

模型三显示了影响公众市内核电接受度因素的回归分析结果。结果表明,核电知识认知对公众接受度有显著负向影响(回归系数 $b_1 = -0.155$, $p < 0.001$)。风险认知对核电接受度的影响中,恐慌风险对公众接受度为显著负向影响(回归系数 $b_2 = -0.256$, $p < 0.001$),而未知风险对核电接受度无显著影响(回归系数 $b_3 = -0.015$, $p > 0.05$)。利益认知对核电接受度的影响中,环境利益($b_4 = 0.240$, $p < 0.001$)、经济利益($b_5 = 0.090$, $p < 0.05$)和能源利益($b_6 = 0.344$, $p < 0.001$)均对核电接受度有显著正向影响。

模型四显示了影响公众县内核电接受度因素的回归分析结果。结果表明,核电知识认知对公众接受度有显著负向影响(回归系数 $b_1 = -0.185$, $p < 0.001$)。风险认知对核电接受度的影响中,恐慌风险对公众接受度为显著负向

影响(回归系数 $b_2 = -0.289$, $p < 0.001$),而未知风险对核电接受度无显著影响(回归系数 $b_3 = -0.066$, $p > 0.05$)。利益认知对核电接受度的影响中,环境利益($b_4 = 0.198$, $p < 0.001$)、经济利益($b_5 = 0.166$, $p < 0.001$)和能源利益($b_6 = 0.356$, $p < 0.001$)均对核电接受度有显著正向影响。

从4个模型整体回归结果可知,知识认知对不同地理区域(国内、省内、市内、县内)的核电接受度均呈显著负向影响,且随着核电厂厂址距离的变化(从国内到县内),知识认知对核电接受度的负向影响越来越强。恐慌风险对不同地理区域的核电接受度均呈显著负向影响。随着核电厂厂址距离的变化(从国内到县内),核电恐慌风险认知对核能接受度的负向影响越来越强。未知风险对不同地理区域的核电接受度均无显著影响。环境利益对不同地理区域的核电接受度均呈显著正向影响。经济利益对不同地理区域的核电接受度从不显著(国内)到越来越显著(从省内到县内),且随着核电厂厂址距离的变化(从省内到县内),核电环境利益认知对核能接受度的显著正向影响越来越强。能源利益对不同地理区域的公众核电接受度均呈显著正向影响,且随着核电厂厂址距离的变化,公众核电接受度整体无较大差异。

4 结论与政策建议

本文研究了核电邻避效应中公众认知对接受度的影响,并通过数据进行了实证检验,通过研究可以得出以下结论与建议:

(1) 公众对核电的知识、恐慌风险、环境利益、经济利益和能源利益认知均可显著影响公众接受度。而核电未知风险和在国内区域的经济利益认知对公众核电接受度无显著影响。因而改变或影响公众对于核电的接受度是一项系统化、长期化的工作。

(2) 在知识认知方面,知识认知对核电接受度有显著负向影响,即公众知识增加未必能促进公众接受度的提高。当公众对核能有所了解时,他们可能更关心核能的风险从而导致对核电接受度的降低;核电知识的增加也可能会导致对核电态度的不确定性和优柔寡断。因此,政府在对公众进行核电知识科普时,应注

重核电科普知识类型的偏重性宣传,单纯科普核电原理可能并不能显著提高公众对核电的接受,而偏向于宣传核电优点的核电知识信息却可能会显著增加公众对核电的支持度。

(3) 在风险认知方面,恐慌风险认知比未知风险认知对核电接受度的影响更重要。公众更加看重核电的不可控性及灾难性给他们人身带来的致命危险,而对核电的未知性察觉不敏感。公众风险认知受较多心理与社会因素的影响,政府应及时了解公众对核电风险的认知情况,增强核电信息的透明性,并加强公众在核电政策制定中的参与性,制定核电相关政策以符合公众的风险认知规律,以促进公众接受核能。

(4) 在利益认知方面,能源利益和环境利益均对核电接受度有显著正向影响,且基本不受厂址距离影响。经济利益对国内层级的核电接受度无显著影响,但随着核电厂厂址从省内到县内,公众经济利益认知对核电接受度的正向影响越来越强。能源利益和环境利益明显可促进公众对核电的接受度,而公众对核电的经济利益认知更能决定公众的接受与否。当核电厂厂址距离公众居住地较近时,政府等相关部门在解决核电邻避问题上应首要做好核电厂附近公众的利益补偿问题。

参考文献

- [1] 吴宜灿,王明煌,付雪微,等. 核能对全球变暖和人类健康影响初步研究[J]. 核科学与工程, 2018, 38 (3): 337-346.
- [2] NEA. Nuclear power safety plan (2011—2020) [R]. Paris: NEA, 2012.
- [3] 吴宜灿. 革新型核能系统安全研究的回顾与探讨[J]. 中国科学院院刊, 2016, 31 (5): 567-573.
- [4] Wang S, Wang J, Lin S, et al. Public perceptions and acceptance of nuclear energy in China: The role of public knowledge, perceived benefit, perceived risk and public engagement [J]. Energy Policy, 2019 (126): 352-360.
- [5] Visschers VHM, Wallquist L. Nuclear power before and after Fukushima: The relations between acceptance, ambivalence and knowledge [J]. Journal of Environmental Psychology, 2013, 36 (36): 77-86.
- [6] Maharik M, Fischhoff B. Risk knowledge and risk attitudes regarding nuclear energy sources in space [J]. Risk Analysis, 1993, 13 (3): 345-353.
- [7] Stoutenborough J W, Sturgess S G, Vedlitz A. Knowledge, risk, and policy support: Public perceptions of nuclear power [J]. Energy Policy, 2013, 62 (11): 176-184.
- [8] Sun C, Zhu X. Evaluating the public perceptions of nuclear power in China: Evidence from a contingent valuation survey [J]. Energy Policy, 2014, 69 (2): 397-405.
- [9] Costa-Font J, Rudisill C, Mossialos E. Attitudes as an expression of knowledge and "political anchoring": the case of nuclear power in the United Kingdom [J]. Risk Analysis, 2008, 28 (5): 1273-1288.
- [10] Katsuya T. Public response to the Tokai nuclear accident [J]. Risk Analysis, 2001, 21 (6): 1039-1046.
- [11] Guo Y, Ren T. When it is unfamiliar to me: Local acceptance of planned nuclear power plants in China in the post-fukushima era [J]. Energy Policy, 2017, 100: 113-125.
- [12] De Groot J I, Steg L, Poortinga W. Values, perceived risks and benefits, and acceptability of nuclear energy [J]. Risk Analysis, 2013, 33 (2): 307-317.
- [13] Visschers V H, Siegrist M. How a nuclear power plant accident influences acceptance of nuclear power: results of a longitudinal study before and after the Fukushima disaster [J]. Risk Anal, 2013, 33 (2): 333-347.
- [14] Liu C, Zhang Z, Kidd S. Establishing an objective system for the assessment of public acceptance of nuclear power in China [J]. Nuclear Engineering and Design, 2008, 238 (10): 2834-2838.
- [15] Bird D K, Haynes K, Honert R V D, et al. Nuclear power in Australia: a comparative analysis of public opinion regarding climate change and the Fukushima disaster [J]. Energy Policy, 2014, 65 (2): 644-653.
- [16] Frewer L J, Howard C, Shepherd R. Understanding public attitudes to technology [J]. Journal of Risk Research, 1998, 1 (3): 221-235.
- [17] Visschers V H M, Keller C, Siegrist M. Climate change benefits and energy supply benefits as determinants of acceptance of nuclear power stations: Investigating an explanatory model [J]. Energy Policy, 2011, 39 (6): 3621-3629.
- [18] Kim Y, Kim W, Kim M. An international comparative analysis of public acceptance of nuclear energy [J]. Energy Policy, 2014, 66: 475-483.
- [19] Slovic P. Perception of risk [J]. Science, 1987, 236 (4799): 280.
- [20] 曾志伟, 蒋辉, 张继艳. 后福岛时代我国核电可持续发展的公众接受度实证研究 [J]. 南华大学学报(社会科学版), 2014, 15 (1): 4-8.
- [21] 陈润羊. 我国核电发展中公众参与的机制研究 [J]. 电力科技与环保, 2015, 31 (6): 57-60.
- [22] 邓理峰, 周志成, 郑馨怡. 风险-收益感知对核电公众接受度的影响机制分析—基于广州大学城调研 [J]. 南华大学学报(社会科学版), 2016, 17 (4): 5-13.
- [23] 洪加标, 余飞, 张玮婷, 等. 内陆核电厂周边区域公众接受度调查与分析 [J]. 中国辐射卫生, 2016, 25 (6): 708-710.
- [24] 罗立. 基于计划行为理论的核电接受度模型研究 [J]. 北京航空航天大学学报(社会科学版), 2017, 30 (2): 109-113.
- [25] 陶威铤, 申世飞, 康晓文. 基于结构方程模型的核电接受度影响因素研究 [J]. 武汉理工大学学报(信息与管理工程版),

- 2016, 38 (4): 397-400+409.
- [26] 朱文斌, 张明, 刘松华, 等. 影响公众对核电接受度的因素分析 [J]. 能源技术经济, 2010, 22 (4): 47-50.
- [27] Wu Y. Public acceptance of constructing coastal/inland nuclear power plants in post-Fukushima China [J]. Energy Policy, 2017, 28 (12): 484-491.
- [28] Lee M Y, Sapp S G, Ray M C. The reverse social distance scale [J]. J Soc Psychol, 1996, 136 (1): 17-24.
- [29] Rijnsoever F J V, Mossel A V, Broecks K P F. Public acceptance of energy technologies: The effects of labeling, time, and heterogeneity in a discrete choice experiment [J]. Renewable and Sustainable Energy Reviews, 2015 (45): 817-829.
- [30] Visschers V H M, Siegrist M. Find the differences and the similarities: Relating perceived benefits, perceived costs and protected values to acceptance of five energy technologies [J]. Journal of Environmental Psychology, 2014 (40): 117-130.
- [31] Peterson R A. A meta-analysis of cronbach's coefficient alpha [J]. Journal of Consumer Research, 1994, 21 (2): 381-391.
- [32] Bagozzi R P. Evaluating structural equation models with unobservable variables and measurement error: a comment [J]. Journal of Marketing Research, 1981, 18 (3): 375-381.
- [33] O'brien R M. A caution regarding rules of thumb for variance inflation factors [J]. Quality & Quantity, 2007, 41 (5): 673-690.

Exploring the Relationship Between Public Perception and Acceptance of Nuclear Energy

Zhang Tingting, Xia Dongqin, Li Taosheng, Li Yazhou

(1. Key Laboratory of Neutron Transport Theory and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China; 2. University of Science and Technology of China, Hefei 230027, China)

Abstract: Research on the influence of public perception on public acceptance of nuclear energy (PANE) is valuable to energy policy. This paper took knowledge perception, risk perception (divided into dread risk and unknown risk) and benefit perception (divided into environmental benefit, economic benefit and energy benefit) as the main influencing factors of PANE, and constructed four regression models based on nation-level, province-level, city-level and county-level. An empirical study was also conducted and 971 samples distributed in 31 provinces were collected. The results showed that knowledge perception had a significant and negative impact on PANE. Dread risk had a significant and negative impact on PANE, while unknown risk had no significant impact on PANE. Environment benefit and energy benefit had significant and positive impacts on PANE, while economic benefit had no significant impact on PANE. However, as the nuclear facilities got closer (from province-level to the county-level), economic benefit had a more and more significant positive impact on PANE.

Key words: public acceptance of nuclear energy; NIMBY syndrome; knowledge perception; risk perception; benefit perception

(责任编辑:许龙飞)

张廉,蔡汉坤.中美核电厂执照者关于运行事件报告的比较研究[J].核安全,2019,18(2):71-76.

Zhang Lian, Cai Hankun. The Comparative Study of Licensed Event Report of Nuclear Power Plant Between China and the United States[J].Nuclear Safety, 2019, 18(2): 71-76.

中美核电厂执照者关于运行事件报告的比较研究

张 廉*, 蔡汉坤

(核动力运行研究所, 武汉 430022)

摘要: 美国运行核电厂根据美国联邦法规 10CFR50.72 及 10CFR50.73, 向美国核管理委员会报告运行事件通告和事件报告。中国已装料核电厂需根据核安全法规《核电厂营运单位报告制度》(HAF/001/02/01) 的要求, 向国家核安全局及核与辐射地区监督站报送运行事件通告和报告。本文通过对比研究国家核安全局和美国核管理委员会在运行事件报送的时限要求、表单格式、报送形式和自愿报告等方面的差异, 提出建议, 为改进运行事件的报送提供参考。

关键词: 执照运行事件; 时限要求; 表单格式; 报送形式; 自愿报告

中图分类号: TL38⁺3 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2019) 02-0071-06

截至2018年12月31日, 中国运行核电机组44台, 向国家核安全局累计报送运行事件报告(LOER) 960起。中国现行有效的LOER报送要求是1995年颁布的《核电厂营运单位报告制度》^[1] (HAF/001/02/01)。随着中国运行核电机组的逐年增多以及福岛核事故后中国监管部门监管要求的提高, LOER的完整性、合理性和及时性有待进一步研究, 以满足监管机构对核安全监管的要求。

本文通过对比, 分析了国家核安全局和美国核管理委员会(核管会)执照事件在时限要求、表单格式、报送形式和自愿报告等方面的差异, 提出了改善我国LOER的建议, 为监管部门改进我国LOER报送工作提供参考^[2]。

1 国家核安全局 LOEN 和 LOER 与美国核管会 ENS 和 LER 的报送状态差异分析

国家核安全局的运行事件通告(LOEN) 和

LOER的准则是一致的, 执照者先向国家核安全局提交通告, 然后再提交与该通告相关联的报告。与美国核管会的要求准则相比, 有很大差异的地方是美国核管会运行核反应堆及时通告(ENS) 和执照事件报告(LER) 的报告准则是分开的, 并不是一一对应的关系^[3]。美国核管会ENS和LER的差异在于ENS和LER之间的时态不同。ENS一般使用现在时态, 因为在进行ENS报告时该事件或工况通常正在进行; LER一般使用过去时态, 因为在编写LER的时候该事件或工况通常已经过去。比如, 对于技术规格书要求的电厂停堆这一准则, ENS的准则要求的是电厂停堆的开始, 而LER要求的是电厂停堆的结束^[4]。

而国家核安全局的LOEN和LOER没有对时态的要求, 报送LOEN和LOER的报告准则一般都指的是发生在过去的事件。比如, 在技术规格书中, 电厂停堆这一准则中规定: 如果偏离核电厂技术规格书规定的运行限制条件, 或者

收稿日期: 2019-03-29 修回日期: 2019-04-23

作者简介: 张廉(1986—), 男, 土家族, 湖北利川人, 工程师, 硕士, 现主要从事经验反馈工作

*通讯作者: 张廉, E-mail: zhanglian@cnnp.com.cn

某个安全重要系统或设备不能使用或运行参数达不到规定值,并在规定的时间内不能恢复正常而导致停堆,应该向国家核安全局报告。此准则只在导致停堆后(即停堆的结束)需要报告,没有对电厂停堆的开始作详细的要求。

以正在进行中的事件报送 LOEN,对于及早引起监管当局注意核电厂发生的异常状况、掌握相关信息及时研判、快速有效应对有重要意义。建议在国家核安全局的报告制度中区分 LOEN 和 LOER 的报告准则,以便监管部门及时了解电厂发生的各种异常状况。比如,电厂根据技术规格书要求开始停堆,需要根据事件的重要性按照不同的时限要求及时报送 LOEN;电厂如果在技术规格书要求的时间内修复而未停堆,虽然提交了 LOEN,但无需报送 LOER,以减轻监管当局的监管负担。

2 国家核安全局 LOEN 和 LOER 与美国核管会 ENS 和 LER 的时限要求差异分析

国家核安全局和美国核管会在运行事件报告和报告的时限要求方面差异比较大,主要表现在以下 2 个方面。

2.1 运行事件通告

国家核安全局将 LOEN 分为口头通告和书面通告。口头通告的时限要求为:营运单位必须在事件发生后 24h 内口头通告国家核安全局和所在地区监督站;书面通告的时限要求为:营运单位应在事件发生后 3 天内向国家核安全局和所在地区监督站递交书面通告。节假日期间顺延到节假日后第 1 个工作日递交。

美国核管会中 ENS 的时限要求包含以下情况^[5]:

(1) 进入应急状态的 ENS 通告向所在州或地方当局发出通知后,不晚于执照者宣布其中任一应急等级 1h 之后。

(2) 违反核电厂技术规格书偏离的所有事件均要有 ENS 通告,不晚于在批准的核电厂技术规格书中任何偏离发生后 1h 之后。

(3) 以下 ENS 通告时限不晚于该事件发生后的 4h 之后:

①技术规格书要求的电厂停堆;

②任何由于有效信号导致或本应导致堆芯事故冷却系统(ECCS)排放至反应堆冷却系统的事件,除非该动作来自于试验或反应堆运行期间的预定计划序列或为其中的一部分;

③在反应堆处于临界状态时任何导致反应堆保护系统(RPS)动作的事件或工况,除非该动作来自于试验或反应堆运行期间的预定计划序列或为其中的一部分;

④任何与公众或现场人员健康和安全或环境保护相关的事件或情况,已计划对该事件或情况进行新闻发布或已经向其他政府机构发出通知。此类事件可包括现场人员伤亡或放射性污染物的意外释放。

(4) 以下 ENS 通告不晚于该事件发生后的 8h 以后:

①任何导致核电厂工况严重降级(包括其主要安全屏障),以及处于没有分析过(能极大降低电厂安全性)的事件或工况;

②导致任一系统有效动作的事件或工况,除非该动作来自于试验或反应堆运行期间的预定计划序列或为其中的一部分;

③任何可能会阻止构筑物或系统安全功能实现的事件或工况;

④任何需要将受放射性污染的人员运至现场外医疗机构进行救治的事件;

⑤任何能够造成应急评估能力、厂外响应能力或厂外通信能力(如控制室指示的重要部分、应急通告系统或厂外通告系统)重大损失的事件。

通过比较国家核安全局 LOEN 和美国核管会 ENS 上报时限的要求可知,根据事件的重要性程度,ENS 的上报时限要求是有区别的。建议 LOEN 也根据事件的重要性区分上报时限,这有助于监管部门及时关注重要的异常状况,及早采取相应的措施^[6]。

2.2 执照事件报告

国家核安全局 LOER 提交的时限要求为:营运单位应以公函形式在事件发生后 30 天内向国家核安全局和所在地区监督站递交事件报告。如果第 30 天是节假日,则顺延到节假日后第 1 个工作日递交或投递。

而在美国,核管会要求在事件发生后 60 天内提交 LER, 同样, 如果 60 天期限结束于星期六、星期日或假期, 则应在 60 天结束后的第 1 个工作日提交报告。这里的发现时间是指事件发现的当天, 而非事件评价完成的时间。

通过比较国家核安全局 LOER 和美国核管会 LER 上报时限的要求可知, LER 的上报时间长度是 LOER 的 2 倍, 这将留给事件处理人员更充足的时间来调查事件的根本原因以及分析该事件需要采取的纠正行动^[7]。

另外, 美国核管会采用事件发现时间作为计时起点, 而国家核安全局以事件发生时间为计时起点。然而往往很多事件在发现之前就已经发生, 而且有的事件发生时间无法追溯, 因此, 以发生时间来计时, 有可能给核电厂事件的上报带来时间压力, 不利于对事件的调查和分析。

建议将 LOER 的时限要求延长至 60 天, 并将时限要求的起始日期定为事件发现时间。延长时限要求便于核电厂事件分析人员更充分地调查事件的根本原因和开发纠正行动。将时限要求的日期定为事件发现时间, 既能方便监管部门对事件的统计, 也能避免在报送事件时因时限要求给电厂事件分析人员带来上报的压力。

3 国家核安全局 LOER 与美国核管会 LER 报告表差异分析

3.1 表基本信息比较

表 1 比较了国家核安全局 LOER 表和美国核管会 LER 表^[8]的基本信息字段。

通过比较基本信息可以看出, LOER 表基本信息字段比较详细, 但缺少一些关于部件缺陷的编码。LER 不仅在部件缺陷描述字段中详细描述了原因、系统、部件、制造厂商和报告给 EPIX 等信息, 而且对原因、系统和部件进行了编码。这里重点强调制造厂商这个字段, 制造厂商字段实质上是很重要的。核电厂会发生很多设备故障或缺陷导致的事件, 通过对事件中制造厂商的统计可找出问题较多的制造厂商, 有助于及时准确地联系制造厂商找出问题原因并采取改进措施。

表 1 LOER 表与 LER 表基本信息的比较

Table 1 The compare of basic information between the LER form and the LOER form

类型	LOER 字段	LER 字段
基本信息	核电厂、机组号、事件报告编号、事件名称、始发事件、事件通告编号、事件发生日期、事件结束时间、报告日期、报告人(职务、电话)、报告准则、补充报告、预定提交日期、报告编号、事件发生前机组状态、事件发生前电功率水平、事件发生前机组状态备注、事件对运行的影响、事件发生后电功率水平、事件对运行的影响备注、放射性后果、人员照射、环境污染、安全评定、报告摘要	核设施名称、文件编号、页码、标题、事件日期、LER 编号、报告日期、其他相关核设施、运行模式、功率水平、报告准则、电厂联系人、联系电话、部件缺陷描述(原因、系统、部件、制造厂商、报告给 EPIX(设备性能信息交换系统))是否有补充报告、补充报告预计提交时间、摘要

3.2 表正文信息比较

表 2 比较了国家核安全局 LOER 表和美国核管会 LER 表^[8]的正文信息字段。

表 2 LOER 表与 LER 表正文信息的比较

Table 2 The compare of content information between the LER form and the LOER form

类型	LOER 字段	LER 字段
正文信息	报告正文(事件名称、事件描述、主要的失效、人员、程序、设备的可用性、冗余系统和设备的可用性、事件原因、事件后果、事件分级、纠正行动和纠正行动计划、经验教训、结论、需要说明的其他问题、参考资料)	正文描述(事件发生前核电厂的运营情况、不可用结构、部件或系统的状态、部件或系统失效原因及人因失误、部件的失效模式、失效原理及影响、部件、系统失效及程序错误的发现方法、根本原因、对事件安全性后果及其影响的评估、纠正措施等)

通过比较可以看出, LOER 表和 LER 表的正文信息包含的信息差不多, 只是文字描述上有所区别。

3.3 表编码字段比较

表3比较了国家核安全局LOER表和美国核管会LER表^[8]的编码字段。

表3 LOER表与LER表编码字段的比较

Table 3 The compare of code field between the LER form and the LOER form

类型	LOER字段	LER字段
编码信息	报告准则、事件发生前机组状态、事件对运行的影响、放射性后果、人员照射、环境污染	报告准则、原因、系统、部件

通过比较可以看出，LOER和LER表都有报告准则字段，LOER中有5个编码字段在LER中没有，分别是事件发生前机组状态、事件对运行的影响、放射性后果、人员照射、环境污染。其中，事件发生前机组状态字段有14个编码（见表4）。事件对运行的影响字段有10个编码（见表5）。放射性后果字段有2个编码（见表6）。人员照射字段有2个编码（见表7）。环境污染字段有2个编码（见表8）。

表4 LOER表中事件发生前机组状态字段编码

Table 4 The code of operation status before breakdown in the LOER form

序号	事件发生前机组状态字段编码
1	零功率/热备用
2	正在启动
3	低功率
4	满功率
5	冷停堆
6	热停堆
7	正在停堆
8	换料/维修
9	提升功率
10	降功率
11	例行试验
12	特定试验
13	正在施工
14	启动试验

表5 LOER表中事件对运行的影响字段编码

Table 5 The code of the impact of the event to operation in the LOER form

序号	事件对运行的影响字段编码
1	无明显影响
2	推迟并网
3	中断运行
4	降低功率
5	紧急停堆
6	汽机跳闸
7	热停堆
8	冷停堆
9	失去热阱
10	蒸汽发生器失去给水

表6 LOER表中放射性后果字段编码

Table 6 The code of radioactive consequence in the LOER form

序号	放射性后果字段编码
1	有
2	无

表7 LOER表中人员照射字段编码

Table 7 The code of personnel irradiation in the LOER form

序号	人员照射字段编码
1	在允许范围内
2	超过允许范围

表8 LOER表中环境污染字段编码

Table 8 The code of environmental pollution in the LOER form

序号	环境污染字段编码
1	在允许范围内
2	超过允许范围

LER表中原因、系统、部件3个编码字段在LOER表中是没有的。原因字段编码见表9，分为8个大类。

表9 LER表中原因字段编码

Table 9 The code of cause in the LOER form

序号	原因字段编码
1	人因失误
2	设计
3	制造
4	施工/安装失效
5	外因
6	缺陷规程
7	管理/质量保证缺陷
8	其他

系统字段编码依据美国电气和电子工程师协会(IEEE)标准《IEEE核电厂和相关设备系统标识符的推荐实施规程(805—1984)》。部件字段编码依据《IEEE核电厂和相关设备唯一标识符推荐实施规程——部件功能标识符(803A—1983)》。原因、系统和部件标准化编码有助于对事件部件缺陷的查询、统计以及趋势分析。

虽然国家核安全局在经验反馈信息化系统的运行事件报告模块中增加了WANO(世界核电营运者协会)编码填报功能,但是《核电厂营运单位报告制度》(HAF/001/02/01)中并未对事件发生的原因、涉及的系统和部件等信息的编码进行明确要求。由于《核电厂营运单位报告制度》(HAF/001/02/01)未作强制性要求,因此,营运单位在填报时,可能会漏填,导致统计分析不准确。WANO编码虽然是全球统一的一套编码,但其是属于协会性质的编码,就各个国家的监督管理侧重点而言不太实用。因为WANO编码中,有的编码太粗,有的编码又太细,通过WANO编码来统计分析,往往得不到想要的结果。

建议在LOER中增加部件缺陷描述相关字段,包括部件缺陷的原因、系统、部件和制造厂商等编码字段,以便于对部件缺陷相关的事件进行查询、统计以及趋势分析,以及对制造厂商进行跟踪并加强监管^[9]。

4 美国核管会ENS和LER的自愿报告

在美国,虽然有些事件不满足10CFR50.72和10CFR50.73中报告准则的要求,但执照者认为该事件或工况与安全有关,属于公众感兴趣或公众关注的问题,则可对该事件进行ENS和LER报告。事实上NRC鼓励、允许并建议执照者自愿报告LER,因为采用LER的形式有助于报告信息的完整性,也有助于向NRC提供所需要的信息,并对事件进行数据输入等。对美国核监管部门来说,核电厂安全运行的可靠性取决于每个执照者是否对所有潜在安全问题的事件进行正确完整的报告^[10]。

目前,国家核安全局没有对自愿报告进行相关的规定,事件是否作为LOEN和LOER报告,完全取决于是否满足《核电厂营运单位报告制度》(HAF/001/02/01)中报告准则的要求。

建议国家核安全局在《核电厂营运单位报告制度》(HAF/001/02/01)制度中增加自愿报告的相关规定,考虑到具体国情,鼓励核电厂上报虽不满足报告制度准则但属于热点问题、共性问题的事件,以LOER的表格形式,作为监管的内部事件报告上报,以促进核电行业的经验交流和共享,避免类似事件的重复发生。

5 结论

LOER是国家核安全局履行核安全监督职责所需的重要信息源,核电厂营运单位报告制度中对LOER的要求是核电厂上报LOER的重要依据,随着核电监管力度的不断加强,核电厂营运单位报告制度也需要不断改进,以满足国家核安全局监管的需求。这有助于监管部门及时、准确地掌握核电厂内发生的重要异常状况,也有助于后续共性问题统计和趋势分析,以深入开展行业经验反馈工作,避免类似事件重复发生,提高我国核电安全水平。

参考文献

- [1] 国家核安全局. HAF/001/02/01 核电厂营运单位报告制度[S]. 北京: 法律出版社, 1995.
- [2] 施锦, 薛山虎, 核电厂运行规程标准化开发的研究[J]. 核安全, 2016, 15(3): 89-94.
- [3] 马凤金, 郭京, 陈荣达, 浅谈运行核电厂核安全监督的核安全

- 文化建设 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 11-15.
- [4] U. S. NRC. Event Report Guidelines: 10. CFR 50. 72 and 50. 73, NUREG-1022, REV. 3 [S]. Washington, DC: U. S. NRC, 2013.
- [5] U. S. NRC. Event Report Guidelines: 10. CFR 50. 72 (b) (3) (Xiii), NUREG-1022, REV. 3, Supplement 1 [S]. Washington, DC: U. S. NRC, 2014.
- [6] 孙树海, 陶书生, 郑丽馨, 等. 近年来核电厂执照运行事件趋势分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 12-19.
- [7] 陈志林, 池志远, 张晏玮, 等. 确定我国核电厂运行许可证延续安全论证基准的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 76-82.
- [8] U. S. NRC. Code of Federal Regulations: Title 10 [S/EB]. [2019-03-20]. [https://www. nrc. gov/reading-rm/doc-collections/cfr/](https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/).
- [9] U. S. NRC. Technical guidance, operability determination & functionality assessments for resolution of degraded or nonconforming conditions adverse to quality or safety [C] //NRC. NRC Inspection Manual: Part 9900. Washington, DC: U. S. NRC, 2008.
- [10] 宋晓涛, 陈宝文, 袁其斌, 等. 核电厂复杂工况下运行团队的高效运作 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 40-46.

The Comparative Study of Operation Incident Reports Between Licensees of Nuclear Power Plants in China and the United States

Zhang Lian, Cai Hankun

(Research Institute of Nuclear Power Operation, Wuhan 430022, China)

Abstract: According to the Code of Federal Regulations (10CFR) 50.72 and (10CFR) 50.73, USA plants must submit emergency notification and licensee event report to NRC. According to the nuclear safety regulatory *Operational Nuclear Power Plant Reporting System* (HAF/001/02/01), loaded nuclear power plants of China must submit the licensee event notification and the licensee event report to NNSA and NRO. By comparing the differences of licensee event in the time requirement, the report table, the report form and the voluntary reporting between NNSA of China and NRC of USA, the paper makes pertinent suggestions and provide reference for the improvement of licensee event report in China.

Key words: licensee event report; time requirement; report table; report form; voluntary reporting

(责任编辑:许龙飞)

岑腾跃. 三代核电堆芯补水箱制造中不符合项及处理意见[J]. 核安全, 2019, 18(2): 77-82.

Cen Tengyue. Non-Conformance Items and the Handling Suggestions in the Manufacture of Core Makeup Tank of the Third Generation Nuclear Power Project[J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 77-82.

三代核电堆芯补水箱制造中不符合项及处理意见

岑腾跃

(国核工程有限公司, 上海 200233)

摘要: 堆芯补水箱是带有半球形上下封头的立式圆柱形碳钢容器并内衬不锈钢。在核电厂正常运行期间, 堆芯补水箱充满硼酸水, 其压力通过冷管段压力平衡管线维持与反应堆冷却系统相同的压力。堆芯补水箱是我国某三代核电项目非能动冷却系统的重要部件之一, 用来紧急推出堆芯余热排出功能。首批堆芯补水箱在制造过程中存在较多不符合项, 本文主要分析其中不符合项的产生原因及处理方法, 以减少和避免制造中不符合项的产生, 实现堆芯补水箱制造的改进及提高。

关键词: 三代核电; 堆芯补水箱; 不符合项; 经验反馈

中图分类号: TL351 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2019) 02-0077-06

某三代核电项目堆芯补水箱(Core Makeup Tank, CMT)作为非能动冷却系统的主要部件之一, 提供紧急排出堆芯余热功能。堆芯补水箱是带有半球形上、下封头的立式筒形容器。该筒体和封头由低合金钢制造, 内表面由用于防腐的不锈钢堆焊而成^[1]。堆焊层和不锈钢贯穿于堆芯补水箱其余结构, 包括一个人孔、各种小接管(水位计接管、热电偶、压力接管和取样接管)以及大的进、出口接管。堆芯补水箱通过下封头上的支撑柱提供支撑, 通过每一接管接头与其他各管路相连。堆芯补水箱属核一级承压设备, 需满足抗震Ⅰ类要求, 其放置于安全壳32.6 m标高上。在正常运行期间, CMT(一个机组分A、B两台)完全充满硼酸水, 其压力通过冷管段压力平衡管线维持与反应堆冷却系统相同的压力, 保证容器内压力为16.05 MPa; 在事故状态下, 安全防护信号启动, 堆芯补水箱与反应堆冷却系统间阀门自动开启, 由堆芯补水箱向堆芯提供冷却硼酸溶液, 控制堆芯的反应性, 从而保证了堆芯的冷

却和满足反应堆关闭需要的时间, 达到堆芯余热排出功能^[2]。

1 堆芯补水箱不符合项分析

在首批我国某三代核电项目堆芯补水箱的制造过程中, 制造厂克服了诸多不利因素, 完成了制造任务。为了给后续项目堆芯补水箱的制造提供经验, 有必要总结首批堆芯补水箱制造过程中存在的主要质量问题, 可从以下5个方面的典型不符合项加以分析。

1.1 机加工不符合项

1.1.1 机加偏心

在机加工过程中, 由于材质的不均匀或形状不对称、安装偏心等原因, 会使机床主轴轴心与回转轴承中心线不重合, 造成偏心。主轴旋转时产生离心力, 容易使加工工艺系统受到周期性变化的受迫震动^[3]。在加工堆芯补水箱A上封头接管孔的过程中, 因圆弧面机加工时刀具易形成径向跳动, 致使钻削N-6b接管孔的初始段产生偏心, 其钻孔偏心段孔径为 $\phi 42.83$ mm

收稿日期: 2019-03-21 修回日期: 2019-04-08

作者简介: 岑腾跃(1984—), 男, 浙江慈溪人, 工程师, 硕士, 机械制造及其自动化专业, 现主要从事核岛主设备质量监造工作

(要求值: $\phi 42.42^{+0.13}_{-0}$ mm), 产生不符合项, 如图1所示。

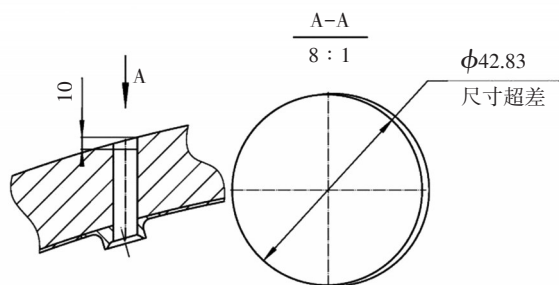


图1 接管孔N-6b机加工偏心

Fig. 1 Machining deviation of hole dimension for Tube N-6b

同样在加工堆芯补水箱B筒体接管孔的过程中, 由于钻头在加工斜面时钻孔切削切入段产生震动而导致N-3e接管孔切削初始段产生偏心, 其钻孔偏心段孔径为 $\phi 42.97$ mm (要求值: $\phi 42.42^{+0.13}_{-0}$ mm), 产生不符合项。

1.1.2 内孔沟槽

刀具的质量对产品的精度也有重要影响, 由于钻头切削刃的作用导致加工表面硬化, 在加工N-6a接管孔时内壁通孔出现沟槽, 如图2所示, 沟槽孔径为 $\phi 43.48$ mm (孔径要求值: $\phi 42.42^{+0.13}_{-0}$ mm), 产生不符合项。

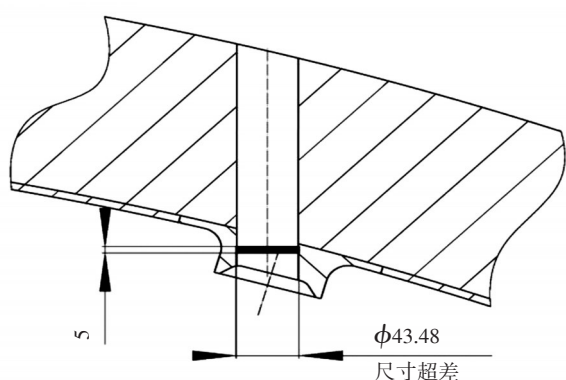


图2 接管孔N-6a机加工凹槽

Fig. 2 Machining pit of hole for Tube N-6a

1.1.3 表面凹坑

在堆芯补水箱B筒体上加工接管孔N-6c对应凸台时, 由于刀具在凸台表面颤动而使表面

被刮磨, 形成了4处凹坑, 产生不符合项, 如图3所示。

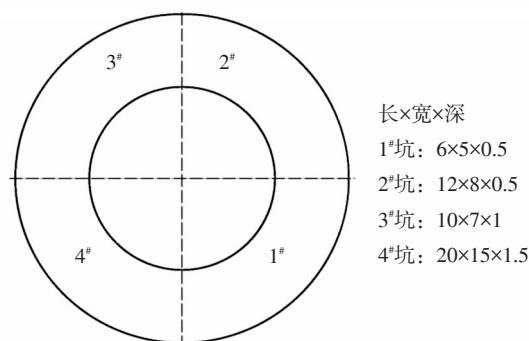


图3 接管孔N-6c凸台表面凹坑

Fig. 3 Machining pit of surface for Tube N-6c

针对上述接管孔机加工偏心和凹槽不符合项, 后续采用4:1的锥度适当扩孔办法, 同时测量接管按照NB-3337.3部分焊透焊接接管中有关接管和孔的具体间隙配合要求进行配作, 0.5 mm为最大配合间隙; 另外, 考虑接管外径和孔的偏差要求, 0.08 mm为最大配合间隙, 返修过程中二者均应满足。而凹坑在保证尺寸的前提下按NB-4452要求打磨平滑过渡, 同时针对该区域按NB5000要求进行探伤评估^[4]。

目前, 针对机加工中存在的问题, 可从以下几方面加以改进:

(1) 操作人员应仔细检查加工工具, 保证产品加工质量;

(2) 选择合理的加工工艺, 实现对产品的加工优化, 如针对偏心问题, 采用导向套或条件允许下先进行铣削加工, 便于基准定位^[5];

(3) 具体加工工序应严格按照工艺规程执行, 切不可盲目操作。

1.2 人为因素导致的典型不符合项

1.2.1 凸台尺寸加工错误

堆芯补水箱A下封头装焊热电偶贯穿件和测量接管如图4所示, 由于未考虑球面圆弧落差, 上游设计图纸要求凸台高度 $L = (37.3 \pm 0.5)$ mm (堆焊层加工), 而制造厂机加工N-5b/N-6e/N-6f接管凸台实际尺寸 L 分别为: 41.8 mm/40.68 mm/40.80 mm (凸台仍需继续加工)。在后续装焊接管时, 由于未能对接管端面与凸台端

面预装尺寸按设计要求 $H = (10.4 \pm 0.5) \text{ mm}$ 进行复核, 致使接管装焊后其端面与凸台端面实际尺寸 H 分别为: $6.17 \text{ mm}/6.50 \text{ mm}/5.80 \text{ mm}$, 该不符合项通过已重新加工尺寸 H 余量及加工后测量处理。

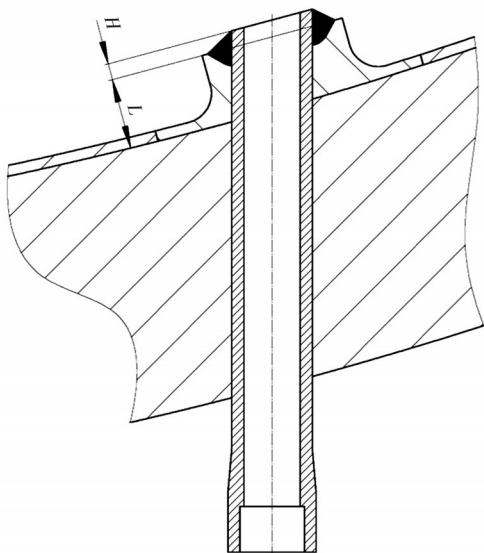


图4 下封头堆焊层加工偏差

Fig. 4 Machining deviation of build up for lower head

1.2.2 坡口尺寸加工错误

在加工堆芯补水箱B下封头内壁凸台坡口时, 如图5所示, 上游设计图纸要求 $T = 9.7_{-0}^{+0.5} \text{ mm}$, 而制造厂在图纸转化过程中发生错误, 导致实际加工尺寸按 $T = (9.7 \pm 0.5) \text{ mm}$ 进行坡口加工, 致使N-3h/N-5b/N-6e/N-6f接管凸台坡口实际深度 T 分别为: $9.38 \text{ mm}/9.58 \text{ mm}/9.30 \text{ mm}/9.40 \text{ mm}$, 不能满足上游图纸要求, 要求返工处理。

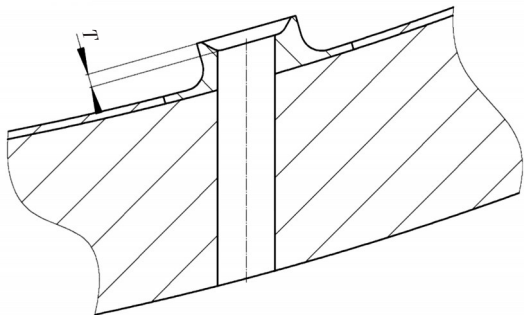


图5 坡口深度不合格

Fig. 5 Machining deviation of depth for groove

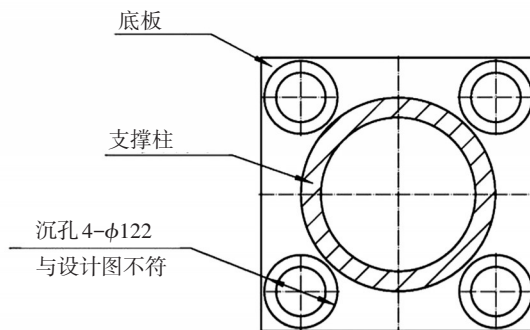
1.2.3 焊接材料不符

制造厂在焊接进口扩散管和端帽时, 由于焊接工艺规程的错误, 致使进口扩散管和端帽焊接所用材料为ER309L, 而根据图纸要求材料应为ER316L, 考虑到焊接材料相关力学性能存在一定差异, 因而要求制造厂按图纸要求开启不符合项返工处理。

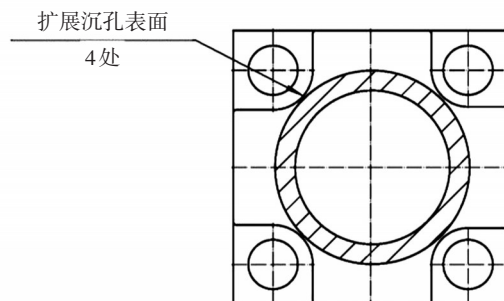
焊工按焊接工艺规程执行焊接操作时^[7], 应仔细核对焊接工艺、图纸等文件, 对于文件存在不一致的部分应及时提出, 避免错误的发生。

1.2.4 沉孔加工

制造厂未经原设计方批准, 在堆芯补水箱A、B支撑柱底板上加工沉孔, 如图6(a)所示, 由于支撑柱在装焊至下封头热处理后变形, 无法继续扩大沉孔以保证底板上安装地脚螺栓的垫圈的热变形偏移, 最终解决方案是结合实际支撑柱变形情况, 考虑垫圈单边径向热变形偏移的方式加工沉割面^[6]如图6(b), 完成对该不符合项的返修处理。



(a) 沉孔加工与设计图不符



(b) 沉孔加工返修方案

图6 底板沉孔返修

Fig. 6 Repair of counterbore surface for base plate

1.2.5 水压试验

制造厂在完成堆芯补水箱A水压试验后,直接在本体上钻铭牌孔,进行铭牌的安装,该操作严重违反ASME VIII卷第一册《压力容器建造规则》中检验和试验UG-99的规定,“水压试验前除了那些不能在试验前进行的工序,所有制造工作应已经完成”,在根据《核设施建造规则》(NB-3324)的要求分析后得出铭牌钻孔端承压厚度仍能满足要求,但需重新进行水压试验以保证产品质量,该不符合项已进行返工处理;而堆芯补水箱B水压试验时由于人孔主螺栓预紧力不均匀导致水压试验在试验压力下发生泄漏,不得不重新进行二次水压试验返工处理。

1.2.6 油漆涂层

制造厂在完成堆芯补水箱制造后,未能根据堆芯补水箱的设备涂层规格书中关于ASTM标准D5144^[8]和D4228^[9]及ASTM标准D5144和D4537^[10]针对涂层检查人员要分别进行特定的培训和考核,导致未经授权的油漆操作人员进行涂层工作,使堆芯补水箱油漆涂层不断出现剥落现象,涂层质量不合格,最终返工处理。

针对上述人为原因引起的不符合项,图纸错误和原材料使用错误使制造与设计不符合,严重影响了产品的制造费用和生产进度,因此,在后续制造中,要求严格审查相关图纸及工艺技术,保证类似错误在制造前得到纠正,确保产品质量;而制造厂操作人员在生产过程中应认真做到“有人负责,有章可循,有据可查”,严格按照工艺规程执行操作,避免产生不必要的错误。

1.3 机械性能试验时取样导致的不符合项

在堆芯补水箱A进、出口接管堆焊层取样时,制造厂按照每25 mm距离进行一次取样,而奥氏体不锈钢堆焊材料测试规格书取样方法规定在接管内径小于127 mm时,每25 mm距离进行一次取样,但堆芯补水箱进出口接管内径为160 mm,不满足这一情况,应按第1焊道取样及随后每5焊道进行取样的方法,最终该不符合项经设计评估后要求按规程进行处理。

试验人员在取样时,应严格按照相关文件执行操作,使相关质量活动保证在可控范围内。

1.4 焊接工艺不符合项

1.4.1 缓冲环焊接

在热处理过程中,堆芯补水箱A的相关锻件取样方法通过锻件端部用部分焊透焊缝焊接补偿钢板方式,但为了安全排出缓冲块与主体锻件之间的气体,锻件制造厂在焊缝上均布了3个15 mm的排气孔,不完全符合《核设施建造规则》(NB-3324)中第(c)条规定缓冲块应完全密封缓冲面的要求。

为此,根据锻件制造厂需对有、无排气孔锻件的冷却速率和性能进行分析比较,同时锻件制造厂应编制取样程序,结合NB-2212.2中第(a)条要求,向设计方提交相关报告并获认可后方可删去此不符合项。

1.4.2 支撑柱焊接变形

堆芯补水箱A、B支撑柱组件装焊至下封头后,未采取任何工艺措施保证热处理后支撑柱轴线准确定位,焊后热处理导致支撑柱轴线实际位置发生偏斜(但各支撑柱轴线未产生弯曲),支撑柱底板中心最大偏移为8.7 mm,超出设计图纸要求最大值4.1 mm要求。

根据支撑柱设计要求,首先分析支柱偏斜对补水箱支撑的影响,其次根据原设计图纸在支撑柱底板上加工地脚螺栓孔,最后分析支撑柱偏斜对安装地脚螺栓组件的影响(包括地脚螺栓用垫圈热变形的偏移影响),在确认所有条件满足条件下才能删去此不符合项。

在执行热处理工序时,工艺工程师应分析热处理过程中可能遇到的问题,通过变更、澄清等方式提交设计审核,避免过多不符合项的产生。

1.5 焊接原因导致的不符合项

1.5.1 焊接图转化错误

制造厂在支撑柱与底板焊接详图装配焊接并探伤后,发现实际装焊不满足新版图纸要求,实际支撑柱与底板之间未留2 mm的间隙,不能适应焊接热变形,已按图纸要求进行返修工作。

1.5.2 焊接变形

堆芯补水箱用地脚螺栓配对剪切块A组件,根据图纸要求尺寸(460.4±0.5) mm,由于装焊误差及焊接变形,实测尺寸为462~464.4 mm,

尺寸超差,要求返工处理。

从以上不符合项可看出,焊接工艺人员应仔细考虑焊接热变形的影响以制定对应的焊接工艺规程^[11],制定反变形等措施,保证最终产品焊接变形在可控范围内。

2 结论

在首批三代核电某项目堆芯补水箱制造过程中,总共产生了20个不符合项统计见图7,由于机加工导致的不符合项有5项、人为失误引起的不符合项有8项、机械性能测试引起的不符合项有1项、热处理引起的不符合项4项和焊接引起的不符合项2项。可以看出,人为失误引起不符合项占40%,因此,在堆芯补水箱的制造过程中,应重点分析人为失误的原因,其中技术人员在图纸转化方面存在的问题需要根本解决;而机加工过程中,制造厂操作人员应严格按照工艺程序操作,避免盲目追求效率;在热处理和焊接方面,热变形导致的不符合项需要引起重视,在制定特定工艺规程方面应集中分析存在的变形问题,提供合理的设计方案,减少不符合项的产生。通过分析首批堆芯补水箱制造过程中存在的不符合项,总结质量问题的原因,为优化后续堆芯补水的制造提供经验。在执行设计规范、采购要求和技术标准等具体规范性文件的同时,加强各项目间的设备制造经验反馈,互相借鉴,确保核电产品质量可靠。

参考文献

- [1] 林诚格,郁祖盛.非能动安全先进核电厂 AP1000 [M].北京:原子能出版社,2008.
- [2] 上海发电设备成套设计研究院.压水堆核电站核岛主设备材料

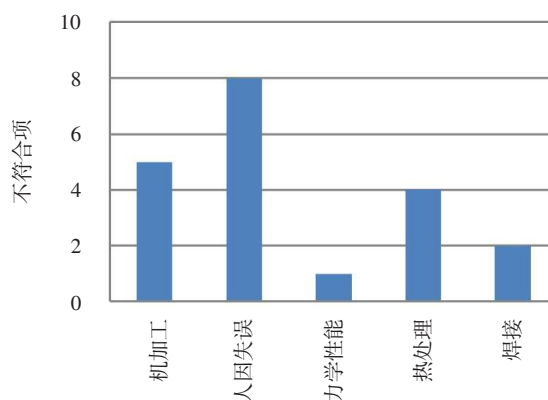


图7 首批堆芯补水箱制造不符合项汇总

Fig. 7 Nonconformance summary of manufacturing for first CMTs

和焊接 [M]. 上海:上海科学技术文献出版社,2009.

- [3] 曾志新,吕明.机械制造技术基础 [M].武汉:武汉理工大学出版社,2001.
- [4] The American Society of Mechanical Engineers. B&PV Code, ASME 1998 Edition with 1999 and 2000 Addenda [S]. New York: ASME, 2000.
- [5] 方键.机械结构设计 [M].北京:化学工业出版社,2005.
- [6] 濮良贵,纪名刚.机械设计 [M].北京:高等教育出版社,2000.
- [7] 国家环境保护总局.民用核安全设备焊工焊接操作工资格管理规定 [S].北京:国家环境保护总局,2007.
- [8] American Society for Testing Materials. ASTM D5144 Use of protective coating standards in nuclear power [S]. West Conshohocken: ASTM, 2009.
- [9] American Society for Testing Materials. Qualification of coating applicators for application of coatings to steel surfaces ASTM D4228 [S]. West Conshohocken: ASTM, 2006.
- [10] American Society for Testing Materials. ASTM D4537 Standard guide for establishing procedures to qualify and certify personnel performing coating and lining work inspection in nuclear facilities [S]. West Conshohocken: ASTM, 2012.
- [11] 张文钺.焊接传热学 [M].北京:机械工业出版社,1989.

Non-Conformance Items and the Handling Suggestions in the Manufacture of Core Makeup Tank of the Third Generation Nuclear Power Project

Cen Tengyue

(State Nuclear Power Engineering Company, Shanghai 200233, China)

Abstract: The core makeup tank (CMT) is a vertical cylindrical carbon steel container with hemispherical upper and lower heads surfaced with stainless steel lining. During the normal operation of the nuclear power

plant, the CMT is filled with boric acid water. Its pressure is maintained the same as that of the reactor cooling system through the pressure balance pipeline in the cooling section. The CMT is one of the most important components of the passive core cooling system (PXS) and provides emergency core decay heat removal which belongs to a third generation of nuclear power project. There were many non-conformance items need discussing in the manufacturing process of the first CMTs. This paper mainly analyzes the causes and treatment methods of the non-conformance items in order to reduce and avoid the production of non-conformance items, and achieve the improvement and improvement of the CMTS manufacturing

Keywords: the third generation of nuclear power; core makeup tank; non-conformance items; experience feedback

(责任编辑:梁晔)

(上接第42页)

Analysis of Breeding and Transmutation Performance for a Double-Zone Chloride Salt Fast Reactor

Peng Yipeng¹, Xi Kun¹, Pan Deng¹, Zhu Fan²

(1. Research Institute of Nuclear Power Operation, Wuhan 430000, China;

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

Abstract: Based on the core structure of molten salt actinide recycler and transmuter (MOSART), molten chloride salt Fast reactor (MCFR) was optimized. With the assistance of the analysis of the molten salt composition and reprocessing method, the burnup performance of MCFR improves significantly, although a gap still exists compared with the breeding and transmutation performance of the molten salt fast reactor (MSFR). Based on online continuous reprocessing, this study analyzes the influence of the core structure, ³⁷Cl enrichment to Breeding Ratio (BR), nuclide absorption rate, and burnup performance by using SCALE6.1 and Molten Salt Reactor Reprocessing Sequence (MSR-RS). Finally, this study proposes the design of the double-zone MCFR, which will further improve the breeding and transmutation performance and the thorium-based fuel utilization rate. The results show that it could shorten the doubling time to about 20 years, and increase the Transuranics (TRU) rate to approximately 68%.

Key words: MCFR; thorium uranium fuel cycle; breeding; transmutation

(责任编辑:许龙飞)

肖军,曾广建,梁梅燕,等.浙江省辐射应急演习中现场监测与处置应对的总结[J].核安全,2019,18(2):83-89.

Xiao Jun, Zeng Guangjian, Liang Meiyun, et al. Summary of on-Site Monitoring and Handling During the Radiation Emergency Drill of Zhejiang Province [J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 83-89.

浙江省辐射应急演习中现场监测与处置应对的总结

肖 军, 曾广建, 梁梅燕, 王 娟, 陈群华, 肖曙光, 吴晓飞,
胡毕强, 姚建新, 郑惠娣, 楼淑芬

(浙江省辐射环境监测站 / 浙江省辐射环境安全监测重点实验室, 杭州 310012)

摘要: 本文介绍了2018年浙江省辐射事故综合应急演习的特点和评估, 还介绍了突发演习的情景设置情况, 详细描述了演习中现场监测与处置的应对和处置过程, 结合评估组对应急监测期间所采取行动的评价, 分析了应急监测响应行动各环节存在的问题, 并提出了提高应对能力的相关建议, 为今后突发辐射事故应急监测与处置提供有益经验。

关键词: 辐射; 现场监测与处置; 演习

中图分类号: X837 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2019) 02-0083-07

为了检验浙江省核与辐射事故应急响应能力, 切实保障上海进博会期间核与辐射安全, 华东核与辐射安全监督站(以下简称华东监督站)按照生态环境部要求^[1], 于某日下午在浙江省杭州市采取突击方式启动了代号为“钱江行动”的2018年浙江省辐射事故综合应急演习, 并依据辐射事故应急预案^[2-4], 组织评估组对演习进行现场评估。生态环境部、江苏、安徽、江西、福建、山东省等生态环境系统的领导和专家参与了评估。

本次演习, 是全国首次真正实战意义上的辐射事故应急演习。浙江省辐射环境监测站作为应急监测与处置组成员全程参加了本次重要演习, 展现了夜间搜寻和收贮真实放射源的应急能力。同时检验了装备并锻炼了队伍的应急响应能力, 为今后突发辐射事故应急监测与处置提供了有益经验。

1 演习特点

本次演习^[5]可以用8个字概括:“盲演、实评、突发、夜战”。华东监督站打破了以往各省辐射事故综合应急演习的惯用模式, 在全国首

次创新模式, 以实战化为导向, 不预设时间、不设演习脚本, 以突然发生探伤设备使用的放射源遗失事故报案的方式启动应急。浙江省生态环境、公安、卫生和宣传等部门, 按省政府发布的辐射事故应急预案, 使用既有应急设施设备自主开展应急响应, 及时进行决策部署, 连夜开展了放射源搜寻、放射源定位、放射源收储和事故后监测等行动。华东监督站在浙江省辐射事故应急预案的基础上, 通过临时穿插初始报案信息不实、应急监测车辆故障、网络舆情发酵和事故放射源丢失地址不清等意外情景, 重点考察了浙江省辐射事故应急组织研判、突发情况指挥协调、夜间事故处理和舆情应对等自主响应处理能力。

本次演习突出实战性, 按照突袭式“盲演”方式开展, 演习中体现了部门协作, 联防联控; 实情实景; 过程引导, 自主响应的特点。

2 演习评估内容

2.1 总体评估内容

评估从省辐射应急指挥, 辐射事故现场处置, 市区三级联动响应等方面开展, 主要内

收稿日期: 2019-02-21 修回日期: 2019-03-16

作者简介: 肖军 (1969—), 男, 河北沧州人, 高级工程师, 硕士, 辐射防护与环境保护专业, 现主要从事放射源安全管理工作

容见表1。

表1 浙江省辐射事故综合应急演练主要评估内容

Table 1 Main assessment contents of comprehensive emergency drill for radiation accidents of Zhejiang Province

序号	评估内容
1	辐射事故应急组织体系运作有效性
2	应急预案执行情况
3	应急响应通知与启动、分级响应和应急终止等判定和流程执行情况
4	省、市、区及各部门联动响应的有效性及应急力量整合情况
5	各应急小组的应急行动及其相互之间的协调与配合情况
6	应急设施设备的完备性及可用性，特别是应急监测、放射源收贮和个人防护等应急设施设备的使用情况
7	应急信息的接收、处置、报送及舆情的应对和引导情况
8	其他应急相关事项

本次评估细则涉及6个方面，共计62个小项，以量化打分的形式对浙江省辐射事故应急组织应急指挥决策、放射源的搜寻和收贮、辐射事故场址的管控、医疗卫生、安全保卫以及舆情应对等方面进行考评。

2.2 应急监测与处置方面的评估内容

《浙江省辐射事故应急预案》中规定辐射事故应急处置期间，省指挥部视情成立相应工作组。其中，现场监测组由省环保厅牵头，卫生计生、环保部门的辐射监测人员组成。主要职责为：负责开展辐射环境应急监测；制定应急监测方案并组织实施；对应急处置行动提供必要支援；对事故所在地开展事故后期跟踪监测和去污后环境监测提供技术支援；提出外部监测力量支援建议。

本次演习依据上述预案对现场监测收贮的评估事项涉及了现场监测、溯源和处置等情况。具体评估内容见表2。

表2 针对应急监测与处置方面的评估内容

Table 2 Assessment contents for emergency monitoring and handling

序号	评估内容	具体要求
1	组织机构及人员响应	要求全体人员均清楚各自岗位职责和具体任务；监测方案有效，能提供准确有意义的监测数据；应急报告及时准确；监测设备齐全可用；迅速配备匹配任务需求的交通工具
2	辐射防护	应急人员辐射防护装备和用品齐全，针对事故源项配备不同防护装备和用品，无遗漏；个人辐射剂量监测仪正确投用；成员的剂量得到有效控制和记录
3	人员态度	演习期间全员态度严肃端正
4	监测组组长的响应行动	现场应急指挥架构及人员分工配置合理齐全，能迅速建立监测组织开展响应；掌握现场事故情况，提前了解现场事故的种类、源项、时间、地域、风险和人员等信息；现场应急指挥、分析、研判合理、果断和及时
5	监测组员的响应行动	全部人员在规定时间内到岗并签字；正确使用监测仪器；监测结果正确记录并报送；汇报及时全面；人员和仪器防护到位；监测线路和点位合理；熟悉放射性本底水平，可以敏锐作出放射性异常判断；按时回收个人辐射剂量监测仪；配备正确的收贮工具，收贮规范合理，顺利快速地将放射源收贮成功

3 突发演习情景设置

2018年某日傍晚，华东监督站以突然发生探伤设备使用的放射源遗失事故报案的方式启动了浙江省辐射事故应急演练。某探伤企业在浙江省杭州市萧山区某公司工地结束现场探伤作业后，发现探伤机里的放射源丢失，立即汇

报公司领导，按本单位预案启动辐射事故应急响应。随后，各有关部门和单位按照实际发生事故的情况进行应对处置。期间，华东监督站通过预设导控穿插了多起突发情况，考验浙江省辐射事故应急响应处理能力。

演习中丢失放射源的具体情况（编码）由考评组临时给出，放射源被丢弃的位置由考评

组临时决定,这增加了放射源搜寻和处置的难度。演习中考核组当场布置真实放射源(实际所用放射源用一枚Ⅳ类 ^{60}Co 源代替),全程盲演盲考。

4 应急监测及处置应对过程

4.1 应急通知及应急启动

某日傍晚,临时接到浙江省生态环境厅的指令并确认应急行动后,浙江省辐射环境监测站应急响应指挥组负责人立即通知各专业组负责人;各组负责人通知应急监测人员按要求迅速到达工作岗位。除外地出差人员之外,其余都及时到岗待命。

现场监测组接到指令,根据要求组织力量赶赴事故现场开展应急监测。同时,了解了事故现场情况和丢失的放射源的各方面信息^[6]。

4.2 行前准备

4.2.1 职责分工

现场监测组长召开动员会,传达上级指示,同时确认有关丢失放射源的核素、活度及类别等信息。明确人员职责分工和具体任务,全体应急监测人员按分工要求,立即准备好仪器设备、各项用品和技术资料;建立了对讲机、手机和微信群等通讯手段。根据获得的现场情况,现场监测分为5个小组,具体见表3。

表3 现场监测组人员分工

Table 3 Personnel arrangement of on-site monitoring team

监测组别	人员	任务
监测一组	共4人。其中小组长1人,组员2人,司机1人	负责现场放射源搜寻、确认、定位和事后监测
监测二组	同上	
巡测一组	共3人。其中小组长1人,组员1人,司机1人	负责外围巡测,包括企业外围和探伤机运输路线
巡测二组	同上	
收贮组	共4人。其中小组长1人,组员2人,司机1人	负责放射源收贮

4.2.2 仪器设备准备

根据平时战时结合,积极兼容的原则,配备应急设施设备,包括交通工具、通讯设备、辐射监测设备、个人防护用品和技术文件资料(含辐射计算软件)等,保证应急设备和物资始终处于良好备用状态,落实专人负责定期保养、检验、清点应急设备和物资。本次演习事故源项为 ^{192}Ir 探伤源,出厂活度 $3.7\times 10^{12}\text{Bq}$,丢失时实时活度 $2.775\times 10^{12}\text{Bq}$,为Ⅱ类高危险源。结合2014年南京 ^{192}Ir 探伤源丢失辐射事故等案例经验^[7],配备了不同车辆、监测仪器、防护装备和收贮用品等,做到不缺漏,主要仪器设备见表4。

表4 配备的主要仪器设备

Table 4 Main instruments and equipment

类别	仪器及设备	数量
应急车辆	按分工,分别携带各类便携式监测仪器、车载大晶体谱仪、收贮设备及其它必需品	5辆。其中2辆为应急监测车、2辆为巡测车,1辆为废源收贮车
监测仪器设备	r剂量率仪(类型包括长杆的、宽量程的和可接入网络平台的等)、背包式搜寻仪、表面污染监测仪、便携式r能谱仪、r相机、测距仪和金属探测器等(无人机备用)	便携式r剂量率仪和表面污染仪多台,其余各1台。附带检定证书及作业指导书
防护用品	个人剂量计、剂量报警仪、辐射防护服全套(防护衣、帽、手套、眼镜或防护罩、鞋套和口罩)和一次性防护服等	每人1套
收贮设备	机器人(配备r和中子探测器、摄像头和长臂夹)、移动式铅箱、铅罐、废物桶、长柄夹钳和软铅屏风等包装防护材料	各1
采样用品	采样用水桶、土壤用塑料袋、铁铲、标签纸和监测记录表等用品	满足实验室分析用量
其他用品	警戒绳、识别标志、备用电池、应急照明灯、保鲜膜、地图、尺子、手提电脑、笔记本和笔等	数量不等

同时,实验室分析组做好了相应的分析测量准备,需要时根据指令要求直接承担分析测量任务。

4.3 赶赴现场

从浙江省辐射环境监测站到事故现场约需50 min。途中夜幕降临,正逢上下班高峰,还要途径高架路、高速路,考评组临时穿插了应急巡测车辆出现故障的突发情景。面对演习进程中的突发状况,监测组长及时向上级报告,并命令出现故障的巡测车采取以下措施:一是做好道路安全设置和措施;二是随车的现场监测人员携带便携式仪器设备立即打车到现场;三是联系后勤保障组调度车辆(必要时私家车备勤);四是立即联系维修故障车辆,修好后赶赴现场。在突发状况下做到了快速应变,合理处置,展现了较高的应急处理能力。

面对评估组可能在演习临时设置不确定情节的状况,监测组长指示,若发生突发情况,立即报告上级,并在利于行动响应的原则下进行现场实际情况处置。

4.4 现场应对行动

4.4.1 现场集结

监测组到达事故现场后,组长向上级报告;主动表明身份,接受事故现场应急指挥部的指挥;并与先期抵达的人员沟通,了解前期监测情况及事故调查情况;会商并听从前指挥部的指令,开展后续行动。

监测组成员的行动准备:

(1) 到指定地点集合整队,准备根据指令和方案开展搜寻行动。

(2) 整理装备、仪器和设备。做好仪器防护(用保鲜膜包裹仪器以防止污染),监测人员穿戴好个人防护用品,将个人累积剂量计佩戴在防护服内胸口处,剂量报警仪(设置报警阀)佩戴在防护服外,各监测组交叉检查个人防护情况。

(3) 收贮组按照机器人收贮和人工收贮两套预案,做好准备。

前期到达的杭州市及萧山区应急监测人员按照属地为主,先期处置的原则,已完成有关工作:

(1) 对作业工地现场进行辐射监测,剂量

率为120 nSv/h,处于环境本底水平;丢源探伤机表面剂量率为4 μ Sv/h,远小于探伤源在机内时的水平,判断探伤源已丢失且不在探伤作业现场。

(2) 对应急人员可能抵达的区域进行巡测,确认安全区域(包括通道、预留停车场、会议室、问询室和厕所等);所有人员领取个人剂量计,在标识的安全区内活动。

(3) 再次以探伤现场为圆心携剂量率仪进行了巡测,未发现放射性异常。

(4) 协助公安盘查、监测嫌疑人和可疑区域。

省监测组抵达后,市区监测人员并入省监测组,协助开展现场监测。主要负责监督区出入口的人员监测,以及所有撤离监督区人员和物品的剂量率和表面污染监测。

4.4.2 制定应急监测方案

(1) 由于放射源去向不明,重点监测方向无法确定,因此监测组建议在前期工作基础上,逐步扩大人工搜寻范围。待公安侦查出线索后,明确大致方向,再制订更明确合理的搜寻方案。根据专家组意见,重点对探伤作业现场及周围1 km范围内进行巡测排查,对放射源运输路线进行巡测。

(2) 安全保卫组锁定嫌疑人后,为确保辐射安全,由监测人员带便携式仪器,配合公安进行控制和抓捕行动嫌疑人,指认现场。在监测人员的指导下,安全保卫组人员将可疑区域用警戒线包围。

(3) 根据现场环境状况,制定了可疑区域监测方案,分组分区域进行搜寻,经专家组审核后实施。在每一个重要环节,监测组长都向现场指挥部报告并接受指令,包括:搜寻时发现数据异常、划定控制区和监督区、核素确认、放射源定位、放射源收贮和善后监测。拟定的监测方案见表5。

另外,考虑到评估组可能在现场增加不确定情节的状况,如设置干扰源或放射性物质,在此阶段监测组准备了包括干扰源的确认和收贮方案在内的预备方案。

4.4.3 搜寻

考核组当场布置的真实放射源是一枚IV类 ^{60}Co 源,需要按真实源搜寻和确认操作。但是在

表5 应急监测方案

Table 5 Emergency monitoring program

行动顺序	内容
1	首先进行辐射剂量率和表面污染本底数值测量
2	进行放射性异常区域监测,当仪器探头监测到数据为2.5 μSv/h时,以2.5 μSv/h作为监督区边界 ^[8] ,用警戒线围起来,仅留出一个出口,树立警戒标识。由杭州市监测人员控制出入口
3	在2.5 μSv/h处,将仪器360°转一圈,往剂量率水平最大的方向前进,直到剂量率水平为15 μSv/h,以15 μSv/h作为控制区边界,用警戒线围起来,树立警戒标识
4	控制区外,利用γ谱仪进行核素识别,确认峰值与 ¹⁹² Ir对应
5	根据不同距离测量的剂量率数值,利用手机APP软件及计算公式,推算出源的大致位置及活度
6	根据现场实际情况,将γ相机摆放在合适位置进行定位,确定放射源位置

向指挥部汇报监测情况时,仍以剂量率水平2.5 μSv/h、15 μSv/h作为监督区和控制区边界上报。

由于夜晚可疑区域没有照明,监测人员穿戴好个人防护用品,头戴(或手持)应急照明灯,正确佩戴好个人剂量报警仪和累计剂量计,携带监测仪器进行搜寻。在长满树木和草丛、地势起伏的花园附近监测到γ剂量率明显升高,说明园内有疑似放射源的强放射性物质。按照2.5 μSv/h和15 μSv/h的γ辐射剂量率划定一圈等剂量率的点,分别设置监督区和控制区警戒线,并设定唯一出入口,在出入口放置警告牌。如果是疑似放射源时,出入口设置在离放射源较近的区域。如果是放射性矿渣等容易被风吹起的物质,出入口设置在上风向。出入口严格管理,禁止未经允许的人员进入。

4.4.4 确认

控制区外,利用便携式γ谱仪识别分析,确认与丢失放射源核素相符。实际图谱是⁶⁰Co核素,但演习上报是¹⁹²Ir核素。

4.4.5 定位

两种方法:

(1)通过“视线”法^[9]作一条直线给出了源的方向。在“视线”内的两个不同距离处测量两个剂量率,再利用负平方定律可得出推测

的大致距离,见图1。

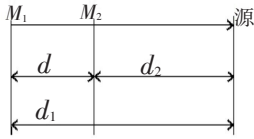


图1 确定源位置公式及示意图

Fig. 1 Formula and schematic diagram for determining source location

注: d_1 为离源较远的距离(m), $d_1 = d / (1 - \sqrt{D_1/D_2})$; d_2 为离源较近的距离(m); d 为在两个测量点 M_1 与 M_2 之间的距离; D_1 为在测量点 M_1 的剂量率; D_2 为在测量点 M_2 的剂量率

(2)使用γ相机定位热点。由于夜晚应急灯照明不够,γ相机只能显示热点区域,热点周围环境非常模糊,也不能做到精确定位。

上报指挥部有关监测信息时,均按事故源¹⁹²Ir(丢失时已知的实际活度 2.775×10^{12} Bq)估算出的数值为准,见表6。

表6 事故源项活度及两区边界距离

Table 6 Activity of accident source and boundary distance between two zones

源项及活度	控制区		监督区	
	剂量率/ (μSv/h)	距离/ m	剂量率/ (μSv/h)	距离/ m
¹⁹² Ir (2.775×10^{12} Bq)	15	144	2.5	356
计算公式 ^[10]	$Q = H \cdot R^2 / (k \cdot T)$ 其中, Q 为源强(Bq); H 为剂量率(Sv/h); T 为同位素常数(Sv/Bq); K 为转换系数(Gy/m), 0.00873; R 为与点源的距离(m)			

4.4.6 收贮

经过现场紧急磋商,有三种方案可选择:机器人处置、人工处置和夜晚加强安保待第二天天亮后再实施收贮。首先,排除了机器人处置,因为机器人自带的摄像头在没有强光照明的情况下,也不能确定看清周围环境和放射源,而且热点周围坡度起伏、树木杂草丛生,也不利于机器人行动,遥控机器人机械臂难以抓取放射源。其次,为尽快消除社会影响,放弃了第二天进行收贮的方案。最后决定连夜实施人工处置。具体方案如下:

首先派出监测人员7人(党员干部先锋队,45岁以上,已婚已育),在做好个人防护情况下,戴好应急照明灯,携带监测仪器,轮番搜寻逐步缩小范围,从控制区边界处开始向内推进,分别在100 $\mu\text{Sv/h}$ 、500 $\mu\text{Sv/h}$ 、2000 $\mu\text{Sv/h}$ 、4000 $\mu\text{Sv/h}$ ……处分别插上标示红旗,直至达到 γ 辐射吸收剂量最高的地点,插上标志性红旗,之后迅速撤离。

然后由收贮人员3人轮流使用长柄夹钳夹取放射源,放入屏蔽罐,盖上铅盖;进行表面剂量率监测,确保没有射线泄露。

整个过程,现场监测处置人员必须穿戴好必要的防护装备,严格控制受照时间,将1 mSv作为单人应急照射剂量限值;收源过程中人员避开最高剂量点处操作。最终定位放射源覆盖在矮树丛下的草木堆里,并按操作规范进行了收贮。

4.4.7 善后监测和场地解控

(1)放射源处置行动结束后,现场监测人员立刻对收源现场进行全面监测,确认现场已无放射性异常。

(2)采集周围环境土壤和水样品带回实验室进行分析。

(3)所有撤离监督区的人员和物品进行表面污染监测,无异常后撤出;鞋套等一次性废物弃置于废物桶中。

4.5 应急程序终止

(1)专家组认为,此次事故已得到控制,丢失被盗的放射源已找回,事故现场环境已恢复正常,建议开放场地。对参与应急工作的全体人员进行辐射照射剂量评估,确保人员安全。

(2)接到省辐射事故应急指挥部终止指令后,停止应急行动,有序撤离现场的监测人员、车辆和仪器设备。收贮的放射源安全转送至浙江省城市放射性暂存库。

4.6 终止后的后续行动

(1)回收所有参与应急监测人员佩戴的个人剂量计,后期进行评估,确保应急人员受辐射的安全。

(2)评价所有的应急监测工作日志、记录和书面信息等;评价应急监测期间所采取的一切行动。

(3)向应急响应指挥部提交现场监测组总结报告。

(4)根据本次实践经验,及时修订现有应急程序及相关实施程序。

(5)应急监测中所有记录和文件资料均以内部资料要求归档。

(6)配合浙江省生态环境厅对辐射事故的调查。

5 问题分析与建议

5.1 问题分析

针对应急监测期间采取的一切行动进行评估和总结之后,发现还存在以下一些问题有待进一步改进提高:

(1)由于夜间照明考虑不足,致使 γ 相机和机器人不能正常使用,增加了监测处置难度和人员受照剂量。

(2)现场收贮方案未及时向指挥部报告,且估算剂量较粗糙,人员受照时间控制紧张。将1mSv作为单人应急照射剂量限值的适用性有待商榷。

(3)未对收贮后的源罐和夹源设备及时进行表面污染监测。在撤离监督区时进行监测行动滞后。

(4)监测人员未使用长杆监测仪器进行搜寻和收贮,风险管控意识不强。但在如此强源的情况下使用长杆监测仪器的意义需确认。

总体上,需要增强夜间开展放射源搜寻和收贮时风险管控意识,进一步规范现场操作。

5.2 建议

参加本次突发辐射应急演习,收获和体会较多,提出几点建议:

(1)应推进辐射应急演习实战化,可切实提升业务素质和强化突发事件应对能力。应加强应急人员相关专业培训和演练,推动演习实战化机制建设,以演代训、以点带面,突出检验性,不怕暴露问题,不断提升应急人员应急响应与处置能力。总结本次现场监测与处置行动,需要进一步优化事故现场辐射监测和放射源处置方案,细化实施步骤,加强辐射事故应急队伍夜间搜寻和收贮技术能力,重视个人防护和收贮环节风险管控。

(2) 应强化应急监测上下联动和各部门的协调。省市县三级应急监测部门平常要加强联防联控辐射安全风险, 应急时做到妥善应对处置。

(3) 推动不同行业领域对应急支援的能力建设, 推进辐射安全管理部门与行业交流与评估, 加强应急基础保障。

6 总结

评估结果认为, 整个演习突出实战性, 按照突袭式“盲演”方式开展, 期间辐射监测和放射源处置方案有效, 人员监测个人防护较规范。充分检验了浙江省辐射事故应急监测能力, 达到了验证预案、检验装备、锻炼队伍、提高认识和强化意识的目的。是华东地区核与辐射安全合作交流的一次良好实践, 为重大活动的核与辐射安全保障工作提供了宝贵的实战经验。

针对此次应急实战, 后续也将进一步对应急监测响应行动的各环节进行分析总结, 结合实际, 将本次演练总结的经验落实到预案及实施程序的修订完善过程中, 加强相关应急监测培训规范相关响应行动。

参考文献

- [1] 生态环境部. 环办核设函〔2018〕125号, 关于印发《2018年省级辐射事故应急演习计划》的通知[R]. 北京: 生态环境部, 2018.
- [2] 环境保护部. 环办函〔2013〕1494号, 关于印发《辐射事故应急预案(2013版)》的通知[R]. 北京: 环境保护部, 2013.
- [3] 浙江省人民政府. 浙政办发〔2018〕92号, 关于印发《浙江省辐射事故应急预案》的通知[R]. 杭州: 杭州市人民政府, 2018.
- [4] 杭州市人民政府. 杭政函〔2016〕128号, 关于杭州市农业生产事故应急预案等3个应急预案的批复[R]. 杭州: 杭州市人民政府, 2016.
- [5] 环境保护部华东核与辐射安全监督站. 环华东核函〔2018〕299号, 关于印发《浙江省2018年辐射事故综合应急演习评估报告》的函[R]. 上海: 环境保护部华东核与辐射安全监督站, 2018.
- [6] 浙江省辐射环境监测站. 浙辐〔2017〕34号, 浙江省辐射环境监测站辐射事故应急监测预案[R]. 杭州: 浙江省辐射环境监测站, 2017.
- [7] 环境保护部(国家核安全局). 核技术利用辐射事故(事件)典型案例剖析[R]. 北京: 环境保护部, 2014.
- [8] 中华人民共和国卫生部. GBZ 132—2008, 工业 γ 射线探伤放射防护标准[S]. 北京: 人民卫生出版社, 2008.
- [9] IAEA. IAEA-TECDOC-1092, Generic procedures for monitoring in a nuclear or radiological emergency[R]. Vienna: IAEA, 1999.
- [10] 李德平, 潘自强. 辐射防护手册第三分册(辐射安全)[K]. 北京: 中国原子能出版社, 1990.

Summary of on-Site Monitoring and Handling During the Radiation Emergency Drill of Zhejiang Province

Xiao Jun, Zeng Guangjian, Liang Meiyan, Wang Juan, Chen Qunhua,
Xiao Shuguang, Wu Xiaofei, Hu Biqiang, Yao Jianxin, Zheng Huidi, Lou Shufen
(Zhejiang Radiation Environmental Monitoring Station / Zhejiang Key Laboratory of
Radiation Environmental Safety Monitoring, Hangzhou 310012, China)

Abstract: This paper introduces the characteristics and main evaluation of the comprehensive emergency drill of radiation accidents in Zhejiang province in 2018, as well as the situation setting of the emergency drill, and details the processes of on-site monitoring and handling during the drill. Considering the assessment of the practical actions taken during the drill from evaluation team, this paper analyzes the problems existing in each step during the emergency monitoring response, promotes some relevant suggestions to improve the response capability, which will provide useful experience for the future emergency monitoring and handling of radiation accidents.

Key words: radiation; on-site monitoring and handling; drill

(责任编辑: 许龙飞)

牛世鹏,王聪,王高鹏,等.核电厂严重事故下关于操作人员的可达性分析[J].核安全,2019,18(2):90-94.

Niu Shipeng, Wang Cong, Wang Gaopeng, et al. Accessibility Analysis of Operating Personnel in Severe Accident Management of Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2019, 18(2): 90-94.

核电厂严重事故下关于操作人员的可达性分析

牛世鹏, 王 聪, 王高鹏, 刘 宇
(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 本文基于国内典型压水堆核电厂的设计和严重事故管理情况, 研究了严重事故的管理操作人员可达性分析方法, 并针对具体核电厂进行了相关分析, 为严重事故管理导则及其有效实施提供了支持。主要内容包括对严重事故管理所需仪表/设备的操作分析、就地操作及操作位置/路径、操作区域环境条件的计算、严重事故下相关操作人员的可达性评估以及对严重事故管理的影响分析。

关键词: 严重事故管理; 操作人员; 可达性分析

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2019) 02-0090-05

在严重事故工况下, 核电厂堆芯熔化, 一回路由处于高温高压高辐射状态下, 压力容器下封头和一回路由管道等一回路由压力边界可能会破裂, 导致安全壳内甚至其他厂房也可能处于高温高压高辐射状态^[1,2]。核电厂工作人员需要根据严重事故管理导则 (Severe Accident Management Guidance, 简称SAMG) 采取事故缓解策略, 某些操作只能由严重事故管理人员就地操作设备和检查仪表。因此, 为了使严重事故管理导则能够发挥作用, 需要对严重事故管理所需操作的可达性进行分析评估, 这关系到严重事故管理导则在实际中能否真正有效实施^[3]。

1 法律法规要求

针对核电厂严重事故管理所需操作的人员可达性分析, 国家法律规章制度也提出了相应的要求:

(1) 在《核安全与放射性污染防治“十二五”规划以及2020年远景目标》的专栏2“提升在建核电厂安全水平”中的第4条要求“制定并实施严重事故管理导则。考虑各类事故工况和多

堆厂址共因失效工况, 分析评估严重事故下重要设备、监测仪表的可用性和可达性”。

(2) 国家核安全局在福岛事故后改进项工作的第四部分内容中的第五项也要求“完善或编制严重事故管理导则, 考虑各种事故工况、多堆厂址共因失效等工况, 分析评估严重事故下重要设备、监测仪表的可用性和可达性”。

2 可达性分析方法及范围

目前, 对于严重事故管理操作设备仪表的人员可达性分析, 国内外的认识和做法不尽相同。本文基于国内某核电厂的设计情况和已有的一些可达性分析方法, 确定了一套可达性分析方法, 如图1所示。具体的分析步骤为:

(1) 根据严重事故管理导则, 筛选出需要对设备仪表的操作, 包括对相关仪表读数的查看以及相关系统/设备的操作。

(2) 分析确定所需操作能否在主控室完成, 还是只能就地完成。主控室可以完成的操作是指相关仪表参数在主控室有显示的或相关系统/设备的操作可以在主控室远程完成。

收稿日期: 2019-03-12

修回日期: 2019-03-22

作者简介: 牛世鹏 (1988—), 男, 河北定州人, 工程师, 博士, 核科学与技术专业, 现主要从事严重事故管理和二级概率安全分析工作

(3) 对于主控室可以完成的操作, 由于严重事故管理导则的实施主要是基于主控室可用的情况, 且评估验证了主控室在严重事故下的可居留性, 认为此类操作是可达的; 对于只能就地完成的操作, 需要确定到达完成操作位置人员的可达路径。

(4) 对确定的人员可达路径进行现场实地走访, 确认路径的可通过性、通过路径所经历的时间、路径区域和操作区域内的相关高能管道以及放射性管道的布置情况等^[4]; 分析评估严重事故工况下路径区域的环境条件。

(5) 根据路径的实地走访情况以及路径和操作区域的预期环境条件, 分析相关操作在严重事故工况下预期是否可达, 对不可达但对严重事故管理很重要的操作分析是否有可替代的方案。

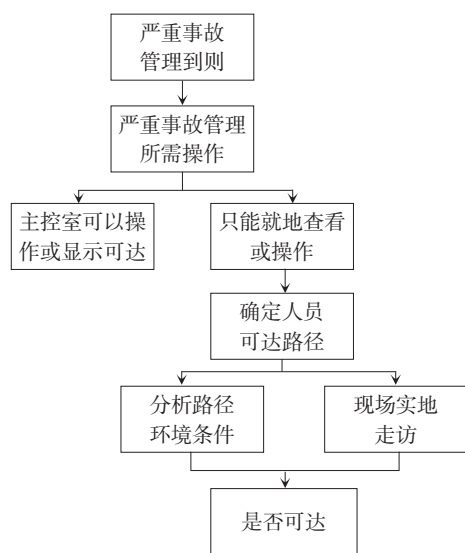


图1 严重事故管理设备仪表所需操作人员可达性分析方法

Fig. 1 Accessibility analysis method for manual operations in severe accident management

3 严重事故管理所需操作

严重事故管理所需操作是实现相关的严重事故管理的根本。核电厂的严重事故管理导则中实施的策略包括6大类: 反应堆冷却剂系统卸压、维持或恢复反应堆冷却剂系统水装量、维持安全壳水装量、维持或恢复反应堆冷却剂系统热阱、保持安全壳的完整性、使放射性物质

的释放最小化。

结合核电厂的具体设计, 严重事故管理的操作分为监测/测量严重事故参数和执行严重事故时需要系统/设备进行的操作^[5,6]。根据设备仪表设计特征和在严重事故管理中的重要性分为两类: “必需使用”类和“可能使用”类。

“必需使用”类设备至少应包括以下几类:

(1) 用于监测严重事故管理导则中各导则入口条件参数的仪表;

(2) 用于监测严重事故缓解专用系统运行状态的仪表^[7];

(3) 严重事故缓解专用系统中的设备;

(4) 安全壳贯穿件、安全壳隔离阀、设备阀门等如表1所示。

表1 严重事故管理“必需使用”的监测参数
Table 1 Monitoring parameters of “have to use” in severe accident management

序号	需要监测的参数	主控室显示
1	堆芯出口温度	是, 主控室的 IIC
2	反应堆一回路压力	是, 主控室的 IIC
3	蒸汽发生器宽量程水位	是, 主控室的 IIC
4	堆腔水位	是, 主控室的 IIC
5	安全壳内压力	是, 主控室的 IIC
6	安全壳内氢气浓度	是, 主控室的 IIC
7	场区剂量	是, 主控室的 IIC

“可能使用”类设备为设计中不是专用于严重事故缓解的设备, 但根据严重事故管理“能用则用”的原则以及核电厂的具体设计, 预期可能会在严重事故管理中用到的设备, 如表2所示。

严重事故管理“必需使用”和重要的“可能使用”的监测参数仪表都可以在主控室显示, 无需就地检查。表1和表2为严重事故管理“必需使用”和重要的“可能使用”的监测参数。

严重事故管理导则中需要对相关系统/设备的操作大部分可以在主控室操作完成, 有部分系统/设备的操作只能就地操作。表3给出了严重事故管理导则执行中只能就地操作的策略。

4 人员可达性分析

严重事故管理中人员可达性分析包括两部分内容: 分析获取监测严重事故管理所需参数

表2 严重事故管理重要的“可能使用”的监测参数

Table 2 Monitoring parameters of “maybe use”
in severe accident management

序号	需要监测的参数	主控室显示
1	SG 蒸汽管线压力	是, 主控室的 IIC
2	SG 窄量程水位	是, 主控室的 IIC
3	稳压器水位	是, 主控室的 IIC
4	稳压器压力	是, 主控室的 IIC
5	容积控制箱水位	是, 主控室的 IIC
6	烟囱排气中气溶胶活度	是, 主控室的 IIC
7	烟囱排气中碘活度	是, 主控室的 IIC
8	烟囱排气中气体的活度	是, 主控室的 IIC

表3 严重事故管理导则执行中只能就地操作的策略

Table 3 Strategies only can be operated on local in SAMG

序号	严重事故管理所需操作	完成方式
1	使用堆腔注水系统 向反应堆堆腔注水	就地操作阀门 和解除行政隔离
2	使用含硼水/不含硼水 向内置换料水箱补水	手动开阀门
3	使用凝结水泵向辅助给水水箱注水	就地操作阀门
4	使用安全壳过滤排放系统 进行安全壳卸压	就地操作阀门
5	使用安全壳大气监测系统 排气降低安全壳内氢气威胁	就地操作

的能力; 分析完成严重事故管理所需的设备操作的能力。

监测/测量严重事故管理所需参数的仪表在
主控室都有相关显示, 对相关系统/设备的操作
大部分可以在主控室操作完成。严重事故管理导
则的实施是基于主控室可用的前提, 且对核电厂
主控室的可居留性开展了专项评估, 认为其在严

重事故工况下具有可达性。

本核电厂的主控室采用双取风口设计, 主控
室与技术支持中心共用一套通风系统, 根据事故
下放射性监测仪表的监测结果, 可以将取风口切
换到大气弥散因子较小的方位引入新风, 使进入
通风系统的新风使放射性污染水平降到最低。经
过评价, 主控室及技术支持中心的可居留性均满
足《核动力厂营运单位的应急准备和应急响应》
(HAD002/01) 中规定的剂量控制值^[8]。

在维修停堆、换料停堆以及反应堆完全卸料
运行模式下, 核电厂安全壳的设备闸门和人员闸
门可能处于开启状态。根据核电厂的实际情况,
设备闸门在运送螺栓拉伸机等大型设备时需要开
启, 其开启和关闭都需要就地操作且要求在事故
初期阶段快速关闭; 人员闸门设置内外两道, 在
开启过程中两道闸门不允许同时打开, 并且在事
故初期就可以通过设置在就地的3个操作台中的一个迅速关闭闸门, 因此, 本文评估认为进入严
重事故管理之前设备闸门和人员闸门都已处于关
闭状态或进入严重事故管理的初期即关闭。

对于只能就地操作的系统/设备的人员可达
性分析, 是基于核电厂现场实际走访情况进行
的。在人员可达性分析过程中, 结合了相关路径
的实地走访情况, 对于路径区域环境主要考虑了
高放射性的影响。

针对需要就地操作的系统设备, 现场走访
主要考查了到达操作就地所需时间和操作阀门
设备的实际所需时间, 以及针对路径区域的放
射性对人员可达性的影响, 现场走访路径较
多, 不一一列举, 表4列出了部分典型路径的现
场走访信息。

表4 现场走访路径分析

Table 4 Site visit rote analysis

序号	严重事故管理所需操作	进入房间/min	操作阀门/min	辐射分区
1	使用堆腔注水系统向反应堆堆腔注水	10	3	限定工作区
2	使用含硼水/不含硼水向内置换料水箱补水	8	3	常规工作区
3	使用凝结水泵向辅助给水水箱注水	3	3	远离安全壳, 人员可达
4	使用安全壳过滤排放系统进行安全壳卸压	6	6	远传手动阀门, 操作在屏蔽墙后执行, 人员可达
5	使用安全壳大气监测系统排气降低安全壳 内氢气威胁	5	4	间断工作区 (事故7 h 内) 常规工作区 (事故7 h 后)

我国能源行业标准《压水堆核动力厂厂内辐射分区设计标准》(NB/T 20185—2012)对辐射工作场所的分区进行了定义^[9],如表5所示。对于常规工作区和间断工作区,无需特殊防护,人员可达;对于限定工作区,都是通行区域,通行

时间极短,就地操作人员采取辐射防护措施(如佩戴呼吸面具)、行进路线上快速通过控制通过时间等方式,使操作人员所受剂量控制在可接受的范围内,评估分析认为具有人员可达性。

表5 压水堆核动力厂辐射分区设计特征
Table 5 Radiation partition design in PWR

辐射工作场所	场剂量率/ (mSv · h ⁻¹)	气载放射性活度浓度	居留特征
监督区(白)	≤0.0025	可忽略	每季工作少于500 h
常规工作区(绿)	≤0.01	≤0.1 DAC	每周工作少于40 h,年均工作量大于10人·时·周 ⁻¹
间断工作区(黄1)	≤0.1	≤1 DAC	每周工作少于4 h,年均工作量小于10人·时·周 ⁻¹
限定工作区(黄2)	≤1	≤10 DAC	管理进入,年均工作量小于1人·时·周 ⁻¹
高辐射区(橙1)	≤10		限制进入
特高辐射区(橙2)	≤100		禁止进入
超高辐射区(红)	>100		禁止进入

注: DAC为导出空气浓度

对于表4中列出的只能就地完成的操作,根据人员路径的现场实地走访情况结合路径区域和操作区域的环境条件对相关操作可达性进行分析。

分析过程中主要考虑了严重事故后的高辐射环境条件对操作可达性的影响^[10, 11]。表6给出了相关就地操作的可达性分析结果。

表6 就地操作的可达性分析
Table 6 Accessibility analysis for local operations

序号	严重事故管理所需操作	走访	可达性分析
1	使用堆腔注水系统向反应堆堆腔注水	是	采取辐射防护措施、限制人员操作和通行时间的情况下评估认为是可达的
2	使用含硼水/不含硼水向内置换料水箱补水	是	可达
3	使用凝结水泵向辅助给水箱注水	是	可达
4	使用安全壳过滤排放系统进行安全壳卸压	是	可达
5	使用安全壳大气监测系统排气降低安全壳内氢气	是	采取辐射防护措施、限制人员操作和通行时间的情况下评估认为是可达的

5 结论

本文基于国内典型压水堆核电厂的设计和严重事故管理情况,对核电厂严重事故管理所需的设备仪表操作进行了讨论,并对这些操作在严重事故下的可达性进行了分析。

分析表明,严重事故管理所需的仪表在主控室都有相关显示,严重事故管理所需的系统设备的操作多数也可以在主控室操作完成。严重事故

管理导则的实施是基于主控室可用的前提,且对核电厂主控室的可居留性开展了专项评估,因此,对于严重事故管理所需的监测/测量仪表以及可以在主控室完成操作的系统/设备,本文认为具有可达性。

对于只能就地完成的操作,确定出了完成相应操作的人员路径,并根据人员路径的现场,实地走访路径区域和操作区域的环境条件及对相关操作的人员可达性进行分析。主要考虑了严重事

故后的高辐射条件对人员可达性的影响。

综合严重事故管理所需操作仪表、系统/设备的人员可达性分析结果,评估认为本核电厂在严重事故管理中所需的监测仪表都具有可达性,严重事故下需要对重要系统/设备的操作也是可达的(部分只能就地完成的操作需要考虑限制人员的操作的时间并采取辐射防护措施),能够保证严重事故工况下严重事故管理导则的有效实施。

参考文献

- [1] 苏光辉. 轻水堆核电厂严重事故现象学 [M]. 北京: 国防工业出版社, 2016.
- [2] Bal Raj Sehgal. Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology [M]. Pittsburgh: Academic Press, 2012.
- [3] 国家核安全局. HAF102—2016 核动力厂设计安全规定 [S]. 北京: 中华人民共和国环境保护部, 2016.
- [4] Westinghouse Electric Corporation. Large-Scale Hydrogen Burn Equipment Experiments, EPRI NP-4354 [R]. Palo Alto: EPRI, 1985.
- [5] IAEA. Assessment of Equipment Capability to Perform Reliably under Severe Accident Conditions, IAEA-TECDOC-1818 [R]. Vienna: IAEA, 2017.
- [6] 黄有骏. 核电厂严重事故下仪表可用性评价方法研究 [D]. 衡阳: 南华大学, 2014.
- [7] American Society of Mechanical Engineers. ASME QME-1 核电厂能动机械设备鉴定 [S]. 上海发电设备成套设计研究院, 译. 上海: 上海科学技术文献出版社, 2012.
- [8] 国家核安全局. HAD002/01—2010 核动力厂营运单位的应急准备和应急响应 [S]. 北京: 中华人民共和国环境保护部, 2010.
- [9] 中国核电工程有限公司. NB/T 20185—2012 压水堆核动力厂厂内辐射分区设计标准 [S]. 北京: 国家能源局, 2012.
- [10] 核工业标准化研究所. GB 18871—2002 电离辐射防护与辐射源安全基本标准 [S]. 北京: 国家质量监督检验检疫总局, 2002.
- [11] 中国核电工程有限公司. NB/T 20194—2012 压水堆核电厂辐射屏蔽设计准则 [S]. 北京: 国家能源局, 2012.

Accessibility Analysis of Operating Personnel in Severe Accident Management of Nuclear Power Plant

Niu Shipeng, Wang Cong, Wang Gaopeng, Liu Yu
(China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China)

Abstract: Based on the design and severe accident management of typical PWR nuclear power plants in China, this paper studies the accessibility analysis method of management and operation personnel severe accident management. Then taking a nuclear power plant as example, accessibility analysis for operation personnel are carried out to provide support on the development and implementation of SAMG. The analysis includes operation analysis of instruments/equipment required for serious accident management, local operation and operation location/path, calculation of environmental conditions of operation regional, accessibility assessment of operators involved in serious accidents and impact analysis of serious accident management.

Key words: severe accident management; operation personnel; accessibility analysis

(责任编辑: 梁晔)