

核安全

NUCLEAR SAFETY

2020年第1期 总第72期

双月刊 公开发行

2020年02月29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 010-82205563 82205716
010-82203547
广 告 部 010-82205645
发 行 部 010-82205713
传 真 010-82203590
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)
邮 箱 heanquanzazhi@263.net.cn
广告发布登记 京海工商广登字20180003号
国际标准刊号 ISSN 1672-5360
国内统一刊号 CN11-5145/TL
印 刷 北京一二零一印刷有限公司
国内定价 50.00元



中国知识基础设施工程



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 铄

中国原子能科学研究院·工程院院士

叶奇慕

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，加之《核安全法》颁布实施，核安全事业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。

◆ 辐射安全

- 1 以案例来探讨人员素质与辐射安全的关系 张子杰,赵 坤,刘 勇,等

◆ 国际瞭望

- 8 一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况 李小华,王 超,任廷伟,等

◆ 研究与探讨

- 32 CANDU6 核电厂无过滤安全壳通风模式的研究 黄高峰,宫 宇,方立凯,等
- 36 油气工业中放射性废物的处理和处置 米宇豪,以恒冠,廖运璇,等
- 43 摇摆条件下两环路自然循环回路特性分析 刘建昌,沈永刚,陈韵茵,等
- 50 空气污染排放视角下中国核电的健康效益 夏 凡,廉 超,王明煌,等
- 58 核电厂阻尼器的应用及创新 陈永祁,崔禹成,马良喆
- 68 一回路核级设备磨损的监测模型 王璟增
- 75 水体环境中的放射性污染及测量 徐 园,孔海宇,王希涛,等
- 80 核电厂埋地管的综合监测及评估 马谷剑,魏松林,陈 平

◆ 一线风采

- 85 专注职业化 聚焦执行力 追求零缺陷 中国核工业华兴建设有限公司

◆ 参考文献

- 87 《核安全》近年可被引文献目录

- 1** Discussion on the Relationship Between Personnel Quality and Radiation Safety Based on Practical Case
(Zhang Zijie, Zhao Kun, Liu Yong, Zhou Qifu)
- 8** Analysis and Rescue Overview of a Medical Electron Accelerator Radiation Accident
(Li Xiaohua, Wang Chao, Ren Tingwei, Du Lijie, Wang Yinian, Deng Binhao, Li Jun, Wang Jiahao)
- 32** Research on the Ventilation Mode of Unfiltered Containment in CANDU6 Nuclear Power Plant
(Huang Gaofeng, Gong Yu, Fang Likai, Qian Hongtao, Wang Jiayun, Zhang Kun)
- 36** The Treatment and Disposal of Radioactive Wastes in Oil and Gas Industry
(Mi Yuhao, Yi Hengguan, Liao Yunxuan, Wang Bo, Wang Ping)
- 43** Characteristics Analysis of the Natural Circulation Circuit with Two-Loop Under Rolling Motion Conditions
(Liu Jianchang, Shen Yonggang, Chen Yunyin, Yang Jiang, Lu Xianghui)
- 50** Health Benefits of Nuclear Power in China from the Perspective of Air Pollution Emissions
(Xia Fan, Lian Chao, Wang Minghuang, Zou Xiaoliang, Fu Xuwei, Bai Yunqing, Li Yazhou, Chen Shanqi)
- 58** The Application and Innovative of Damper in Nuclear Power Plant
(Chen Yongqi, Cui Yucheng, Ma Liangzhe)
- 68** Monitoring Model of Nuclear-Grade Equipment Wear in Primary Circuit
(Wang Jingzeng)
- 75** Radioactive Pollution in Water Environment and Its Measurement
(Xu Yuan, Kong Haiyu, Wang Xitao, Dong Weijie)
- 80** Comprehensive Inspection and Evaluation of Buried Pipes in Nuclear Power Plant
(Ma Gujian, Wei Songlin, Chen Ping)

张子杰,赵坤,刘勇,等.以案例来探讨人员素质与辐射安全的关系[J].核安全,2020,19(1):1-7.

Zhang Zijie, Zhao Kun, Liu Yong, et al. Discussion on the Relationship Between Personnel Quality and Radiation Safety Based on Practical Case [J]. Nuclear Safety, 2020, 19(1): 1-7.

以案例来探讨人员素质与辐射安全的关系

张子杰, 赵 坤, 刘 勇, 周启甫

(生态环境部西北核与辐射安全监督站, 兰州 730020)

摘要: 本文对辐射事故的原因进行了分析,对最主要事故原因——人因进行了探讨,结合国内外发生的辐射事故案例,针对某核技术利用企业的监督实践,探讨了行业现状、风险隐患、经验教训及监管启示等问题。

关键词: 辐射安全; 人因事故; 人员素质; 辐射安全监管

中图分类号: X591 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2020) 01-0001-07

辐射安全是一个老课题。据《全国放射事故案例汇编 1988—1998》统计,1988—1998年,我国平均每千枚放射源发生放射性事故0.62起,事故发生率相当于美国同期的40倍。20年来,我国通过采取一系列措施加强监督管理,有效降低了事故发生率。据最新发布《中国的核安全》白皮书统计,目前放射性事故已经降至每千枚放射源0.1起以下^[1]。辐射事故发生的主要原因是什么?如何监督管理才能提高辐射安全?2019年8月,生态环境部对咸阳华科辐照技术有限公司下达过责令改正违法行为决定书,这起新案例的来龙去脉是什么?能带来什么启示?本文从地区监督站的角度,结合该实例,对人员素质与辐射安全的关系进行了探讨。

1 事故主要原因——人因

1.1 国内外事故的主要原因

1.1.1 新时代对我国核技术利用安全水平有更高的新要求

我国经济在改革开放后高速发展,放射源使用数量逐年增加,核技术利用产业快速发展。生态环境部作为监管部门一直对辐射安全

工作有较高的要求。“发展核能国家战略的同时,一定要有清醒认识,核安全是核能与核技术利用事业发展的生命线,保障核安全是实现核能与核技术事业可持续发展的基础。核行业有六大特‘性’:技术的复杂性、事故的突发性、处理的艰难性、后果的严重性、影响的深远性及高度的社会敏感性。”^[2]“核与辐射安全关乎百姓利益,关乎事业发展,关乎社会稳定,关乎政权安危,关乎国家未来。”^[3]“要把核与辐射安全工作放在世界经济一体化的进程中,放在国家国民经济发展的全局中,放在全国环境保护的总体工作中来统筹、谋划和推进。核安全是最大的环保。第四次全国核与辐射安全监管工作会议的精神,可以概括为四句话,即‘提高认识、夯实基础、强化监管、确保安全’^[4]。”

2019年9月3日,国务院新闻办公室发表《中国的核安全》白皮书指出:“党中央的十八大以来,中国的核安全事业进入安全高效发展的新时期……放射源辐射事故年发生率持续降低,由20世纪90年代的每千枚0.62起降至目前的每千枚0.1起以下,达到历史最低水平”^[1],

收稿日期: 2019-11-01 修回日期: 2019-12-17

作者简介: 张子杰(1984—),男,山东汶上人,注册核安全工程师,西安交大少年班核工程与核技术专业,现主要从事核与辐射安全监管工作

如图1所示。

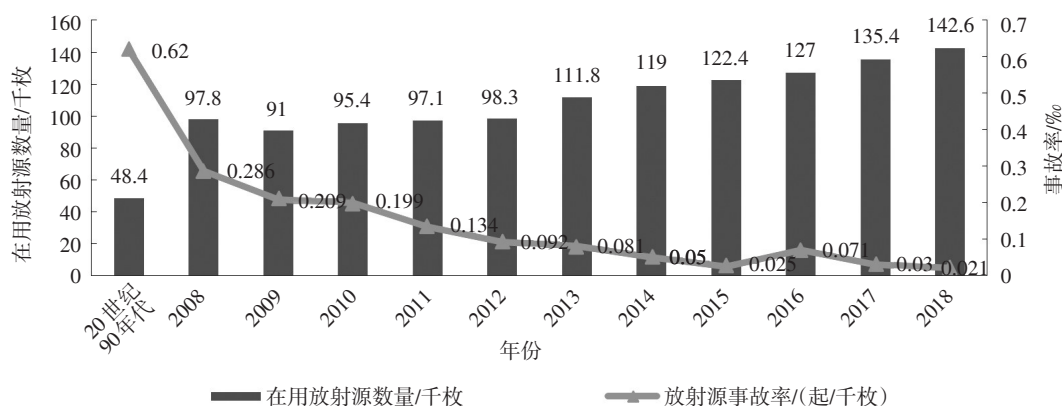


图1 中国在用放射源数量与放射源事故率年度统计图^[1]

Fig. 1 Annual statistics of the number and accident rate of radioactive sources in use in China^[1]

1.1.2 辐射事故原因分析

《放射事故管理规定》(1995年)规定,按照辐射事故发生的原因,将事故分为3类:责任事故、技术事故和其他事故。“有人为因素(如管理不当或违章操作等)兼有其他因素(技术因素或其他自然因素等)时,按责任事故来划分。在责任事故中包括领导失职、防护安全管理制度和措施不健全、工作人员缺乏安全防护知识、工作中安全意识淡薄、违规操作或操作失误等方面”。

《国内外核事故与放射事故案例》对责任事故进行了具体的描述:“责任事故原因:违反操作规程、安全观念薄弱、缺乏知识、操作失误、管理不善、领导失职、技术事故、设计不合理、设备意外故障、监测系统缺陷。”文件中所总结的辐照装置事故3个明显原因中,只有设计缺陷原因不是直接人为因素。

在《国内外核事故与放射事故案例》中列举了各种人因行为导致安全系统失效的案例,提出了预防性评价时也要对管理、制度和人员素质等方面进行评价。放射性工作单位要对从事放射性工作的人员进行培训,建立健全辐射防护管理制度,配置专业的辐射安全管理人员。

1.2 人因因素是其中最主要的原因

根据分析数据,人为因素是放射源事故发生的主要原因。根据范深根的《我国放射事故概况与原因》和《全国放射事故案例汇编

1988—1998》的阐述,责任事故在放射源事故中是最主要的。“1954—1987年责任事故占总事故的百分比为78.7%,而1988—1998年,人为因素造成责任事故的比例占到84.64%以上”,根据数据分析,主要原因是管理不善(47.29%)和领导失职(20.18%),还有工作中安全意识淡薄(6.63%)、操作失误(4.82%)、工作人员违规操作(4.52%)、缺乏安全防护知识(1.20%)等原因,而技术事故等非人为原因总共占比不到16%^[5]。

国际原子能机构(IAEA)则通过对多国移动 γ 源探伤事故的统计分析,将事故原因归纳为:缺少安全操作规程、操作人员不遵循安全操作规程、操作人员不使用监测仪表、人员缺乏培训或培训不充分、设备故障(设备维护不当)、审管不力6个方面。而这6个方面都是直接或间接的人因因素。

如对2014年5月7日南京辐射事故进行的分析指出:“根据对本次南京辐射事故发生经过的走访调查和分析,认为这是一起人为的责任事故,主要的原因也不外乎这几个方面:探伤单位审管不力、人员违规操作、探伤人员缺乏培训、故障处理不当等。两名探伤人员刚刚参加工作不到1个月,未能完全掌握辐射监测设备的正确使用、探伤设备的故障检查、异常情况处理等方面必要的知识,并且不是在有经验的人员指导下工作,结果导致对放射源(源辫子)脱落的判断错误、监测设备的使用错误、

查找放射源的方法错误,错过了及时查找和恢复对放射源控制的最佳时间,最终导致其他人员误拾放射源,造成人员受照的恶性事故”^[6]。

1.3 核安全文化

1988年,国际安全咨询组(INSAG)在《核电安全的基本原则》中把安全文化概念作为一种管理原则提出来,要求“实现安全目标必须渗透到为核电厂所进行的一切活动中去”。1991年,在其出版的《安全文化》一书中,具体阐述了安全文化的概念。三哩岛和切尔诺贝利核事故发生后,人们终于认识到即使有严格的审批、纵深防御、多道实体屏障和多种安全系统等技防措施,一旦犯了直接或间接的人因错误,也会引起设备失效,从而引发严重事故。另外,人的才智在查出和消除潜在问题方面十分重要,对安全有积极的影响。安全文化的提出为解决人因问题提供了一条可能的途径。

核安全文化通常有两个主要部分:单位的工作体制和个人的态度和响应。INSAG还认为,安全文化要求对安全重要的职责必须被正确执行,所以,要求人员要具有一系列素质,如警惕性、能力、知识、判断力、责任心等。

从核安全文化的几个要求(决策层安全观和承诺,管理层态度和表率,全员参与和责任意识,从业人员质疑的工作态度、严谨的工作

方法、良好沟通的工作习惯,每个人致力于减少或防止人为错误,充分发挥人的积极影响这一核安全共同目标,凡事有章可循、凡事有人负责、凡事有据可查、凡事有人监督)来看,核安全文化解决人因问题的途径主要是完善制度程序和提高人的素质。

核安全文化致力于人人把理念变为习惯,做到“人人都是一道屏障”,减小事故发生率。所以,核安全文化是防止事故的重要措施。如果事故发生率较高,那么核安全文化水平一定不高。如果核安全文化水平较低,即使现在没有出现事故,将来也必然会出现事故。

2 华科辐照的现状与检查发现的情况

2.1 华科辐照基本情况

咸阳华科辐照技术有限公司成立于2012年2月,运营一座钴源辐照装置,其设计装源量为 1.48×10^{17} Bq (4×10^6 Ci) ^{60}Co ,初次装源量为 2.22×10^{16} Bq (60×10^5 Ci),该辐照装置为动态辐照装置(如图2所示),主要设备系统包括放射源贮存系统、水处理系统、源升降系统、辐照物品传输系统、水冷却系统、通风系统、剂量监测系统、安全连锁与控制系统、报警系统、强迫降源系统、电视监控系统、给排水系统、消防系统、照明系统等。



图2 咸阳华科辐照技术有限公司的悬挂式箱笼吊具

Fig. 2 Hanging cage of Xianyang Huake Irradiation Technology Co.,Ltd.

该公司委托编制了《咸阳华科辐照技术有限公司辐照装置项目环境影响报告书》，并于2015年1月28日获得原陕西省环境保护局批复（陕环批复〔2015〕61号）。2017年7月24日该公司取得了原环境保护部颁发的辐射安全许可证（国环辐证〔00461〕）。

该公司成立了辐射安全与环境保护管理机构，制订了相应的辐射安全措施，包括辐射安全与防护管理、岗位职责、操作规程、安全培训、设备维护、场所检测、事故应急预案等规章制度；辐射安全防护蔽体、外环境及水质、噪声等均符合国家相关标准的规定；配备了相应的辐射防护用品和检测仪器，在申请辐射安全许可证期间配备了1名注册核安全工程师，所有辐射工作人员参加了辐射安全与防护知识培训并经考核合格。

2.2 检查发现和行政处理情况

2019年5月13和14日，生态环境部辐射安全监管司组织生态环境部西北核与辐射安全监管站（以下简称“西北监督站”）、生态环境部西南核与辐射安全监管站（以下简称“西南监督站”）、陕西省生态环境厅、咸阳市生态环境局对咸阳华科辐照技术有限公司进行了辐射安全与防护非例行监督检查。检查中发现该单位有辐射安全隐患未及时整改、装置运行存在安全隐患等问题，具体情况如下：

（1）辐射安全隐患未及时整改。检查时发现该单位辐照装置贮源水井低水位、报警灯常亮、值班人员对此现象未做记录、未采取应对措施。经调阅报警信号历史记录发现，该报警信号自5月11日19:54以来出现过6次。与《咸阳华科辐照装置项目环境影响报告书》4.2.6（2）中补水管理系统的相关要求不符合（要求是：当水位比正常值低20 cm时，水位计会发出信号，通过控制台控制水处理系统可实现自动补水，当补充到正常水位时停止）。

（2）安全连锁装置存在缺陷。现场检查时，检查人员对货物入口设置的开门检测装置进行试验验证，发现在吊具门打开时未发出报警信号，不符合安全连锁装置的要求。

（3）辐射安全关键岗位注册核安全工程师不在岗。该单位核安全工程师（尚未完成注

册）目前仍在原公司工作，一共来过厂里6次，每次停留1天离开。

8月14日，依据检查结果和相关法律法规，生态环境部对咸阳华科辐照技术有限公司下达了责令改正违法行为决定书（环法〔2019〕74号）。其中描述辐射环境违法事实为：“2019年5月13和14日，我部对你公司进行非例行监督检查时发现，你公司辐照装置贮源水井低水位、报警灯常亮，查阅报警信号历史记录，水位报警信号自2019年5月11日19时54分起，共出现6次报警，值班人员未采取措施消除安全隐患，违反了《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》（以下简称《条例》）第三十条关于及时整改安全隐患的规定；辐照装置过渡源段入口设置的开门检测装置失效，无法检测出吊具门开关状态并发出报警信号，违反了《条例》第三十四条关于安全和防护设施的规定；辐射安全关键岗位未由注册核安全工程师担任，人员尚未注册，违反了《条例》第二十八条中关于辐射安全关键岗位的有关规定，不符合《放射性同位素与射线装置安全许可管理办法》第十六条规定的辐射安全许可证发证条件”。行政处理为：“我部决定责令你公司立即停止并改正发现安全隐患不及时整改和未按规定设置安全防护设施的违法行为，限于2019年8月31日前完成；并责令你公司于2019年10月31日前完成辐射安全关键岗位由注册核安全工程师担任这一发证条件的整改”。这件案例充分体现了新时代新形势下，生态环境部对辐射安全的重视以及对核技术利用单位监管水平的不断提升。

2.3 安全隐患分析

咸阳华科辐照技术有限公司为使辐照装置贮源井水保持可靠的安全水位，水处理间设有液位计，通过连通管与源井连接，以监测井水水位。当水位比正常值低20 cm时，水位计会发出信号，辐照装置控制台发出“井水水位低”的报警，通过控制台控制水处理系统实现自动补水，补充到正常水位时停止。现场检查时，出现“井水水位低”报警但未及时补水的情况，如果任由水位继续降低，当出现水位低于正常值30 cm的情况时，水位计发出低低水位报警信号，并自动降源。如果出现安全连锁失效

状态导致没有自动降源,会产生贮源井水位下降从而引起辐照室内辐射剂量水平上升的情况,对工作人员产生不必要的辐射照射。

货物入口设置的开门检测装置为辐照装置安全联锁装置中辐照箱防开门检测系统的一环。该公司辐照箱门为提开式结构,辐照箱门锁定为轴插销机构辅以搭扣限位机械装置。货物入口设置的开门检测装置为第一道开门检测装置,当该装置触发时,输送链停止运行,自动降源并报警。如果该道装置在开门的状态下未报警,则辐照室可通过开门的辐照箱与外界连通,后期可能会发生未知后果。比如存在悬挂式辐照箱中的物品有可能掉落源室卡住源项的风险隐患。

3 华科辐照的经验教训与监管的启示

3.1 人员素质有待提高,内部管理混乱

在咸阳华科辐照技术有限公司取证后的2018年上半年,西北监督站对其进行监督检查,发现该公司内部管理混乱,辐射防护工作缺少专业人员负责,公司辐射安全管理制度执行不力,管理人员对辐射安全认识不足,辐射安全与环境保护管理机构人员组成、岗位职责等不明确,控制室值班等工作责任未落实到人。在检查期间,检查人员让管理部门查询国家核技术利用辐射安全管理系统中相关数据,相关人员不知有该系统,系统账号也无人知晓。监督检查整改不及时,如检查人员要求针对在UPS供电试验中发现的UPS不供电问题,制订摄像轨道运行试验及喷淋试验等制度,均未完成。

针对该公司存在的问题,西北监督站在监督检查后与该公司进行了谈话,该公司承诺今后要加强企业管理,后期聘请了一名辐照工作专业人员担任公司副总经理。2018年下半年监督检查时,内部管理混乱问题在一定程度上得到了解决。但随着该副总经理的离职,2019年监督检查中,内部管理混乱问题仍然突出。

2019年上半年,在对咸阳华科辐照技术有限公司检查时,检查人员发现该单位辐照装置贮源水井的井水水位低、报警灯常亮。值班人员对此现象未做记录,未采取应对措施,管理

缺位。本来根据安全联锁系统的功能,该报警灯常亮时,工作人员是不能打开辐照室门的。在检查现场,工作人员为了解决开门问题,长按“消除”按钮,辐照室门竟然被打开。问询该名工作人员,其答复“本来就是这样设计的”。人员素质低下产生内部管理混乱,必然产生各种安全隐患。

3.2 人员素质低下的后果

纵观以往辐射安全事故,无论是IAEA总结的“缺少安全操作规程、操作人员不遵循安全操作规程、操作人员不使用监测仪表、人员缺乏培训或培训不充分、设备故障(设备维护不当)、审管不力”,还是《放射事故管理规定》中规定的“领导失职、防护安全管理制度和措施不健全、工作人员缺乏安全防护知识、工作中安全意识淡薄、违规操作或操作失误”,人因因素基本都和人员素质有关。以华科辐照技术有限公司为例,工作人员素质低下,对辐射没有敬畏,核安全文化没有入脑入心,出现了“人员缺乏培训或培训不充分、操作人员不遵循安全操作规程、设备维护不当、防护安全管理制度和措施不健全、工作人员缺乏安全防护知识、工作中安全意识淡薄、违规操作或操作失误”一系列问题,几乎所有的人因因素都全了,事故风险发生概率明显增加。

3.3 对监督检查的启示

3.3.1 要经常开展夜查等“四不两直”的监督

本次监督检查是西北监督站根据国家核安全局局长办公会纪要的要求,结合历次监督检查发现的问题情况,所开展的夜查等“四不两直”(不发通知、不打招呼、不听汇报、不用陪同接待、直奔基层、直插现场)监督,重点检查辐照装置、放药生产单位,以便更加深入、真实地掌握被监管单位日常管理状况。西北监督站除了配合核三司对咸阳华科辐照技术有限公司开展夜查,还单独对西安江原安迪科正电子技术有限公司开展夜查,对陕西方圆高科实业有限公司、中国科学院新疆理化技术研究所等6家核技术利用单位进行了“四不两直”监督检查。通过检查发现了部分单位存在违章操作、弄虚作假等问题。事实证明,夜查等“四不两直”的模

式可以更加深入掌握各单位日常管理的真实状况，督促被监管单位进一步加强日常工作，能够取得更好的效果。

3.3.2 要逐步建立辐照装置的辐射安全量化评估体系

目前，核技术利用监管能力发展规模难以完全满足要求，必须进一步总结监管经验、创新监管模式、提高监管性能。随着时间的延长和监督次数的增加，同一个辐照装置运行单位的“硬件”情况会趋于稳定和满足标准要求，如人员资质、放射源资料、辐射安全防护设施等“硬”要求经过数次检查后一般很少再出现问题；运行稳定后，大部分问题基本都是关于人员素质等辐射安全管理的“软件”问题，即便出现了一些“硬件”问题，往往也是违规操作等人因所导致的。这主要是因为对“硬件”检查基本是符合性检查，一段时间后“硬件”基本都调试达标了；对“软件”检查则有一定的主观性，和监督员个人能力、检查的深度广度有关系，很多问题也是制度缺失、管理不够规范的问题。

有些企业人员素质高，硬件、软件问题少，检查发现问题很少，有些单位则相反。针对这种情况，按照《核技术利用辐射安全防护与监督检查大纲》中对各被监管单位的安全管理水平和安全状况进行评价的要求，2019年，国家核安全局开始了辐照装置辐射安全量化评估工作，10月，已经形成了评估办法初稿；11月，西南监督站先行开展了试评估工作，取得了预期效果，并根据试评估结果对评估表进行了优化，西北监督站也受邀参与了这次试评估。评估表分为法律法规执行情况、辐射安全防护设施运行与维护情况、辐射装置安全运行与维护管理情况3个表。前两个表都是“硬件判断题”，第3个表是“主观软件填空题”，经过实践，表1、表2中很多都是“硬指标”，区分度不高，将对表3适当提高权重，细化子项，通过对管理情况充分评估达到区分企业安全水平的目的。而表3共有规章制度、操作维护、监测、人员、应急、三废6个大项，基本都和人员素质有关。通过表3，能对单位安全文化的情况进行大致的评估。

3.3.3 要充分发挥交叉检查的学习作用

本次对咸阳华科辐照技术有限公司的监督检查，是生态环境部辐射源安全监管司组织西北监督站、西南监督站、陕西省生态环境厅、咸阳市生态环境局等单位开展的交叉检查，后期西北监督站派监督员参加了西南监督站在四川、云南组织的针对5家核设施单位、核技术利用单位和铀矿冶单位的监督检查工作；西南监督站派监督员参加了西北监督站在陕西、新疆组织的针对7家核设施单位、核技术利用单位和铀矿冶单位的监督检查工作。2019年，西北监督站还组织了西北五省（区）放废库管理人员参与各省库的交叉检查工作。通过交叉检查中相互之间的学习与交流，提升了监督员的监督管理水平。

3.3.4 要充分发挥监督站的职能督促整改

根据《关于进一步发挥监督站职能作用的通知》（国核安发〔2018〕1号）的要求，历年来西北监督站主动作为，采取谈话督导、调查取证、下达限期整改通知等措施、督促被监管单位加快问题整改、消除安全隐患。西北监督站将夜查咸阳华科辐照技术公司时发现的辐射安全隐患、装置运行安全隐患等问题，向生态环境部进行了上报，责令该公司限期整改；就另外一家辐照公司检查中发现的人员违章操作、辐射安全联锁装置有缺陷、日常管理不严格、对监督检查要求整改不力等问题，与该公司进行了谈话，并形成谈话纪要，谈话督导起到了良好的效果，使该公司加快了相关问题的落实整改。

3.3.5 要严守工作纪律和廉政纪律

在检查中，西北监督站检查组人员坚守工作纪律和廉政纪律，主动宣读“核与辐射安全监管工作人员廉政声明”，发放“廉洁意见反馈表”，接受被监管单位监督，使用规范的监督检查程序表格，检查工作得到了被监管单位的积极配合，针对检查发现的问题和提出的整改意见与被监管单位进行了充分的沟通。

3.3.6 要重点加强对辐射工作人员素质的监督

在监督检查过程中，检查人员经常是查看辐射工作人员是否参加了辐射安全与防护知识培训并经考核合格，而对辐射工作人员的

能力缺少监督。咸阳华科辐照技术有限公司的辐射工作人员均参加了辐射安全与防护知识培训并经考核合格,但是在现场考核辐射安全知识时,结果不佳。因此,在以后的监督检查中,要加强对企业辐射工作人员素质的检查,避免“一证保四年”的现象出现,同时建议建立国家级辐射安全应知应会知识题库,在监督检查时,从题库中随机抽题对辐射工作人员进行考核。

3.3.7 要督促企业建立核安全文化

有效保障核安全,人的因素最为重要。必须督促企业建立核安全文化,政府需要带头引领、政策扶持、督促后进,倒逼企业“文化升级”。政府部门要更加有效地发挥政策引导和监督作用,促使企业全面落实主体责任,积极培育和发展核安全文化,贯彻落实《核安全文化政策声明》,开展核安全文化评估,让核安全文化转化为从业人员的自觉行动。企业如果迟迟不转变思想、主动作为,只靠监督方的抽样性监督检查,是远远不够且费时费力的。

4 结语

辐射事故大部分都是管理或人员因素引起的人因事故,辐射安全水平与人员素质高低密

切相关。核安全文化着重要求提高人员素质,建立核安全文化可以有效降低事故发生概率。本文通过监督实践,以案为例说明人员素质和企业安全水平的关系;通过剖析检查发现的问题是如何产生的,说明根本原因都是人员素质低。监督站将采取各种措施,如飞检、对各被监管单位的安全管理水平和安全状况进行评价等,督促企业落实主体责任,培育核安全文化,提高人员素质,真正提高辐射安全水平。

参考文献

- [1] 中华人民共和国国务院新闻办公室. 中国的核安全白皮书 [R]. 北京: 人民出版社, 2019.
- [2] 李干杰. 坚持科学发展 确保核与辐射安全 [J]. 核安全, 2012, 10 (4): 4-9.
- [3] 李干杰. 彻查隐患 强化监管 促使铀矿冶行业符合环境安全水平迈上新台阶 (2012年4月20日在中核韶关锦原、金宏铀业有限公司辐射环境安全综合检查后会议上的讲话), 环保内部情况通报第30期 [Z]. 北京: 环境保护部办公厅, 2012.
- [4] 李干杰. 深入贯彻会议精神 大力推进核与辐射安全重点工作 (2011年12月27日在第四次全国核与辐射安全监管工作会议总结), 环保内部情况通报第10期 [Z]. 北京: 环境保护部办公厅, 2012.
- [5] 范深根. 我国放射事故概况与原因分析 [J]. 辐射防护, 2002, 22 (5): 277-281.
- [6] 周启甫. 南京¹⁹²Ir放射源辐射事故应急调查及分析 [J]. 中华放射医学与防护杂志, 2014, 34 (8): 561-562.

Discussion on the Relationship Between Personnel Quality and Radiation Safety Based on Practical Case

Zhang Zijie, Zhao Kun, Liu Yong, Zhou Qifu

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

Abstract: This paper analyzes the causes of radiation accidents, discusses the main cause of accident-human factors, combined with the cases of radiation accidents at home and abroad, it discusses the current situation, the hidden risks, the lessons learned and the regulatory implications based on the supervision practice of a nuclear technology utilization enterprise.

Keywords: radiation safety; human accident; personnel quality; radiation safety supervision

(责任编辑:徐晓娟)

李小华,王超,任廷伟,等.一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况[J].核安全,2020,19(1):8-31.

Li Xiaohua, Wang Chao, Ren Tingwei, et al. Analysis and Rescue Overview of a Medical Electron Accelerator Radiation Accident [J]. Nuclear Safety, 2020, 19(1): 8-31.

一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况

李小华*, 王超, 任廷伟, 杜力婕, 王翊年, 邓斌浩, 李俊, 王家豪
(南华大学核科学技术学院, 衡阳 421001)

摘要: 本文结合2001年波兰比亚韦斯托克肿瘤中心(BOC)医用电子加速器辐射事故及该机构的放射治疗设备概况,对波兰电离辐射安全监管体系进行了介绍,并对辐射事故过程、应急响应、IAEA救援、剂量评估、临床过程、结果和经验教训等方面进行了分析和说明。实践表明,导致向患者输出剂量率比预期高许多倍的原因包括:医疗机构的供电不稳定,NEPTUN10P型医用加速器不符合IEC颁布的最新标准,电子枪灯丝电流限制值设置在较高的水平,束流监测系统故障,二极管故障,安全联锁失效,显示屏剂量率低于实际值。IAEA援助小组的建议与援助、剂量评估以及良好的医疗条件为患者提供了医疗保障。本文可作为辐射事故应急的参考。

关键词: 电子加速器; 治疗; 剂量; IAEA; MU

中图分类号: TL733 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2020)01-0008-24

2001年2月27日,波兰比亚韦斯托克肿瘤中心(Białystok Oncology Centre, BOC)发生了一起超剂量照射辐射事故^[1]。5名接受放射治疗的患者受到超剂量照射。在患者治疗期间,因短暂停电,导致1台波兰生产的NEPTUN10P型直线加速器自动停机。恢复供电后,加速器控制系统完成检查后重新启动。在停电时接受放射治疗的5名患者重新接受了治疗。

因2名患者在照射期间出现瘙痒和烧灼感,BOC工作人员停止了进一步的放射治疗。随后的剂量测定结果表明:该加速器的剂量输出明显高于预期值。进一步的检查显示:加速器剂量监测系统运行异常,安全联锁系统的一个电子元件D29二极管损坏^[2]。

随后,5名患者均出现了不同程度的局部皮

肤反应。应波兰卫生部要求,国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)组建了2个援助专家组,对每位患者开展医学评估,针对治疗提出了建议,并评估患者受照的辐射剂量,检查治疗记录和开展物理测量。

1 辐射事故背景

1.1 波兰比亚韦斯托克肿瘤中心

BOC是波兰21个拥有放射治疗设施的医疗机构之一,服务于波兰东北部的波德拉斯基地区(Podlaskie Voivodship),该区人口数量约130万,邻近的米德尔堡地区(Mazursko-Warmiskie Voivodship)人口数量约30万。BOC在2001年为44 640名肿瘤患者提供了医疗咨询服务,为5 894名患者提供了住院治疗服务,是波兰的区

收稿日期: 2019-10-30 **修回日期:** 2019-12-09

基金项目: 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

域中心, 医疗设备和医务人员齐全, 治疗的患者数量(放射治疗患者/MV)在波兰平均水平之内, 设有放射治疗部门, 每年约为1 000名患者提供远距离放射治疗, 为200多名患者提供妇科近距离放射治疗, 详细情况见表1。该中心拥有3台远距离放疗设备, 它们分别是: (1) 1台COLINE型4MV光子加速器, 由波兰艾普机泽达公司(IPJ-ZdAJŚwierk)制造, 于1998年安装; (2) 1台NEPTUN10P型10 MV直线加速器, 由波兰艾普机泽达公司制造, 取代2001年发生辐射事故的加速器, 可输出9 MV光子束和6 MeV、8 MeV、10 MeV电子束; (3) 1台1000E型⁶⁰Co远距离放射治疗机, 由加拿大史若强克公司(Theratronics)制造, 于1998年安装^[3]。放射治疗部于1998年购买并安装了波兰艾普机泽达公司制造的SIMAX模拟器。事发当时, BOC并无CT扫描装置, 但每周4天可到另外2家位于比亚韦斯托克的医院使用2台CT。

表1 BOC每年接受放射治疗患者的数量

Table 1 Number of radiotherapy patients treated annually in the BOC

年份	远距离治疗/人	近距离治疗/人
1999	907	276
2000	1 242	205
2001	1 124	207

BOC还配备了两种近距离治疗装置: SELECTRON型¹³⁷Cs中剂量率(Medium-Dose Rate, MDR)近距离治疗装置和GAMMAMED型¹⁹²Ir高剂量率(High-Dose Rate, HDR)近距离治疗装置。每年每兆伏电压治疗单位的平均患者为455~500人, 低于全国平均水平约560人。每天使用NEPTUN10P型加速器治疗的患者数约为40人。治愈性治疗与姑息性治疗的比例约为2:1。目前, BOC拥有25名放射肿瘤物理师, 其中12名获得了放射物理学第一专业学位, 13名获得了放射物理学第二专业学位。BOC通过轮班方式确保放射肿瘤物理师每天24 h在岗, 5 h为一班。安排远距离治疗患者轮班接受照射, 将治疗安排在07:30~18:00。

BOC为每台照射装置配备了2名放射治疗

技师。放射肿瘤学专家和物理师在第一部分放射治疗期间以及在治疗过程中改变照射计划时, 均在工作现场。放射治疗部的模具室为大多数治愈性治疗患者准备了单独的屏蔽块。治疗方案遵循华沙肿瘤中心的治疗方案。BOC医学物理部的监测设备齐全, 配有3个放射治疗剂量计: (1) 2个由西门子公司在1970年制造的电离室用于相对测量; (2) 6个由波兰核工业企业在1985年制造的IONEX型2500/3电离室; (3) 3个由PTW制造的UNIDOS型电离室(1999年购置)。IONEX和UNIDOS型静电计和电离室具有波兰国家二级标准剂量学实验室(Polish Secondary Standard Dosimetry Laboratory, SSDL)颁发的有效校准证书^[4]。医学物理部拥有1998年购置的WP700型水体模型系统。该系统由斯肯迪琼克思公司(Scanditronix)制造, 配有IC-70电离室和2个半导体探测器。

BOC使用多种治疗计划系统: (1) 1989年购买的西门子公司治疗计划系统MEVAPLAN; (2) 1998年购买的加拿大治疗计划系统THERAPLANPlus(Theratronics); (3) 1998年购买的波兰二维治疗系统ALFRAD; (4) 2000年购买的近距离放射治疗系统ABACUS(GAMMAMED)。医学物理部的工作人员包括6名医疗物理师和2名为放射治疗设备提供维护服务的工程师。其中2名物理师具有波兰原子能机构(National Atomic Energy Agency of Poland, NAEA)颁发的资格证书, 担任辐射安全与防护负责人。

1.2 本次辐射事故涉及的临床医用电子加速器

本次辐射事故中的NEPTUN10P型加速器是法国NEPTUNE加速器的波兰版, 获得了法国设计师和制造商的许可, 由波兰艾普机泽达公司(IPJ-ZdAJŚwierk)制造。虽然法国NEPTUNE型加速器已不再生产和销售, 但此类型的加速器仍在很多国家为患者提供放射治疗服务。

电子加速器主要包括: 电子枪、加速结构、束流导向与聚焦系统、束流输运分析系统和高频功能源或高压电源5个基本部分^[5]。电子加速器基本结构示意图如图1所示。

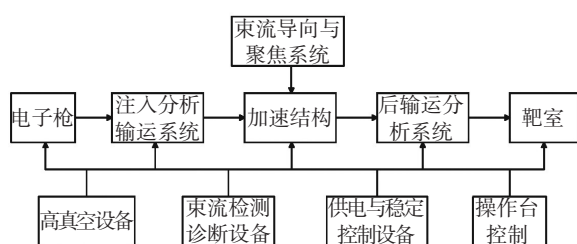


图1 电子加速器的基本结构

Fig. 1 Basic structure of electron accelerator

IAEA 援助小组获悉，BOC 所用电子加速器除了更换了一些具有类似特性的部件，未对波兰版 NEPTUN 型加速器的设计、控制系统和安全电路进行修改。使用的原理图完全相同。NEPTUN10P 型加速器能够提供 6 MeV、8 MeV、10 MeV 的电子束以及 9 MeV 的光子束。

1.2.1 产生较高电流的可能性

产生电子束和光子束的加速器具有在加速导管中产生电流的能力。为了产生光子束，在产生 X 射线的过程中，电流损失了大量能量，因此，为达到相同剂量率，该电流远高于用于产生电子束操作模式的电流。在用于平坦 X 射线束轮廓的滤波器中，为了进一步减小光束强度，并补偿这些损耗，即获得与电子束类似剂量率的光子束，电子流可以高 3 个数量级。

由于电子以脉冲形式加速，加速器通过增加脉冲频率和脉冲电流可增加平均电流。在 NEPTUN10P 型加速器中，光子束流工作模式的脉冲频率增加了 3 倍，即平均电流增加 3 个数量级，为达到相同剂量率，需要将脉冲电流增加 300 倍以上。换句话说，加速器设计成产生光子束流的脉冲电流比产生相同剂量率电子束流的脉冲电流高 300 倍。

1.2.2 剂量监测系统及其电源供应

与电子加速器一样，NEPTUN10P 型加速器的束流由 2 个运输室监测。运输室设置于束流出口处的辐射头中，确保准确和安全地输送剂量。监测室向束流稳定系统提供电信号，以控制光束平坦度和对称性，并控制剂量率。电信号与剂量率成正比，与时间积分时，与剂量成正比。医院通过建立传输室的监测单位 (Monitor Units, 简称 MU) 与参考点灰度的比率，并根据外部参考电离室的数据校准医院电离室^[6]。

放射治疗处方剂量 MU 在固定源皮距 (Source Surface Distance, SSD) 照射的情况下可用式 (1) 计算^[7]：

$$MU = \frac{100D_d}{PDD(TMR)S_c(r_c)S_p(r_d \text{ 或 } r)K_c f_{SSD}(f_{SAD})} \quad (1)$$

式中， D_d ——靶区剂量；

PDD, TMR——靶区深度处百分深度剂量和组织剂量比；

S_p, S_c ——体模和准直器的散射因子；

K_c ——楔形因子与挡块托架因子的乘积；

$f_{SSD}(f_{SAD})$ ——治疗机剂量刻度因子。

因此，MU 主要与源皮距 SSD 和射野面积有关，在源皮距 SSD 为 100 cm，射野面积为 100 cm² 时，1 MU=1 cGy=10⁻² Gy。

剂量率信号反馈到控制电路，确保实际剂量率与预选值 (标称值) 匹配。NEPTUN10P 型加速器可选择 5 种不同的剂量率值。将 2 个电离室布置于 2 个相等的扇区，通过比较它们的信号，加速器可校正和控制束流的对称性。2 个输送室所需的高压由单个电源 (+ 300 V) 提供。这些设计对运行起关键作用。

1.2.3 国际电工委员会对加速器的安全要求

国际电工委员会 (International Electrotechnical Commission, IEC) 将此事件中医用加速器的安全要求可归纳如下：(1) 剂量监测系统。应由 2 个监测系统以主要、次要组合或冗余组合排列。一个剂量监测系统的故障不应影响另一个剂量监测系统的正常功能。导致任一系统响应超过 5% 的故障都应终止辐射。当使用单独电源时，任何一个电源发生故障时，都应终止辐射^[8]。(2) 剂量率控制。若在故障条件下，为保障设备能在治疗距离超过技术规程规定的最大值的 10 倍时提供吸收剂量率数据，加速器应使用独立于剂量率监测系统的辐射束监测装置。该装置应安装在辐射束分配系统的患者一侧，并将辐射场中任一点的吸收剂量限制在 4 Gy 以下。IEC 标准规定“在能够产生 X 射线和电子束的设备中，终止辐射需在产生下一个辐射脉冲之前完成”。(3) 计时控制器。应提供一个计时控制器和实现控制计时器的方法，将计时器设置在不大于预定 MU 数 120% 的时间或

0.1 min。以较大者为准,计算该组剂量和预期剂量率。(4)安全联锁的设计。设备的设计和制造应在单一故障条件下进行,并且不存在安全隐患。

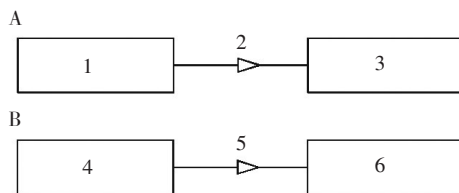
在 NEPTUNE 和 NEPTUN10P 型加速器的设计完成时,IEC 并未颁布上述标准。

1.2.4 相关联锁及其失效后果

NEPTUN10P 型加速器需要遵循启动程序才能启动照射过程^[9]。该过程需要按顺序按下一系列按键,启动检查和控制功能,必须完成启动检查和控制功能才能进入下一步。绿灯表示每个阶段的完成情况良好。

控制面板的按键可启动剂量监测系统的检查程序。检查参数包括剂量监测系统电路的电压。若此键不能正常工作,则向联锁装置发出信号,阻止调制器、磁控管和电子枪的工作,从而阻止辐射束的产生^[10]。信号通过 D29 二极管传输到联锁系统。当剂量监测系统正常工作时,不触发联锁信号,亮绿灯,允许进入操作规程中的下一步骤。

由于剂量监测系统的输入电压由传输室的电源提供,因此,该系统还用于验证是否存在高压(通过降压器将电源电压+300 V 降至 1%,即将 3 V 电源用于剂量监测系统)。在 D29 二极管“断开”的情况下,电路变为“断开”,并且指示束流监测系统故障的信号未能传输到联锁系统。用剂量监测系统测试 D29 二极管是否断开是无效的,因为尽管该二极管断开,绿灯仍亮。因此,即使剂量监测系统不工作,启动程序也可进行照射。D29 二极管的功能如图 2 所示。



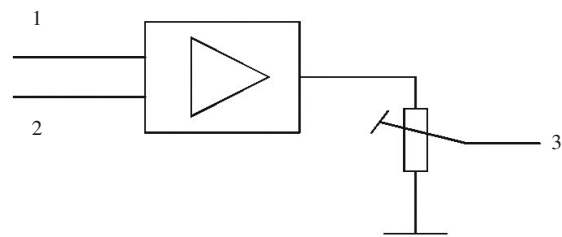
1—束流监测系统故障信号;2—信号通过二极管传输;3—联锁装置激活,阻止照射;4—束流监测系统故障信号;5—二极管发生故障(开路),信号未传输;6—联锁装置未激活;未能阻止照射;A—二极管工作正常;B—二极管断开(开路)

图 2 D29 二极管的功能

Fig. 2 Function of diode D 29

1.2.5 电子枪电流的控制与限制

来自剂量监测系统的信号通过比较电路对电子枪进行控制,如图 3 所示。此电路将一个与实际剂量率成正比的信号和一个与预先选择的剂量率(标称值)成正比的恒定电压进行比较。由于变压器与电子枪的灯丝相连,当剂量率高于标称值时,加速器通过控制变压器初级电流来减小电子枪灯丝电流。反之亦然。



1—来自预选剂量率的信号;2—来自监测室的信号(实际的剂量率);3—控制灯丝电流

图 3 利用电位计限制灯丝电流

Fig. 3 Limitation of filament current by means of a potentiometer

电流控制电路具有一个附加的功能,对电子枪的灯丝电流设置一个限值,通过控制电压实现对电流的限制功能。例如,当使用能量为 8 MeV 的电子束时,灯丝电流的正常值约为 1.10 A,电流限值的设置可略高于正常值,如 1.12 A。这对电子枪电流增加了限制,即在控制系统发生故障的情况下,电子枪可以将电流提高到一个更高的值。

1.3 质量保证(QA)与放射治疗部门近期剂量测定的历史

波兰 BOC 放射治疗单位的质量保证体系遵循了 SSDL 编制和出版的关于兆伏加速器的国家标准。该标准明确要求每天、每周、每月、每季度都对医用电子加速器进行检查;与 IEC、欧洲放射肿瘤治疗学会(European Society of Therapeutic Radiation Oncology, ESTRO)和 IAEA 提出的国际标准一致。BOC 正在尽一切努力遵循放射治疗领域的国家级质量保证标准。自 1991 年以来,BOC 参加了由 SSDL 外部审计小组组织的全国热释光剂量计(Thermo Luminescent Dosimetry, TLD)审计会议。SSDL 与 IAEA、世界

卫生组织二级标准剂量实验室的网络相连，其测量方法遵循IAEA的标准。表2列出了BOC提供的剂量与SSDL测量剂量之间的偏差。只有一种情况的偏差超出了5%的可接受限值，并且已经阐明了原因。

表2 BOC提供剂量与SSDL测量剂量之间的偏差

Table 2 Deviation between the dose given by the BOC and those measured by the SSDL

年份	⁶⁰ Co 剂量偏差/%	直线光子加速器剂	直线电子加速器剂
		量偏差/%	量偏差/%
1991	-0.7	-6.4	-2.1
1994	1.6	0.9	—
1999	-1.3	—	—
2000	—	-2.9	—

BOC的治疗计划程序由波兰国家外部审计小组利用一个人体模型于2001年通过现场测量开展验证。测量结果在参考值的3%以内。

1.4 波兰电离辐射安全监管

NAEA是由波兰议会于1986年4月10日颁布的《原子能法》(AEA86)授权的政府机构，负责制定核设施、放射源、核技术利用装置的辐射防护法律法规，负责通过对核设施、放射源、核技术利用装置单位颁发执照、许可证和登记等方式批准活动，并开展现场监督检查和执法工作。

根据AEA86第13.2条和对NAEA主任权限的规定，经过波兰卫生部同意，NAEA主任有权确定辐射危害的剂量限值和指标，为医用电子加速器设定可接受的电离辐射水平。对于涉及电离辐射实践的活动，NAEA主任可发出授权许可，规定执行电离辐射医学实践的具体条款和条件，进行检查以确保辐射实践遵守法规规定(AEA86第22.1条)。卫生部负责通过制定法规(AEA86第13.1条)为医疗电离辐射应用和实践提供保障。额定电压在300 kV以下的X射线机属于波兰卫生部和卫生检疫部的管辖范围(AEA86第22.2、22.3、33.4条)。

1986年颁布的《原子能法》(AEA86)已经修订了多次。新原子能法(AEA2000)于2000年11月29日由议会审议通过，从2002年1月1日起生效。新法案和旧法案一样，赋予NAEA充分

的权力，使其作为辐射防护和核安全领域的独立国家监管机构来履行职责，其中还包括对电离辐射技术和医疗实践、行政管理方面的管理和控制。AEA2000第4条涵盖了所有涉及工作人员或公众的电离辐射实践活动：(1)含放射源设备的制造、安装、使用、维护和贸易；(2)产生电离辐射设备的制造、购买、调试和使用。对于使用电离辐射源(含X射线机)实验室的调试，根据AEA2000第5.2条规定，此类实验室及化验室须由NAEA主任发出授权许可或执照，并接受NAEA工作人员的检查。可从此项规定豁免的是：(1)额定电压在300 kV的以下医用X射线机，此类设备由卫生部和省卫生厅开展监管工作；(2)根据AEA2000第5.3条，国防部实体组织由军事卫生检查员控制和管理。根据AEA2000(第10条)规定，对于涉及电离辐射诊断或治疗的医疗程序，其带来的益处必须超过可能对健康产生的危害。

1.4.1 医疗照射的管理和控制

卫生部负责对医疗照射进行管理和控制。AEA2000第15.3条规定，卫生部应制定法规并规定出于医疗目的使用电离辐射的安全标准和控制程序。卫生部在发布法规时，有义务考虑那些自愿帮助、支持和安慰正在接受医疗照射患者的陪同或照料人员的剂量限制和优化原则。特殊规定适用于接受检查和治疗的儿童、孕妇和哺乳期妇女的医疗照射。在事故预防方面，也特别考虑用于X射线诊断程序、核医学和放射治疗的质量保证系统。当患者受照剂量远远超过指导水平或发生医疗照射意外事故时，必须开展调查。

1.4.2 波兰当局在辐射事故后采取的措施

2001年3月，波兰放射肿瘤学学会(Polish Society for Radiation Oncology, PSRO)质量保证部门为波兰所有放射治疗部门的代表举办了一次专题讨论会。在会议上，提出了基于国际认可的体外放射治疗建议的质量保证规程。波兰所有癌症中心都收到了该放射治疗规程。

根据卫生部指令，国家放射治疗顾问、卫生部顾问编写了波兰放射治疗现状报告和2010年对放射治疗基础设施、设备的升级和更换、癌症中心需求以及工作人员教学和培训的发展

规划。2002年, 卫生部部长组建了一个由NAEA成员组成的专家委员会, 该委员会负责执行关于防止个人受医疗电离辐射危害的健康保护规程《欧洲原子指导规程97/43》。委员会制定了“关于出于医疗目的安全使用电离辐射的标准和内部控制遵守本条例各项规定”的条例。该条例于12月24日由卫生部部长批准, 并于2002年12月31日公布(NR.241第2098项)。该条例适用于出于医疗目的使用电离辐射源与射线装置的机构, 包含了与核装置、放射源的辐射防护有关的要求, 授权监管机构批准涉及电离辐射实践的的活动, 并开展监督检查和执法, 规定了医用电离辐射应用技术和行政方面的内容。ESTRO的建议说明了对设备的最低要求。质量保证规程以及内部和外部审核具有强制性作用。第241号条例明确规定NAEA、卫生检查员和国家放射治疗顾问的责任和权限。

2 超剂量辐射事故

2.1 辐射事故过程

2001年2月27日, BOC的1台用于放射治疗的NEPTUN 10P型直线加速器在突然断电后发生故障。在乳腺癌手术后, 手术创口正在接受电子束照射的5名患者受到了超剂量照射。用8 MeV电子束照射的规定剂量为2~2.5 Gy/次。当患者A在治疗床上接受治疗时, 由于停电导致加速器关闭, 只接受了规定的155MU中的5 MU, 相当于治疗剂量2.5 Gy中的0.08 Gy的照射。

操作这台加速器的辐射技术专家联系了首席物理师。物理师重新启动了加速器, 预热至少5 min后检查了加速器的控制装置, 包括电源面板的电压, 发现运行正常。NEPTUN10P型加速器的用户手册要求: 在加速器系统故障引起加速器紧急关闭后, 要进行包括输出测量在内的详细加速器检查, 但因断电引起设备关闭的情况未列入本手册的紧急停机列表中。以前已经发生了很多次因断电而导致的设备停机。医院的交流电源非常不稳定, 有时一天发生2次停电。据辐射技术专家以前的停电经验显示, 加速器在恢复运行后, 束流参数无任何变化。预热结束后, 患者继续用剩余的150 MU进行治疗。控制台的模拟剂量率约为100 MU/min, 而

不是通常的290~300 MU/min。MU计数器工作缓慢, 与加速器控制台的低剂量率指示相对应。物理师将控制台上辅助定时器的时间从1.3 min调整到1.5 min [$150 \text{ MU} / (100 \text{ MU/min}) = 1.5 \text{ min}$], 以便完成治疗。

在患者A治疗结束时, 辐射技术专家观察到NEPTUN 10P的控制台显示的辐射场不对称, 并对其进行了调整。当患者B正在接受治疗, 由于紧急情况, 物理师应同事要求, 来到体模室。之后接受治疗的3名患者(患者C、D和E)均存在异常的皮肤反应。患者D在治疗过程中出现异常感觉, 患者C在治疗后反映在受照区域出现瘙痒和灼烧感。放射肿瘤医师对3名患者进行了检查, 观察到患者E的放射反应不是由治疗中接受的剂量引起的。物理师与首席放射肿瘤医师讨论了这个问题, 并停止使用这台加速器做进一步治疗。

2.2 问题的发现

由于这台加速器异常, 物理师团队对使用的辐射束(8 MeV、10 MeV电子束和9 MV光子束)进行了输出剂量测量。最初, 使用老式西门子剂量计进行测量, 其读数超出了300 MU的标准(水体模进行测量通常预设的MU数)。随后使用了由NE2581型电离室和2500/3AIONEX型静电计组成的局部剂量监测系统开展测量。首次读数也超出了300 MU的标准。在低MU设置(8 MeV电子束为25 MU, 10 MeV电子束为50 MU, 光子束为100 MU)和未对较低的离子收集效率与MU计数器的非线性进行校准的情况下, 剂量率是8MeV电子束产生正常剂量率的37倍, 比10MeV电子束产生的剂量率高17倍, 比9 MV的X射线剂量率高3.5倍。对于每一种束流, 各个测量值大约在10%范围内波动。物理师观察到加速器模拟显示器上电子枪灯丝电流的增加, 对于8 MeV电子, 灯丝电流是1.46 A而不是1.20 A, 对于10 MeV电子, 灯丝电流是1.20 A而不是1.00 A, 而对于9 MV光子束, 灯丝电流是1.60 A而不是1.50 A。首席物理师将所测得的剂量告知了加速器制造商和销售商(售后服务)并请求帮助。

事发后第2天, 即2月28日, BOC工程师对加速器进行了检查, 发现了一根损坏的保险丝

将交流电源连接到加速器剂量监测系统的直流电源面板，并且加速器安全联锁系统中的D29二极管处于断路。更换故障部件后，加速器“恢复正常”。物理师对光子束和电子束的特性进行了基本参数的测量（百分深度剂量、束流剖面 and 输出剂量）。尽管8 MeV电子束的能量略低，但所有束流的结果均接近正常值。首席物理师向医院院长报告了事发当天（2月27日）测量加速器的异常输出值，并启动了通知监管机构辐射源控制办公室应急响应部门的程序。根据提供给IAEA援助小组的信息，2月27日在BOC开展的剂量测量的可靠性受到了制造商的质疑。制造商表示NEPTUN 10P型加速器的构造可防止其产生事故当天所测量的高剂量率。

3 辐射事故的响应

3.1 发现故障时采取的行动

2001年3月2日获悉事故后，NAEA应急小组责令BOC立即停止NEPTUN 10P型直线加速器的使用，查清事故原因和落实整改措施，要求BOC对事故后果进行分析，加速器制造商的维修人员对加速器进行检查和修理。与此同时，BOC计划中的重建工作开始了。在NEPTUN 10P型加速器机房外，操作人员将控制台断开连接，转移到了一个“安全”的地方，将位于控制台附近的加速器调制器柜锁住，外部电缆也断开。在此期间，未对加速器进行使用或改造。

3月6日，由NAEA组建的第一个援助小组抵达BOC。其中包括2名NAEA检查员和加速器制造公司负责人。根据向NAEA援助小组提供的资料，这台加速器并未开展测量或改装。检查人员询问了BOC工作人员，并与BOC主管举行了会谈。NAEA检查员建议，在医院的重建工作完成之后，制造商应仔细检查这台加速器。

之后，BOC物理师将电离室送到华沙SSDL重新进行校准，旨在确认局部剂量测量系统在事故发生当天运行正常。SSDL对BOC剂量监测系统进行了检测，检测结果表明其运行状况良好。校准证书的校准系数与1999年颁发的上一份校准证书中所述值非常接近。

6月1日，一个由卫生部10名专家组成的援

助小组抵达BOC。援助小组包括外交部代表、华沙和波兹南癌症中心的医学物理师和工程师、1名NAEA监管检查员和1名医生。根据卫生部报告估计，患者的受照剂量约为8 Gy。但无人针对如何确定受照剂量为8 Gy向IAEA援助小组做出解释。

医院的重建工作于6月4日完成。6月5日，2名来自加速器制造商的售后服务工程师赶来重新组装和连接加速器，将其投入运行，并对其故障原因进行调查。加速器恢复正常工作，但此次维修工作既未确定束流特性，也未进行剂量测量。

6月6日，2名加速器制造商代表在2名NAEA工作人员的陪同下检查了加速器，并试图重现事故情形。BOC工作人员提供的协助包括：（1）对安全联锁进行检查，发现安全联锁系统均符合加速器运行规程要求；（2）为了再现控制台上显示的低剂量率和治疗距离处的实际高剂量率不相符的情况，开展了2个试验：使加速器失谐；拆卸，将交流电源连接到剂量监测系统的直流电源单元的保险丝，并通过断开D29二极管来禁用“联锁系统I”。加速器的失谐使控制台上显示的剂量率约达到100 MU/min，但治疗距离处的实际剂量率相对较低。显然，当失谐时，加速器无法产生更高的剂量率。此外，为了保持“束流开启”状态，需要操作人员持续干预。援助小组成员认为意外失谐并不是加速器故障的原因。第二项试验通过拆下保险丝来检查加速器故障是否会导致加速器无法启动。因“缺少dD”联锁禁止，加速器无法进入“束流开启”状态。在缺少dD联锁功能且剂量监测系统的信号低于0.2 Gy/min剂量率限值时，加速器就停止工作。当监测室的电压大幅降低时，则出现这种情况。在一次保险丝失效，同时D29二极管断开的仿真实验中，电子枪灯丝中的电流大幅度增加，导致加速器剂量率显示器呈现较低值。当剂量监测系统发出超过6.0 Gy/min限值的信号时，由于无D29二极管引起“联锁系统I”断路，通过使束流失效的方式阻止系统正常工作。对于8 MeV电子束，电子枪的灯丝电流手动调节到1.4 A的情况与BOC工作人员记录的事故状况很接近。随后，再由物

理师制作与事故当天具有相同几何形状的水体模型,并进行输出剂量测量。物理师也使用了2581型电离室和IONEX 2500/3A型静电计(弱电流放大器)。MU设定为150(与5名患者相似),随后进行了15次剂量测量。2次测量之间的时间间隔接近于患者受照时间间隔,即5~6 min。在D29二极管断开情况下,开启束流,随机选择时间取出保险丝。测量获得的散射率很高,测量剂量为5.4~17.0 Gy,其中2次剂量测量值超标,平均值为11.4 Gy,标准偏差为4.9 Gy。

IAEA援助小组编写的报告指出,现有条件不可能准确地确定患者受照剂量,并强调个别患者受照剂量不应超过25 Gy,建议把可疑的电路板带回工厂进行更仔细的检查。制造商售后维护人员拆除了与加速器连锁的4块电路板和剂量监测系统的电源面板,对电路板进行识别标记,将连锁系统I(含D29二极管)送往华沙技术大学进行检查。制造商和华沙技术大学的检验报告显示电路板状况良好,符合原出厂技术规格,但一些电子元件已更换,其中包括D29二极管。此外,制造商和华沙技术大学均表示,若同一块电路板中无其他电子元器件损坏,D29二极管在断电或恢复供电过程中不太可能损坏。制造商推测,二极管处于开路损坏状态,可能是在板上焊接或在极性相反的情况下,焊接时发生意外机械损坏。损坏的二极管在一段时间内未被发现,当保险丝也失效时,导致加速器以不受控制的剂量率运行。6月6日接受检查的电路板,于12月5日交回给BOC。根据向IAEA提供的资料,在将受损元件更换后,这台加速器仍然保持原样。

3.2 IAEA的响应与救援概况

《核事故或辐射紧急情况援助公约》(以下简称《援助公约》)和《及早通报核事故公约》(以下简称《及早通报公约》)旨在发生核与辐射紧急情况时迅速提供了援助和交换信息,并将影响降到最低。联合国粮食及农业组织、世界卫生组织和世界气象组织成为正式的缔约方。

IAEA根据《援助公约》和《及早通报公约》承担了具体的职能,负责将核与放射性紧

急情况通知缔约国、会员国和其他国家。IAEA收到一个国家关于紧急情况的报告时,负责核实未经证实的紧急情况,与报告国和可能受影响的国家建立联系,与各个国家的应急协调机构进行沟通,还与维也纳办事处、粮农组织、世卫组织、气象组织和其他组织建立联系。

为了履行《援助公约》和《及早通知公约》规定的责任,IAEA于1986年在其秘书处设立了一个24 h应急响应中心(Emergency Response Centre, ERC)^[12]。该中心设立在奥地利维也纳的IAEA总部,当时,由应急准备和响应部门、辐射安全部门、核安全部门的辐射部及废物安全部管理。

2001年3月2日,NAEA主任正式告知IAEA的ERC,在波兰发生超剂量辐射事故,提供了2月27日BOC超剂量辐射事故的简要概况,并表示期望ERC能为辐射事故提供咨询协助。6月22日,波兰当局任命卫生部副部长为该援助请求的官方联络人员。ERC即与卫生部以及波兰常驻维也纳IAEA的代表团联系,并表示在收到正式请求后,IAEA愿意派遣专家援助小组前往波兰提供技术咨询与指导。

ERC于2001年11月27日收到波兰卫生部的正式请求。该请求要求提供以下专业知识:(1)对超剂量辐射引起的病变开展治疗评估,并为每名受超剂量照射的患者提供治疗计划;(2)评估每名患者的受照剂量。

ERC与波兰卫生部针对提供援助的问题进行了讨论,并对IAEA访问期间需获得受超剂量照射患者和所涉及人员的数据做出安排。IAEA的访问旨在协助波兰政府满足其咨询和援助的请求,以应对放射治疗过程的超剂量照射情况。波兰卫生部把2001年11月30日定为IAEA访问日期。波兰当局保证向IAEA提供:(1)与意外辐射事故有关的影像和文字记录;(2)所有涉及的医务人员;(3)华沙癌症中心的维修工程师。

IAEA援助小组由2个专家组构成:(1)医疗专家小组对每名患者进行一次超剂量辐射所引起损伤的评估,并就今后的治疗提出建议;(2)医学物理和辐射安全专家小组将通过重现加速器的故障状态来评估患者受照剂量。在切

实可行范围内,开展物理测量和分析治疗。

医疗专家小组由4名专家组成:吉姆科斯特(J.M.Cosset)来自世卫组织辐射应急医学响应和援助网络中心法国分部;路皮特(R.U.Peter)来自世卫组织辐射应急医学响应和援助网络德国分部;福米特(F.Mettler)来自新墨西哥大学医学院;艾土莱(I.Turai)来自IAEA。医疗物理和辐射安全小组由3名专家组成:吉色柏(G.Sernb),来自瑞典达尔格林医院;吉泽斯克(J.Izewska)和皮欧梯兹(P.Ortiz-López)都来自IAEA。2001年11月30日,医疗专家小组抵达波兰,医疗物理和辐射安全小组于12月2日抵达波兰。

2001年12月14日,经波兰卫生部允许,IAEA根据《及早通报公约》和《援助公约》向所有联络点发送了“咨询信息资料”,以便在发生类似情况时,防止其他超剂量辐射事故的发生。此咨询资料特别强调,需注意以下事项:(1)加速器因电源故障和其他异常特性关闭后,必须对包括相关剂量测量在内的加速器质量控制程序进行检查;(2)有关电子枪灯丝和其他重要安全装置的电流设置必须在维修和使用说明书中进行警告说明。

4 剂量评估

剂量评估是指在正常情况下对加速器进行测试,并模拟事故情况。直到2001年12月5日,NEPTUN10P型加速器部分连锁板处于拆卸状态,才允许接受检查。应IAEA医疗物理和辐射安全小组的要求,在小组抵达BOC之前,NEPTUN 10P型加速器已重新投入运行。这台加速器电路板全部安装就位,系统工作正常。专家组进行了正常临床模式下的运行、模拟故障状态下的运行等加速器设置,并开展了大量测试。华沙癌症中心的电子工程师和操作该加速器制造商的工程师协助开展测试工作。

4.1 加速器正常工作条件

在临床治疗运行模式下,吸收剂量率为4.46 Gy/min。2001年12月7日,在接近受照患者的治疗条件下(源皮距SSD=100 cm,射野14 cm×12 cm,最大剂量深度 $d_{max}=1.9$ cm)测量得8 MeV电子束的剂量率为300 MU/min,对应的束流输出为 1.49×10^{-2} Gy/MU,在规定的

150 MU水平下可获得2.24 Gy的剂量。表3给出了100 MU/min、200 MU/min和300 MU/min的剂量率和相应的束流输出值。本次测量在一个水体模中进行,带有Roos型平行板电离室,再加上UNIDOS型静电计,并根据IAEA对水的吸收剂量标准进行校准。剂量按照IAEA技术报告第398号《基于水吸收剂量标准的国际剂量测定规范》进行计算^[13]。

表3 吸收剂量率与加速器束流输出值

Table 3 Dose rates and accelerator output

加速器剂量率 / (MU/min)	吸收剂量率 / (Gy/min)	束流输出 / (Gy/MU)
100	1.46	1.39×10^{-2}
200	2.93	1.45×10^{-2}
300	4.46	1.49×10^{-2}

注:源皮距SSD=100 cm、射野14 cm×12 cm、 $d_{max}=1.9$ cm的条件下,在NEPTUN10P型加速器控制台上选择剂量率为100 MU/min、200 MU/min和300 MU/min,能量为8 MeV电子束

事故发生前,在SSD=100 cm、射野10 cm×10 cm、 $d_{max}=1.6$ cm的条件下,医院物理师测量8 MeV电子束的标准输出为 1.61×10^{-2} Gy/MU。与IAEA援助小组在2001年12月测量的数据非常接近。然而,自辐射事故发生的第2天以来,物理师所测得的束流能量特性发生了变化。水体模表面平均能量从6.6 MeV增加到7.7 MeV,最大剂量深度从1.6 cm增加到1.9 cm处,束流的实际射程从3.6 cm增加到4.1 cm。12月,在IAEA访问期间设置的束流参数与事故前非常接近。

4.2 故障状态重建

试验首先测试了8 MeV电子束在接近患者治疗条件下(SSD=100 cm,射野14 cm×12 cm, $d_{max}=1.9$ cm)的剂量率与电子枪丝电流的关系,如图4所示。在加速器内部剂量测量系统和连锁系统失效时,即在连锁系统I的D29二极管和剂量监测系统的保险丝移除的情况下,灯丝电流依靠手动调节。在正常工作条件下(灯丝电流为1.10 A),吸收剂量率由4.46 Gy/min提高到100 Gy/min(灯丝电流上限1.50 A对应值)以上。结果表明,在故障状态下,当电子枪的灯丝电流限值处于较高水平时,该加速器能产生非常高的剂量率。

为了重现事故发生时加速器的状况,根据

事发时医学物理师所做的记录,将加速器参数设置为:预选剂量率为300 MU/min,电子枪灯丝电流为1.40~1.46 A,加速器控制台剂量率显示器约为100 MU/min。

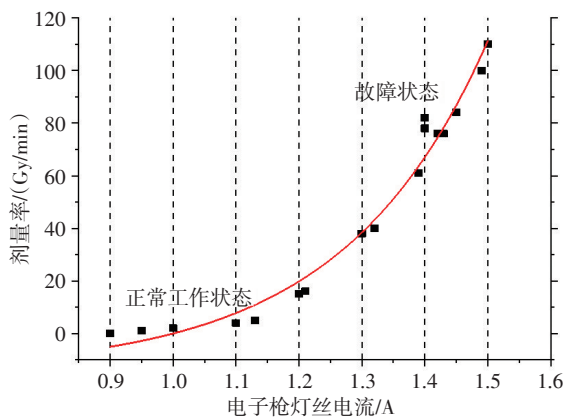


图4 输出8 MeV电子束的NEPTUN10P型加速器电子枪灯丝电流与剂量率的关系曲线

Fig. 4 The curve of the relationship between electron gun filament current and dose rate of NEPTUN10P accelerator which with 8 MeV electron beam output

4.2.1 故障状态下MU计数器的非线性剂量响应

由于BOC剂量测量系统的量程有限,物理师选择的参数为25 MU而不是为患者规定的150 MU,然后将剂量值从25 MU外推到150 MU。由于NEPTUN10P型加速器的计数器出现错误,此值具有很大的不确定性。计数器错误是由在极低的极化电压下工作的监测系统触发错误信号引起的。IAEA医疗物理和辐射安全小组使用罗德兹(Lódz)职业健康研究院、艾普机泽达公司生产基地(简称艾普机泽达基地)以及BOC 3台不同的NEPTUN10P型加速器对MU计数器进行了测试。

在正常治疗距离内水体模剂量率为300 MU/min的条件下开展测量,NEPTUN10P型加速器MU计数器的响应非线性如图5所示。实线对应于正常工作状态(罗德兹职业健康研究院测量的正常值),而散点分别对应于BOC故障条件1和艾普机泽达基地故障条件2。对于每次测量,在控制台预设不同MU数,每MU的测量剂量归一为150 MU的单位MU剂量。在移除保险丝和断开了D29二极管的故障状态下开展测量,

BOC灯丝电流限值分别设置为1.48 A(故障1)和1.46 A(故障2),艾普机泽达基地的灯丝电流限值设置为1.10 A(故障3)。

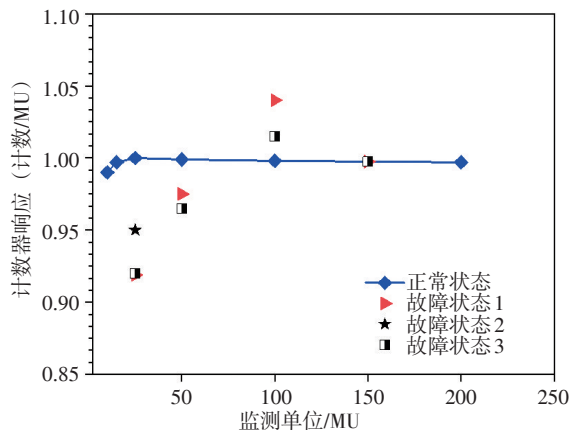


图5 NEPTUN10P型加速器监测单位MU计数器的响应非线性

Fig. 5 The dose-response non-linearity of the NEPTUN 10P accelerator MU counter

在正常工作条件下,特别是在低MU时,MU计数器的单位MU剂量响应非线性并不明显(小于1%)。在故障状态下,线性响应的偏差较大,在25 MU时为-8%,在100 MU时为5%。这意味着将低MU测量剂量线性外推到高MU剂量,将产生高MU剂量的低估。该因子可根据图5所示的数据估算。

在故障状态下,根据25 MU剂量外推到150 MU剂量,其非线性校正值如表4所示,大约按150 MU与25 MU之比乘6来估算。故障状态下的平均MU非线性校正值为 1.08 ± 0.02 ,相当于剂量外推的不确定度为8%。

表4 25 MU外推到150 MU的非线性校正值

Table 4 Non-linear correction value for 25 MU extrapolated to 150 MU

测试条件	校正值
正常条件	1.00
故障状态1	1.09
故障状态2	1.05
故障状态3	1.09
故障状态1、2、3的平均值	1.08

4.2.2 电离室的离子收集效率

为了弥补高强度脉冲电子束收集效率的降

低, 须对事故当天电离室的读数进行修正。据博格 (Boag) 所述, 加速器脉冲辐射电离室的收集效率取决于有关因素的复合机制, 修正系数是与电离室结构、电极分离、极化电压和电离室内离子密度有关的复杂函数^[14]。对于离子加速器束流, 离子密度取决于每次脉冲产生的剂量。在典型工作条件下, 临床电子束每次脉冲产生的剂量小于 2×10^{-3} Gy。对于典型的电离室, 复合效应一般小于几个百分点。但在高强度束流中, 自由电子成分和空间电荷效应更为显著, 基于一般复合机制的理论模型不再适用。事故当天, 加速器故障状态下的剂量估计值为 $(1.3 \times 10^{-2} \pm 0.2 \times 10^{-2})$ Gy。此估计值是根据 IAEA 援助小组测量到 1.43 A 灯丝电流的电子枪特性得出的, 并且考虑了在 8 MeV 电子束工作模式下, NEPTUN 10P 型加速器以 100 次/s 脉冲状态运行的情况。

试验使用双电压技术开展测量, 用 Boag 公式导出确定电离室复合校正的简便实验方法, 并通过理论计算验证了该实验方法在高强度脉冲束流中的有效性。每次脉冲剂量值的测量均在 Roos 电离室和 2 个体积为 0.6 cm^3 的 (NE2581 和 PTW 30010) 圆柱体电离室内进行。在罗德兹职业健康研究院、艾普机泽达基地以及 BOC 3 台 NEPTUN10P 型加速器上的校正系数的测量结果如图 6 所示。

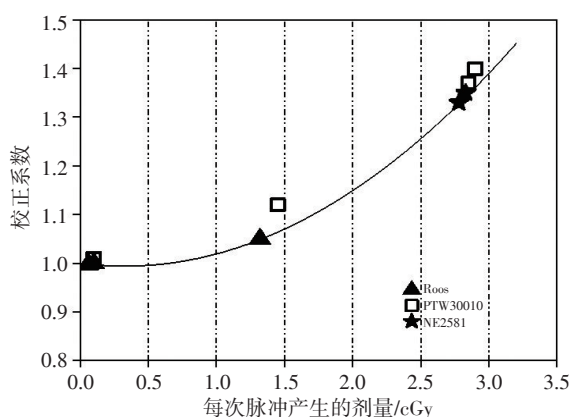


图 6 用双电压技术测量脉冲剂量的电离室复合校正系数

Fig. 6 Ionization chamber recombination correction factor measured with a two-voltage technique for doses per pulse

对于 Roos 电离室, 试验根据 IAEA 技术报告

第 398 号对测量结果进行了核实, 并与采用 Boag 公式计算的平行板电离室的离子收集效率 f 进行了比较:

$$f = \frac{1}{u} 1n(1 + u) \quad (2)$$

式中, $u = \mu m d^2 / V$, 其中, μ 为取决于离子复合系数和离子迁移率的常数; m 为每次脉冲产生的剂量; d 为平板间距; V 为极化电压。

试验利用 Hochhäuser 改进的 Boag 公式, 研究了自由电子成分对离子收集效率的影响:

$$f = \frac{1}{u_0} 1n\{\exp(pu_0 + p - 1)/p\} \quad (3)$$

式中, p ——自由电子份额;

u_0 ——照射变量。

表 5 给出了 Roos 电离室的复合校正系数 $K_s = f^{-1}$, 分别对使用式 (1) 双电压技术、式 (2) Boag 公式以及考虑了自由电子成分的 Boag 修正公式式 (3) 得到的结果进行了比较。

表 5 结果表明: 双电压技术得到的复合校正正值与理论值接近。双电压技术仍然适用于 1.3×10^{-2} Gy/脉冲的束流。

从图 6 中估计, 与事故当天物理师所使用相似的 NE2581 型电离室的复合校正系数为 1.08 ± 0.02 。

表 5 在脉冲电子束中, ROOS 型电离室在 300 V 和 1.3×10^{-2} Gy/脉冲参数下运行的复合校正系数 K_s

Table 5 The recombination correction factor K_s for a ROOS type chamber operation at 300 V at 1.3×10^{-2} Gy/pulse in pulsed electron beam

计算方法	校正系数 K_s
双电压技术插值法 (Boag)	1.078
双电压技术插值法 (IAEA ^a)	1.078
Boag 经典公式 ^b	1.088
Boag 修正公式 ^c	1.068

注: ^aIAEA 第 398 号系列技术报告; ^b $\mu = 10.7 \text{ V mm}^{-2} \text{ cGy}^{-1}$, $m = 1.27 \text{ cGy/脉冲}$, $d = 2 \text{ mm}$, $V = 300 \text{ V}$; $P = 0.23$, 其他参数如上^[15]

4.2.3 验证事故当天的行测量剂量

2月27日, 物理师在 25 MU, SSD=100 cm, 射野 $10 \text{ cm} \times 10 \text{ cm}$, 水中 $d_{\max} = 1.6 \text{ cm}$, 加速器剂量率为 300 MU/min 的条件下, 测得 8 MeV 电子束的未校正剂量为 15.2 Gy。用双电压法估计 NE2581 电离室的复合校正值为 1.08 ± 0.02 , 事故

当天每 150 MU 的剂量为 (99 ± 9) Gy。剂量测量的不确定度包括无电压工作时监测室的非线性不确定度 (8%)、标准实验室对电离室的校准不确定度 (3%)、使用的剂量测定方案固有不确定度 (3%) 以及与临床剂量测量其他因素的不确定度 ($>1\%$) 的平方和。

BOC 物理师测量的剂量值与 IAEA 医疗物理和辐射安全小组测量的 115 ~ 127 Gy 剂量值相接近。12 月 7 日, IAEA 辐射安全小组使用了组装复原后的加速器设置参数, 即灯丝电流为 1.42 ~ 1.46 A。输送 150 MU 所需的照射时间为 1.5 ~ 1.8 min, 根据 BOC 工作人员向小组提供的资料, 事发当天的治疗时间设定为 1.5 min。计算机控制台模拟显示器上的剂量率在 100 MU/min 左右波动。该小组用固态剂量计, 例如丙氨酸剂量计和 GAFChromic 胶片 (见表 6), 对电离室的测量进行了验证。

几个月后不可能完全重现 2001 年 2 月 27 日的加速器故障, 尤其是自 2001 年 6 月以来, 该加速器已被部分拆卸。在 IAEA 调查期间, BOC 对加速器进行了组装和复原, 使其具有与事故期间相同的配置。尽管束流能量略高于 2001 年 2 月 28 日测量的能量值, 但所有参数均表明, 复原工作非常接近实际事故情况, 从表 6 可知, 物理师测量的剂量值略低于 IAEA 援助小组的测量值。

表 6 模拟故障条件下水的吸收剂量

Table 6 Absorbed dose to water measured under the simulated fault conditions

测量者	加速器参数设置	剂量学方法	每 150MU 的剂量/Gy
IAEA 援助组的测量值	灯丝 1.45A, 300 MU/min, 照射时间 1.5 min	Roos 电离室	127 ± 4
	灯丝 1.46A, 300 MU/min, 照射时间 1.7 min	丙氨酸剂量计	122 ± 4
	灯丝 1.45A, 300 MU/min, 照射时间 1.8 min	GAFChromic 胶片	115 ± 3
物理师的测量值(2001年 2月 27 日)	灯丝 1.45 A, 预先设定 1.8 min, 电离室深度 1.6 cm	NE2581 电离室 0.6cm^3	99 ± 9

注: 此表数据为 IAEA 援助小组队测量实验 (2001 年 12 月 7 日至 8 日); 测量参数: 在 NEPTUN10P 型加速器上设置 150MU 条件下的 8 MeV 电子束, SSD = 100 cm, 射野 14 cm×12 cm, 水中 $d_{\text{max}} = 1.9$ cm, 丙氨酸剂量计和 GAFChromic 胶片

IEAE 援助小组测量的数值应看作估计值, 而不是事故发生时实际输出的剂量值。该小组认为, 事故发生后 BOC 测定的剂量值是正确的, 在前面讨论的不确定性限度内。

4.3 剂量评估

在不同故障条件下, IAEA 援助小组使用加速器 8MeV 的电子束开展模拟测试。

4.3.1 模拟方案 1: 保险丝在治疗开始时熔断

第一个模拟测试方案在治疗阶段开始时模拟保险丝熔断的情况, 以降低每次治疗过程中加速器监测系统的电压。在每次测量开始时, 将 300 V 电压接到监测室, 结束时约为 35 ~ 45 V。在下次放射治疗开始之前重新插入保险丝, 并对电子枪灯丝的各种设置重置重复该步骤。本次测试旨在模拟测量停电后重新启动加速器照射第一名患者时, 患者受照的剂量。实验采用 Roos 电离室和水体模测量水对每次照射的吸收剂量。在 NEPTUN10P 型加速器控制台上设置在 150MU 的条件下, SSD=100 cm, 射野 14 cm×12 cm, $d_{\text{max}}=1.9$ cm, 将每个环节的灯丝电流设置在 1.10 ~ 1.42 A 范围内。后续治疗期的剂量如图 7 所示。照射次数 1 表示正常的治疗条件 (保险丝就位) 和完全可操作的监测系统。在模拟故障条件下 (照射次数 2 ~ 10) 测量的剂量范围为 3.3 ~ 4.6 Gy, 平均值为 3.6 Gy。在相同条件下用 GAFChromic 胶片开展的测量导致 5 次后续照射的累积剂量为 15 Gy。该模拟测试在每个治疗期开始时移除保险丝。

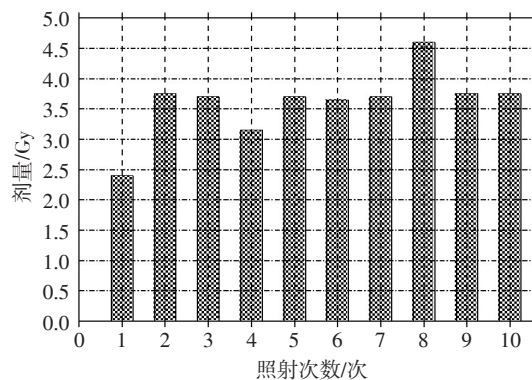


图 7 模拟方案 1 的照射次数与剂量关系

Fig. 7 Relationship between irradiation times and dose in simulated 1

当在模拟治疗期间随机移除保险丝时，即在0~150 MU，剂量从治疗开始时，保险丝断开（0 MU）的3.3~4.6 Gy变化至治疗结束时（100 MU或更高）的2.3 Gy。2.3Gy接近于在正常操作条件下获得的剂量值，监测室具有最高（但不是最大）电压。

4.3.2 模拟方案2：保险丝在治疗期开始时熔断

第二个测试方案：在同时断开D29二极管的情况下模拟保险丝熔断故障。在每次测量开始时，将保险丝拆除，将MU数设定为150并测量剂量。每2次测量的时间间隔接近于前一名患者和后一名患者受照治疗的时间间隔，即4 min。根据BOC工作人员回忆，手动调节电子枪灯丝的电流，在1.22 A（正常）到1.46~1.48 A（接近事故工况）的范围内。水体模中的后续输出测量结果与第一次模拟中的几何形状相同。所测剂量如图8所示。图8中的第1组对应于第1次治疗期，在此期间模拟了保险丝熔断的情况。照射次数为2~6的每个后续组对应于随后的治疗期，在4 min休息后依次恢复治疗。

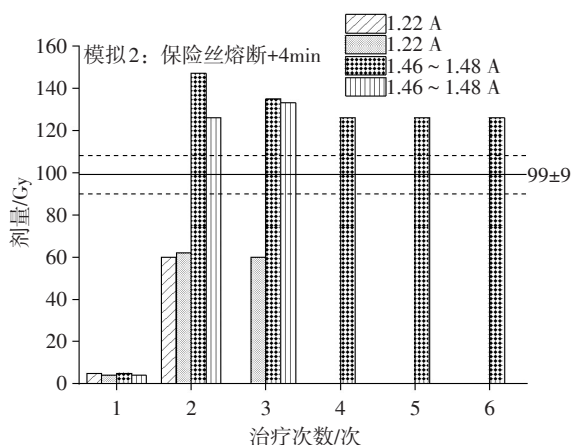


图8 模拟方案2中保险丝熔断后患者的剂量

Fig. 8 Doses of patients after the fuse break in simulation 2

如图8所示，第1次照射的剂量大约为3.3~4.6 Gy，而照射次数为2~6的治疗过程的剂量从58~147 Gy不等，取决于灯丝电流的预选限值。较低的剂量对应于1.22 A的限值，较高的剂量对应于1.46~1.48 A的限值。照射次数为2~6的高剂量是由于监测室工作电压大幅降

低，约为5 V。该试验中观察到时间是从第1次治疗的0.5~0.8 min到后续治疗的1.5~3.4 min不等。若加速器计时器为BOC工作人员所记录的设置值（1.5 min），并且在1.5 min之后和预设的150 MU完成之前停止照射，则照射次数2~6的治疗期间的剂量在灯丝电流为1.22 A时将减少到25 Gy。灯丝电流在1.46~1.48 A限值内产生的剂量为100~110 Gy，而加速器显示的相应剂量率为80~110 Gy。治疗次数1~6代表病人的连续治疗，每一次治疗间隔4 min后继续进行。电子枪中灯丝电流设置的限值为1.22 A，1.46~1.48 A。在SSD=100 cm，射野为14 cm×12 cm， $d_{max}=1.9$ cm条件下，用Roos室测得水体模中水的吸收剂量为150 MU。水平线表示物理师在事故发生当天测量的剂量。

4.3.3 模拟方案3：反向剂量重建

存在问题的加速器工作报告显示剂量水平低于25 Gy，NAEA小组2011年6月通过确定可能导致低于模拟方案2中剂量的照射条件，对加速器运行参数进行设置，以开展反向重建。手动将电子枪灯丝的电流限值调节至1.22 A（正常设定值），然后降至1.20 A、1.18 A和1.15 A。针对每种设置，在保险丝断路时进行测量，并在4 min后再再次测量。第1次治疗的测量在保险丝熔断时进行；第2次治疗对应于间隔4 min后开始的后续治疗。用Roos电离室测得水体模中水的吸收剂量为150 MU，SSD=100 cm，射野为14 cm×12 cm， $d_{max}=1.9$ cm。

在模拟故障条件下以及在所选参数设置范围内，NEPTUN10P型加速器在最大深度 d_{max} 处提供剂量大约为30~60 Gy/150 MU，模拟保险丝熔断后患者受照剂量如图9所示。这些剂量可能是由于将灯丝电流限值从1.15 A（刚好高于1.10 A的工作水平）重置为1.22 A（8 MeV光束的典型限值）导致的结果。加速器控制台上的相应剂量率将从约40 MU/min变化到100 MU/min，并且照射时间为2~4 min。这些设置与BOC工作人员向IAEA援助小组报告的观察结果不同。但是，若加速器计时器设置为1.5 min（根据BOC工作人员的回忆）并且在1.5 min后停止照射，而未完成预设的150 MU，则第2次治疗期间的剂量降低到10~45 Gy。

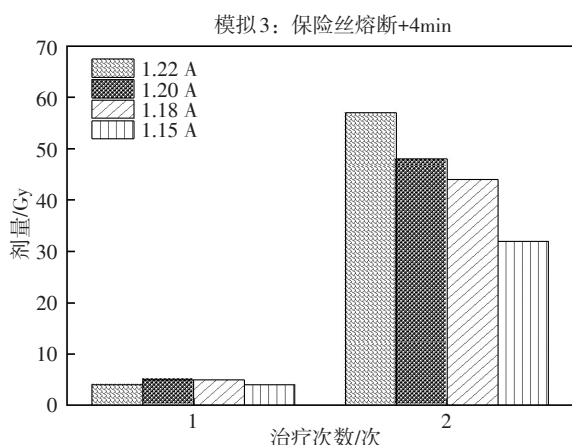


图9 模拟方案3中保险丝熔断后患者受照剂量

Fig. 9 Doses of patients after a fuse break in Simulation 3

4.4 对患者剂量的可追溯测量

4.4.1 可追溯生物剂量学的原理

可追溯生物剂量学—电子顺磁共振技术 (Electron paramagnetic resonance, EPR) 是一种物理分析方法, 用于测量人体钙化组织 (如骨骼) 中稳定的辐射诱发自由基。它提供了辐射事故发生后, 患者受电离辐射的剂量信息, EPR 信号“储存”于骨骼中。因此, 试验需从受照者身上采集骨样本开展剂量重建。骨中的羟基磷灰石 ($\text{Ca}_{10}(\text{PO}_4)_6(\text{OH})_2$) 含有稳定的辐射诱发自由基, 是用于剂量重建的合适材料。羟基磷灰石中的辐射诱发的 EPR 信号与吸收剂量成正比。信号随时间增长逐渐稳定, 可在照射发生后较长时间内进行分析。EPR 追溯性生物剂量学已用于辐射事故中的 3 名患者受照射剂量的估算。2002 年 5 月 ~ 10 月, 在对患者 C、D 和 E 实施外科手术期间, 医生从肋骨取出骨样品, 使用后照射技术确定 3 名患者的剂量。通过对同一骨样本进行给定剂量的照射, 并试图建立剂量与 EPR 响应之间的关系 (通常是线性关系), 通过线性回归外推确定初始未知剂量。

由于羟基磷灰石中的 EPR 信号表现出对光束质量的依赖性, 因此, 电子束用于样品的后照射具有与 BOC 的 NEPTUN10P 型加速器 8 MeV 光束相似的能量和剂量分布。使用与 BOC 患者相似光束几何形状的塑料模型照射样品。用巴黎居里研究所的临床加速器进行照射。EPR 测量工作由法国辐射防护与核安全研究所 (Insti-

tut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, IRSN) 承担。

4.4.2 利用 EPR 测量重建患者受照剂量

EPR 测量的剂量代表样品接收的累积剂量, 即事故前放射治疗剂量与意外照射剂量之和。对于患者 C、D 和 E, 治疗计划和参考点的剂量见表 7。

表7 参考点的剂量

Table 7 Dose to the reference point

患者	射野 /cm	每次剂量 /Gy	计算值 /MU	事故发生前的放射治疗次数	事故之前的剂量 /Gy
2	17×13	2.5	157	10	25
3	15×14	2.0	125	11+10 (推注)	22+20 (推注)
4	18×12	2.5	156	2	5

注: 3 名患者的 $d_{\max} = 1.9 \text{ cm}$, 电子束 8 MeV, SSD = 100 cm (准直器和构台角度与本表格无关)。推注又称快速注射

为了将治疗计划与肋骨接收的实际剂量相关联, 需要知道患者取出骨样品的位置。样品的深度参数至关重要, 因为对于 8 MeV 光束, 剂量分布沿电子束轴快速下降, 即与 1.9 cm 深度的剂量 (剂量最大值的深度 d_{\max}) 相比, 组织深度约 3 cm 的剂量减少了 30% 以上。

质量为 20 ~ 30 mg 薄片的硬骨层用于 EPR 测量。由于每名患者的轮廓和去除样品的肋骨上方组织的厚度在照射后的几个月里已经发生改变, 在患者体内重建的位置 (皮下深度) 存在几毫米的误差。根据 2001 年 11 月 CT 扫描结果, 试验分别对每名患者肋骨的位置 (深度) 及其厚度进行测量。尚不清楚每名患者骨样本是来自肋骨正面, 还是肋骨的远端部分。对骨样本原始位置判断有几毫米的误差, 可能导致剂量重建的不确定性达 20% ~ 30%, 这取决于肋骨的厚度及其在皮下的位置 (皮下深度)。骨样品的 EPR 测量结果以及估算事故剂量见表 8。将它们与事发当天物理师从患者治疗方案中测得的剂量进行比较。所有剂量转换为剂量最大深度 $d_{\max} = 1.9 \text{ cm}$ 。

试验根据 EPR 剂量对患者剂量计算做不均匀性校正, 对于相同的电子注量, 由于骨中的氢含量较低, 肋骨材料中的剂量低于肌肉的剂量^[16]。校正量由荷兰癌症研究所放射治疗科和

Antoni van Leeuwenhoek 医院采用密歇根大学开发的三维治疗计划系统 (UM-Plan) 开展精确的三维剂量计算确定。

表8 将 IRSN 采用 EPR 对患者剂量的测量值与 2001 年 2 月 27 日 BOC 物理师对剂量的测量值相比较

Table 8 Patient dose estimated from EPR measurement made by IRSN compared with the dose derived from measurements made by the physicists in BOC on 27 February 2001

参数	患者 C	患者 D	患者 E
IRSN 采用 EPR 测量样品剂量/Gy	83±7 ^a	98±10	75±3
样品深度/cm	正面位置	1.9±0.2	1.9±0.2
		2.4±0.2 (推注)	
	远端位置	2.3±0.2	2.3±0.2
		2.8±0.2 (推注)	
事故发生前样品深度的累积剂量/Gy	正面位置	25±0.3 ^b	5.0±0.3
	远端位置	23±1	5
样品深度处的事件剂量/Gy	正面位置	58±0.2	70±0.3
	远端位置	60±1	70±0.1
d _{max} =1.9cm 的事件剂量/Gy	重建正面位置	59±7	71±3
	重建远端位置	67±8	78±5
事故后测量的剂量, 为每名患者重新计算 MU 设置	103±9	83±9	103±9

注: a. EPR 剂量不确定性所对应的标准偏差。b. 样本原始位置不确定性产生的剂量不确定性, 并且不包括正常工作条件下临床剂量测定的不确定性。对于电子束, 临床剂量测定的不确定性约为 3.5%。推注: 快速注射^[16]

表 8 显示来自 3 名患者的 EPR 生物剂量学的剂量高达 60 ~ 80 Gy。不确定性范围从微乎其微到 20 Gy。最高的不确定性随剂量和深度的增加而快速减少。对于患者 D 的病情采用推注方法来增加采集样品的深度, 从而增加剂量重建的不确定性。通过 EPR 确定患者 D 的剂量与物理师测量的剂量一致, 但患者 C 和 E 的剂量较低, 在重建故障条件的不确定性范围内。

4.5 IAEA 医学组物理与辐射安全小组提供的调查结果概要

IAEA 医学物理和辐射安全小组重建了 BOC 的 NEPTUN10P 型加速器故障情况, 将电子枪灯丝的限制电流设定在高水平范围内, 如 1.40 ~ 1.50 A, 如图 4 所示, 在 8 MeV 电子束条件下的剂量率为 100 Gy/min。在此条件下, 治疗方案为 150 MU, 加速器可输送大约 100 Gy 或更高剂量, 如图 8 所示。

在故障情况下, 物理师在事故发生当天开展的测量已得到 IAEA 医学物理和辐射安全小组的验证。尽管该加速器在事发后第二天早上已维修好, 并拆除数月, 事故发生后几小时测得的剂量仍非常接近 IAEA 援助小组 2001 年 12 月

测试获得的数值, 见表 6, 在 IAEA 援助小组抵达 BOC 前一天, 加速器已经重新组装并投入运行。

3 名患者的 EPR 生物学剂量高达 60 ~ 80 Gy, 低于物理师在事故发生当天所测量并重建的剂量, 差异并不明显, 且在 EPR 测量的不确定性和与故障条件重建相关的不确定性之内。

根据在访问 BOC 期间收集的信息, 考虑到事故和处理工作之间的长时间延迟, 以及当地工程师对 NEPTUN10P 型故障加速器的重新组装, IAEA 医学物理和辐射安全小组已细致地重建了意外照射事故场景, 以便记录本次辐射事件的情况, 从中吸取经验教训并开展宣传教育。IAEA 援助小组对输出剂量的重建并未考虑准确地再现意外照射的条件, 也未对患者的受照剂量进行合理的解释。

5 超剂量照射患者的临床过程

5.1 概述

BOC 辐射事故的 5 名患者均从不同严重程度的烧伤形式发展为局部放射性损伤, 在 BOC 和其他医疗中心接受治疗。以下为患者个体的临床病况演变过程的描述。

BOC 肿瘤科医师与居里纪念研究所 (M. Skłodowska-Curie)、华沙肿瘤中心、斯迈罗外斯克 (Siemianowice Slaskie) 烧伤专科中心和罗德兹职业健康研究院的同事对有关情况进行了讨论。在此次沟通的基础上, 医师确定了给所有受意外超剂量照射患者口服维生素和局部施用素高捷疗眼膏 (Solcoseryl) 的处方。此外, 患者 B、C 和 D 使用皮质类固醇药物治疗, 即口服恩克托隆 (Encortolon) 和局部肌肉注射地塞米松 (Dexa-methasone)。2001 年 5 月中旬, 华沙军事医院烧伤科在检查受照患者后, 建议无需手术治疗, 但随着浅表溃疡的发展, 将来可能需要进行外科手术。

6 月 4 日, 华沙肿瘤中心专家对 5 名患者进行检查后, 认为 BOC 采用的治疗方法较为合理, 并建议采用以下治疗方案: (1) 对所有患者进行长时间的保守治疗, 时间约 1 年, 以评估局部并发症进展情况; (2) 继续对患者 B、C、D 和 E 进行激素类固醇治疗; (3) 为华沙肿瘤中心的患者提供康复治疗; (4) 定期重新评估方案和治疗结果。

2001 年 8 月初, 5 名患者均接受了注射己酮可可碱 (血管扩张剂) 和口服生育酚 (维生素 E) 药物治疗, 继续使用酶软膏爱疗素 (Iruzol mono)、胶原酶与蛋白酶和纤溶酶脱氧核糖核酸酶软膏 (Fibrolan Salbe) 进行局部治疗。

患者 A、B 和 E 被送入华沙肿瘤中心康复科并入住病房治疗, 在门诊治疗期间, 接受了肩部锻炼和手臂按摩等康复治疗。3 名患者由一组医学专家进行检查, 局部皮肤损伤趋向日常性。专家们认为为患者提供的治疗有效, 决定于 2001 年 8 月底安排 3 名患者出院。

由于癌症标志物 CA125 计数的升高, CT 扫描检测到一些胸膜液的存在以及其纵隔腔和肺部的密度异常, 患者 C 和 D 到 BOC 住院治疗, 治疗 1 个月后, 于 9 月入住华沙肿瘤中心, 接受了与其他 3 名患者相似的康复治疗。虽然 2001 年 9 月和 10 月在接受 BOC 检查时, 患者 A 和 B 的病情得到了一定的改善, 但 10 月底, 局部损伤明显恶化并且逐渐坏死。2001 年 10 月 31 日, 华沙肿瘤中心医学专家决定下周到格丁尼亚的海洋和热带医学研究所 (简称格丁尼亚医学研

究所) 对患者 A、B、C 和 E 开展高压氧 (Hyper-Baric Oxygen, HBO) 治疗^[17]。

医生对接受放射治疗前患者的血液学数据进行收集、分析和利用, 放疗后, 从受照患者采集血液样本并分析比较血液计数。患者 A 和 E 的白细胞计数在正常水平; 患者 B 和 D 在放疗后 1~2 周内, 白细胞计数小幅下降; 患者 C 在放疗开始前患有白细胞减少症。所有患者均检测到淋巴细胞减少症。截至 2001 年底, 患者 B、C、D 的血细胞计数呈稳定下降趋势。

5.2 患者 A

患者 A, 女性, 1957 年 6 月 9 日生, 于 2000 年 12 月 12 日切除右乳房肿瘤, 未切除乳房, 术后病程为 T1N0 (15 个淋巴结阴性) M0, 分级不详, 未曾接受化学治疗, 也未接受激素治疗。

放射治疗于 2001 年 1 月 22 日开始。最初, 通过 2 个切向场将总剂量为 50 Gy (25 次, 2Gy/次, 5 次/周) 的 4 MV X 射线照射到整个乳房。然后, 使用 2.5 Gy 的 8 MeV 电子束进行局部增强治疗。计划治疗部位的面积为 11 cm×7 cm, 照射剂量设定为 155 MU。意外照射从 2001 年 2 月 27 日第 2 次放疗期间开始。因此, 胸壁受到了剂量为 50 Gy 的 4 MV X 射线 (治疗计划部分) 和 2.5 Gy 的 8 MeV 电子束 (意外部分) 的照射。

意外照射后几小时, 患者 A 受照射区域出现轻微红斑, 接受局部用亚麻酸软膏 (亚麻酸、亚麻酸与花生四烯酸的复合物) 治疗 3 周 (直到 3 月 19 日); 从 2 月 28 日开始使用素高捷疗眼膏 (Solcoseryl) 进行局部治疗; 红斑持续 6 周, 于 3 月 7 日出现 2 cm×2 cm 局部湿性脱屑; 3 月 19 日拍摄的胸部 X 光片显示肺部无病理症状。

患者 A 于 3 月 23 日使用肿瘤标记物 CA125 (12.31 mIU/mL)、CEA (1.88 mIU/mL)、CA15 (3~4.58 mIU/mL); 3 月底, 感到右肩运动受限, 开始使用泛醇 (维生素 PP) 和维生素 B1 进行全身治疗, 并使用局部泛醇喷雾和软膏, 以缓解疼痛、瘙痒和右肩运动受限的症状; 3 月 27 日入住 BOC, 治疗受照射区域出现越来越多的皮肤脱屑; 4 月 6 日出院。

5 月 7 日, 经检查发现患者 A 表面溃疡, 溃疡位于照射中心的 (乳房肿瘤切除) 手术疤痕处, 表面溃疡边缘内有 3 cm 的白色边界。当患

者A拒绝住院时,医生为其提供了一种新霉素喷雾和亚麻酸无菌纱布,以便在家进行局部治疗。6月检查显示溃疡面积为4.5 mm×18 mm。

患者A在家中开展局部治疗期间,溃疡面积在7月之前保持不变。7月11日,从溃疡中采集的细菌培养物显示葡萄球菌、绿脓杆菌+++ (观察到的菌落数量多)对庆大霉素、阿米卡星、妥布霉素、环丙沙星、双酚(Biseptol)、万古霉素和奈替米星药物过敏;8月1日到华沙肿瘤中心住院,诊断为右乳癌,肿瘤切除后,右腋窝淋巴结清洁和放疗后病变;回到医院接受康复治疗,口服生育酚、注射己酮可可碱以及外涂硫丹软膏(Argosulfan)局部治疗出现金黄色葡萄球菌感染后,口服庆大霉素治疗;9月2日,受照射区域出现了小块坏死,癌症标记物正常HBO治疗于11月6日开始,3周后,A的溃疡面积减小,严重程度减轻。

IAEA医疗专家小组于11月30日和12月1日进行的检查发现患者A沿乳房手术疤痕轴线有3.5 cm×1.5 cm的溃疡病灶,溃疡中心深6 cm,位于乳头侧方,溃疡周围存在1 cm硬结边界,腋窝少量毛细血管扩张。

IAEA医疗专家小组认为患者A在检查时的病情不严重,无需接受手术,但将来可能需要进行手术,建议继续给予注射己酮可可碱(800~1200 mg/d)和口服生育酚(400~500 mg/d)治疗,总治疗时间至少为1年。在该方案的基础上,患者A病灶有望完全愈合,需在后续阶段接受二次美容康复治疗。

患者A于2001年12月21日完成了HBO治疗;2002年1月中旬,沿着手术疤痕轴线出现2个直径约1 cm的小溃疡;2002年8月27日,入住凯尔采圣十字癌症中心的肿瘤外科病房,患有放射后纤维化,右侧乳房疤痕处出现浅表坏死;于8月30日接受了一次手术治疗。手术包括对坏死组织、癌前组织和纤维化组织进行切除(通过MRI和CT鉴定),并通过在腹部和胸壁之间的皮肤下做的“通道”用大网膜瓣覆盖伤口。患者A还接受了右乳房的皮下乳房切除术,并在伤口上植入皮肤。皮肤移植物取自患者右侧的大腿和胸壁。手术结束时,将薄皮移植物放置在皮瓣上,皮瓣上的皮肤已经从大腿上移除。

2002年10月底,患者A仍然在圣十字癌症中心的肿瘤外科病房,术后伤口虽然愈合良好,但仍未完全愈合。

5.3 患者B

患者B,女性,1955年9月18日生,于2000年5月15日进行了右侧乳房切除术。疾病分期为T3N0M0,III级。患者B手术后接受了9个周期的环磷酰胺、丝裂霉素C和5-氟尿嘧啶的化学药物治疗(2000年12月结束),于2001年1月24日开始接受放射治疗,在锁骨上、胸骨和腋窝区域接受剂量为50 Gy的⁶⁰Co源照射治疗,胸壁同时用8 MeV电子束治疗。视野大小为14 cm×14 cm,剂量为2 Gy/次(共25次)。照射事故发生在最后一次(第25次)治疗期间。患者B在治疗期间或治疗后未立即报告任何异常感觉或疼痛。

患者B受照总剂量由来自治疗区域的电子束剂量48 Gy(24次,2 Gy/次)(治疗计划剂量)和意外照射剂量(事故剂量)组成。在发生干性脱屑后,很快(24 h内)出现红斑。在事故发生后1周内出现了湿性脱屑。

3月5日,患者B受电子束照射的部位出现疼痛;于3月12日进入BOC治疗1个月,照射部位中心边缘内部呈现浅白色、外涂亚麻酶外用软膏(Linomag)、素高捷疗眼膏、口服维生素PP(烟酸)、维生素B1、A和E、外用皮质类固醇;6月4日,10 cm×14 cm色素沉着的中心区域出现5 cm×10 cm的脱屑;2001年7月份,受照区域发展为中央溃疡加深和周围出现炎症疼痛;7月27日,CT扫描结果呈阴性,但肺尖疤痕形成;于8月前往华沙肿瘤中心接受康复治疗,使用酶软膏、生育酚和己酮可可碱,并使用药物来缓解疼痛;在10月初,受照射区域中心出现1 cm×3 cm坏死区域,并且在其他地方存在几毫米的小“水泡”,伤口扩大;到10月底,背部出现了8 cm×8 cm的短暂红斑,覆盖在右侧肩胛骨上,开始发烧,接受抗生素治疗;于11月6日开始接受HBO治疗,于2001年12月21日结束;11月6日至11月19日期间,HBO治疗2次/d;11月20日到12月21日,HBO治疗1次/d,总治疗次数为46次;在0.25 MPa压力下,有效吸入100%氧气,一个疗程持续75 min。

患者B在HBO治疗开始后的3周内局部改善。IAEA医疗专家小组于2001年11月30日和12月1日对患者B进行检查发现4 cm×10 cm区域颜色苍白,上表皮形成效果不佳,出现浆液性渗出和多个点状出血区域,表面组织固定在胸壁上,无明显坏死或感染区域。

IAEA医疗专家小组认为患者B在检查时,无接受手术治疗的必要,损伤可通过保守治疗而愈合,或者需要根据未来血管损伤的发展情况,开展重建手术;建议继续注射己酮可可碱(800~1200 mg/d)和口服生育酚(400~500 mg/d),总治疗时间持续1年以上。

患者B在完成HBO治疗后出院,2002年1月,健康状况呈良性,受照射区域出现小块(1 mm×2 mm)局部溃疡、瘙痒。由于采取了保守治疗措施,患者B感觉良好,并在BOC接受为期2周的观察治疗。

患者B于2002年8月27日被送入圣十字癌症中心的肿瘤外科病房,患有放射后纤维化,胸部右侧乳房切除术留下的疤痕表面坏死,于2002年9月6日接受了一次手术,对坏死组织、癌前组织和纤维化组织进行切除(通过MRI和CT识别),并在腹部和胸壁之间的皮肤下方制备一条“通道”,用大网膜瓣覆盖伤口。在手术结束时,把大腿皮肤移除,并将薄皮移植物放置在皮瓣上。

2002年10月底,患者B仍然在圣十字癌症中心的肿瘤外科病房接受治疗,术后伤口愈合虽令人满意,但尚未全愈。

5.4 患者C

患者C,女性,1941年3月22日生,于2000年12月8日接受右侧根治性乳房切除术,疾病分期为T2N2(9个节点+/21),M0级,肿瘤为III级,在手术前接受了5个周期的化疗,在2001年1月接受了一个周期化疗。化疗使用了环磷酰胺和阿霉素药物。

患者C于2001年2月13日开始接受放射治疗;对锁骨上方受照剂量25 Gy、腋窝区域25 Gy(2.5 Gy/次,共10次)、胸骨20 Gy(⁶⁰Co)的照射(2 Gy/次,共10次),同时用2.5 Gy的8 MeV电子束照射胸壁,射野为17 cm×13 cm,照射剂量为157 MU,意外照射发生在第11次放射治疗

期间。患者C受照总剂量由胸壁重要区域8 MeV电子束剂量25 Gy(治疗计划内剂量)和电子束意外照射剂量(事故剂量)两部分组成。患者C首次出现红斑时正住在医院接受治疗,随后2天红斑增加,后消退,3月12日,开始出现湿性脱屑,接受放疗区域出现中度疼痛。据医生所述,治疗区域“看起来好像接受了X射线全程放疗”。病情改善后,患者C于4月11日出院。

4月23日,患者C因发烧再次入院治疗,外用皮质类固醇,随后出现了需要用胰岛素治疗的类固醇诱导的糖尿病;5月2日,CT扫描显示一些心包液和前右侧胸壁异常,于5月开始康复,受照皮肤边缘出现白色边界,中央出现轻微的粉红色,伴有中度疼痛;6月手术疤痕处的中心区域出现溃疡。

5月23日,由于受照射的区域疼痛感增强,患者C住院治疗。其中心区域溃疡面较深(5 mm×10 mm)。癌症标志物CA125的计数升高至160 mIU(正常计数<35 mIU)。CA125的计数已于10月底恢复正常,计数升高的原因尚不清楚。

8月8日,患者C的CT扫描显示胸壁增厚或水肿,以及右胸膜腔中存在中等体积大小的积液,当天的胸部X射线检查结果显示右侧胸腔内浸润或右侧胸腔积液,注射己酮可可碱和口服生育酚。这几个月使用的其他治疗包括:外涂亚麻酶软膏、素高捷疗眼膏、口服维生素PP、B1、A和E,注射胰岛素。

9月,患者C前往华沙肿瘤中心接受康复治疗,在此期间需使用药物缓解疼痛;10月份出院,但因内镜检查确诊胃溃疡再次入院,胃溃疡病史可追溯到1992年(1995年,由于胃溃疡出血,患者C在罗德兹职业健康研究院接受了手术);从11月6日开始接受数周HBO治疗,但病情未见明显好转。

IAEA医疗专家小组于11月30日和12月1日对患者C进行检查的结果显示,16 cm×8 cm的区域出现重新上皮化的岛状结构(面积小于1 cm×1 cm)、坏死和溃疡的分散区域。在手术疤痕部位出现一个3 cm×4 cm的溃疡,中心区域深2 cm×3 cm,延伸到下方肋骨。

12月1日,IAEA医疗专家小组获得了1份新的非对比胸部CT扫描胶片。结果显示溃疡深

处与肺部之间的距离仅为1cm, 右侧胸膜腔可见中等大小的积液。检查结果表明肝右叶穹顶发生病变, 不是囊肿。先前的对比CT扫描未发现该病变。BOC专家认为这是一种新的转移或血管瘤。

IAEA医疗专家小组认为患者C伤口较为严重, 无法在无干预的情况下愈合, 出现了糖尿病症状, 可能只持续短暂的时间, 皮质类固醇也可能是导致糖尿病的原因, 提出如下医疗建议: (1) 使用核磁共振测定胸壁的放射性坏死程度, 重点检查肋骨部位; (2) 由于过去1个月的临床情况无显著改善, 在完成预定治疗方案后停止HBO治疗; (3) 继续使用己酮可可碱和生育酚, 以减少长期残留纤维化的程度; (4) 尽早考虑手术治疗, 以避免发生气胸等并发症。

IAEA医疗专家小组指出: 手术的类型将取决于胸壁的放射性坏死程度, 若糖尿病系因皮质类固醇而非短暂性糖尿现象, 则患者C将面临病情转变成败血症的风险, 在决定手术类型之前, 要实现对败血症的适当控制。

患者C于2002年1月在格丁尼亚医学研究所继续接受HBO治疗, 2002年5月和6月, 接受了BOC提供的阿霉素化疗, 以验证BOC在12月进行的CT扫描中检测到肝转移的结论; 8月5日, 患者C送入圣十字癌症中心的肿瘤外科病房治疗; 由于深部放射性坏死侵入胸膜腔, 在乳房切除手术的疤痕处存在气胸迹象, 身体状况非常差; 检查未发现转移。

IAEA医疗专家小组认为先前对肝转移现象的假设是不确定的。患者C于8月14日接受了一次手术, 对坏死组织和坏死前组织进行切除(通过MRI和CT识别), 切除4根肋骨, 在腹部和胸壁之间的皮肤下面制备“通道”, 用大网膜瓣覆盖伤口, 左乳房的角质层下乳腺切除术, 手术结束时, 将左乳房和大腿的皮肤移植物移植在伤口上, 并建立右胸膜腔的引流。

在2002年10月底, 由于术后伤口的愈合过程令人满意但尚未完成, 患者C仍在圣十字癌症中心的肿瘤外科病房治疗。2002年8月~10月底, 每月重复进行一次超声检查未发现肝脏发生病变转移。

5.5 患者D

患者D, 女性, 1956年4月21日生, 于2000年

7月9日接受左侧根治性乳房切除术, 手术后, 疾病分期为T1N+18/18(18个淋巴结中18个淋巴结取样呈阳性)M0级, 肿瘤为III级, 接受了温诺平(vinorelbine)和阿霉素(Doxorubicin)药物的4个周期的化疗。最后一个治疗周期于2001年1月4日完成。

患者D的放射治疗于1月29日开始, 利用 ^{60}Co 源对锁骨上区和腋窝部位进行50 Gy剂量的照射(20次, 2.5 Gy/次), 胸骨区域将接受42 Gy(^{60}Co)剂量的照射(21次, 2 Gy/次), 同时用8 MeV电子束(2 Gy/次)照射胸壁, 不加剂量照射11次, 增加剂量照射10次, 意外照射发生在2月27日第22次放射治疗期间, 预期照射剂量为125 MU/次, 完成第22次照射后, 患者D向放疗专家报告认为“本次治疗与之前的感觉有些不同”, 离开治疗室几分钟后出现灼热或瘙痒的感觉, 皮肤没有明显的变化, 在意外照射后不久住院, 受照的身体部位出现轻微红斑和疼痛, 在病灶区域上了药膏后的第2天, 身上就出现了皮疹。专家认为皮疹属过敏反应。患者D接受了为期6周的全身和局部类固醇的治疗, 受照后1个月出现湿性脱屑。

患者D于10周后返回医院, 反映受照射区域疼痛加剧, 体检显示在照射区域的周边出现一个直径3 cm的白色边界, 中央纤维化, 持续性疼痛, 并且运动加剧疼痛, 于2001年5月到华沙肿瘤中心住院接受康复和疼痛治疗; 6月4日, 照射区域的手术疤痕出现小面积糜烂的湿性脱屑; 出院后于7月30日回到BOC, 反映感到疼痛和身体虚弱, CT扫描显示存在少量胸腔积液, 癌症标志物CA125的计数为197 mIU; 8月口服生育酚和局部注射己酮可可碱, 以治疗受照射区域的感染; 9月再次到华沙肿瘤中心医院住院数日, 继续接受康复治疗; 10月, 病变更加严重, 对坏死病变进行清创, 从伤口培养金黄色葡萄球菌; 于2001年10月出现大量胸腔积液, 并从病灶中取出1L对恶性细胞呈阴性的液体。

患者D临床症状表明, 随着病情的发展出现健康状况不佳, 体重减轻, 癌症标记物数量增加以及感染的局部损伤区域无肉芽迹象, 专家认为HBO治疗对患者D无效, 但未将此消息告知患者D。

患者D于11月5日再次进入华沙肿瘤中心乳腺癌和重建外科,入院时左前肺出现肿块,专家怀疑肿块系恶性,对该肿块进行了4次活组织检查分析,对癌症反应结果为阴性。放射性核素骨扫描显示患者受照射区域的左肋骨活动增加。患者D先前于9月8日的胸部CT扫描结果显示,左侧有少量胸腔积液,肺部有一些反应;11月6日胸部的进一步CT扫描显示,出现胸膜液、少量心包液,可能存在纵隔水肿,以及胸壁溃疡区深处的纤维化;11月6日进行了胸部X光检查,显示胸腔积液大量排出。在胸腔穿刺术后同一天拍摄的胸部X光片证明大部分胸腔积液已排出。

患者D 11月6日的胸部MRI检查发现有少量左侧胸膜液和少量心包液。由于肋骨纤维化,左侧未显示清楚。心脏右心室的顶点位于坏死病灶后面,左心室前侧和外侧肌肉异常。此处为治疗计划中输送剂量最高的区域。11月23日,胸部X光片显示肺部左侧大量胸腔积液重新积聚。11月,对铜绿假单胞菌感染伤口进行治疗,局部施用10%生理盐水和甲硝唑,从11月26日开始,外涂Nu-Gel吸收敷料和生物软膏(含海藻成分),静脉注射青霉素和内酰胺酶抑制剂(Tazocin)(3×4.5 mg/d,发热<37.8°C,持续3d),晚上口服酮类镇痛药(200 mg)、雷尼替丁(Ranitidine)(200mg,治疗胃溃疡),注射反胺苯环醇(Tramal)(2×100 mg/d),口服三苯氧胺(Tamoxifen)(20 mg/d),口服生育酚(从900 mg/d减少到300 mg/d)和注射己酮可可碱(2×400 mg/d)。患者D入住华沙肿瘤中心时停止了抗抑郁治疗(阿米替林)(Amitriptyline)。11月30日和12月1日,患者D接受了IAEA专家医疗小组的检查,总体健康状况正常,无呼吸困难、胸痛或咳嗽,触诊时右乳房正常,区域淋巴结、肝脏和脾脏未扩大,左臂的功能令人满意,但运动范围略受限,听诊显示左肺底部浊音和左胸膜腔中的中度至大量胸腔积液重新积聚。在胸部左侧照射区域中记录了从II级到IV级的皮肤和皮下组织的辐射反应,改变面积为14 cm×8 cm,并且该区域的中心处存在一个全层溃疡,面积为5 cm×4 cm。

IAEA医疗专家小组认为,检查时患者D的

严重患病区域无法在无干预的情况下愈合,建议使用核磁共振技术来分析超剂量照射导致心肌损伤和肋骨坏死的可能性,建议尽早考虑手术治疗,以避免出现严重并发症,指出由于患者D心脏上方的薄胸壁中存在深度坏死病变,将面临潜在辐射引起心脏损伤的额外风险。

患者D转移到法国居里纪念研究所进行进一步治疗,2002年5月23日抵达巴黎时,出现一般健康状况不佳,局部疼痛严重,发烧至38.0~38.5°C(6月6日达到39.5°C峰值),左胸壁全部厚度内2/3电子场大面积坏死破坏,以及铜绿假单胞菌的严重重复感染的症状。伤口深处可见心脏跳动。患者D首先接受局部治疗,使用抗生素和止痛药。医学检测分析包括:(1)5月27日同位素左心室血分额检查,60%,正常;(2)5月28日MRI检查显示心包和左侧胸腔积液,左心室前部病变(确认先前在波兰测得的MRI数据);(3)6月6日远红外热像图显示胸壁受照组织的温度较低,认为是坏死前的征兆;(4)细菌学方面,尽管用抗生素治疗,仍存在假单胞菌重复感染。

6月6日,患者D接受了放疗后的第一次外科手术。手术步骤包括:检查腹部;制备大网膜瓣;大范围消融左前胸壁坏死组织及坏死前组织,经皮下“通道”从腹部取出网膜瓣定位。大型坏死病灶的组织学分析显示无肿瘤痕迹。在观察治疗中,大网膜瓣已被患者D机体很好地接受,细胞快速增殖和伤口“填充”。7月4日,当大网膜瓣的增殖效果较好时,患者D接受了第二次修复手术,即在网膜瓣上放置一个取自右大腿前部的游离皮肤移植植物。在随访中,观察到移植物的快速“成活”,无热期症状,以及患者D一般状况的改善。患者D于2002年7月15日返回波兰,健康状况大为改善;于8月2日入住圣十字癌症中心的放射治疗病房,接受了常规的实验室检查,并拍摄了X光片,经常对伤口更换敷料。术后疤痕愈合进展顺利,胸部皮肤移植完全愈合,左大腿疤痕的外皮形成非常快。

患者D在治疗中心住院治疗期间,由于使用了少量止痛药,手术后疼痛明显减轻;于8月16日出院,遵照医嘱口服三苯氧胺,经常更换

敷药；出院后一个月定期随访；10月19日的后续检查显示，术后疤痕已经愈合，无疼痛感，停止使用止痛药。

5.6 患者E

患者E，女性，1937年9月5日生，患有糖尿病史，已经通过口服药物成功治疗15年，在2000年11月进行左侧乳房切除术后，疾病分级为T2 N3（16个淋巴结标本中5个淋巴结癌呈阳性）M0级，病史无肿瘤分级。患者接受了2个周期的化疗，于2001年1月4日完成，从2月23日开始接受放射治疗；锁骨和腋窝区域受5 Gy（⁶⁰Co源）照射（2.5 Gy/次，2次），胸骨区域受4 Gy（⁶⁰Co）照射（2 Gy/次，2次），同时使用8 MeV电子束治疗胸壁，受5 Gy剂量照射（2.5 Gy/次，2次）。射野大小为18 cm×11 cm，计划照射剂量为156 MU。患者E完成了第2次照射，在接受第3次照射放疗期间发生了超剂量照射事故。涉及区域的总剂量由8 MeV电子产生的5 Gy治疗计划剂量和意外电子照射剂量组成。患者E在事故当天出现了轻微红斑。

患者E在治疗结束时反映身体受照区域出现“烧灼感”，与患者D先前情况相同，便停止了治疗；受照后的第2周，出现轻微红斑；在接下来的2周内变成干性和湿性脱屑；从4月初开始，上皮形成，感觉身体受照射区域严重疼痛，与临床观察到的皮肤情况不同；5月，受照射区域中心纤维化，并出现模糊的白色边界。

癌症标志物CA125的计数略微升高。7月，患者E疼痛加剧，但受照射区域外观无变化；8月，前往华沙肿瘤中心接受康复治疗，外用亚麻酶软膏（Linomag）、素高捷疗眼膏，口服生育酚、维生素PP、B1、A和E，注射己酮可可碱；10月31日，胸部X光片显示左肺中部出现小体积浸润或萎缩（纤维化）。受经济条件限制，患者E于2001年2月~9月到医院间断性住院接受治疗，10月中旬受照射区域感染并迅速蔓延，伤口中心处出现1.5 cm×1.5 cm小面积坏死。11月5日，患者E送入格丁尼医学研究所接受HBO治疗。尽管进行了HBO治疗，但接下来的一个月内，E仍存在溃疡，内侧线坏死区域增加至5cm×5cm，还出现了2~3个小面积坏死病灶区域。

IAEA医疗专家小组于11月30日和12月1日

对患者E进行了检查，发现大面积（14 cm×7 cm）的III级和IV级放射性损伤。手术疤痕区域出现一个5 cm×5 cm的黑色坏死病灶，并且全厚度向下延伸到肋骨。医疗小组要求患者E进行非对比胸部CT扫描。12月1日，CT扫描显示有少量心包积液，心脏左心室顶点位于坏死病灶下，并且由局灶性凸起引起轻微变形。

IAEA专家医疗小组认为，检查时患者E受到了严重的辐射损伤，伴随着糖尿病的存在，使治疗条件更加复杂，紧急情况下需要进行手术治疗，因患糖尿病而患上败血症的风险较高，并使手术和愈合变得困难，且成功率不确定。患者E心脏正上方薄胸壁呈现深度坏死病变，具有超剂量照射造成心脏损伤的额外风险。

患者E在格丁尼医学研究所开展的HBO治疗于圣诞节期间中断，2002年1月重新开始；2月8日，送入圣十字癌症中心的放射治疗室，位于胸部左侧乳房切除术疤痕处2~3 cm深处放射性坏死，病变部位的大小在10~15cm，溃疡底部覆盖一层厚的坏死组织；8月3日，在全身麻醉的情况下，采用简短程序切除该坏死物质。

按照治疗程序，患者E经常更换伤口敷料，并使用格兰力士（胰蛋白酶、秘鲁香脂、蓖麻油喷雾）胶体（Granuflex）；于9月10日出院，并转移到法国居里纪念研究所接受进一步手术治疗；9月10日进入居里研究所时，一般状态良好，左前胸壁大溃疡稳定。根据9月11日采集的细菌学样本，E出现铜绿假单胞菌和葡萄球菌双重感染以及严重的尿路感染，患者E通过局部和全身使用抗生素来治疗感染。9月11日开展的同位素左心室射血分数检查显示55%正常。9月13日，再次CT扫描显示存在大量溃疡并伴有胸膜反应，未怀疑心包病变。肋骨略有异常，但无明显的放射性坏死迹象。

9月16日，召开第一次医学专家会议，讨论将要采取的治疗方案，决定放弃对患者E实施成功的网膜瓣手术，主要考虑以下因素：（1）患者E之前曾接受过腹部胆囊切除手术，手术带来的纤维化可能使得制备大网膜瓣变得困难；（2）腹腔感染假单胞菌的风险不容忽视，患者年龄大，极难治疗这种感染；（3）患者E患有糖尿病。

在完成准备之后,决定尝试制备背侧带蒂皮瓣。患者E于2002年9月30日接受了手术,对所有坏死组织和坏死前组织进行广泛切除(MRI和CT精确识别)。切除的组织样品送往IRSN、法国原子能委员会(Commissariat a l'Energie Atomique, CEA)和生命科学理事会(Direction des sciences du vivant)实验室进行分析。由于第3、4、5和6根肋骨的前段宏观结构异常,医生将其完全切除,切除位于胸膜和心包水平的组织(不包括在内),制备肌皮瓣(背阔肌)及其血管蒂。皮瓣充分覆盖了切除区域。手术即刻效果令人满意。

患者E的随访较简单,无明显感染,健康状况良好,皮瓣快速愈合至90%~95%。10月17日,检查结果显示除了皮瓣内部一块面积有限的区域(1.5 cm×1.5 cm)未愈合外,愈合过程令人满意。预计在检查后的几周内该区域可自发愈合,无需补充手术治疗,只需对该区域进行局部治疗。患者E术后伤口愈合尚未完成,2002年10月底患者E仍在法国居里纪念研究所住院治疗。

6 结论、建议和教训

6.1 运营机构:放射治疗科

NEPTUN10P型加速器束流监测系统出现故障,导致剂量率大幅上升,显示屏剂量率指示值低于正常水平。这是由于二极管故障导致安全联锁系统无法工作造成的。此外,电子枪的灯丝电流限制值设置在较高水平,因故障导致的剂量率比预期高许多倍。上述因素的结合导致向患者提供的剂量大幅增加。

为了预防其他超剂量辐射事故的发生,在恢复患者治疗程序之前,适用于医疗领域的加速器的质量保证规程需要对束流输出进行剂量测量检查。包括电源故障、其他异常事件,如剂量率显示器的异常读数。

6.2 国家放射治疗基础设施

供电电网不稳定的国家应采取措施,通过为使用医疗电气设备机构提供独立的供电系统,确保该医疗机构配有均匀稳定的交流电源,以保障医疗电气设备的安全运行。

根据《电离辐射防护和辐射源安全国际基

本安全标准》(IAEA第115号安全标准),国家放射治疗质量保证计划应包括确保物理和医疗放射治疗部门严格执行综合质量保证系统的规定,以及利用医学物理和放射肿瘤学专家的外部审查系统开展的审查^[18]。医院需配备足够的质量控制工具,以便实施放射治疗质量保证系统。电源故障后对束流输出进行剂量检查的规定需包含在质量保证方案中。医院应组织全体直接或间接参与放射治疗的工作人员参加培训和学习,从意外辐射事故中吸取经验教训,以促进对异常情况的认识和了解。

6.3 设备制造商和供应商

BOC意外超剂量辐射事故表明,两个故障可能同时发生在两个电路中,导致具有失效的束流监测系统的加速器运行。此外,由于在束流监测系统发生第2次故障之前,未注意到失效的联锁元件(二极管),导致双重故障发生的可能性增加。在这种情况下,即使第2次故障发生,剂量监测系统电源中存在缺陷的保险丝使系统失效,并导致灯丝电流驱动达到最大值,联锁系统也可以允许启动程序进行。

NEPTUN10P型医用加速器是在IEC标准发布之前设计和生产的,其剂量监测系统不符合当前IEC关于医用加速器安全操作的标准。特别是1998年IEC颁布的IEC-601-2-1第29.1.1.1节包含了比1981年IEC颁布的IEC-601-2-1更严格的加速器光束监测系统设计标准。

新一代NEPTUN型加速器或目前正在开发的加速器的设计需要采用最新的IEC-60601标准。其中关于剂量率监测系统和安全联锁的规定如下:(1)监控系统的设计。若故障情况下,设备可在正常治疗距离下提供10倍以上技术说明中规定的最大吸收剂量率,则应使用独立于剂量率监测系统电路的辐射束流监测装置,将辐射束流分配系统安装在患者侧,把辐射场中任何一点的超额吸收剂量限制在4 Gy以下(第29.1.3条)。在能同时产生X射线和电子束的设备中,需在产生下一个辐射脉冲之前终止照射。(2)安全联锁的设计。设备的设计和制造应在单一故障情况下,不存在安全隐患(第52条)。(3)安全联锁的检查。需对安全联锁进行检查,以确保满足故障安全条件,即任

何影响联锁正常功能的元件故障均能终止照射。第29.1.3节进一步规定：在每次新的治疗前都需对联锁功能进行测试，以防止未注意到无效联锁情况的发生。

最新 IEC60601 对于现有医用加速器的要求：(1) 安全审查和评价。在颁布新安全标准时，需审查和重新评估现有医用加速器的安全，以便将加速器安全提高到尽可能接近新的 IEC60601-1-4 和 60601-2-1 标准的水平。可从技术上和程序上对现有医用加速器进行升级改造，重新评估需要考虑到升级改造对加速器的影响。发出警告通知，要求工作人员在每次新照射之前验证相关联锁功能是否正常，并告知如何开展验证。(2) 使用说明书中的警告。制造商需在维护和服务说明书中对加速器灯丝电流限值的调整、其他安全关键设备的调整进行警告说明。(3) 限制访问。在切实可行的情况下，需要将获得安全性调整的权限和部件使用的权限限制在由制造商专门指定、许可和了解部件安全的维护工程师中。可以通过密封某些电位计、在设备部件上贴上警告标签或采取行政措施来限制进入或访问。

在由制造商负责组织和实施培训的加速器维护人员的培训课程中，需规定对加速器中某些关键部件的操作或调整的限制，明确强调安全要素，并包括警告说明。

6.4 医疗方面

5名患者受超剂量照射造成的损伤均非常严重。一些患者的病情因并发症而复杂化。HBO 治疗改善了部分患者局部损伤情况。5名患者均接受了手术治疗。

受辐射损伤之后，血管损伤的演变和血液供应的恶化存在明显的时间延迟现象，往往是在受超剂量照射之后的1个月或几年。2004年2月，受超剂量照射的患者所表现出的损伤正随着并发症的发展而恶化。

由于随访时间短，术后瘢痕愈合不完全，手术治疗结果的评估是初步的。但考虑到受伤的严重程度和并发症的存在，患者的情况得到了显著改善。从本次辐射事故中得出的以下建议也适用于导致局部辐射损伤的其他意外照射事故：(1) 在未考虑个别患者的情况和其他

医疗问题的情况下，不应孤立地治疗这些患者；(2) 手术类型由胸壁放射坏死的程度决定，若胸壁可保留，深层肉芽组织有效，可以进行简单的植皮，若胸壁可保留，但肉芽组织不足或缺失，则需考虑从背部或腹部肌肉构建肌皮瓣，因放射性坏死的程度必须部分切除胸壁，最佳的治疗方法是使用经横膈膜带来的网膜瓣，并用植皮覆盖；(3) 外科治疗对放射治疗患者的严重放射损伤具有很大的发病率和死亡率。因此，在决定是否实施大型外科手术之前，必须确保无明显转移性疾病、可接受的肺储备、充足的心肌灌注和适当的脓毒症控制。

医院需为放射性损伤患者提供心理疏导和支持。已经成功接受手术的患者和正在准备手术的患者之间的交流对鼓励后者的作用重大。定期和长期对患者开展随访工作，以了解肿瘤治疗效果，以及确定皮肤辐射综合征的长期后遗症。

参考文献

- [1] IAEA. Accidental Overexposure of Radiotherapy Patients in Białystok (STI/PUB/P1180) [R]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2004.
- [2] IAEA. Module 2.8: Accelerator interlock failure (Poland) (IAEA Training Course) [R]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2014.
- [3] J. Bigolas, S. Getka, A. Kucharczyk, et al. THE SW ACCELERATING STRUCTURE OF VARIABLE ENERGY ELECTRON LINAC FOR MEDICAL APPLICATION [R]. Chicago: Proceedings of the 2001 Particle Accelerator Conference, 2001.
- [4] Barbara Gwiazdowska, Wojciech Bulski. The role of the Polish Secondary Standard Dosimetry Laboratory in view of the requirements of the EC Directive 97/43 Euratom [J]. NOWOTWORY Journal of Oncology, 2004, 54 (4): 323-332.
- [5] R J Briggs. Linear Induction Accelerators [R]. Massachusetts: Massachusetts Institute of Technology, 2012.
- [6] Wikipedia. Monitor Units [EB/OL]. (2019-06-02) [2019-09-01]. https://en.wikipedia.org/wiki/Monitor_unit.
- [7] W. PARKER, H. PATROCINIO. Chapter 7 CLINICAL TREATMENT PLANNING IN EXTERNAL PHOTON BEAM RADIOTHERAPY [R]. Quebec: McGill University Health Centre, Montreal, 2012.
- [8] International Electrotechnical Commission. Medical electrical equipment - Part 2-1: Particular requirements for the basic safety and essential performance of electron accelerators in the range 1 MeV to 50 MeV (IEC 60601-2-1: 2009) [S]. Geneva: International Electrotechnical Commission, 2009.

- [9] Schmidt W, Waag V, Nadrowitz R, et.al. Structural solution to the Greifswald Neptune 10p linear accelerator project from the viewpoint of radiation protection [J]. *Radiobiol Radiother (Berl)*, 1981, 22 (4): 460-4.
- [10] Parvaneh Shokrani, Shahram Monadi. A comparison of the basic photon and electron dosimetry data for Neptun 10PC linear accelerators [J]. *NUKLEONIKA* 2008, 53 (4): 181-185.
- [11] Council of the European Union. Council Directive 97/43/Euratom of 30 June 1997 on health protection of individuals against the dangers of ionizing radiation in relation to medical exposure, and repealing Directive 84/466/Euratom [S] Brussels: official journal of european communities, 1997.
- [12] IAEA. IAEA Emergency Response Network ERNET [R]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2002.
- [13] IAEA. Absorbed Dose Determination in External Beam Radiotherapy An International Code of Practice for Dosimetry Based on Standards of Absorbed Dose to Water (Technical Reports Series No. 398) [R]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2000.
- [14] BOAG, J. W. "Ionization chambers", *The Dosimetry of Ionizing Radiation*, Vol. II [M]. London: Academic Press, 1987.
- [15] D I Thwaites (Chair), D T Burns, S C Klevenhagen. The IPEMB code of practice for electron dosimetry for radiotherapy beams of initial energy from 2 to 50 MeV based on an air kerma calibration [J]. *Phys Med Biol*, 1996, 41 (12): 2557-2603.
- [16] ICRU. Radiation Dosimetry: Electron Beams with Energies Between 1 and 50 MeV (ICRU Report No. 35) [R]. Bethesda: International Commission on Radiation Units and Measurements, 1984.
- [17] MFMER. Hyperbaric oxygen therapy [EB/OL]. (2017-02-12) [2019-09-01]. <https://www.mayoclinic.org/tests-procedures/hyperbaric-oxygen-therapy/about/pac-20394380>.
- [18] IAEA. International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. IAEA Safety Series No. 115 [R]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 1996.

Analysis and Rescue Overview of a Medical Electron Accelerator Radiation Accident

Li Xiaohua*, Wang Chao, Ren Tingwei, Du Lijie,
Wang Yinian, Deng Binhao, Li Jun, Wang Jiahao

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

Abstract: The overview of radiotherapy equipment in Bialystok Oncology Center and safety supervision of ionizing radiation in Poland were introduced in this paper based on Poland Radiation Accident of Medical Electron Accelerator (PRAMEA) in 2001. And radiation accident process, emergency response, IAEA rescue, dose assessment, clinical course, result and lessons learned for PRAMEA were analyzed and explained at the same time. Practice shows that reasons for delivering dose rates to patients many times higher than expected include: the power grid of medical institutions is unstable, NEPTUN10P type medical accelerator didn't conform to the latest standards issued by the International Electrotechnical Commission (IEC), filament current for the electron gun was set at a high level, beam monitoring system failure, diode failure, safety interlock failure, the display indicated a dose rate lower than actual value. The IAEA assistance team's advice and assistance, dose assessment and good medical conditions provide patients with medical care. This paper can be used as a reference for radiation accident emergency.

Key words: electron accelerator; therapy; dose; International Atomic Energy Agency; monitor unit

(责任编辑:许龙飞)

黄高峰, 宫宇, 方立凯, 等. CANDU6 核电厂无过滤安全壳通风模式的研究[J]. 核安全, 2020, 19(1): 32-35.

Huang Gaofeng, Gong Yu, Fang Likai, et al. Research on the Ventilation Mode of Unfiltered Containment in CANDU6 Nuclear Power Plant[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(1): 32-35.

CANDU6 核电厂无过滤安全壳通风模式的研究

黄高峰¹, 宫宇^{2*}, 方立凯¹, 钱鸿涛², 王佳赞¹, 张琨¹

(1. 上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233;

2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: CANDU6 核电厂早期设计未考虑严重事故对策, 在严重事故下, CANDU6 核电厂的安全壳容易失效。为了解决这一问题, 本文研究了无过滤安全壳通风模式对 CANDU6 核电厂安全壳的影响。本文选取典型的全厂断电严重事故, 利用重水蒸气回收系统作为无过滤安全壳通风的路径, 初步研究了该通风模式下对安全壳完整性的保持和对裂变产物源项的滞留能力。研究表明: 该通风模式可以有效保持安全壳的完整性, 同时, 对裂变产物源项也有一定的滞留能力。

关键词: CANDU6 核电厂; 无过滤安全壳通风; 全厂断电严重事故

中图分类号: TL334 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 01-0032-04

核电厂在严重事故下可能会发生安全壳超压失效, 尤其在全厂断电事故 (Station Blackout Accident, SBO) 下, 由于缺少安全壳喷淋等冷却措施, 安全壳会发生超压失效。实际上, 早期的 CANDU6 设计并未考虑严重事故对策^[1]。对于 CANDU6 核电厂, 设计基准事故下, 通过启用安全壳喷淋和就地空气冷却器可以保持安全壳的完整性。然而, 在全厂断电事故下, 由于无法启用安全壳喷淋和就地空气冷却器这两种保持安全壳完整性的措施, IAEA 经研究得出结论, 约 1 d 后, 会引起安全壳失效^[2]。因此, CANDU6 在严重事故下采用安全壳通风排气的策略尤为必要。

部分商用核电厂或者先进核电厂设计了严重事故下专用的安全壳过滤排放系统, 通过过滤、排气和降压, 防止安全壳发生超压失效^[3-6]。然而, 在 CANDU6 核电厂的早期设计中, 并无专用的严重事故下的安全壳通风排气路径, 而是遵循能用则用的原则。本文利用 CANDU6 核电厂重水蒸气回收系统作为通风排气路径, 研究

仅利用该通风路径而无过滤模式下对安全壳的响应进行分析, 包括安全壳完整性和裂变产物源项的研究。

1 计算方法和模型

本文应用 MELCOR^[7] 分析程序建立 CANDU6 核电厂的安全壳分析模型, 将整个安全壳 6 层空间划分为 14 个控制容积, 如图 1 所示。安全壳模型各节点代表的主要隔间见表 1。方案中, 利用流道连接安全壳内的各个隔间, 并结合众多热构件模拟安全壳内的流动和传热, 以实现安全壳内热工水力和裂变产物状态的模拟。重水蒸气回收系统的进气口位于 A 侧换料机室和 C 侧换料机室 (即图 1 中的 602 和 605), 排气管线贯穿混凝土安全壳。

本文以全厂断电事故下的释放数据作为该分析模型的初始输入数据。基准工况为无安全壳通风时的超压失效工况, 假定安全壳失效压力为 0.5 MPa, 失效尺寸为 0.4 m 当量直径^[8]。该

收稿日期: 2019-07-05 **修回日期:** 2019-08-28

作者简介: 黄高峰 (1984—), 男, 浙江义乌人, 高级工程师, 博士, 核能科学与工程专业, 现从事热工安全和严重事故研究工作

***通讯作者:** 宫宇, E-mail: gongyu_gy@163.com

工况的事故进程见表2。

安全壳通风工况采用通风阀门间歇性开闭模式运行,通风排气口的尺寸为0.76 m当量直径。根据安全壳的失效压力(0.5 MPa),本文选取了3组开启和关闭的整定值,分别是0.479~0.445 MPa、0.445~0.376 MPa和0.445~0.307 MPa。排气阀门的驱动由蓄电池供电。

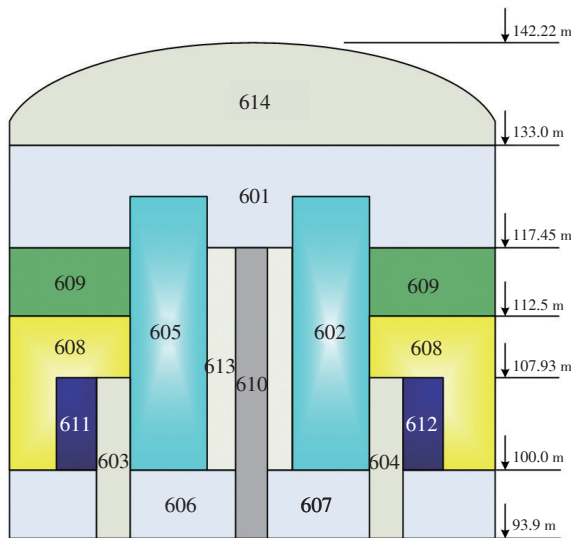


图1 CANDU6核电厂的安全壳模型

Fig. 1 Containment model of CANDU6 NPP

表1 安全壳节点代表的主要隔间

Table 1 Main isolation room represented by containment nodes

节点	主要隔间
601	蒸汽发生器室、区域控制室、稳压器间、冷凝器室
602	A侧换料机室、蒸汽发生器室
603	C侧楼梯井
604	A侧楼梯井
605	C侧换料机室、蒸汽发生器室
606	走廊、换料机辅助设施
607	环廊、换料机辅助设施
608	停堆系统室、放射性监测室、入口区域
609	主热传输系统辅助室、重水供给泵室
610	B侧楼梯井
611	C侧换料机维修区
612	A侧换料机维修区
613	慢化剂室
614	安全壳上部空间

表2 全厂断电事故的事故进程

Table 2 Accident progression of SBO

事件	时间/s
丧失电源、反应堆停堆	0
蒸汽发生器二次侧烧干	8 819
燃料通道开始裸露	15 580
反应堆压力管和排管开始破裂	15 780
排管容器爆破盘打开	15 860
堆芯开始解体	17 290
排管容器烧干	36 553
安全壳失效	88 303
排管容器蠕变失效	170 689

2 计算结果及分析

以下将从安全壳完整性和裂变产物源项两个方面讨论无过滤安全壳通风模式。

2.1 安全壳完整性分析

如图2所示,对于无过滤安全壳通风的基准工况,在88 303 s,安全壳压力达到其失效压力0.5 MPa(a),随后安全壳压力很快下降。在170 689 s,由于排管容器的蠕变失效,堆芯熔融物与堆腔内冷却水的相互作用产生大量的水蒸气,由此产生一个压力脉冲。图3所示为在安全壳失效工况下通过安全壳破口的排放流量,在安全壳失效瞬间,最大水蒸气流量将达到63 kg/s,在安全壳压力下降后,水蒸气排放流量随之减小。在排管容器失效后,水蒸气流量又会增加。氢气的释入主要分为两个阶段:第一个阶段为安全壳失效后的快速卸压阶段;第二个阶段为排管容器失效后的堆芯熔融物与混凝土相互作用阶段。

对于安全壳通风工况,由图2可知,3个工况均能保持安全壳的完整性。而且,通风阀门开启和关闭的整定值越高,通风阀门动作的频率越高。整定值越低,最后维持稳定的安全壳压力越低。在通风工况下,安全壳向环境的排气流量是间歇性的。由于通风管径较大,因此,瞬间排气流量将大于安全壳失效的最大流量(如图4所示),通过间歇性地将安全壳内积聚的能量排放出去,可以有效使安全壳降压,从而确保安全壳的完整性。

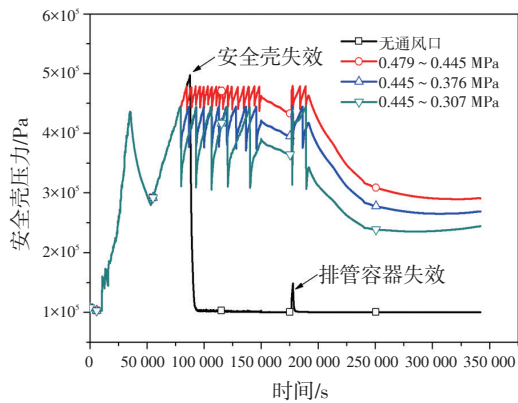


图2 安全壳压力

Fig. 2 Containment pressure

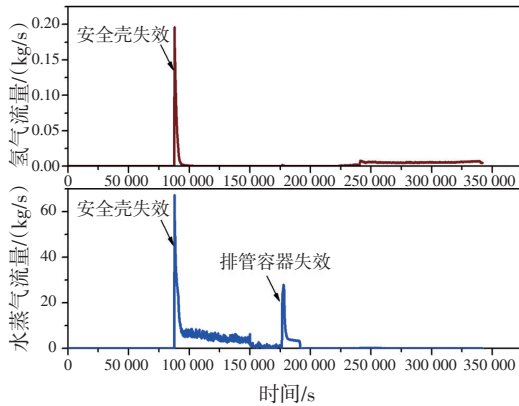


图3 安全壳失效工况的排气

Fig. 3 Exhaust of containment failure

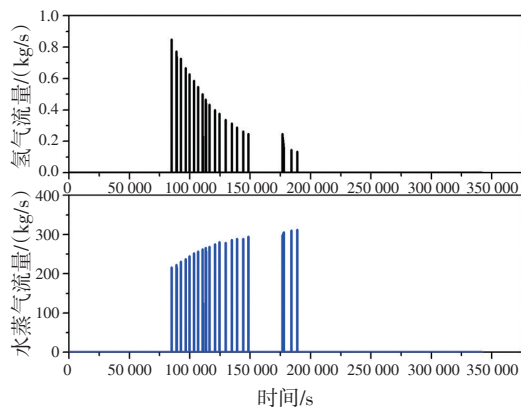


图4 安全壳通风工况的排气 (0.479~0.445MPa)

Fig. 4 Exhaust of containment vent (0.479~0.445MPa)

2.2 裂变产物源项分析

对于无过滤安全壳通风,需要特别关注裂变产物源项问题,因为及时了解通风时释到环境的放射性,可以快速评价厂外的放射性状况,实施有效的事故管理^[9]。

图5所示为核电厂释到环境的惰性气体份额,对于安全壳失效工况,在安全壳失效后约1 h内释到环境的惰性气体份额将会达到90%,随后,由于安全壳压力很低,惰性气体释到环境的速率很小。在通风工况下,安全壳通风口呈间歇性开闭,因此,释到环境的惰性气体份额呈现阶梯状变化趋势。通风工况下释到环境的惰性气体份额要比失效工况小,而且,开启关闭整定值越高,释到环境的惰性气体份额越小。

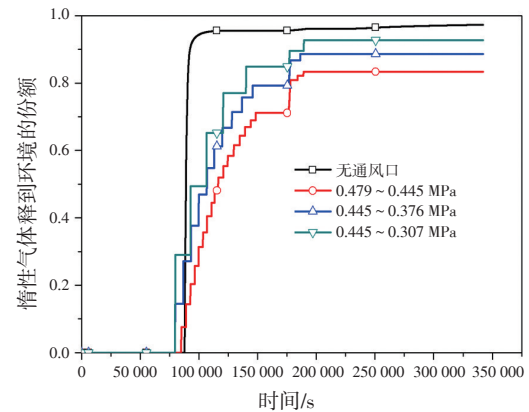


图5 惰性气体释到环境的份额

Fig. 5 Fraction into environment for noble gas

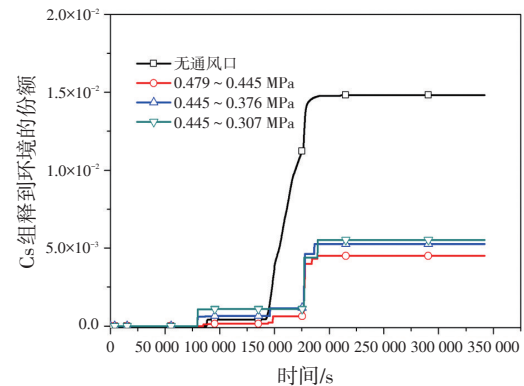


图6 Cs组释到环境的份额

Fig. 6 Fraction into environment for group Cs

可沉积的碱金属Cs组(Cs和Rb)的释放和迁移特性要比惰性气体复杂。Cs是最容易与I结合的元素,在碱性环境下,95%的I是以CsI化合物形式出现的^[10],因此,研究Cs组的释放份额显得尤为必要。图6所示为Cs组释到环境的份额,由于通风工况下更多的Cs组沉积在安全

壳内, 因此, 释到环境的 Cs 组明显减小, 只有 10^{-3} 数量级。而且, 通风口开启关闭整定值越大, Cs 组释到环境的份额就越小。

以上分析表明, 相比没有排气导致安全壳失效的工况, 无过滤通风工况能够减少惰性气体释到环境的份额, 同时, 对于重要放射性核素 Cs 组也有一定的滞留作用, 能够减少 Cs 组释到环境的份额。

3 结论

本文通过分析 CANDU6 核电厂在 SBO 下利用重水蒸气回收系统进行无过滤安全壳通风的模式, 得出以下结论:

(1) 该通风模式对保持安全壳的完整性是有利的;

(2) 相比没有排气导致安全壳失效的工况, 该通风模式能够减少惰性气体释到环境的份额, 同时, 对于 Cs 组也有一定的滞留作用, 能够减少其释入环境的份额;

(3) SBO 下排气路径上阀门的供电可考虑由蓄电池提供。

参考文献

[1] Gaofeng Huang, Likai Fang. Analysis of hydrogen control in severe

accidents of CANDU6 [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2013 (60): 301-307.

[2] IAEA. IAEA-TECDOC-1594, Analysis of Severe Accidents in Pressurized Heavy Water Reactors [R]. Vienna: Austria, 2004.

[3] Eun-Hye Lee, Hoe-Yeol Kim, Bang Jianglin, et al. Effects of the operating strategies of filtered containment venting system on Cesium-137 releases during severe accidents [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019 (127): 469-478.

[4] Na Rae Lee, Young Suk Bang, et al. Analysis of containment venting strategy under severe accident conditions [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2016 (94): 633-642.

[5] Manisha Bal, Remya Chinnamma Jose, et al. Control of accidental discharge of radioactive materials by filtered containment venting system: A review [J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2019 (51): 931-942.

[6] 杨军, 杨晔, 隋增光. 核电厂安全壳过滤排放系统 [J]. *科技导报*, 2017, 35 (13): 14-17.

[7] NRC. NUREG/CR-6119, MELCOR Computer Code Manuals [R]. Rockville: America, 2000.

[8] S.M. Petoukhov, P.M. Mathew. Status of MAAP-CANDU code development and simulations of severe core damage accidents for generic CANDU6 plant [C] // Technical meeting on severe accident and accident management, 2006.

[9] 李京喜, 黄高峰, 曹学武. 核电厂严重事故下安全壳通风导致放射性后果的快速评价 [J]. *原子能科学技术*, 2010, 44 (7) 848-851.

[10] NRC. RG 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors [R]. Rockville: America, 2000.

Research on the Ventilation Mode of Unfiltered Containment in CANDU6 Nuclear Power Plant

Huang Gaofeng¹, Gong Yu^{2*}, Fang Likai¹, Qian Hongtao², Wang Jiayun¹, Zhang Kun¹

(1. Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China;

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

Abstract: Severe accident countermeasure are not considered in early design of CANDU6 nuclear power plant. While severe accident is initiated, containment will be failed. In order to solve this problem, this paper studies the influence of unfiltered containment ventilation on containment of CANDU6 nuclear power plant. Typical station blackout accident (SBO) of CANDU6 nuclear power plant (NPP) is chosen, and the heavy water vapor recovery system was used as the ventilation path of unfiltered containment. The preservation of the integrity of the containment and the retention of the source term of fission products under the ventilation mode were preliminarily studied. The analysis results indicate that under this ventilation mode, the integrity of the containment can be effectively maintained and the source term of fission products can be retained.

Key words: CANDU6 NPP; containment vent without filter; SBO

(责任编辑: 梁晔)

米宇豪,以恒冠,廖运璇,等.油气工业中放射性废物的处理和处置[J].核安全,2020,19(1):36-42.

Mi Yuhao, Yi Hengguan, Liao Yunxuan, et al. The Treatment and Disposal of Radioactive Wastes in Oil and Gas Industry [J]. Nuclear Safety, 2020, 19 (1):36-42.

油气工业中放射性废物的处理和处置

米宇豪¹, 以恒冠², 廖运璇^{1*}, 王 博¹, 汪 萍¹

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 中国辐射防护研究院, 太原 030006)

摘要: 油气的开采会产生大量的放射性废物, 对放射性废物的处理与处置事关公众和环境的辐射安全问题。本文从油气工业放射性废物的源项和存在形式等特征出发, 对放射性废物的临时贮存、污染设备的去污及放射性废物的处理、处置过程中涉及的技术方法和相关管理要求进行了介绍, 为实践中选择合理可行的处理、处置方案以及建立油气工业放射性废物监管体系提供借鉴和参考。

关键词: 油气工业; NORM; 放射性废物; 处理; 处置

中图分类号: TL94 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 01-0036-07

在地球地质层中, 存在着天然放射性物质 (Naturally Occurring Radioactive Materials, NORM)。这些物质会随着地球的各种物理化学作用而发生迁移和转化, 也可能因人类的活动被浓缩、富集, 进而增加对工作人员与公众的照射风险^[1]。通常, 因人类活动而被增强的天然放射性物质被称为技术增强型天然放射性物质 (Technologically-Enhanced Naturally Occurring Radioactive Materials, TENORM)^[2]。

地壳中的天然放射性核素主要为²³⁸U、²³²Th及其子体, 它们往往以痕量的质量浓度 (1%) 存在于油气储集层中。在油气工业的生产过程中, 放射性核素会随着油、气以及水的混合物移动, 并以各种形式累积于盐垢、金属垢和淤泥中^[3]。这些放射性废物中的NORM含量可能远远超过监管要求中的行动水平或豁免水平, 并在设备的维护与运输等过程中给工作人员和公众带来潜在的照射风险。因此, 有必要对油气工业中的NORM实施有效的管理, 尤其是要对NORM废物进行合理的处理与处置, 以减少

NORM废物向环境扩散的风险, 切实保护公众安全 and 环境安全^[4]。

油气工业中的NORM问题已经在国际上引起了重视, 一些国家和国际组织相继制定和发布了相关的规定和导则, 如IAEA发布了《油气工业中放射性废物的辐射防护和管理》安全报告^[5]、国际油气生产商协会 (IOGP) 发布了《油气工业中天然放射性物质管理导则》^[6]等, 这些文件都对NORM废物的处理与处置进行了规范和要求。本文基于油气工业中NORM废物的特点, 对它们的处理与处置所涉及的技术方法和相关管理要求进行了介绍, 为我国建立油气工业NORM监管体系提供借鉴和参考。

1 油气工业中NORM废物的特征

1.1 NORM废物中的主要放射性核素

在未经开采的油气储集层中, ²³⁸U、²³²Th及其子体长期处于平衡状态。一旦油气储集层被开采, 这种平衡会被迅速打破。由于油气储集层属于还原性环境, U、Th元素倾向于以固态岩

收稿日期: 2019-10-09 修回日期: 2019-11-25

作者简介: 米宇豪 (1991—), 男, 河南驻马店人, 工程师, 博士, 现主要从事核设施环境影响评价技术审评工作

*通讯作者: 廖运璇, E-mail: yun252@163.com

石的形式存在,不易溶于水相或油相。因此,在油气开采过程中, ^{238}U 、 ^{232}Th 仍主要存在于储集层岩石中,地表提取物中只含有天然浓度的 ^{238}U 、 ^{232}Th 。

然而,对于两个放射系中的Ra元素情况截然相反。无论是 ^{238}U 系的 ^{226}Ra ,还是 ^{232}Th 系的 ^{228}Ra 、 ^{224}Ra ,都由母体核素通过 α 衰变产生, α 粒子引起的反冲效果增加了它们从固液交界面进入井液的可能性。Ra更易溶于水,在开采过程中会随着生产水流动。当Ra到达地表后,由于温度、压力、酸碱度等条件的变化,Ra会以硫酸盐或碳酸盐的形式沉积与结垢。基于上述原理,Ra的3种放射性同位素及其子体成为油气工业中NORM废物的主要源项。 ^{226}Ra 、 ^{228}Ra 、 ^{224}Ra 的半衰期分别约为1600年、6年和4天, ^{224}Ra 会很快由于自身的衰变而消失,而 ^{226}Ra 的衰变速率远低于 ^{228}Ra ,因此, ^{226}Ra 是NORM废物中应首先考虑的重要源项。

^{238}U 、 ^{232}Th 放射系中的Rn(氡)同位素也应引起关注。Rn是一种惰性气体元素,在开采过程中会随着气相的天然气转移到地表。 ^{232}Th 放射系中, ^{220}Rn (钍射气)的半衰期只有约1 min,它会在到达地面后很快衰变殆尽。 ^{238}U 放射系中 ^{222}Rn 的半衰期约为4 d,它可能存在于液化天然气处理设备、原油储罐或天然气传输管线中,最终衰变为寿命较长的 ^{210}Pb 。

在某些油气田的生产水中,存在着Pb的稳定同位素,这意味着 ^{210}Pb 也可能存在于一定形式的沉积物中。在这种沉积物中, ^{210}Pb 的活度会远高于 ^{226}Ra ,意味着存在一种仍未被探明的独立的Pb元素迁移机制^[6]。

综上所述, ^{226}Ra 、 ^{228}Ra 、 ^{222}Rn 、 ^{210}Pb 及它们可能存在的子体(如图1所示)是油气工业NORM废物中存在的主要放射性核素,应在废物处理与处置的过程中对它们进行重点关注。

1.2 NORM废物的主要存在形式

油气工业中的主要NORM废物可以大致分为垢和淤泥两类。其中,垢可分为盐垢和金属垢,而金属垢又包括刮屑和薄膜。这些NORM废物可能以干态、湿态或干湿混合态的形式存在,或吸附于各种金属设备内部,或在设备维护过程中被收集到桶、箱等器皿中,或附着在

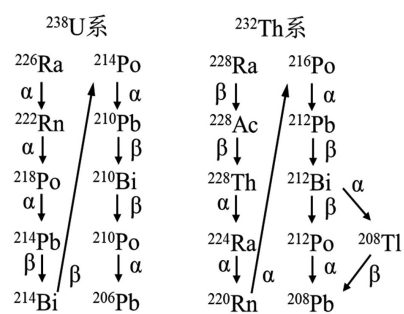


图1 ^{238}U (^{232}Th) 放射系中 ^{226}Ra (^{228}Ra) 以下衰变链

Fig. 1 The decay chain of ^{238}U (^{232}Th) series behind ^{226}Ra (^{228}Ra)

工作服、手套、托盘等各种物质表面。垢和淤泥可能含有的放射性核素如下:

(1) 盐垢。盐垢的主要类型为硫酸盐垢(BaSO_4 、 SrSO_4)和碳酸盐垢(CaCO_3),而Ra在化学性质上与Ba、Sr、Ca类似,故Ra易与它们共沉淀,形成 RaSO_4 、 RaCO_3 甚至 RaSiO_4 。因此,盐垢中主要含有 ^{226}Ra 、 ^{228}Ra 。

(2) 金属垢。刮屑中会含有 ^{226}Ra 、 ^{228}Ra ,管道刮屑中还可能存在 ^{210}Pb 、 ^{210}Po 。薄膜常见于气体处理设备的内表面,由 ^{222}Rn 的衰变子体吸附而成,主要含有 ^{210}Pb 、 ^{210}Po 。

(3) 淤泥。淤泥中也会含有 ^{226}Ra 、 ^{228}Ra ,沉积在储罐底部、气/油分离器、脱水容器、NGL(液化天然气)储罐等处的淤泥中还可能含有 ^{210}Pb 、 ^{210}Po 。

油气工业常见NORM废物中主要天然放射性核素的含量范围见表1。一般而言,从淤泥到垢,有机成分的含量会逐渐减少(如图2所示),这两种形态废物的产生量也会对后续处理、处置技术的选择产生影响。

表1 油气工业常见NORM废物中主要天然放射性核素的含量^[6]

Table 1 Activity of main natural radionuclides in common NORM wastes in oil and gas industry

		单位: Bq/g		
放射系	放射性核素	盐垢	淤泥	刮屑
^{238}U	^{238}U	0.001 ~ 0.5	0.001 ~ 0.01	—
	^{226}Ra	0.1 ~ 15000	0.05 ~ 800	0.01 ~ 75
	^{210}Pb	0.02 ~ 75	0.01 ~ 1300	0.05 ~ 50
^{232}Th	^{232}Th	0.001 ~ 0.002	0.002 ~ 0.01	—
	^{228}Ra	0.05 ~ 2800	0.5 ~ 50	0.01 ~ 10

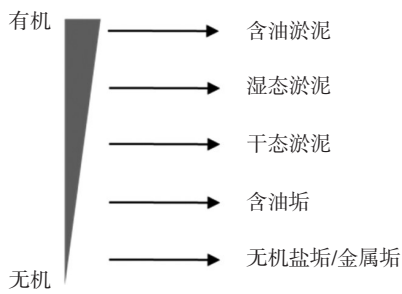


图2 各类淤泥和垢的有机成分含量

Fig. 2 Amount of organics in all kinds of sludge and scale

此外，生产水也可能成为NORM废物，主要含有 ^{226}Ra 、 ^{228}Ra 等放射性核素，但生产水的活度水平一般远低于上述几种固体废物，加之生产水常被循环使用、不外排，故本文不对生产水进行讨论。

2 油气工业中NORM废物的处理

2.1 典型的NORM废物处理策略

NORM废物的处理是NORM废物管理的重要环节，有效的处理过程可以降低后续处置及相关辐射防护的难度。其中一种较为可行的NORM废物处理策略如图3所示。首先，要对NORM废物进行合理分类，既包括按照放射性比活度进行分类，也包括根据不同处理手段的特点，按照废物的物理与化学等特性进行分类，这是实现废物最小化的第一步。随后，要对NORM废物进行减容处理。由于油气工业中的NORM废物多含有烃类物质，易于燃烧，可以使用焚烧法对一些易燃废物进行处理，既能实现减容效果，又能将废物惰化。尤其是对于淤泥类废物产生量较大的情况，建立焚烧炉十分必要。但是，焚烧会导致焚烧灰中放射性核素的比活度升高，可能会引起相应的辐射防护策略甚至处置策略的改变。在焚烧过程中，应设置废气处理系统并监测废气的放射性水平，还应做好炉渣、灰烬、飞灰等废物的收集工作，避免造成放射性物质的泄漏和扩散。需要注意的是，对于处理废水使用的可燃树脂，可考虑进行焚烧处理。焚烧减容后，要使用水泥对焚烧灰等废物进行固化。而对于没有沾染油污的废物（如某些垢），相应的处理办法是直接固化。固化完成后，还要进行废物的放射性检测，为

后续处置方案的选择提供依据。在实际操作过程中，可根据各方面的具体情况简化、省略或增加一些操作环节。

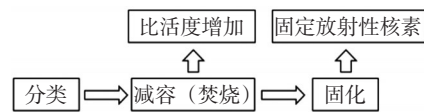


图3 一种可行的NORM废物处理策略

Fig. 3 A practicable strategy for NORM treatment

目前，多数国家油气工业中产生的NORM废物都没有得到有效处理，大量NORM废物仍被临时存放于专用的容器或废物坑中，这种情况蕴含着潜在的辐射风险。

2.2 NORM污染设备的去污

油气工业存在大量被盐垢、金属垢、淤泥等NORM废物污染的仪器设备，有必要对这些被污染的设备进行去污处理，实现NORM废物与仪器设备的分离。污染设备的去污过程本质上是NORM废物的预处理过程，能够实现NORM废物的提取和转移，便于开展后续处理操作。

针对各种核设施的放射性污染设备去污问题，人们已经发展出了4大类主要去污方法：机械/物理法、化学法、电化学法和熔炼法，它们的相关特性详见表2。

对于油气工业NORM污染设备的去污，最经济有效的方法是喷水法，具体可分为自动高压喷水法和人工喷水法，前者常用于去除钻杆等设备内表面的垢，后者常用于清理各种污染设备和器具。进行去污操作时，应设立隔离作业区，严格控制NORM的扩散，并注意对工作人员的有效防护。喷水去污会产生大量以水为载体的二次NORM废物，主要包括被污染的油水混合物和被浸湿的垢。因此，必须建立水循环系统，对废水进行一系列处理操作，以实现NORM废物的进一步提取和转移。废水的处理主要包括油水分离、过滤、除盐（基于可燃离子交换树脂）等过程，处理后的废水被重新注入喷水系统、循环使用。

无论采用哪种去污手段，都应注意避免NORM的扩散，并为下一阶段NORM废物的处理做好准备。

表2 4大类去污方法的特性^[7,8]Table 2 The characteristics of 4 decontamination methods^[7,8]

类别	原理	典型方法	特性
机械/物理法	表面去除、表面清洗	吸尘法、机械擦拭法、喷水法、超声波法	要求污染设备的表面能被触及,能达到较好去污效果,易产生气载尘埃
化学法	利用化学去污剂溶解设备表面被放射性核素污染的污腻物、油漆涂层或剥离氧化膜层	化学泡沫法、化学凝胶法、氧化还原法、络合法	广泛应用于管道、部件、结构复杂和体积庞大设施表面固定放射性污染物的去除,但化学去污废液量大,损伤物体表面,耗时长
电化学法	去污部件作阳极,电解槽作阴极,在电流的作用下使表面污染物均匀溶解	—	去污效率高,二次废物量少,可用于结构复杂部件的去污;但成本高,需严格控制操作,不能对非金属材料去污
熔炼法	熔融金属	—	低水平污染的金属经熔炼处理后,大部分污染核素进入小体积炉渣中,少部分核素均匀分布在基体金属中,部分去污后的金属可以复用

2.3 NORM废物的临时贮存

在实现对NORM废物的最终处置之前,一般都要对废物进行短期或临时贮存。对于需要贮存的废物,应将其盛装在一定的容器中,确保废物的完整包容和有效隔离。所使用的容器应由不与废物发生作用的耐用材料制成,且容器要能够适应正常范围内的温度变化并具有防水功能。容器应贮存于干燥环境中,并将贮存地点的地面硬化,设置适当的保护措施,以防止任何潜在的泄漏或溢出发生而造成地下水、地表水或土壤污染。贮存过程中,应将容器密封,不得以可能引起容器破裂或泄露的方式操作容器。在贮存地点应设置醒目的辐射标志和相关说明,以清楚表明含有NORM废物。应定期对贮存地点进行检查,重点关注容器是否存在泄露和损坏现象,并做好相关记录。

NORM废物的临时贮存只是一种过渡手段,绝非最终归宿。长时间的贮存将会增大NORM

对公众和环境的照射风险,因此,应在临时贮存的同时尽快考虑废物的处置方式。

3 油气工业中NORM废物的处置

3.1 NORM废物的处置

在油气工业NORM废物中一些放射性核素的半衰期很长,最典型的是半衰期约为1600年的²²⁶Ra,所以,要选择合理有效的处置方案,使公众和环境的辐射安全在应有的时间尺度内得到充分保障。在设计处置方案时,应严格遵循监管机构的规章制度或充分参考权威机构的导则指南,还应考虑利益相关公众的意见,做好信息公开和公众参与工作。

通常,根据放射性核素的种类、比活度、半衰期等特征,可以将放射性废物分为高水平、中等水平和低水平3类,不同国家的分类方法略有差异^[9]。我国《放射性废物分类》(环境保护部公告2017年第65号)规定,放射性废物分为极短寿命放射性废物、极低水平放射性废物、低水平放射性废物、中水平放射性废物和高水平放射性废物5类,分别对应贮存衰变后解控、填埋处置、近地表处置、中等深度处置、深地质处置5类处置方式,且极短寿命放射性废物和极低水平放射性废物属于低水平放射性废物范畴^[10]。油气工业中的NORM废物主要是低水平和极低水平放射性废物,常用处置方法包括浅埋、填埋、地下注入和专用设施处置贮存,如图4所示。

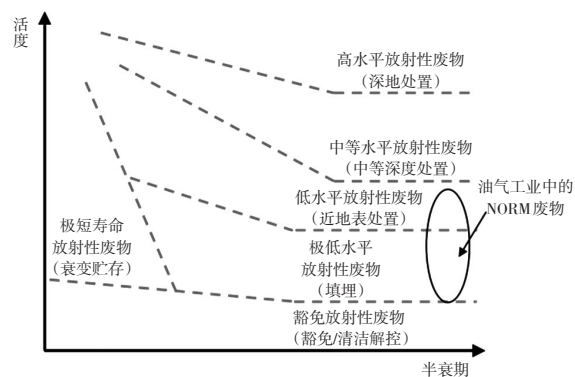


图4 油气工业中NORM废物的分类和处置策略

Fig. 4 Classification and disposal strategy of NORM wastes from oil and gas industry

浅埋适用于比活度较低（如小于10 Bq/g）的NORM废物，要使用至少约5 m厚的覆土覆盖废物，且要使覆土与周围地形保持平整。填埋主要针对经过水泥固化的NORM废物，NORM废物的比活度不能过高（如小于50 Bq/g），选择填埋场地时应考虑地质结构的稳定性，且场地的水文特征应当限制废物与地下水的接触，从而最大限度地减少放射性核素（主要是²²⁶Ra）的转移。地下注入又被称为深井处置，主要指采用泥浆压裂技术将NORM废物注入废弃的深井，以达到地质封存的效果，原则上该方法对处置的废物没有比活度的限制。专用设施贮存主要指将NORM废物送往近地表处置设施，即将NORM废物视为低水平放射性废物进行处置。

处置方法的选择往往需要依据NORM废物的放射风险、处置技术的可行性、经济成本、监管要求、公众接受度等多方面因素进行综合考量，有时需要在多种因素之间进行平衡和取舍。对于油气工业NORM废物，在放射风险方面，²²⁶Ra是主要放射性来源，²²⁶Ra及其子体发射的 γ 射线（见表3）引起的外照射风险和²²⁶Ra的气态子体²²²Rn引起的吸入内照射风险都是不容忽视的。

表3 ²²⁶Ra及其子体的主要 γ 射线

Table 3 The main γ rays of ²²⁶Ra and its progenies

放射性核素	发射强度/%	能量/keV
²²⁶ Ra	3.6	186.2
²¹⁴ Pb	37.6	351.9
	19.3	295.2
	7.4	242.0
²¹⁴ Bi	46.1	609.3
	15.4	1764.5
	15.1	1120.3
	5.8	1238.1
	5.1	2204.2

3.2 NORM废物的排除和豁免

针对天然放射性核素，ICRP提供了一些相关的照射管理导则。由于环境中²³⁸U和²³²Th的比活度通常约为40 Bq/kg，并且有一个数量级或更大一些的涨落，建议将母体放射性核素的比活度是否处在1 000~10 000 Bq/kg的范围作为确定

这些放射性物质的照射是否应当受制于监管文件的依据。虽然这种情况下采用的依据是NORM中的比活度，但在考虑外照射和尘埃吸入内照射时，这一范围的比活度“将会产生每年近似1~2 mSv的有效剂量”。

《排除、豁免和解控概念的应用》（IAEA RS-G-1.7）中规定，所有天然放射性核素的豁免比活度值为1 Bq/g，该值可以用于判断实践中的哪些材料能解除监管控制，其剂量依据为1 mSv/a^[11]。《国际辐射防护和辐射源安全基本安全标准》（IAEA GSR-part3）中对于天然来源的放射性核素豁免的剂量准则和批量物质的豁免比活度值也采用了跟RS-G-1.7同样的标准^[12]。

在《放射性废物分类》（环境保护部公告2017年第65号）中，针对含天然放射性核素的大量物质，采用年附加有效剂量不超过1mSv作为豁免剂量准则^[10]。国家标准《可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度》（GB 27742—2011）等效采用了IAEA RS-G-1.7，规定天然放射性核素的比活度豁免水平为1 Bq/g，其剂量依据也为1 mSv/a^[13]。可以看出，我国目前针对天然放射性核素豁免的现行法规标准与国际标准一致，适用于油气工业NORM废物的排除和豁免管理。

从表1可以看出，油气工业中的NORM废物放射性比活度在 10^{-3} ~ 10^4 Bq/g，变化范围较大。对于天然放射性核素比活度大于1 Bq/g的情形，需要纳入辐射防护监管；而对于比活度小于豁免值的情形，可以当做普通废物处理。因此，对油气工业NORM废物的管理，既做好废物分类和管理工作，也要做好废物的清洁解控工作，以减小废物管理压力，做到废物最小化。

4 结论及建议

油气工业会产生含有²²⁶Ra、²²⁸Ra、²²²Rn、²¹⁰Pb等放射性核素的NORM废物，主要以盐垢、金属垢、淤泥等形式存在。它们含有的以²²⁶Ra为代表的放射性核素的半衰期较长，可能给工作人员带来内、外照射的风险，也可能威胁到公众和环境的辐射安全，必须对其进行合理的处理与处置。分类、减容、固化是一种可供参考的处理策略，而污染设备的去污是重要的预

处理过程,有效的处理可以为后续的处置提供便利。废物的临时贮存可以作为一种过渡性的措施,但非长久之计,必须尽快为废物的处置寻找出路。

本文根据国际上油气工业 NORM 废物类型及放射性比活度情况,参考目前我国关于天然放射性废物管理的相关要求,给出以下建议:

(1) 鉴于油气工业 NORM 废物的放射性比活度变化范围较广,较高放射性水平的废物需要按照放射性废物的管理方式进行管理,相应的处置过程可以参照低水平或极低水平放射性废物的处置进行,而低于免管水平的废物应予以排除或豁免。目前,我国对油气工业 NORM 废物的相关放射性水平调查及分析评价的工作较少,获取的数据不足,因此,需要根据情况开展特定油气工业 NORM 废物的调查工作,在实际工作的基础上制定废物管理方案,在满足国家相关规定的同时,得到现实情形下的最优化解策略。

(2) 目前,我国在油气工业中还没有进行辐射环境监管,建议在油气工业 NORM 废物相关放射性水平调查及分析评价工作的基础上,找到适合我国 NORM 行业的监管点,比如固废的管理和液态流出物的管理办法,形成具有行业特点的监管体系。这样既保证了我国油气开发利用中的辐射环境安全,同时也为油气工业的可持续发展和国际接轨提供保证。

(3) 建议在我国油气工业 NORM 废物的相关放射性水平调查的基础上做好废物管理的相关工作。对于可以再利用的污染金属废物,鼓励在去污的基础上集中进行熔炼再利用。对于 NORM 废物的处置工作,要做好行业规划,统一筹划,积极考虑针对整个油气行业 NORM 废物的处置出路。

(4) 建议在前期调查和研究的基础上,建

立油气工业辐射环境监管名录,并进一步制定油气工业 NORM 废物监管相关法规,出台相关导则、技术文件规范油气工业 NORM 废物的处理处置活动。

参考文献

- [1] CHARLES M. UNSCEAR Report 2000: sources and effects of ionizing radiation [J]. *Journal of Radiological Protection*, 2001, 21 (1): 83.
- [2] BAXTER M. Technologically enhanced radioactivity: an overview [J]. *Journal of Environmental Radioactivity*, 1996, 32 (1-2): 3-17.
- [3] COWIE M, MOUSLY K, FAGEEHAO, et al. NORM Management in the oil and gas industry [J]. *Annals of the ICRP*, 2012, 41 (3-4): 318-331.
- [4] HAMLAT M, DJEFFAL S, KADI H. Assessment of radiation exposures from naturally occurring radioactive materials in the oil and gas industry [J]. *Applied Radiation and Isotopes*, 2001, 55 (1): 141-146.
- [5] IAEA. Radiation protection and the management of radioactive waste in the oil and gas industry, Safety Series No. 4 [S]. Vienna: IAEA, 2003.
- [6] IOGP. Managing Naturally Occurring Radioactive Material (NORM) in the oil and gas industry, No. 12 [M]. Vienna: IAEA, 2016.
- [7] 何佳恒, 钟文彬, 罗顺忠, 等. 核设施用去污技术 [J]. *辐射防护通讯*, 2007, 27 (5): 24-27.
- [8] 罗上庚, 管宗洲. 放射性污染的去污 [J]. *清洗世界*, 1993 (1): 33-39.
- [9] 罗上庚. 放射性废物处理与处置 [M]. 北京: 中国环境科学出版社, 2007.
- [10] 环境保护部, 工业和信息化部, 国防科工局. 环境保护部公告 2017 年第 65 号, 放射性废物分类 [R]. 北京: 环境保护部, 工业和信息化部, 国防科工局, 2017.
- [11] IAEA. Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Series No. RS-G-1.7 [M]. 2004.
- [12] IAEA. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, Safety Standards Series No. GSR Part 3 [M]. Vienna: IAEA, 2014.
- [13] GB 27742—2011. 可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度 [S]. 2011.

The Treatment and Disposal of Radioactive Wastes in Oil and Gas Industry

Mi Yuhao¹, Yi Hengguan², Liao Yunxuan^{1,*}, Wang Bo¹, Wang Ping¹

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

2. China Institute for Radiation Protection, Taiyuan 030006, China)

Abstract: Large amount of radioactive wastes will be generated in the production of oil and gas, and the treatment and disposal of radioactive wastes are critical to the radiation safety of the public and the environment. Based on the characteristics of source term and existing form of radioactive waste in oil and gas industry, this paper introduces the temporary storage, decontamination of contaminated equipment and disposal of radioactive waste, and the technical methods involved in the disposal process and related management requirements of radioactive wastes, which provides references for the selection of reasonable and feasible plans of treatment and disposal in practice and for the establishment of radioactive waste regulatory system in oil and gas industry.

Key words: oil and gas industry; NORM; radioactive waste; treatment; disposal

(责任编辑:许龙飞)

刘建昌,沈永刚,陈韵茵,等. 摇摆条件下两环路自然循环回路特性分析[J]. 核安全, 2020, 19(1):43-49.

Liu Jianchang, Shen Yonggang, Chen Yunyin, et al. Characteristics Analysis of the Natural Circulation Circuit with Two-Loop Under Rolling Motion Conditions[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(1):43-49.

摇摆条件下两环路自然循环回路特性分析

刘建昌, 沈永刚*, 陈韵茵, 杨江, 卢向晖
(中广核研究院有限公司, 深圳 518026)

摘要: 在海上小型堆设计中, 需要考虑海洋运动条件对热工水力特性的影响。本文建立了海洋运动条件下的附加惯性力模型, 并将该模型应用于RELAP/SCDAP程序中, 得到了适用于海洋运动条件下的系统分析程序, 利用修改后的RELAP5程序, 分析了在摇摆条件下自然循环回路的热工水力特性。分析结果表明, 摇摆条件下, 自然循环回路的平均流量小于静止条件下的自然循环流量, 环路流量波动滞后于横摇运动, 冷却水温波动滞后于环路流量波动, 摇摆幅值越大, 频率越高, 流量波动幅值越大。当摇摆较剧烈时, 环路上出现倒流现象。增加加热功率或提高冷热源之间高度差可增加系统的自然循环驱动力, 减小横摇运动对自然循环的影响。

关键词: RELAP/SCDAP; 附加惯性力; 摇摆; 自然循环

中图分类号: TL38 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 01-0043-07

船舶、浮动平台等在运行过程中会伴随摇摆、起伏和倾斜等多自由度附加运动。在不同的海洋运动条件下, 安装在船舶、浮动平台上的小型堆系统的流体会受到附加惯性力的作用, 在附加惯性力的作用下, 流体的流动、换热等会产生变化。

目前, 世界上典型的大型压水堆核电站热工水力系统分析程序主要包括 ATHLET、CATHARE、RELAP、TRACE 等。上述程序适用于陆上核电厂, 无法满足海洋条件下热工水力系统分析的需求。国内外针对 RELAP5 与 RETRAN 开展了海洋条件下的适用性研究。

Toshihisa ISHIDA^[1] 在 RETRAN-02 的基础上增加了倾斜、垂直加速、起伏以及任意角度旋转的模型, 通过二次开发得到了用于海洋条件下船舶核动力装置热工水力瞬态分析程序 RETRAN-02/GRAV。Jae-Hak Kim 等根据 RE-

TRAN-03 程序引入相关海洋条件模型形成了 RETRAN-03/MOV^[2] 与 RETRAN-03/INT^[3]。

谭长禄等在 RELAP5 的基础上, 在考虑海洋条件下引入的附加力模型, 通过二次开发得到了海洋条件下热工水力分析程序 RELAP5/MC^[4]。

于雷、鄢炳火分别基于 RELAP5/MOD3.2 与 RELAP5/MOD3.3 开发了海洋条件下的系统分析程序^[5-7]。二者均通过修改汽液混合物的动量方程描述海洋条件引起的附加压降, 同时, 在程序中考虑了摇摆对摩擦系数、换热系数的影响。

本文基于海上小型堆安全分析的需求, 建立了海洋运动条件下的附加惯性力模型, 并对 RELAP/SCDAP 程序进行修正。然后, 简单介绍海洋运动条件下的附加惯性力模型, 并利用修正后的 RELAP 程序建立自然循环回路模型, 在摇摆条件下分析自然循环回路的热工水力特性。

收稿日期: 2019-07-30 **修回日期:** 2019-11-01

作者简介: 刘建昌 (1990—), 男, 广东兴宁人, 工程师, 硕士, 核能科学与工程专业, 现主要从事安全分析工作

***通讯作者:** 沈永刚, E-mail: shenyonggang@cgnpc.com.cn

1 适用于海洋运动条件的热工水力系统分析程序

在对 RELAP/SCDAP 程序二次开发前, 首先需要建立相应的附加惯性力模型, 根据建立的模型修正 RELAP 程序中的动量方程, 最终得到适用于海洋运动条件的热工水力系统分析程序。本节重点介绍附加惯性力模型。

建立附加惯性力模型时, 通常会分别建立起伏、摇摆和倾斜等单一海洋条件下的附加惯性力以及不同海洋条件耦合的附加惯性力模型。本文在建立附加惯性力模型时, 从附加惯性力的通用格式出发, 根据平动、转动和倾斜的数学模型, 推导得到通用的附加惯性力模型, 可以用于分析不同的单一海洋条件以及不同海洋条件耦合的情况。

1.1 惯性坐标系和非惯性坐标系

分析海洋运动条件下的附加惯性力时, 首先需要建立一套惯性坐标系和一套非惯性坐标系。

本文假设在静止条件下, 惯性坐标系 $O_0X_0Y_0Z_0$ 原点与海上小型堆的重心重合, X 轴与海上小型堆的轴线重合。非惯性坐标系 $OXYZ$ 为控制体坐标系, 原点固定在控制体的几何中心上, 且坐标轴分别与惯性坐标系 $O_0X_0Y_0Z_0$ 的 3 个坐标轴平行。随着海上小型堆的运动, 非惯性坐标系也随着运动, 如图 1 所示。在分析过程中, 本文对每个控制体在相应的非惯性坐标系 $OXYZ$ 中建立动量方程。

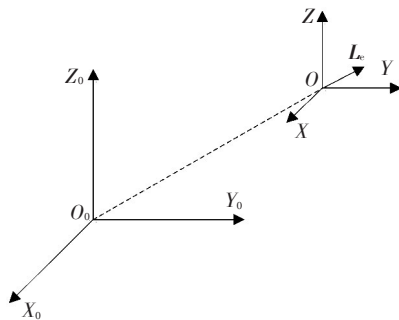


图 1 惯性坐标系和非惯性坐标系

Fig. 1 Inertial & non-inertail coordinates

1.2 海洋运动条件的数学模型

海洋运动条件可以分为倾斜、起伏、摇

摆。在海浪、风、船的机动条件下, 小型堆可能会发生不同的运动方式, 包括平动、转动和倾斜。本节将简单介绍各种运动条件的数学模型。

1.2.1 平动数学模型

平动包括沿 X 轴方向的加速、沿 Y 轴方向的平移、沿 Z 轴方向的起伏或加速运动, 可用下列矩阵表示:

$$\vec{a} = \begin{bmatrix} a_x & & \\ & a_y & \\ & & a_z \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \vec{i} \\ \vec{j} \\ \vec{k} \end{bmatrix} \quad (1)$$

式中, a_x 、 a_y 和 a_z ——沿 X 、 Y 、 Z 轴的加速度;

\vec{i} 、 \vec{j} 、 \vec{k} —— X 、 Y 、 Z 方向的单位向量。

1.2.2 转动数学模型

转动包括绕 X 轴的横摇、绕 Y 轴的纵摇、绕 Z 轴的转动, 转动数学模型可以用下列矩阵表示:

$$\vec{\omega} = \begin{bmatrix} \omega_x & & \\ & \omega_y & \\ & & \omega_z \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \vec{i} \\ \vec{j} \\ \vec{k} \end{bmatrix} \quad (2)$$

式中, ω_x 、 ω_y 和 ω_z ——横摇、纵摇和绕 Z 轴的转动角速度。

1.2.3 倾斜数学模型

在海洋运动条件下, 海上小型堆与 X 、 Y 和 Z 轴之间的夹角分别为 θ_x 、 θ_y 和 θ_z 。倾斜运动会影响各个设备之间的相对位置, 造成自然循环驱动力的改变。

1.3 附加惯性力模型

根据控制体内流体流速 \vec{u} 和控制体在惯性坐标系中的位置 \vec{r} , 可以得到海洋运动条件下, 控制体所受到的附加惯性力的通用格式为^[8]:

$$\vec{a}_{\text{add}} = \vec{a} + 2\vec{\omega} \times \vec{u}_r + \vec{\omega} \times (\vec{\omega} \times \vec{r}) + \frac{d\vec{\omega}}{dt} \times \vec{r} \quad (3)$$

考虑到 RELAP/SCDAP 程序为一维程序^[9], 而科氏力 $2\vec{\omega} \times \vec{u}_r$ 始终与流体流动方向垂直, 不会直接影响流动过程, 因此, 本文在修正 RELAP/SCDAP 程序时忽略该项的影响。根据附加惯性力的特点, 可以将附加惯性力分解为平动引入的附加力 \vec{a}_1 和转动附加惯性力 \vec{a}_2 两部分:

$$\vec{a}_{\text{add}} = \vec{a}_1 + \vec{a}_2 \quad (4)$$

$$\vec{a}_1 = \vec{a} \quad (5)$$

$$\vec{a}_2 = \omega \times (\vec{\omega} \times \vec{r}) + \frac{d\vec{\omega}}{dt} \times \vec{r} \quad (6)$$

式(4)中的附加力是三维矢量,对RELAP/SCDAP进行修正以前,需要得到流体所受到的附加惯性力沿流动方向的分量。

某一控制体内流体在非惯性坐标系OXYZ的流动方向的附加力可用单位向量坐标 \vec{L}_e 表示:

$$\vec{L}_e = \begin{bmatrix} \cos \alpha \\ \cos \beta \\ \cos \gamma \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \vec{i} \\ \vec{j} \\ \vec{k} \end{bmatrix} \quad (7)$$

在海洋条件下,控制体绕任意轴旋转后的流动方向附加力为:

$$\vec{L}_{e\text{旋}} = R \cdot \vec{L}_e \quad (8)$$

式中, R ——绕任意轴旋转的旋转矩阵^[10],

$$R = R_z(\theta_z)R_y(\theta_y)R_x(\theta_x)。$$

根据式(5)和式(8),平动附加惯性力沿流动方向的分量为

$$a_1 = \vec{a}^T \cdot \vec{L}_{e\text{旋}} \quad (9)$$

转动附加惯性力 \vec{a}_2 是在非惯性坐标系中推导得到的,表征流体流动方向附加力的矢量 \vec{L}_e 也是以非惯性系为参考系的,在摇摆条件下, \vec{a}_2 与 \vec{L}_e 之间的夹角不会发生改变,因此,转动附加惯性力沿流动方向的分量为

$$a_2 = \vec{a}_2 \cdot \vec{L}_e \quad (10)$$

在倾斜或摇摆条件下,控制体所在位置、倾角发生改变,流体所受到的重力沿流动方向的分量如式(10)所示。

$$g' = \vec{g}^T \cdot \vec{L}_{e\text{旋}} \quad (11)$$

1.4 RELAP/SCDAP程序修正

本文根据所建立的附加惯性力模型(式(10)~式(12)),对RELAP/SCDAP程序修正。在进行海洋条件下热工水力分析程序开发时,本文仅考虑了海洋条件引入的附加惯性力影响,对程序中动量方程进行了修正,在程序中未进一步对海洋条件下的阻力模型、传热模型等进行修正。

2 摇摆条件下自然循环回路特性

本节中将利用修正后的RELAP程序,建立两环路自然循环回路的模型,并开展摇摆条件下的自然循环特性分析,自然循环回路模型如图2所示。

在分析中,假设坐标系原点为热源下封头的几何中心,竖直方向为Z轴,自然循环回路所在平面为Y轴,如图2所示。分析时,假设横摇运动模型为简谐运动, t 时刻,横摇角度模型如式(13)所示。

$$\theta(t) = \theta_R \sin\left(\frac{2\pi t}{T_R}\right) \quad (12)$$

式中, θ_R ——横摇角幅值;

T_R ——横摇周期。

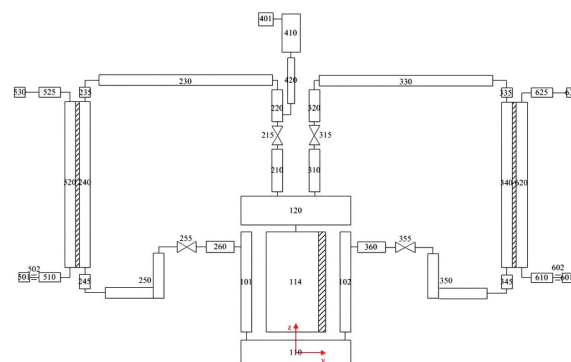


图2 自然循环回路模型

Fig. 2 Models of the natural circulation loop

2.1 摇摆条件下的自然循环回路特性

本节首先分析摇摆幅值为 5° 、周期为30 s下的自然循环回路特性,横摇运动模型如图3所示,计算结果如图4~图6所示。

在摇摆工况下,左、右环路冷源与热源之间的高度差发生周期性变化,且左、右环路的变化刚好反相,因此,环路流量发生周期性波动,流量波动周期为横摇运动周期,左、右环路之间流量波动的相位差为 π 。热源的流量取决

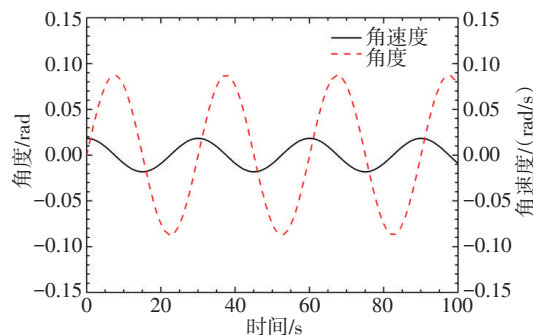


图3 横摇运动模型(幅度 $=5^\circ$,周期 $=30$ s)

Fig. 3 Rolling model (amplitude $=5^\circ$, period $=30$ s)

于左、右环路的流量，在横摇工况下，热源的流量波动幅值较小。

对左环路而言，当角加速度为正时，摇摆

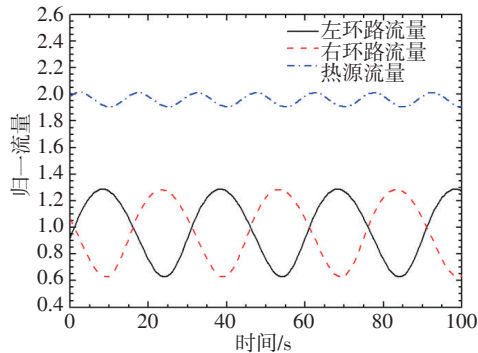


图4 横摇条件下归一流量¹ (幅度=5°, 周期=30 s)

Fig. 4 Normalized flow under swing conditions
(amplitude=5°, period = 30 s)

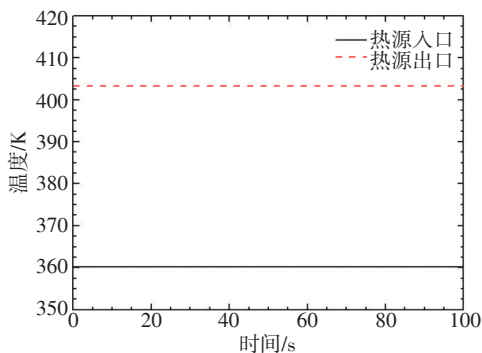


图5 自然循环回路温度 (幅度=5°, 周期=30 s)

Fig. 5 Temperature of the natural circulation loop
(amplitude=5°, period = 30 s)

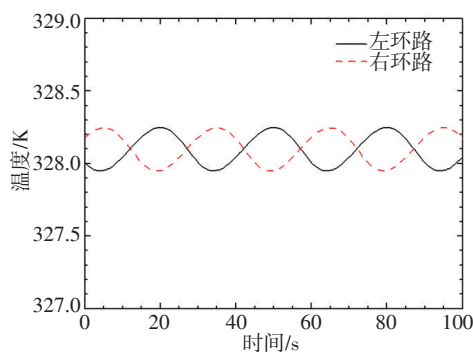


图6 冷却水出口温度 (幅度=5°, 周期=30 s)

Fig. 6 Cooling water temperature of the outlet
(Amplitude=5°, Period = 30 s)

产生的附加力沿流动方向的分量与流动方向相同，此时，横摇产生的附加力起驱动力的作用，因此，左环路的流量逐渐增加。当角加速度为负时，附加力沿流动方向的分量与流动方向相反，此时，横摇产生的附加力起阻力的作用，左环路的流量逐渐减小。由于流动惯性的作用，自然循环流量波动滞后于横摇运动。

左、右环路流量周期性波动，引起冷源一次侧出口的温度发生周期性变化，两个环路的温度变化的相位差为 π 。左、右环路的水在热源下降段和下封头均匀混合后进入加热区域，由于左、右环路的流量、温度波动曲线存在相位差，叠加后导致在加热区域入口的流量、温度的波动幅值较小。在恒定的加热功率下，热源出口的温度基本不变。

由于左、右环路的流量波动幅值较大，冷源的换热功率也发生周期性变化，冷源入口流量和温度为恒定值，因此，冷源出口的冷却水温发生周期性变化，当环路的自然循环流量增加时，冷源的换热功率增加，冷源出口的冷却水温增加；流量减小时，换热功率减小，冷却水温下降。由于存在热惯性，冷却水温的波动滞后于流量波动。

2.2 摇摆幅度对自然循环特性的影响

本节中分析摇摆角度幅值对自然循环流动特性的影响。摇摆周期为30 s的不同摇摆角度幅值的计算结果如图7所示。

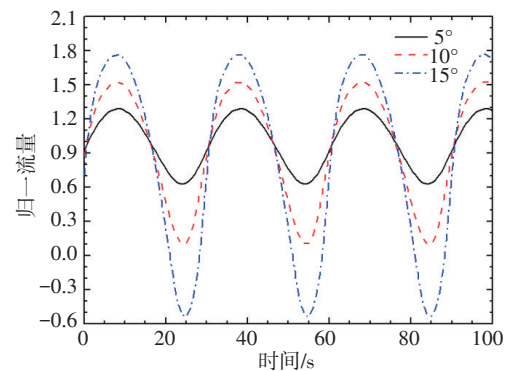


图7 摇摆幅值对自然循环流量的影响 (周期=30 s)

Fig. 7 Effects of the rolling amplitudes on natural flow rate
(period = 30 s)

1. 横摇条件下流量与静止条件下环路流量之比。

在相同的摇摆周期内,摇摆幅值越大,摇摆的角速度和角加速度越大,流体所受到的附加作用力越大。同时,摇摆幅值越大,冷、热源之间的高度差越大,自然循环驱动力变化越明显。在两种变化的作用下,摇摆幅值越大,流量波动越剧烈。

在摇摆条件下,自然循环流量的平均值小于静止条件的流量,摇摆幅值越大,自然循环流量的平均值越小。

从计算结果可以看出,当摇摆幅值为 15° 时,左、右环路的流量出现了负值,与左、右环路的驱动压头有关。在摇摆角较大时,一侧环路的驱动力较大,而另一侧的驱动力较小,在这种情况下,驱动力较小的环路流量出现了负值。

2.3 摇摆周期对自然循环特性的影响

摇摆幅值为 10° 时,不同摇摆周期条件下的计算结果如图8所示。摇摆周期越短,摇摆角速度和角加速度越大,附加力越大,流量波动越剧烈。摇摆周期越短,自然循环流量的平均值越小。

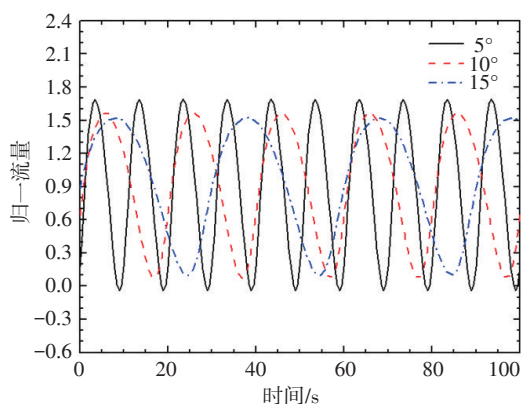


图8 摇摆周期对自然循环流量的影响(幅度= 10°)

Fig. 8 Effects of the rolling periods on natural flow rate (amplitude = 10°)

3 减小横摇对自然循环影响的方法

横摇条件下,自然循环主要受自然循环驱动力、系统阻力以及周期性变化的附加惯性力的影响。当横摇运动较剧烈时,自然循环流量会出现较大幅度的波动,甚至在环路上会出现

倒流。

为减小横摇运动对自然循环的影响,可以考虑提高自然循环驱动力,如提高系统加热功率、增加冷热源之间的高度差等方式。

3.1 提高系统功率

在一定的横摇条件下,提高系统的加热功率,提高自然循环驱动力,就能减小横摇的影响。横摇幅度为 15° 、周期为30 s情况下的计算结果如图9所示。

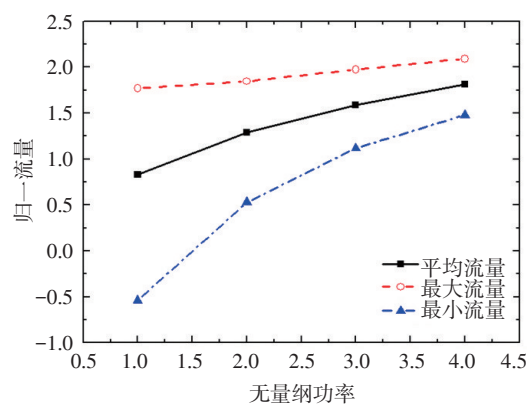


图9 提高加热功率的计算结果(幅度= 15° , 周期=30 s)

Fig. 9 Results of increasing heating power (amplitude = 15° , period = 30 s)

在摇摆条件下,平均流量随加热功率的增加而增加,而流量的波动幅值随加热功率的增加而逐渐减小。功率逐渐增加后,环路上的倒流现象逐渐消失。

3.2 增加冷热源之间的高度差

在加热功率不变的情况下,改变冷源位置可以改变冷热源之间的高度差,计算结果如图10所示。

当冷热源之间的高度差增加时,自然循环驱动力增加,流量逐渐增加,流量的波动幅值也逐渐减小。由于加热功率较低,冷热源之间的密度差较小,增加冷热源之间的高度差对自然循环驱动力的影响相对较小。

在横摇条件下,提高加热功率或增加冷热源之间高度差,能提高自然循环流量,减小流量的波动幅度。当受空间布置影响,冷热源之间的高度差固定时,适当的提高加热功率能有效的减小横摇对自然循环的影响。

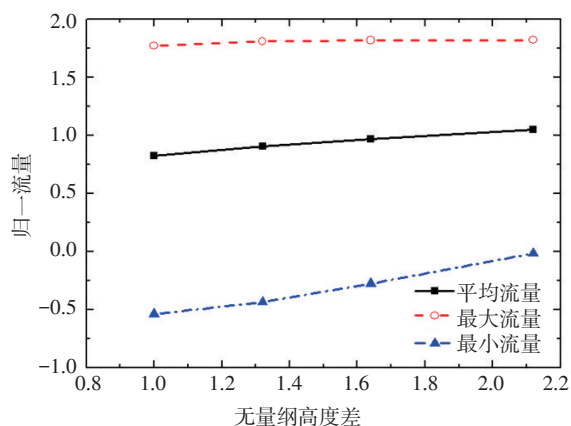


图10 增加冷热源之间高度差的计算结果
(幅度=15°, 周期=30 s)

Fig. 10 Results of increasing height difference between heating and cooling source (Amplitude = 15°, Period = 30 s)

4 结论

本文根据 RELAP/SCDAP 程序的特点, 建立了相应的附加惯性力模型, 得到了适用于海洋运动条件的系统分析程序, 分析了摇摆条件下自然循环回路的热工水力特性, 得到以下结论:

(1) 在摇摆工况下, 左、右环路的流量发生周期性波动, 流量波动周期为横摇运动周期, 且左、右环路之间流量波动的相位差为 π 。而热源的流量波动幅值较小, 波动周期为横摇运动周期的1/2。

(2) 摇摆幅值越大, 周期越短, 自然循环流量波动越剧烈。

(3) 摇摆较剧烈时, 环路上会出现周期性的倒流。

(4) 增加加热功率或提高冷热源之间高度差可以增加系统的自然循环驱动力, 能减小横摇对自然循环的影响。

参考文献

- [1] Toshihisa I, Ichio T. Development of Analysis Code for Thermal Hydrodynamics of Marine Reactor under Multi-Dimensional Ship Motions, Retran-02/Grav [J]. JAERI-M, 1992 (1): 91-226.
- [2] Kim J, Park G. Development of RETRAN-03/MOV Code for Thermal-Hydraulic Analysis of Nuclear Reactor Under Moving Conditions [J]. Journal of the Korean Nuclear Society, 1996, 28 (6): 542-550.
- [3] Kim J H, Kim T W, Lee S M, et al. Study On The Natural Circulation Characteristics Of The Integral Type Reactor For Vertical And Inclined Conditions [J]. Nuclear Engineering & Design, 2001, 207 (1): 21-31.
- [4] 谭长禄, 张虹, 赵华. 基于 RELAP5 的海洋条件下反应堆热工水力系统分析程序开发 [J]. 核动力工程, 2009, 30 (6): 53-56.
- [5] 于雷, 鄢邴火, 陈玉清. 海基核动力装置自然循环数学模型的建立与运行特性研究 [J]. 原子能科学技术, 2008 (S1): 116-122.
- [6] Yan B H, Yu L. The development and validation of a thermal hydraulic code in rolling motion [J]. Annals of Nuclear Energy, 2011, 38 (8): 1728-1736.
- [7] 鄢邴火, 于雷. 摇摆条件下热工水力程序的研制与验证 [J]. 原子能科学技术, 2012, 46 (1): 15-19.
- [8] 苏光辉, 秋穗正, 田文喜. 核动力系统热工水力计算方法 [M]. 北京: 清华大学出版社, 2013.
- [9] The RELAP5 Code Development Team, RELAP5/MOD3 Code Manual Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods [M]. Idaho: Idaho National Engineering Laboratory, 1995.
- [10] 周磊, 葛超, 咎元锋, 等. 非惯性系中流体质量力通用表达式研究 [J]. 核动力工程, 2015 (2): 37-41.

Characteristics Analysis of the Natural Circulation Circuit with Two-Loop Under Rolling Motion Conditions

Liu Jianchang, Shen Yonggang*, Chen Yunyin, Yang Jiang, Lu Xianghui
(CGN Research Institute Co.,Ltd., Shenzhen 518000, China)

Abstract: In the design of off-shore small nuclear reactor, it is necessary to consider the effect of ocean motion conditions on thermal and hydraulic characteristics. In this paper, additional inertia forces models are established, and the model is applied to the RELAP/SCDAP program, the system analysis program for ocean motion is obtained. The thermal and hydraulic characteristics of natural circulation loop under swing condition are analyzed by using modified RELAP program. The results show that the average flow rate under rolling conditions is less than that of the stationary conditions. The loop flow fluctuation lags behind the rolling motion and the cooling water temperature fluctuation lags behind the loop flow fluctuation. The fluctuation amplitude of the natural flow rate will increase as the rolling amplitude or frequency increases. When the rolling motion is severe enough, back-flow may occur in the loops. Increasing the heating power or increasing the height difference between cold and heat sources can increase the driving force of natural circulation of the system and reduce the influence of rolling motion on natural circulation.

Key words: RELAP/SCDAP; additional inertia force; rolling condition; natural circulation

(责任编辑:许龙飞)

夏凡,廉超,王明煌,等. 空气污染排放视角下中国核电的健康效益[J]. 核安全, 2020, 19(1): 50-57.

Xia Fan, Lian Chao, Wang Minghuang, et al. Health Benefits of Nuclear Power in China from the Perspective of Air Pollution Emissions[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(1): 50-57.

空气污染排放视角下中国核电的健康效益

夏 凡^{1,2}, 廉 超¹, 王明煌^{1*}, 邹小亮¹, 付雪微¹, 柏云清¹, 李亚洲¹, 陈珊珊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 230026)

摘要: 核电在改善空气质量方面具有重要的作用。本文对比了核电与煤电的空气污染物排放系数, 根据空气污染物引起的死亡率与人均燃煤发电量的负指数幂关系, 评估了中国通过发展核电在改善空气质量方面对居民的健康效益, 并对未来的健康效益进行了分析。结果显示, 发展核电能够避免的死亡人数在增加。据估算, 1995—2018年, 中国核电累计可避免约 4.7 万人因空气污染物死亡, 可避免约 22.6 万人因空气污染物患病。2020—2030 年, 预计会避免 8.3 万~9.4 万人死亡, 避免 39.7 万~45.1 万人患病。

关键词: 核电; 煤电; 空气污染物; 健康效益

中图分类号: TL99 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 01-0050-08

当前, 我国的能源结构以化石能源为主, 我国是全球最大的煤炭生产国和消费国, 占全球总煤耗的近 50%^[1]。据《中国电力行业年度发展报告(2018)》统计, 2017 年, 化石能源发电量占全国发电总量的 60% 以上^[2]。全国 338 个地级及以上城市中, 有 217 个空气质量超标, 占 64.2%, 其中重度污染和严重污染分别为 1 899 天次和 822 天次, 以细颗粒物 PM_{2.5} 为首要污染物的天数占重度及以上污染天数的 60%^[3]。我国政府积极采取措施改善空气质量, 包括减少化石能源的使用、大力发展清洁能源等。

核能在发电过程中不直接排放空气污染物, 是我国正在大力发展的清洁能源之一^[4]。自 1994 年我国第一座核电站商业运行以来, 截至 2019 年 3 月, 我国大陆共有在运核电机组 45 台, 总在网装机容量达 42 976 MW, 运行机组数量仅

次于美国和法国, 另外, 有 15 台核电机组正在建造中, 在建规模世界第一^[5]。本文评估我国发展核电在改善空气质量方面对居民健康的影响。首先, 对比了核电与煤电的空气污染物排放系数; 然后, 根据因空气污染物排放引起的死亡率与人均燃煤发电量的负指数幂关系, 评估核电在改善空气质量方面与燃煤电厂相比能够避免的死亡人数和患病人数, 包括 1995—2018 年的估算数据以及 2020—2030 年的预测数据。

1 核电与煤电的空气污染物排放系数

空气污染物是一种复杂的混合物, 包含数百种成分复杂的气态化合物和颗粒物, 其成分在空间和时间上均存在变化。暴露于大气中的 PM_{2.5} (即空气动力学直径小于或等于 2.5 μm 的细颗粒物) 对健康有重大的影响, 通常把 PM_{2.5}

收稿日期: 2019-09-12 **修回日期:** 2019-12-10

基金项目: 1. 国家自然科学基金项目: 71671179; 2. 国家核安全局核与辐射安全监管项目: JD201929

作者简介: 夏凡 (1996—), 女, 广东惠州人, 硕士, 核技术及应用专业, 现主要从事核燃料循环研究工作

***通讯作者:** 王明煌, E-mail: minghuang.wang@fds.org.cn

作为指示剂污染物,用于流行病学分析^[6-8]。PM_{2.5}来源复杂,既包括直接排放,也包括二次转换。在一定条件下,大气中的SO₂、NO_x等气态化合物会发生光化学反应,转化成硫酸根离子和硝酸根离子,并进一步转化成固态硫酸盐和硝酸盐颗粒物,形成二次PM_{2.5}。一般采用硫氧化比(Sulfur Oxidation Ratio, SOR)和氮氧化比(Nitrogen Oxidation Ratio, NOR)表示SO₂和NO_x的转化比例^[9,10]。

燃煤电厂是PM_{2.5}的主要来源之一,既包括煤燃烧时产生的细颗粒物,也包括由SO₂、NO_x等前体物转化而来的二次细颗粒物。虽然我国燃煤电厂已普遍采用除尘技术,从总体上有效去除粒径较大的颗粒物,但对于PM₁₀以下粒径较小的颗粒物(特别是PM_{2.5})的去除效果并不理想^[11,12]。

核电在发电环节不直接排放空气污染物,但是从整个燃料链考虑,在铀矿开采、铀浓缩、冶炼、燃料制造加工、运输、燃烧、后处理、厂房建造等各个环节中,会使用其他能源及其他材料,而这些材料的制造加工运输等环节会排放空气污染物。因此认为,核电在整个生命周期过程中会排放空气污染物。核电间接排放的空气污染物主要取决于生命周期中使用的其他能源的消耗。

我国具有完整的核燃料链和煤燃料链,从整个燃料链角度考虑,核电和煤电一次排放的SO₂、NO_x、PM_{2.5}的数据见表1^[13]。SOR和NOR受温度、湿度、光照等气象条件的影响较大,理论上的取值范围为0%~100%,不同学者的研究结果存在较大差异,本文统计了不同学者对我国PM的研究结果,SOR的范围为0.15~0.55,NOR的范围为0.05~0.39^[14-21]。本文取值SOR=0.35,NOR=0.25,计算SO₂和NO_x二次转化PM_{2.5}的量。

由表1可知,单位电量核电排放的PM_{2.5}约为燃煤电厂的2%,因此,假定核电排放空气污染物导致的死亡率约为燃煤电厂的2%,发展核电能够避免的死亡人数为燃煤电厂导致死亡人数的98%。本文对核电带来的健康效益采取可容许误差范围内的保守估计。原因如下:

(1) 实际情况下,核电厂选址往往较为偏僻。空气污染物对健康的影响主要考虑以反应堆为中心的比较小范围区域,范围外的影响可忽略不计。核电站临近区域一般人口稀少,例如,台山核电站厂址半径5 km范围内陆域面积的平均人口密度为14人/km²,远低于江门市2013年平均人口密度(413人/km²)^[22]。辽宁红沿河核电厂半径5 km范围内平均人口密度为75人/km²,远低于大连市同期平均人口密度(465人/km²)^[23]。而根据火电厂选址原则,一般情况下位于城市15 km的郊外。故实际情况下核电发展能够避免的死亡人数会更多,带来的效益将更明显,本文得出的核电健康效益结果将是保守数据。

(2) 一方面,核电链PM_{2.5}引起的死亡率本身取值很小,仅相当于煤电链的2%,另一方面,核电生产全生命周期的空气污染物排放,主要来源于核燃料循环的其他环节,尤其是采矿的环节,铀矿开采所在地相比于核电厂,可能会与人口稠密地带更加靠近一些。故本文采用保守假设对评价结果影响有限,在容许的误差范围内。

表1 核电链与煤电链空气污染物排放系数对比

Table 1 Comparison of emission factors of nuclear power and nuclear power chain

排放环节	排放物	核电链 /[g/(kW·h)]	煤电链 /[g/(kW·h)]	核电 /煤电
一次排放	SO ₂	0.077 7	9.200 0	0.8
	NO _x	0.053 8	4.650 0	1.2
	PM _{2.5}	0.109 0	3.190 0	3.4
二次转化	PM-SO ₂	0.027 2	3.220 0	0.8
	PM-NO _x	0.013 5	1.162 5	1.2
总量	PM _{2.5}	0.149 6	7.572 5	2.0

2 健康影响规律

2.1 影响机制

2.1.1 死亡率

研究表明,人均煤电发电量与人均死亡率之间存在显著关联^[24]。且全球范围内死亡率和人均燃煤发电量存在负指数幂关系^[25]。本文借鉴了文献[25]中对全球尺度大范围空气污染

物的健康影响评价模型，通过将我国各省份由于燃煤排放PM_{2.5}导致的死亡人数^[6]和人均燃煤发电量数据进行拟合，对该模型的影响系数进行了修正，得到的负幂指数关系如图1所示。拟合后公式为：

$$Y=9.05 \times 10^{-5} X^{-0.9579} \quad (1)$$

式中，X——人均燃煤发电量，(TW·h)/人；

Y——空气污染物导致的死亡率，人/(TW·h)。

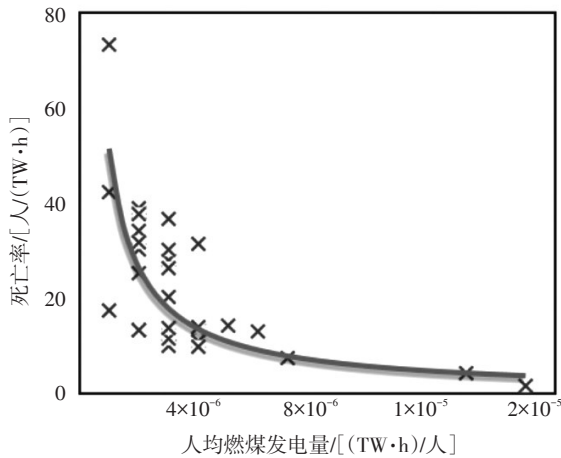


图1 燃煤电厂PM_{2.5}导致的死亡率与人均燃煤发电量的关系

Fig. 1 Relationship between mortality caused by PM_{2.5} in coal-fired power plants and per capita coal-fired power generation

2.1.2 患病率

根据空气颗粒物流行病学研究，由于空气污染造成的患病率可以通过暴露响应方程^[26]得出，且可以认为患病率和死亡率之间存在一定比例关系，则患病率可由式(2)计算得出。以下列举5种疾病患病率与死亡率的关系，如表2所示。

$$Z = \sum_i K_i Y \quad (2)$$

式中，Z——由空气污染引起的患病率；

K——比例系数，对于某种特定的疾病，K取常数；

i——疾病类型。

2.2 煤电对健康的影响

根据式(1)，由不同年份的人均燃煤发电量可得出相应的死亡率。历史上的全国人均燃煤发电

表2 患病率和死亡率的关系^[24]

Table 2 The relationship between morbidity and mortality

类型	K值
死亡	1
慢性支气管炎	1.65
心脏病	0.65
哮喘	1.13
住院	1.36
所有疾病 $\sum K_i$	4.79

电量数据可通过国家统计局网站查询，根据国家统计局的数据，火力发电包括燃煤发电、燃气发电、生物质发电等，而燃煤发电占比超过90%，因此，本文以火力发电数据的90%计算燃煤发电数据^[27]。根据我国电力企业联合会2015年发布的《中国电力工业现状与展望》，预测2020年煤电装机容量约为1.1×10⁹ kW，发电量约为5.467×10¹² kW·h，2030年，煤电装机容量达到1.35×10⁹ kW，发电量约为6.489×10¹² kW·h^[28]。假定2019—2020年、2020—2030年煤电发电量呈线性增长，人口预测数据来源于国家发展和改革委员会^[29]，以此预测2019—2030年的死亡率。全国人均煤电发电量和死亡率随时间的变化如图2所示。其中，人均煤电发电量数据为柱状图，对应左侧纵坐标，死亡率为点线图，对应右侧纵坐标。

由图2可知，随着人均煤电发电量的提高，中国燃煤电厂排放空气污染物所致的死亡率在逐年降低，2018年以前下降幅度较快，2018年以后变化幅度较小，基本保持不变。

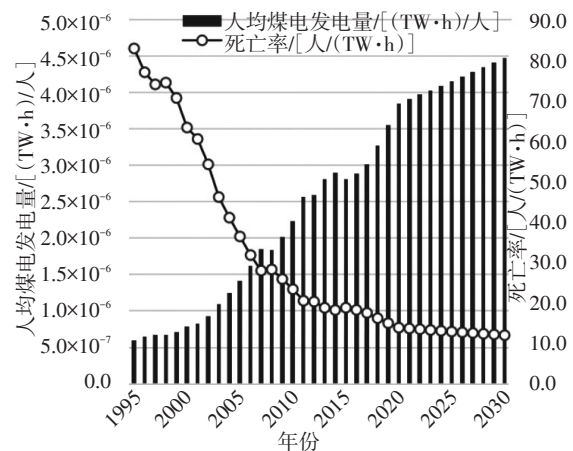


图2 全国人均煤电发电量和死亡率随时间的变化

Fig. 2 Changes in per capita coal power generation and mortality in China over time

2.3 核电对健康的影响

我国一共出现4次核电建设潮流,第一次是1985年后,秦山一期核电站、大亚湾核电站1号、2号机组共3台机组投入建设;第二次是1995年后,秦山二期1、2号机组、岭澳核电站1号、2号机组、秦山三期1、2号机组、田湾核电站1、2号机组共8台机组先后投入建设;第三次是在2005年后,岭澳3号、4号机组、秦山二期3号、4号机组、红沿河1号、2号机组、宁德1号、2号机组、福清1号、2号机组、方家山1号、2号机组、三门1号、2号机组等30台机组先后投入建设;第四次是在福岛核事故后,福清4号、5号、6号机组、阳江4号、5号、6号机组、田湾3号、4号、5号机组、红沿河5号、6号机组等十余台机组投入建设^[5]。由于核电站建设周期较长,自1994年大亚湾核电站和秦山一期核电站投入商业运行以来,我国核电发电量一段时间内保持在较低水平,从2000年以后逐年大幅增加,尤其是近几年,每年都有大量新建机组投入商业运行。

本文仅考虑空气污染物对人类健康的影响,根据公式(1)及核电与煤电排放系数的关系,计算我国核电能够避免的死亡人数。

根据中国国家统计局网站^[27]、《中国能源统计年鉴2017》^[30]及《中国统计年鉴2018》^[31]中国核能协会公布的数据^[5],2018年我国核能发电量达286.5 TW·h,占总发电量的4.2%。我国自1995年以来每年核电发电量与相应能够避免的死亡人数如图3所示,核电能够避免的死亡人数在1995—2000年基本保持不变,2000年以后总体呈上升趋势,2005年前后有一段猛增,可以解释为第三次核电建设潮流时期核电发电量增长迅速,导致避免的死亡人数出现跳变,2010年以后逐年增长,增速较快。本文估算了1995—2018年间,中国核电发展可避免死于空气污染的人数总计47 223人,可避免的患病人数总计226 198人。

考虑放射性泄漏的风险,根据文献^[25]采用线性无阈模型的计算结果,全球范围内煤电由于天然放射性物质导致的死亡率仅为0.055人/(TW·h),而1995—2018年煤电由于空气污染物排放导致的死亡率在[16.249, 82.831],二

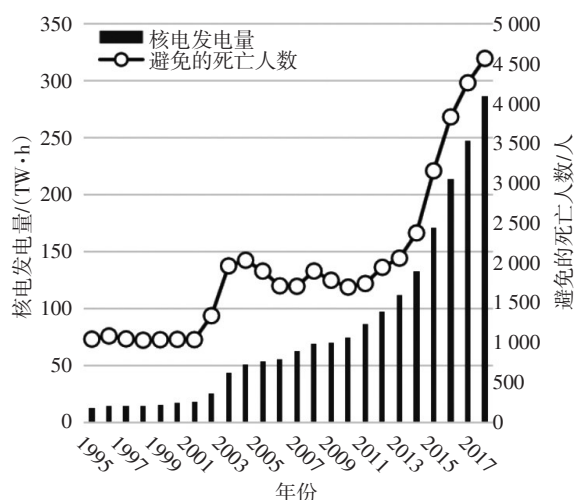


图3 历史上每年的核电发电量与避免的死亡人数

Fig. 3 Annual nuclear power generation and the number of deaths avoided in history

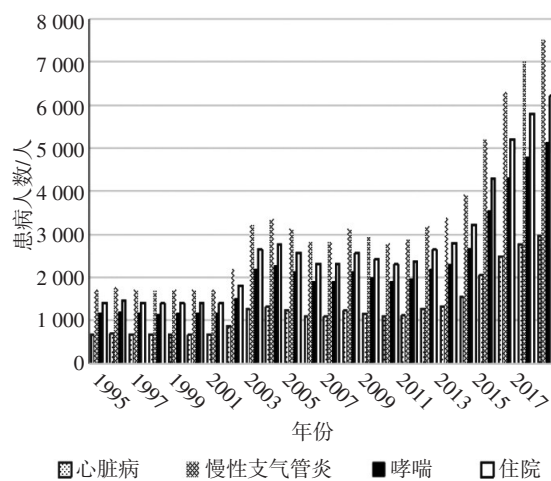


图4 历史上每年的核电发电量与避免的患病人数

Fig. 4 The annual nuclear power generation and the number of patients avoided in history

者相差近300倍,可见煤电由于放射性物质泄露导致的健康影响几乎可以忽略。

核电正常工况下,由于放射性物质释放导致的死亡率为0.137人/(TW·h),由于空气污染物释放导致的死亡率约为煤电的2%,即[0.325, 1.66],同时考虑这两个因素对区间两端分别求和得[0.462, 1.797]人/(TW·h)。而核电可避免的死亡人数占燃煤电厂导致死亡人数的98%,为[15.924, 81.174]人/(TW·h)(绝大多数可避免死亡)。由此可见,发展核电

对人类健康影响以效益为主。

3 2020—2030年核电发展的健康效益

我国制订了积极的核电发展计划，2016年，我国发布的《能源发展“十三五”规划》指出，到“十三五”末，我国核电运行装机容量将达到 5.8×10^7 kW，在建机组达到 3×10^7 kW以上^[32]。预计到2030年中国建成并投入运行的核电站将要超过100座，装机容量将达 $1.2 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^8$ kW，核电发电量将达到发电总量的8%~10%^[5]。本文针对不同的运行因子对未来核电的健康效益做了分析。

3.1 不同运行因子下健康效益预测

核电站在换料、维修时需要停堆，因此不能全年进行发电，本文分别按照70%、80%、90%、95%的运行因子对未来核能发电量进行预测，2020年运行装机容量 5.8×10^7 kW，2030年运行装机容量为 1.2×10^8 kW，其对应的发电量数据见表3。假定2020—2030年核能发电量呈线性增长，由于在此期间空气污染物引起的死亡率基本保持不变，因此，可以认为核电可避免的死亡人数与核能发电量随时间呈线性关系，如图5所示。针对不同的运行因子，2020—2030年核电能够避免的死亡人数将分别达到约7.3万、8.3万、9.3万和9.9万，能够避免的患病总人数将分别约34.8万、39.7万、44.7万和47.2万。运行因子每提高10%，累计避免的死亡人数能够提高约1万，累计避免的患病人数能够提高约5万，增长幅度在10%以上。

3.2 不同装机容量下健康效益预测

根据预测，2030年运行核电装机容量120 GW~150 GW，本文分别按照10 GW间隔进行敏感性分析。按照80%^[5]运行因子对2020—2030年进行预测，对应的发电量数据见表4。每年避免的死亡人数见图6。针对不同的装机容量，到2030年核电能够避免的死亡人数将分别为8.3万、8.7万、9.0万和9.4万，能够避免的患病总人数将分别为39.7万、41.5万、43.3万和45.1万。装机容量每提高10 GW，累计避免的死亡人数能够提高0.4万，累计避免的患病人数能够增加约2万，增长幅度在5%以下。

表3 不同运行因子对应的发电量

Table 3 Power generation for different operating factors

年份	装机容量/GW	不同运行因子对应的发电量/(TW·h)			
		70%	80%	90%	95%
2020年	58	356	406	457	483
2030年	120	736	841	946	999

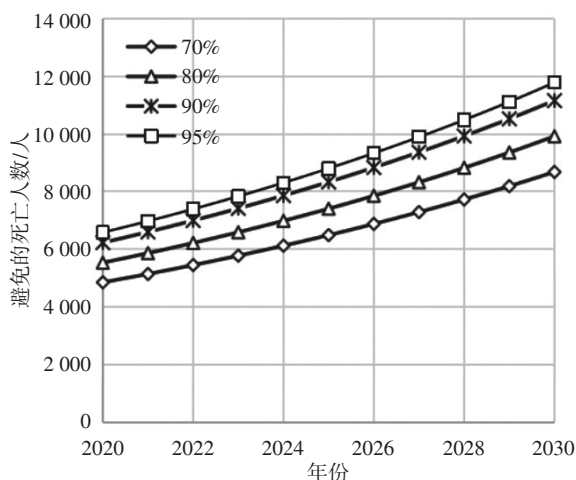


图5 不同运行因子对应的每年避免的死亡人数

Fig. 5 Number of deaths avoided each year for different operating factors

表4 不同装机容量对应的发电量

Table 4 Power generation capacity for different installed capacity

装机容量/GW	120	130	140	150
发电量/(TW·h)	841	911	981	1 051

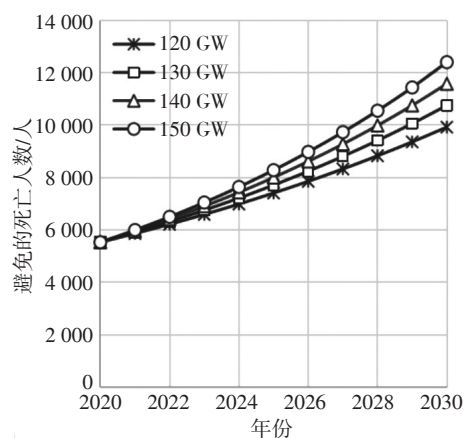


图6 不同装机容量对应的每年避免的死亡人数

Fig. 6 Number of deaths avoided each year for different installed capacity

下面将本文的评估结果与已经公开发表的文献评估结果进行对比。文献 [6] 显示, 2013 年由于煤电产生 PM_{2.5} 引起的死亡人数的区间估值在 [77 654, 93 804], 2030 年死亡人数的区间估值在 [78 277, 123 908]。本文根据 2013 年死亡率数据计算出的死亡人数为 71 895 人, 预测 2030 年由于煤电空气污染物排放造成的死亡人数为 70 317 人, 与文献 [6] 等具有较高的吻合度。研究人员给出了中国 2005—2015 年 PM_{2.5} 导致死亡人数的评估数据^[34-35]。根据文献 [34], 2015 年、2010 年、2006 年中国 PM_{2.5} 所致死亡人数区间分别为 [281 460, 873 800]、[290 080, 849 830]、[197 360, 590 290] (置信度 95%), 由于煤电引起的死亡人数约占总 PM_{2.5} 所致死亡人数的 8%~9%^[6,33], 可计算煤电产生 PM_{2.5} 致死区间在 [25 331, 78 642]、[26 107, 76 485]、[177 62, 53 126]。本文计算 2015 年、2010 年、2006 年、2005 年死亡人数分别为 72 625 人、70 172 人、67 866 人和 67 109 人, 前两组数据吻合较好。2005 年的附近区间计算略低于本文计算结果, 而根据文献 [35], 2005 年、2015 年中国环境 PM_{2.5} 致死人数 (百万人) 区间分别为 [0.84, 1.25]、[0.70, 1.04] (95% 置信度), 对应煤电致死区间为 [75 600, 112 500]、[63 000, 93 600], 2005 年区间计算值高于本文计算结果, 2015 年吻合较好。可以解释为 NO_x、SO_x 对空气污染物转化取值不同, 2005 年附近情景选择不同都会引起评估数值差异, 故认为本文评估结果具有合理性。

4 结论

(1) 从全燃料链角度考虑, 核电排放的空气污染物约为煤电的 2%, 因此核电可以有效避免空气污染对人类健康的不利影响。中国核电自 1994 年投入商业运行, 到 2018 年累计避免了约 4.7 万人死于空气污染, 避免了约 22.6 万人因空气污染患病。中国政府制订了积极的核能发展战略, 未来核能在改善空气质量方面将起到更大的作用, 避免更多的人死于空气污染。

(2) 按照运行因子为 70%、80%、90%、95% 进行预测, 2020 年运行装机容量 5.8×10^7 kW, 2030 年运行装机容量为 1.2×10^8 kW, 可估算

2020—2030 年核电能够避免的死亡人数将分别达到 7.3 万、8.3 万、9.3 万和 9.9 万, 能够避免的患病总人数将分别达到 34.8 万、39.7 万、44.7 万和 47.2 万。

按照 80% 运行因子, 2030 年运行装机容量 120~150GW, 分别按照 10GW 间隔进行敏感性分析, 到 2030 年核电能够避免的死亡人数将分别达到 8.3 万、8.7 万、9.0 万和 9.4 万, 能够避免的患病总人数将分别达到 39.7 万、41.5 万、43.3 万和 45.1 万。提高核电站的运行因子和增加核电装机容量均能避免更多的人死于空气污染, 并且提高运行因子能够通过更少的付出获得更大经济收益, 因此, 建议尽最大可能提高现有核电站的运行因子, 使核电发展带来的效益最大化。

参考文献

- [1] Chan C K, Yao X. Air pollution in mega cities in China [J]. *Atmospheric Environment*, 2008, 42 (1): 1-42.
- [2] 中国电力企业联合会. 中国电力行业年度发展报告 [EB/OL]. (2018, 06, 14) [2019, 04, 16]. <http://www.cec.org.cn/yaowen-kuaidi/2018-06-14/181765.html>
- [3] 中华人民共和国环境保护部. 2017 中国环境状况公报: 大气 [EB/OL]. 北京: 环境保护部, (2019, 05, 22) [2019, 07, 11]. <http://www.mee.gov.cn/hjzl/zghjzkgb/lzghjzkgb/>
- [4] 潘自强. 核能与环境——加快核能的发展是缓解我国能源环境污染的现实途径之一 [J]. *世界科技研究与发展*, 1998, (05): 35-37.
- [5] World Nuclear Association, Nuclear Power in China [EB/OL]. (2019, 03) [2019, 04, 16]. <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-power.aspx#>
- [6] GBD MAPS 工作组, 燃煤和其他主要大气污染源所致的中国疾病负担, 专题报告 20 [R], 2016 年, 波士顿, MA: 健康影响研究所.
- [7] Lelieveld J, Evans J S, Fnais M, et al. The contribution of outdoor air pollution sources to premature mortality on a global scale [J]. *Nature*, 2015, 525 (7569): 367-371.
- [8] Apte J S, Marshall J D, Cohen A, et al. Addressing Global Mortality from Ambient PM_{2.5} [J]. *Environmental Science & Technology*, 2015, 49 (13): 8057-8066.
- [9] Guerra S A, Olsen S R, Anderson J J, et al. Evaluation of the SO₂ and NO_x offset ratio method to account for secondary PM_{2.5} formation [J]. *Journal of The Air & Waste Management Association*, 2014, 64 (3): 265-271.
- [10] 段雷, 马子轸, 李振, 蒋靖坤, 叶芝祥. 燃煤电厂排放细颗粒物的水溶性无机离子特征综述 [J]. *环境科学*, 2015, 36 (03): 1117-1122.
- [11] 代旭东, 徐晓亮, 缪明烽. 电厂 PM_{2.5} 排放现状与控制技术

- [J]. 能源环境保护, 2011, 25 (06): 1-4.
- [12] 贺晋瑜, 燕丽, 雷宇, 等. 我国燃煤电颗粒物排放特征 [J]. 环境科学研究, 2015, 28 (6): 862-868.
- [13] 姜子英. 我国核电与煤电的外部成本研究 [D]. 北京: 清华大学, 2008.
- [14] 李友平, 周洪, 张智胜, 等. 成都市城区PM_{2.5}中二次水溶性无机离子污染特征 [J]. 环境科学, 2014, 35 (12): 4439-4445.
- [15] 杨起超, 曾立民, 唐静玥, 等. 无锡冬季和春季大气中细粒子化学组分及其特性分析 [J]. 环境化学, 2014, 33 (09): 1501-1513.
- [16] 王晓琦, 周颖, 程水源, 等. 典型城市冬季PM_{2.5}水溶性离子污染特征与传输规律研究 [J]. 中国环境科学, 2016, 36 (08): 2289-2296.
- [17] Li B, Zhang J, Zhao Y, et al. Seasonal variation of urban carbonaceous aerosols in a typical city Nanjing in Yangtze River Delta, China [J]. Atmospheric Environment, 2015: 223-231.
- [18] Yuan Q, Li W, Zhou S, et al. Integrated evaluation of aerosols during haze-fog episodes at one regional background site in North China Plain [J]. Atmospheric Research, 2015: 102-110.
- [19] Du H, Kong L, Cheng T, et al. Insights into summertime haze pollution events over Shanghai based on online water-soluble ionic composition of aerosols [J]. Atmospheric Environment, 2011, 45 (29): 5131-5137.
- [20] Wang Z, Zhang D, Liu B, et al. Analysis of chemical characteristics of PM_{2.5} in Beijing over a 1-year period [J]. Journal of Atmospheric Chemistry, 2016, 73 (4): 407-425.
- [21] Wang J, Li X, Zhang W, et al. Secondary PM_{2.5} in Zhengzhou, China: Chemical Species Based on Three Years of Observations [J]. Aerosol and Air Quality Research, 2017, 16 (1): 91-104.
- [22] 台山核电合营有限公司. 《台山核电厂1、2号机组环境影响报告书(运行阶段)》[EB/OL]. (2017, 07) [2019, 09, 25]. www.mee.gov.cn/hyfs_12801/hyfsjshxmhjyxpj/gz/201708/W020170801603992806450.pdf.
- [23] 辽宁红沿河核电有限公司, 苏州热工研究院有限公司. 《辽宁红沿河核电厂三、四号机组环境影响报告书(运行阶段)简本》[EB/OL]. (2013, 10) [2019, 09, 25]. www.mee.gov.cn/hyfs_12801/hyfsjshxmhjyxpj/gz/201312/W020131223405673504344.pdf.
- [24] Koplitz S N, Jacob D J, Sulprizio M P, et al. Burden of Disease from Rising Coal-Fired Power Plant Emissions in Southeast Asia [J]. Environmental Science & Technology, 2017, 51 (3): 1467-1476.
- [25] 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.
- [26] Schneider C G, Banks J M, Tatsutani M. The toll from coal: An updated assessment of death and disease from America's dirtiest energy source [M]. Clean Air Task Force, 2010.
- [27] 中华人民共和国国家统计局 [EB/OL]. (2018) [2019, 04, 16]. <http://data.stats.gov.cn>.
- [28] 中国电力企业联合会. 中国电力工业现状与展望 [EB/OL]. (2015, 03, 10) [2019, 04, 16]. <http://www.cec.org.cn/yaowenkuaidi/2015-03-10/134972.html>.
- [29] 中华人民共和国国家发展和改革委员会, 国家人口发展规划(2016-2030年) [EB/OL]. (2017, 05, 02) [2019, 04, 16]. http://www.ndrc.gov.cn/tzgggz/tzgh/ghwb/gjjgh/201705/t20170502_846425.html.
- [30] 国家统计局工业交通统计司. 中国能源统计年鉴 [M]. 中国统计出版社, 2017.
- [31] 国家统计局. 中国统计年鉴 [M]. 中国统计出版社, 2018.
- [32] 中华人民共和国国家发展和改革委员会, 能源发展“十三五”规划 [EB/OL]. (2017, 01, 17) [2019, 04, 16]. <http://www.ndrc.gov.cn/zcfb/zcfbtz/201701/W020170117335278192779.pdf>.
- [33] Anderson K, Weis T, Thibault B, et al. A costly diagnosis: Subsidizing coal power with Albertans' health [J]. The Pembina Foundation, The Asthma Society of Canada, The Canadian Association of Physicians for the Environment, The Lung Association, Alberta & Northwest Territories and The Pembina Institute, 2013.
- [34] Ge Zhu, Wenhao Hu, Yifan Liu, et al. Health burdens of ambient PM_{2.5} pollution across Chinese cities during 2006-2015 [J]. Journal of Environmental Management, 2019, 243: 250-256.
- [35] Haotian Zheng, Bin Zhao, Shuxiao Wang, et al. Transition in source contributions of PM_{2.5} exposure and associated premature mortality in China during 2005-2015 [J]. Environment International, 2019, 132: 105111.

Health Benefits of Nuclear Power in China from the Perspective of Air Pollution Emissions

Xia Fan^{1,2}, Lian Chao¹, Wang Minghuang^{1*}, Zou Xiaoliang¹, Fu Xuewei¹,
Bai Yunqing¹, Li Yazhou¹, Chen Shanqi¹

(1. Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Science, Hefei 230031, China; 2. University of Science and Technology of China, Hefei 230026, China)

Abstract: Nuclear power plays an important role in improving air quality. Firstly, we compare the air pollutant emission coefficient between nuclear power and coal power, and then, based on the negative power relationship between the death rate caused by air pollutants and coal-fired power generation per capita, the health benefits to residents of improving air quality through the development of nuclear power in China were evaluated historically, and analyzes the future health benefits. The result show that: an increase in the number of deaths that can be avoided by developing nuclear power. It is estimated that from 1995 to 2018, a total of 47 000 deaths and 226 000 illnesses caused by air pollutants could be avoided by nuclear power in China. Between 2020 and 2030, 83 000 to 94 000 deaths and 397 000 to 451 000 illnesses are expected to be avoided.

Key words: nuclear power; coal power; air pollutants; health benefits

(责任编辑:徐晓娟)

陈永祁,崔禹成,马良喆.核电厂阻尼器的应用及创新[J].核安全,2020,19(1):58-67.

Chen Yongqi, Cui Yucheng, Ma Liangzhe. The Application and Innovative of Damper in Nuclear Power Plant[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(1): 58-67.

核电厂阻尼器的应用及创新

陈永祁, 崔禹成, 马良喆

(北京奇太振控科技发展有限公司, 北京 100037)

摘要: 在建筑、桥梁与核电站中应用阻尼器可以很好地在地震来临时保护结构物和构筑物安全, 阻尼器可以视为一种结构保护装置。阻尼器是核电站中管道与机械设备的重要安全保护装置。本文从制造、使用和测试3个方面分别介绍了目前结构保护系统中阻尼器的相关内容, 并对比了核电领域与土木工程领域中对抗震阻尼器的不同理解和认知, 文中也对核电领域阻尼器的应用的创新和发展提出了建议。

关键词: 阻尼器; 液体黏滞阻尼器; 锁定装置; 金属密封无摩擦阻尼器; 缓冲器

中图分类号: TB535; TM623 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 01-0058-10

20世纪初, 大型武器装备需要大量采用阻尼装置及相关工程设备, 而液体阻尼器由于具有良好的减振性能得到了迅速研发和工程应用。

大型加农火炮在发射过程中会产生超大的后座力, 通过液体阻尼装置可以缓解冲击力, 并使发射台架恢复至初始状态。1900—1945年, 由于涉及军事机密, 该技术和产品虽然在很多国家的军事领域被逐渐采用, 但对外界仍然保密。二战时期, 该技术又被用于减小外部振动对雷达和一些电子设备的影响。在冷战时期, 该技术被用于保护巡航导弹, 消减武器装备甚至核武器的冲击波^[1,2]。

冷战结束后, 很多用于防卫设施的技术转为了民用。美国宇航局投资建立的美国泰勒公司从1955年开始作为供应商向美国政府出售阻尼器和缓冲器装置, 20世纪80年代后, 开始由军用转为民用。美国纽约州立大学布法罗分校与美国国家地震研究中心将液态阻尼器用于提高土木工程结构物的抗震和抗风性能。发展至今, 泰勒公司已成为一家闻名世界的减振设备公司。

泰勒公司的阻尼器源于军事, 自1987年在民用结构中成功使用以来, 经过三十多年的发展, 采用了双出杆结构、小孔激流和高内压等技术, 阻尼器技术已非常成熟。具体表现为: 泰勒流体阻尼器是仅有的在地震时能够同时减小结构中应力和变形的减震设备, 且可以有效提高结构的阻尼。泰勒流体阻尼器是独立的设备, 尺寸相对较小, 易于安装, 可按照对角支撑或作为基础隔振系统的一部分安装于结构中。泰勒流体阻尼器可以很容易地实现1~800 Mt的出力水平, 位移可达 ± 1.2 m。另外, 泰勒流体阻尼器使用期限长, 并终身免维护。

与定量耗能的结构抗震阻尼器不同的是, 我国核电站中使用的是相对简单的速度锁定装置, 仅可以在一定速度下锁定, 不计算耗能和阻尼比, 在管道和设备机械振动情况下, 不能处于长期使用的减振状态。

目前, 各种建筑结构接连诞生, 而随着时代的进步, 对这些建筑结构的安全性和舒适性等指标的要求也越来越高。了解这种装置, 有助于人们设计出更多现代化的建筑。本文从制

收稿日期: 2019-07-01 **修回日期:** 2019-12-03

作者简介: 陈永祁 (1944—), 男, 美籍华裔, 高级工程师, 博士, 土木建筑专业, 现主要从事结构振动控制以及消能减振工作

造、使用和测试等几个方面介绍了世界阻尼器的创新与发展,并对比了核电阻尼器与结构阻尼器之异同,帮助人们更好地了解与应用。

1 土木工程抗震阻尼器制造技术

1.1 从单出杆到双出杆

近40年来,结构工程减振用保护系统有了很大的发展,并在国际上被广泛接受。其中,液体黏滞阻尼器是目前在工程中应用最广泛、发展最成功的减振装置。

图1和图2为两种典型的液体阻尼器。图1为单出杆附加储能器型黏滞阻尼器,最初用于科研及工程领域,其工作原理为:在外力的作用下,活塞杆迫使油腔内的流体高速通过活塞头上的小孔,同时,由于活塞杆往复运动使两个腔体产生体积差,并由储能器进行调节,再由控制阀调节储能器内的流体流向^[1]。

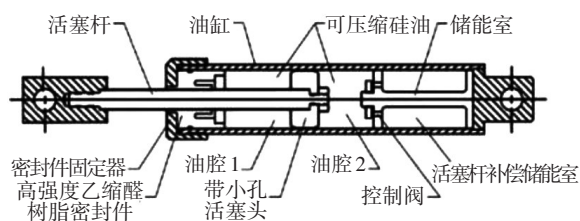


图1 单出杆型黏滞阻尼器内部构造

Fig. 1 Internal structure of single rod viscous damper

经改进后,被广泛应用的另一种流体阻尼器为平衡状态下的对称双出杆型阻尼器,如图2所示。因其取消了内部储能器和外部储能器,故这种阻尼器的稳定性与可靠性均有所提高。

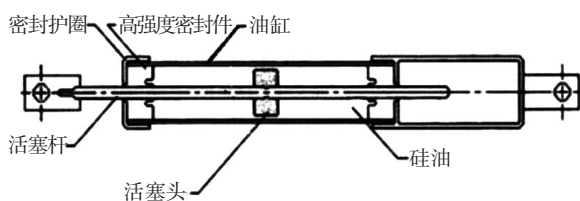


图2 双出杆型黏滞阻尼器内部构造

Fig. 2 Internal structure of double rod viscous damper

1.2 活塞孔技术的发展

1.2.1 液体通过直阻尼孔的动力特点

射流型小孔通常由钻孔、弹簧压力球、提

升阀或卷筒组成,以调整流过活塞头的流体压力,进而达到不同速度关系的阻尼力。根据伯努利方程,流体经过长圆孔时,其流速的平方与阻尼力成正比,而对于地震作用,此类阻尼器耗散的能量会受到限制,必须经过更为巧妙的设计,从而达到速度指数小于2的阻尼出力,如采用精细机械处理的复杂流体通道形成射流。流体动力学 Navier-Stokes 方程对液体在密封腔体小孔内的高速流动进行了描述。对于理想状态下的直阻尼孔,需要考虑两种极限状态:

(1) 当液体黏度较低、间隙相对较大、液体在小孔流动距离较短或高流速时,在较低频率下,阻尼力或活塞头的两端压力差与活塞头的相对运动速度的平方成正比,即符合伯努利方程。对于实际工程,阻尼力会急剧放大而并不适用。

(2) 当液体黏度较高、间隙较小、液体在小孔流动距离较长或低流速时,装置耗能可通过流体在孔道内产生的黏性来实现。

在实际应用中,上述两种状态是同时出现的,只是这两者的作用比重会相对不同,应综合考虑。通过对阻尼装置的几何特征及液体的本构关系可以看出,液体黏滞阻尼器的微小振动符合上述关系。

1.2.2 射流孔的特点

射流型 (Fluidic) —— 第二种非伯努利小孔即为射流型小孔,其内部没有可动的部件,利用一些特殊形状的孔道调整流体速度,改变流体特征。采用射流型小孔的阻尼器阻尼力可以和内部介质流速的非平方幂指数成正比。

图3是泰勒公司阻尼器活塞头的构造情况,其活塞孔道采用了前文所述的射流孔形式,这种活塞头构造形式和想法十分独特,是泰勒公司的专利产品,由于其内部没有任何活动部件,从而使阻尼器避免了采用阀门这类不稳定并且极易出现问题的零件,不但提高了装置耐久性,还降低了阻尼器价格。1990年前后,美国纽约州立大学布法罗分校 Constantinou 教授对该装置进行了研发,基于 Maxwell 模型给出了这类阻尼器的结构,即在低频状态下,其输出力可随流体速度的非平方幂指数变化,其表达式为^[1]:

$$F = CV^a \quad (1)$$

式中, C ——阻尼系数;
 a ——预先设定的系数,
 取值为0.2~2.0;
 V ——流体速度。

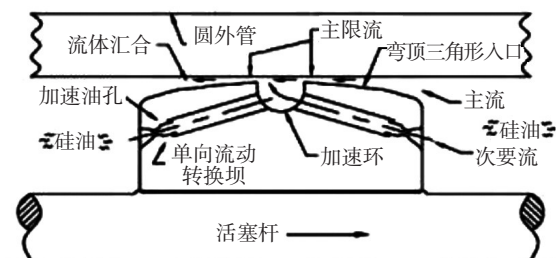


图3 泰勒公司单出杆和双出杆阻尼器活塞头的构成
 Fig. 3 Piston head composition of Taylor Devices' single and double rod dampers

目前, 世界上应用的液压流体阻尼在计算中均以此为基础。装置出力可随流体速度的非平方幂指数变化。这种装置出力仅与流体速度有关, 而与相对位置无关, 其对消耗任意激励振动都是有效的, 远优于用带油库和阀门的阻尼器。

1.3 原型测试

生产商根据实际工程项目的的设计参数生产阻尼器产品后, 必须经过原型测试才能被安装就位。美国土木学会规范要求所有产品都要做原型测试。产品原型测试会根据相关国家规程、结构设计及现场情况拟定, 需对同型号阻尼装置抽取两个试件进行测试。在实际应用中, 由于结构的重要性及阻尼器工作环境的复杂性, 规程要求针对阻尼器所进行的原型测试则更为严格^[3]。早期美国机械工程师协会(The American Society of Mechanical Engineers, ASME) 规程认可的允许推延以小试验取代原型测试的办法早在20世纪90年代已经被取消, 泰勒公司要求每一个工程用阻尼器都应进行原型测试。

1.4 取消储油库和阀门

区别于小孔激流技术, 一些厂家在阻尼器中采用储油库以及大量不同功能的阀门, 从而获得不同的阻尼器功能, 如为获得更小的速度指数($\alpha < 0.2$) 只能采用压力感应阀型的小孔结

构。这种阻尼器的主要缺陷是阀门在长期工作下的耐久性不强, 极易发生故障。

如图4所示, 外挂储油库的阻尼器必须在一定周期内进行维护, 且要采取措施确保这些外挂部件不会被人误碰, 造成破损。在阻尼器中设置储油库的作用是确保在内部介质泄漏时进行补偿, 并在发生温度变化及活塞杆往复运动出现体积变化时进行调节。



图4 外挂油库的阻尼器
 Fig. 4 Damper with external accumulator

为了确保储油库正常工作且在往复循环时不出现破损, 设计人员通常需要设置包括止回阀在内的一系列阀门和细小的空隙。如地震发生时, 止回阀闭合, 只有少量介质会从细小空隙流入蓄能器。当补偿介质因为温度或渗油引起体积变化时, 要保证止回阀开启。而在实际工程应用中, 地震出现概率较低, 阻尼器并不是时时处于工作状态, 这些内置阀门往往由于未能定期循环给进而导致卡住不动, 此时, 油阻尼器将处于不稳定、不安全状态, 阻尼器极易发生危险。

外置储油库的管道如发生损坏, 油阻尼器在1~2个循环后会不再出力, 并最终导致功能失效。阻尼器在储油库增到极限状态后会出现气泡, 进而引起功能失效。

对采用氮气密封的储油库设计, 为防止O形橡胶密封圈不能密封气体引发泄漏, 这类储油库必须定期进行充气。储油库普通螺旋弹簧可平衡活塞压力, 但也易引发锈蚀现象, 阻尼器被激发后往往发生巨大损坏。通常气囊式储油库需要每5年进行一次气囊更换^[4]。

如果利用储油库进行泄漏补偿, 阻尼器需定期进行油液或者气体的补充和更换, 这就要求液体的使用量非常精确, 从而确保阻尼器活塞必须处于中位。在泵送液体时, 须采用特殊的尖锐物插入缸内。如采用气囊, 则工作人员需要打开泄压阀, 卸掉液体。预压后, 蓄能器

变空,这时需要工作人员泵入一定量液体关闭所有液体填充塞。

1.5 预加高内压

阻尼器在安装运行后,内压随着阻尼器的受力、环境温度改变而发生变化。阻尼器在使用几年后,阻尼器的内压还要保持在允许误差范围内,这是判断阻尼器是否能全面满足结构关系、是否漏油、密封是否完好的重要标志。

对阻尼器腔内施加预载内压后,由于油腔内压的存在减少了对各种阀门的需求,也避免了其他阻尼器对蓄能器的使用,这些不必要、多余零件的减少使泰勒阻尼器更为可靠。阻尼器在工作中由于内部高压实现了泰勒阻尼器通过独有的小孔激流调整速度指数的功能,可以避免采用其他构造的阻尼器通过各种复杂的控制阀达到特定的速度指数。

对于所有地震的冲击响应,应大幅提高阻尼器的响应能力。施加内压的主要作用可以从以下4点看出:

(1) 抗震要求,在很短的时间内使阻尼器开始工作,避免对抗震不利的阻尼器出现时间滞后现象。在所有地震分析中并不能完全反应这一实际情况,有时仅考虑主要运动情况,结构中高阶振型的高频反应往往不被考虑或被忽略。类似的情况是,地震中这些高频反应也不能被阀门阻尼器即时反馈,而不采用阀门、设有内压的泰勒阻尼器则很好地解决了这一问题。

(2) 阻尼器的内压实现了阻尼器正确全面的结构关系。特别是在低温和多频率下,阻尼器的结构关系通过内压可实现并满足所有的结构关系要求。

(3) 设内压的阻尼器是阻尼器材料使用效率紧凑的保证。

(4) 判断阻尼器是否有泄漏,可以通过测试阻尼器的内压变化来实现。

1.6 正确监测阻尼器的性能

阻尼器的质量,特别是耐久性非常重要,尤其是在结构上起重要作用的阻尼器,人们希望进一步了解其可靠性。无论从实用还是研究的角度,对阻尼器进行使用中的在线正确监测具有重要意义。在美国西雅图SAFECO棒球场的阻尼器完成了世界上最早的阻尼器在线正确监

测,其在线正确监测系统从1999年至今工作完好,这一长期工作对深入认识阻尼器在结构中的作用十分有意义。我国的福建厦漳跨海大桥也安装了在线正确监测系统。

在核电领域对阻尼器进行正确监测应该是目前长期发展的方向,通过实时传送过来的数据对阻尼器进行状态分析,可以有效预防和掌握阻尼器和核心设备的运转情况。

1.7 金属波纹管的利用——金属密封阻尼器

金属密封无摩擦阻尼器是美国泰勒公司的专利减振产品,如图5所示。由于其具有特殊散热装置以及良好耐久性能,从20世纪80年代开始一直为美国航天局NASA以及相应宇航结构独家供货,被用于外太空设施中^[5]。



图5 金属密封无摩擦阻尼器

Fig. 5 Frictionless hermetic damper

与普通抗震阻尼器不同的是,金属密封无摩擦阻尼器在往复运动中几乎不会产生摩擦。这类阻尼器采用了波纹管密封件,具有超高功率,可大量耗散阻尼器运动中产生的热量,阻尼器稳定性和耐久性远高于普通密封结构装置,频率很高、振动幅值较大,对于普通阻尼器不宜采用的情况,这类阻尼器提供了最佳解决方案。

金属密封无摩擦阻尼器的基本构造除常规的油缸、通长活塞杆、带小孔活塞头、端部盖板等部件外,与普通阻尼器最大不同是其密封

件的处理。普通阻尼器的密封系统由于其性能决定其自身的一些局限性：(1) 动密封件在活塞杆上使其产生摩擦；(2) 对于微小振动（如微米级），普通阻尼器在初始运动时会产生黏滑运动，这是由于其密封件出现弹性变形造成的；(3) 密封件在长时间作用后出现老化。泰勒公司在气态密封思路的基础上采用了金属波纹管密封技术，在多次研发测试后应用到液体阻尼器中。图6为金属密封无摩擦阻尼器的构造图。当采用双出杆构造时，需要在腔体两侧设置两幅波纹管密封件。活塞杆在往复运动中，波纹管产生弹性变形而没有摩擦，NASA的测试也证明了这一点^[5]。

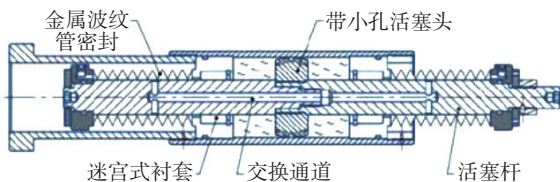


图6 金属密封无摩擦阻尼器构造简图

Fig. 6 Structural schematic diagram of frictionless hermetic damper

在某些实际工程应用中，金属密封无摩擦阻尼器具有无摩擦特性，但是，其高灵敏度以及高耐久性比普通阻尼器无法比拟的。

2 土木工程阻尼器的发展

2.1 从锁定装置到耗能阻尼器

作为抵抗冲击和振动的吸能装置的油腔内置活塞——流体型阻尼器的内部结构主要分为两类：一类在装置内提供流体回路，活塞杆和活塞头的位置变化不影响装置输出，在土木工程领域中被广泛采用；另一类构造较为简单，其连接两端在发生速度变化后即可提供锁定刚度，即锁定装置。二者均允许温度变形。

液体锁定装置技术近年来被广泛应用于控制地震、风振对大型结构的影响方面。与普通耗能阻尼器一样，锁定装置允许在温度等慢速作用下自由运动，但不同于液体阻尼器的是，其不耗散能量。相反，当瞬时事件发生，速度超过其控制值时，液体锁定装置能迅速且有效

地激活质量块间的刚性连接杆，像汽车的安全带一样通过动态连接杆将质量块锁在一起，起到分散和转移受力的作用，此时，安装有锁定装置的多结构体系会如一个完全独立的整体做出响应。而当瞬态事件结束时，液体锁定装置又能恢复到初始作用力状态，同时，允许结构在不产生附加应力的情况下发生截面热伸缩。确切地说，液体锁定装置仅是一个“0”“1”开关，其操作完全是被动的。其通过杆件将几个结构动态地连接起来，从而克服了采用自激励系统带来的昂贵费用和制造设计的复杂性^[1]。

图7为一种被核电设备广泛采用的速度锁定装置。



图7 德国Lisega公司的阻尼器（snubber）

Fig. 7 Snubber of Lisega company, Germany

图8为一个典型的锁定装置的剖面图。该设备的运转很简单。活塞相对油缸运动而挤压黏滞液体流过活塞孔。在多数情况下，密封类型和孔的构造必须与设计者选择的液体相匹配。当采用液态锁定装置时，活塞孔可以是环形孔、限流孔或二者的混合型孔。

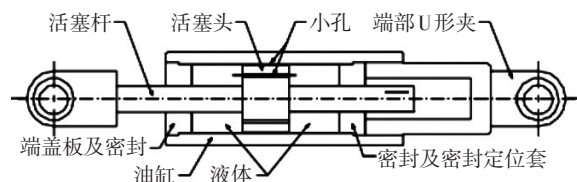


图8 锁定装置剖面简图

Fig. 8 Section schematic diagram of lock-up device

可以发现，锁定装置与普通液体阻尼器在结构上具有相同的组成部分。锁定装置不仅是一个阻尼器，它的活塞孔很小，当承受的

速度荷载达到设计荷载时,整个装置被锁死。在实际使用中,因为锁定装置在设计荷载作用下只有很小的杆位移速度,事实上并不吸收和消耗能量,只是产生较小的动态位移,相当于一个液压锁。锁定装置的活塞孔经专门设计,使它能随速度的改变而输出产生变化的力,由于锁定装置以极低的速度输出最大的力,所以,装置的液体流动孔在尺寸上必须比阻尼器更小。通常在生产时通过采用大的长径比或长宽比实现这一点,这样的设计为装置提供了大的流阻。

在地震作用下,当达到锁定速度 V_0 时,即当速度达到启动临界值时,锁定装置启动,成为一根有很大刚度的连杆。而在未达到启动速度前,锁定装置对结构无任何影响。锁定装置没有耗能作用,并不能通过自身耗能减少结构的受力。根据预先设定的速度 V_0 ,锁定装置在 $V > V_0$ 时,很快启动,计算中可采用一个刚度单元进行模拟。计算出的锁定力为^[2]:

$$F = \begin{cases} 0 & V \leq V_0 \\ 0 \rightarrow F_{\max} & V > V_0 \end{cases} \quad (2)$$

式中, F_{\max} ——最大锁定力。

图9为某工程中,使用相同最大输出力的黏滞阻尼器和锁定装置的不同实验结果示意图。观察图中的曲线可知,阻尼器在发生振动时,因为吸收和耗散能量从而产生位移,而锁定装置在任何速度下都如刚性杆一般作用在结构上,不消耗任何振动能量,而是将其直接传出。

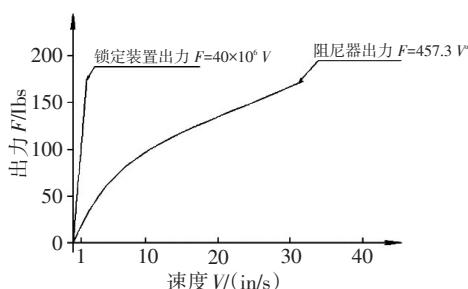


图9 锁定装置与阻尼器输出曲线对比

Fig. 9 Comparison of output curves between locking device and damper

注: 1 lbs = 4.4492 N; 1 in = 2.54 cm

通过上述介绍可以看出,目前在核电领域普遍采用的阻尼器实际上是土木工程领域中普遍应用的速度锁定装置。

2.2 准确定量阻尼比

量化黏滞阻尼器的理论计算公式是量化黏滞阻尼器在土木工程领域中进行实践应用的首要条件,Constantinou教授等人提出了计算模型并对计算模型逐步进行了完善和简化^[2]。目前,在土木工程中设置阻尼器前,必须通过结构动力技术有限元分析对结构反应进行量化分析,并最终确定阻尼器的各种参数,这是一个需要迭代并最终趋于最优解的循环过程^[6]。

2.3 阻尼器功能多样化

常规黏滞阻尼器所具有的工程效果在近些年中逐渐显现,安置这类阻尼器已成为结构建设必不可少的一部分。此外,一些具有创新和开拓精神的工程设计者常不满足于此,希望这些产品能具有一些特定的功能,以完善结构在运行过程中的动力性能。这些具有特殊功能的黏滞阻尼器包括熔断阻尼器、限位阻尼器、自由微动装置以及前文提及的金属密封无摩擦阻尼器等^[7]。

2.4 阻尼器质量标准

在阻尼器不断提高性能的几十年后,特别是使用了双出杆技术、小孔激流技术以后,阻尼器可以成为使用75年,并具有40年质量保证且终身免维护的定制产品。

泰勒公司可以按现在核电站的标准生产产品,也可以按近40年的发展创新来生产并提供新型的、长期免维护的定量产品。

3 土木工程阻尼器的测试

在美国,土木工程设计规范和工程对阻尼器提出了更高、更严格的出厂检验要求。对于动力分析,泰勒公司改变了过去抽样检查的要求,要求公司出厂的每一个产品,都要经过严格的调试和动力测试,进行不同受力状态下的力学检测,并给出滞回和时程曲线,满足所有的设计要求。下列测试对保证阻尼器性能十分必须且有效。

3.1 内压测试

为确保阻尼器在最大压力下甚至达到设计

压力的1.5倍时不漏油，每一个阻尼器必须经过内压测试。图10为在泰勒公司进行的阻尼器3倍静压103 MPa测试，在达到测试内压后一般需要保持3 min或1 h，以验证阻尼器的密封情况。

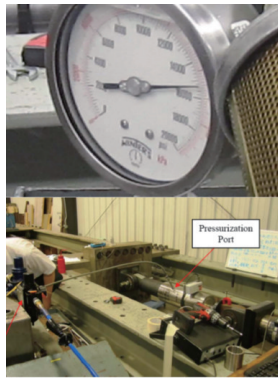


图10 内压测试

Fig. 10 Internal pressure test

高内压有利于阻尼器结构紧凑、高效率的工作，是阻尼器快速启动、抗震所必需的，也是阻尼器“干密封”和不漏油的保证。不同于核电阻尼器的完全零内压，泰勒公司的每只阻尼器在出厂前都预加了一定的内压。

3.2 动力参数关系

动力结构关系测试是要在简谐振动荷载下测试阻尼器全程动力运动曲线，要求在不同速度下（通常为25%、50%、75%和100%最大设计速度或根据业主设计指定）计算阻尼器在5个循环内力、位移和速度的时程变化和力以及位移的滞回曲线。相互关系应符合设计结构关系。

测试要求的最大值的误差均在15%以内测试证明，在动力荷载作用下，阻尼器完全符合设计的要求，可以确保结构在地震中的安全^[8]。

3.3 温度检测

环境温度是影响减隔震装置性能的重要因素之一，这是由于阻尼器要经历每天和季节性温度变化。

黏滞阻尼器的阻尼出力主要由内部介质高速运动下的惯性流以及低速运动的黏性剪切流共同组成，其中低速运动下的黏性剪切特性受温度影响较大，图11为在0℃、24℃、50℃测定的某线性阻尼器的阻尼力-速度关系曲线，在低温状态下的阻尼系数要高于高温时测试的结果^[9]。

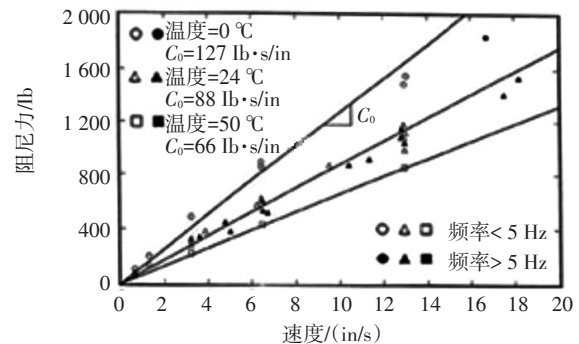


图11 不同温度下阻尼系数随速度的变化

Fig. 11 The variation law of damping coefficient with velocity at different temperatures

注：1 lbs = 4.4492 N；1 in = 2.54 cm

在温度相关性测试中，需采用温控系统使阻尼器温度升高和降低，为达到要求的测试温度，在测试前，阻尼器要在温控箱内放置至少12 h（通常在14~16 h），并采用热电偶对其不同位置进行温度测量以达到设定的环境温度。在测试中，同样要控制阻尼器的温度变化，由于经过动力测试后阻尼器会吸收大量的能量，应控制每次测试的间隔时间，一般应将阻尼器冷却之后再继续进行其他工况测试，时间间隔应在2~4 h或直到阻尼器外表面温度接近室温^[3]。

有经验的厂家会采取一些技术措施控制阻尼器在变温下的性能偏差；另一方面，通过温度相关性测试也很容易判定阻尼器的性能优劣。不同厂家的阻尼器，甚至是相同厂家的不同试验样品，其温度稳定性的相差也较大。大量的测试结果表明，泰勒公司阻尼器具有更高的性能温度稳定性。

4 核电站和一般结构抗震阻尼器对比

4.1 性能要求类似

核电站、桥梁与建筑结构中安置的抗震设备都称作阻尼器，但实质上二者有所不同。核电站上的称为缓冲器（snubber），而大型结构上的称为阻尼器（damper），如图12所示。当核电站上安置了缓冲器snubber的设备和管道有较大运动时，缓冲器立刻锁住不动，地震过后锁定放开。桥梁与建筑结构也有和缓冲器类似的装置，即速度锁定装置（Lock-up device），但安置

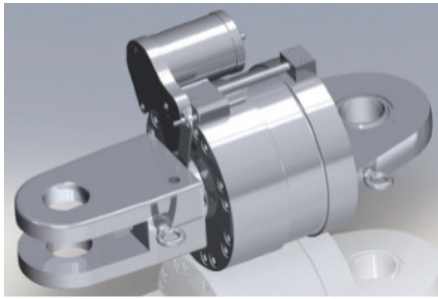


图 12 普通核电阻尼器

Fig. 12 Common nuclear damper

最多的是阻尼器，在地震运动发生时，阻尼器耗能，运动减少，直至停止运动。

4.2 不同的检测与维护概念

核电阻尼器的第三方检测采取抽检联合预检测的检测形式，进行120℃的核辐射检测等测试项目。阻尼器缸体只需进行一次检测，通过后在其整个寿命周期中都无需再次检测，只需每5~10年对其内部的流体进行补充。由于核电安全事故波及的范围广，造成的影响巨大，故而对阻尼器的质量要求应更为严苛。泰勒公司的液体黏滞阻尼器能做到100%检测，且质量较高，能较好地满足核电站的应用需求，并可以通过对阻尼器的健康监测随时判断其工作状态是否良好，以便及时发现安全隐患，从而更有效地保护人们的生命及财产安全。

液体阻尼器所使用的密封系统必须具有不

低于75年的服役期，且无周期性变形。阻尼器在结构安装就位后在很长一段时间内并不会经常使用，因此，需要密封系统表现为“干密封”且不能出现缓慢的液体渗漏。阻尼器动密封特性决定阻尼器的运行情况及其寿命。采用合理的阻尼器设计制造方案，选用适当的密封技术，则阻尼器能够达到完全“干密封”状态而不会产生任何泄漏，故实际上不需要提出定期服役或更换期。密封件的使用周期可通过阻尼器在服役期内往复运动的总距离估算，经过精心设计和制造的阻尼器可不进行任何定期维护，并可提供40年的质保和75年的寿命周期^[10]。

4.3 泰勒阻尼器与核电阻尼器异同

美国泰勒公司是世界结构控制系统的先驱，其生产的阻尼器远优于其他的snubber和damper产品。将泰勒阻尼器与目前核电阻尼器进行对比，见表1，泰勒阻尼器有以下优势：(1)可以包括全部系统，设计和检测都按75年的寿命考虑（包括无需更换机油、除油漆外不需任何维护），泰勒公司保证40年的安全工作；(2)阻尼器内有预加高内压，可以按设计要求正常地工作，便于定期检查，并设置健康监测系统；(3)可以全部定量化，可以首次在我国核电系统上进行抗震计算与耗能分析；(4)阻尼器全部原型测试符合中美两国土木工程学会的高要求。

表 1 核电阻尼器与结构阻尼器之异同

Table 1 The difference and similarity of dampers in NPP and civil engineering

	核电阻尼器（锁定装置）	结构阻尼器及特性
计算表达式	$F = \begin{cases} 0 & V \leq V_0 \\ 0 \rightarrow F_{\max} & V > V_0 \end{cases}$	$F = CV^n$ 可以全部定量分析
内摩擦	<1%或2%	3%~10%（为了保证40年不漏油）
是否耗散能量	不能耗能	耗能（20世纪60年代起土木领域采用能量分析）
可否减振	刚性连接，非减振	减少位移，可以减振
是否漏油	10年允许漏油	绝对不漏油（不漏油是安全正常工作的保证）
使用寿命	至多10余年	75/50年，终身免维护（包括液体40年保质期）
敏感度	较高	稍差（可以定量计算，保证灵敏度）
高预压	无内预压	内有高预压（高预压的好处）
小孔激流的核心技术	没有采用	保证参数符合设计（所有参数的保证）
在线监测	无在线监测	在线监测（高内压的实时健康监测）
是否原型测试	可以延推	必须作原型测试（高度安全）

5 建议和结论

(1) 近40年来, 减振用结构保护系统有了很大的发展并被广泛接受, 其中液体黏滞阻尼器是目前工程中应用最广泛、研制最成功的减振装置。创立于1955年的美国泰勒公司是世界结构控制系统的先驱, 其结构流体阻尼器技术经过几十年的发展已经相当成熟。泰勒公司生产的阻尼器远优于其他阻尼器产品, 是仅有的在地震时能够同时减小结构中的应力和变形的减震设备, 其性能在任何时候、任何温度下都是稳定的、可预测的, 且使用期限长, 并终身免维护^[11]。

(2) 目前, 核电阻尼器的第三方检测采取抽检联合预检测的检测形式, 且阻尼器缸体只需进行一次检测, 通过后在其整个寿命周期中都无需再次检测, 只需每5~10年对其内部的流体进行补充。而泰勒公司的液体黏滞阻尼器能做到100%检测, 质量较高, 且无需更换机油, 能较好地满足核电站的应用需求, 并可以通过对阻尼器的健康监测随时判断其工作状态是否良好。由于结构用液体阻尼器通常在很长的一段时间内并不会经常使用, 故要求其使用的密封系统必须表现出“干密封”, 不允许出现缓慢的液体泄漏。

(3) 高内压有利于阻尼器结构紧凑、高效率地工作, 是阻尼器快速启动、抗震必需的性能, 也是阻尼器“干密封”和不漏油的保证。不同于核电阻尼器的完全零内压, 泰勒公司的每只阻尼器在出厂前都预加了一定的高内压, 可以按设计要求正常地工作, 便于定期检查, 并设置健康检测系统。

(4) 在阻尼器不断提高性能, 特别是使用了双出杆技术、小孔激流技术以后, 阻尼器可以成为使用75年, 并具有35年质量保证且终身免维护的定量产品。经过几十年的发展, 现在已经可以对其阻尼比进行准确量化。泰勒公司可以按照目前核电站使用的标准生产产品, 也可以按照近40年的发展创新来生产并提供新型

的、长期免维护的定量产品, 其产品可以全部量化, 并可以在我国核电系统上首次进行抗震计算与耗能分析。

(5) 在美国, 规范和工程都对阻尼器提出了更高、更严格的测试要求, 泰勒公司要求其出厂的每一个阻尼器产品经过严格的调试和动力测试, 进行不同受力下的力学检测, 并给出滞回和时程曲线, 满足所有的设计要求。大量的测试结果表明, 泰勒公司的阻尼器全部符合中美两国土木工程学会的高要求。

本文建议核电行业的有关部门以核结构的工程质量与安全为重, 选择质量和性能均较好的核电阻尼器, 并在各方面条件允许的情况下, 考虑并尝试采用在性能上更适合的减隔震产品, 以促进我国核工业更好、更快的发展。我国核电安全处于世界先进水平, 一直都在造福人民, 采用创新技术既能提高安全性, 又能提高经济性。

参考文献

- [1] 陈永祁. 桥梁工程液体黏滞阻尼器设计与施工 [M]. 北京: 中国铁道出版社, 2012.
- [2] Constantinou M C, Whittaker A S, Kalpakidis Y, Fenz D M, Warn G P. 桥梁地震保护系统 [M]. 北京: 中国铁道出版社, 2012.
- [3] 马良喆, 陈永祁. 江阴长江大桥用液体黏滞阻尼器的测试鉴定和结果初分析 [C] // 《建筑结构》编辑部. 首届全国既有结构加固改造设计与施工技术交流会论文集. 北京: 2007.
- [4] 马良喆, 陈永祁. 油阻尼器与黏滞阻尼器的性能差异探讨 [J]. 工业建筑, 2013 (S1): 203-210.
- [5] 马良喆, 陈永祁. 金属密封无摩擦阻尼器介绍及工程应用 [J]. 工程抗震与加固改造, 2009, 31 (5): 46-51.
- [6] 彭程, 马良喆, 薛恒丽, 等. 超高层结构应用液体黏滞阻尼器在中国的发展 [J]. 工程抗震与加固改造, 2015, 37 (3) 1-9.
- [7] 陈永祁, 马良喆. 结构保护系统的应用与发展 [M]. 北京: 中国铁道出版社, 2015.
- [8] 陈永祁, 赵前进, 马良喆. 铁路桥梁减震设计与应用 [M]. 北京: 中国铁道出版社, 2018.
- [9] 陈永祁, 马良喆, 彭程. 建筑结构液体黏滞阻尼器的设计与应用 [M]. 北京: 中国铁道出版社, 2018.
- [10] 陈永祁. 工程结构用液体黏滞阻尼器的结构构造和速度指数 [J]. 钢结构, 2008 (9): 48-52.
- [11] 陈永祁. 黏滞阻尼器在应用中的问题讨论 [J]. 建筑结构减震技术通讯, 2015 (12): 7-13.

The Application and Innovative of Damper in Nuclear Power Plant

Chen Yongqi, Cui Yucheng, Ma Liangzhe

(Beijing Qitai Shock and Shock Control Development Co.,Ltd., Beijing 100037, China)

Abstract: The application of dampers in buildings, bridges and nuclear power plants can protect structures from earthquakes. The damper can be considered as a structural protection device. Damper is an important safety protection device for pipeline and mechanical equipment in nuclear power plant. This paper introduces the damper from three aspects of manufacturing, application and testing, and compares the different understandings and cognition of aseismic dampers in the field of nuclear power and civil engineering. The paper also puts forward some suggestions on the innovation and development of damper application in the field of nuclear power.

Keyword: damper; fluid viscous damper; lock-up device; frictionless hermetic damper; snubber

(责任编辑:梁晔)

王璟增. 一回路核级设备磨损的监测模型[J]. 核安全, 2020, 19(1): 68-74.

Wang Jingzeng. Monitoring Model of Nuclear-Grade Equipment Wear in Primary Circuit[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(1): 68-74.

一回路核级设备磨损的监测模型

王璟增

(国核示范电站有限责任公司, 威海 264300)

摘要: 核级设备的结构失效与微动损伤有直接关系, 在应力集中部位, 微动又是许多核电设备提前失效的直接原因。本文以一回路核级设备为对象, 研究其磨损失效的原理和特征, 并针对不同的磨损失效情况建立监测模型, 针对难以避免的典型磨损, 构建监测模型, 在线监测敏感部位的磨损, 并提取信号进行分析, 确定磨损部位和磨损程度。监测模型可以通过至少两种监测手段监测易发生磨损的部位, 同时, 通过不同的定位方法找到磨损发生的位置, 并发出警报, 做到事故前预防。

关键词: 核级设备; 磨损失效; 监测系统; 建立模型

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 01-0068-07

核电厂反应堆中, 振动和磨损是导致核级设备失效的重要原因, 而且失效常发生在应力集中部位, 在引起核级设备失效的原因中, 微动是导致提前损伤失效的直接原因。随着堆龄的增加, 微动损伤使核级设备损伤失效的事例越来越多, 本文对设备微动损伤的预防进行研究。

振动引起微动, 微动导致结构磨损失效, 并加速其疲劳、腐蚀损伤, 这是核电工程中的疑难问题。虽然目前的研究针对单个因素形成了一定的理论, 但距离真正在实际应用中加以解决仍有差距^[1]。

燃料棒、控制棒、蒸汽发生器是一回路磨损的多发部位, 其损伤对反应堆的安全运行构成了威胁, 甚至导致核电厂寿命缩短。因此, 研究吊篮、燃料棒、控制棒、蒸汽发生器的磨损形式, 构建一套在线监测模型, 对事故预警具有重要意义。

1 核级设备的磨损原理

1.1 燃料棒的磨损

核电厂运行时, 燃料棒难免要发生微动,

并且以流致微动为主。包壳与定位格架及堆芯围板存在微动损伤, 包壳破裂会导致高放射性的物质泄漏。早期水冷堆燃料棒的破损状况显示, 因各种微动造成的破损率约为 0.1%^[2]。早期的水冷堆燃料元件磨蚀破损状况见表 1^[1]。

表 1 早期水冷堆燃料元件腐蚀破损状况

Table 1 Corrosion damage of fuel components in early water cooled reactors

主要原因	起源	后果	堆型
外来颗粒	外部	穿孔严重磨蚀	所有堆型
棒振动与定位格架作用	制造与修理不当	穿孔	压水堆
组件振动	外部原因或修理	穿孔严重磨蚀	压水堆
堆芯部件振动	外部原因	元件盒磨蚀	沸水堆

由于外界原因引起的燃料棒破损主要有以下几种情况: (1) 堆芯围板间隙内的水流喷射使燃料包壳与定位架摩擦, 导致包壳产生磨蚀; (2) 包壳与围板相摩擦, 导致包壳管轴向开裂或开口; (3) 在反应堆检修过程中掉入的金属碎片、小螺栓螺母、钢刷丝毛等异物随冷

收稿日期: 2019-09-10 修回日期: 2019-11-15

作者简介: 王璟增 (1988—), 男, 山东招远人, 工程师, 学士, 核工程与核技术专业, 现主要从事核电厂运行、模拟机培训工作

剂流动而进入堆芯,并被截留在定位架处的燃料棒之间,在冷却剂流动的影响下,碎片夹在包壳间会改变整体的振动参数,如频率振幅等,由此加剧振动而引起包壳的微动磨蚀^[3]。

1.2 控制棒组件的磨损

法国某核电厂曾出现过控制棒磨断并跌落到导向管底部的情况,我国核电站大修期间也曾发现控制棒组件出现磨损的现象。经检查发现,磨蚀均发生在长期提起位置上的控制棒,其部位集中于导向筒内与导向孔板接触的位置^[2]如图1所示。

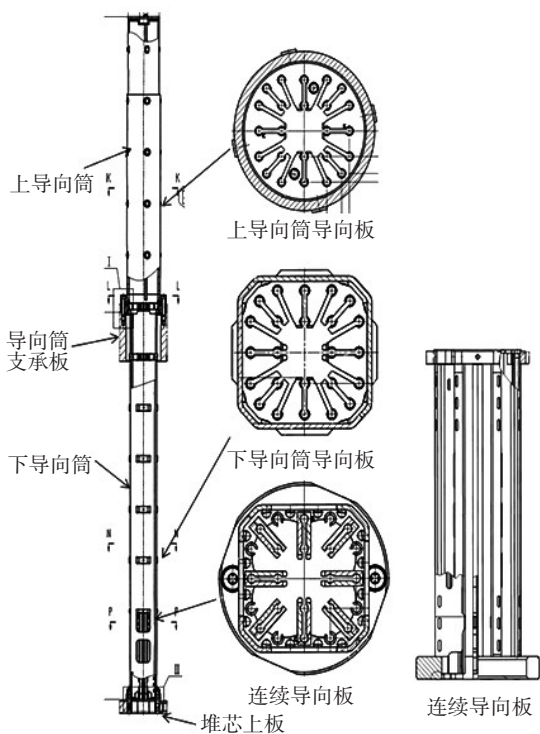


图1 控制棒组件磨损部位

Fig.1 Control rod assembly wear position

流致振动造成的控制棒磨蚀使控制棒的寿命平均缩短了50%。经分析得知,从导向筒下段的出水孔流出的横向水流引起控制棒的振动,导致控制棒与周围构件摩擦,从而产生磨蚀。表2为国外对22座反应堆控制棒组件检查情况。

1.3 蒸汽发生器传热管的磨损

对于蒸汽发生器,一次侧应力腐蚀开裂(Stress Corrosion Cracking, SCC)、二次侧晶间腐蚀以及磨损都集中在微动损伤的高发部位。

表2 国外对22座反应堆控制棒组件检查情况

Table 2 Foreign inspection of 22 reactor control rod assemblies

检查内容	具体情况
设计寿命/年	15
控制棒数/根	1 166
磨蚀棒数/根	660 ~ 770
磨蚀部位	导向筒内的导向孔板位置
磨蚀原因	流致振动/微动损伤
实际运行平均寿命/年	7
磨蚀破坏率/%	57 ~ 66

在蒸汽发生器中,由于传热管与防振条之间存在间隙,在高速流体的冲击下,管子与防振条之间产生振动磨损而使管子损坏^[2]。同时,微动磨蚀造成的失效也是造成传热管损伤的一个原因。

近年来,由于传热管破损而造成的堵管数占堵管总数的80%~92%,而且发生破损的部位主要集中在易形成微动损伤的部位。表3是1987—1991年蒸汽发生器中堵管总数及各类破损的分布部位所占的百分比^[4]。

表3 堵管总数及各类破损的分布部位所占百分比

Table 3 The total number of blocked pipes and the percentage of various damaged parts

内容	年份				
	1987	1988	1989	1990	1991
堵管总数/个	4 962	6 547	6 136	7 929	1 158
管板下部/%	43.3	40.3	18.6	25.6	18.2
管板上部/%	13.5	15.5	37	34	15
U型弯头/%	9.2	10.6	8.5	2.1	5.3
防振条/%	—	1.5	3.4	12.7	2.2
传热管支架/%	14.4	19.6	16.8	18.1	50.3
预热段/%	—	0.3	0.3	0.2	0.2
其他/%	2.0	0.9	0.3	1.2	0.3
未确定部位/%	17.6	17.3	15.1	6.0	8.5

2 监测原理与模型

2.1 堆芯吊篮的振动监测

首先,工作人员在反应堆堆芯吊篮上布置围绕堆芯的4个中子噪声探测器,夹角互为90°,同时,在吊篮不同高度上分别安装4个加

速度计，夹角互为 90° 。由于正常工作时堆芯吊篮的振动模式相对恒定，因此，中子噪声信号与加速度信号应呈现周期性^[5]。当两种信号发生异常，不再呈现周期性时，峰值、频率等参数发生明显变化时，说明吊篮的振动模式发生了改变，如图2所示。

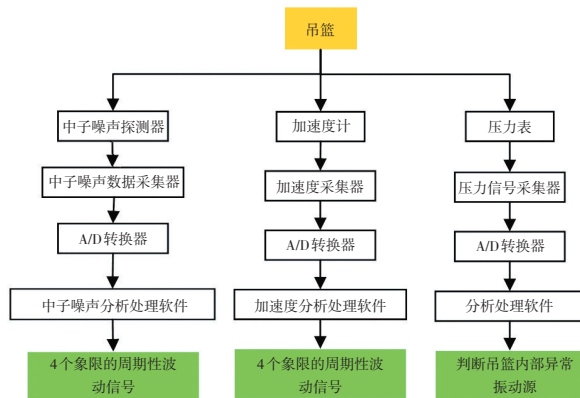


图2 堆芯吊篮磨损监测方法

Fig. 2 Monitoring method for core hanging basket wear

其次，工作人员在吊篮内部的结构通路上用压力表测量冷却剂的压力波动，结合上述异常的中子噪声信号与加速度信号，可以判断吊篮振动原因是否来源于堆芯内部。如果压力表的数据没有明显变化，说明吊篮内的冷却剂并无较大的波动，则判断吊篮异常振动源于堆外部件。反之，吊篮异常振动与堆芯内部构件有关，此时应重点监测堆内的燃料棒和控制棒。

最后，中子噪声信号容易受堆内辐照的影响，而加速度信号受控制棒移动的影响也可能出现信号不稳定的情况。因此，两种监测方式相结合，可以相互弥补各自的信号弱点，并且冗余对比可提高信息的准确性，更好地监测吊篮的振动情况。压力表能够较精确地反映冷却剂的波动情况，但为防止压力表的损坏或机械故障，可在结构通路上布置备用的压力表。

2.2 控制棒的磨损监测

控制棒的在线监测可通过超声检测系统和涡流检测系统共同实现。

现有的技术已允许超声波探头在堆芯内部高温高压的水环境中工作，可以使用水下旋转超声聚焦探头监测从上端塞焊缝到下端塞焊缝

之间的包壳管壁厚和直径，以此判断控制棒包壳的磨损程度及腐蚀程度^[6]。超声波探头的数量可以根据控制棒数量以及使用频率来确定，如图3所示。

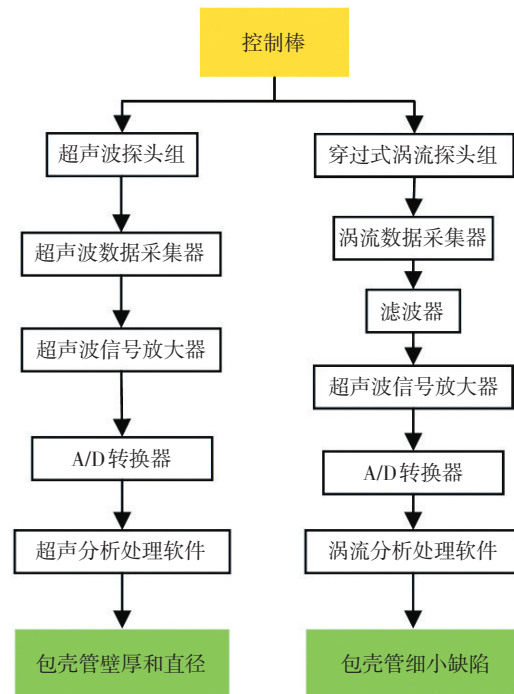


图3 控制棒组件磨损监测方法

Fig. 3 Monitoring method for control rod assembly wear

在水下通过超声波探头获取控制棒的振动信号的实质是液浸法的超声波探测过程。由于探头与控制棒不直接接触，探头发射的声波需经过冷却剂射到控制棒，因此，声波的发射和接受都比较稳定。但水层的厚度会引起超声波声能的损失，因此，需要选用聚焦探头以集中声能。同时，在探头的压电晶片前覆盖一层与水匹配的介质，可以提高水浸探头发射到水中的声能。

超声波所获得的信号可能会受到水环境的本底影响。堆芯中不同处的水流量存在差异，会对声波的发射及接受产生一定的影响。本监测先通过计算得到在正常工作时水环境下的信号误差范围，再比较波形图与信号误差范围，判断收集的信号是否正常，尤其注意峰值的比较。

超声波信号还可能受到吊篮振动的影响。为了消除此影响，检测人员可以使用另外的超

声波探头提取吊篮的振动信号（此超声波探头需靠近上支承板附近的控制棒导向管），将控制棒的信号与吊篮的信号反向叠加，以去除吊篮振动的影响。

涡流检测系统可检测到超声波检测不到的细小缺陷（如裂纹）。探头位置设计在上部支承板的定位销上方，探头的数量根据控制棒的数量而定。因为控制棒上提时会离开定位销，所以，选用包含有穿过式线圈的涡流探头对活动的控制棒进行检测。在每次控制棒下插和上提的过程中，可以进行完整的两次检测。虽然这种方法在控制棒不移动时无效，但控制棒从开始磨损到失效通常需要一定的时间，如果控制棒在下降的过程中未检测到严重磨损，那么可以认为控制棒在重新提起之前不会因为磨损而失效。反之，如果控制棒在下降过程中检测到严重磨损，则应立刻提起可能失效的控制棒。

由于涡流探测器的位置靠近定位销，所获取的信号可能受到其他干扰，因此，通过滤波器设定一个可信的信号频率来滤除杂波，这一可信的频率应当是控制棒正常升降时的允许频率。然后将测量信号与基准信号进行比较，辨别振动是否异常，并在偏差过大时发出警报。

超声波与涡流的双重监测可以做到相互验证，提高监测结果的可靠性，避免了信号干扰的误差。此外，为了避免监测时产生误差，每次监测可以重复2~3次，以增加可靠性。

2.3 燃料棒的磨损监测

燃料棒与控制棒类似，同样采用棒状体的外置监测方法，超声波检测系统和涡流检测系统对于燃料棒也适用。

通过超声波探头收集的信号可以判断燃料棒包壳的厚度及直径情况，并判断棒微动磨损和微动磨蚀的程度。由于堆芯内部下降的控制棒与燃料组件均在吊篮装置中^[6]，因此，监测二者所用的超声波系统可以合二为一，即水下超声旋转聚焦探头既可以应用于监测控制棒的磨损情况，又可以应用于监测燃料棒的磨损情况（实际探头的总数根据控制棒和燃料棒的情况而定，并合理分配各区域内的探头数）。需要注意的是，与控制棒一样，在监测燃料棒时也需要叠加燃料棒的信号和背景干扰信号来获得

最终的信号^[7]，并与允许范围比较（注意峰峰值），判断信号异常与否，如图4所示。

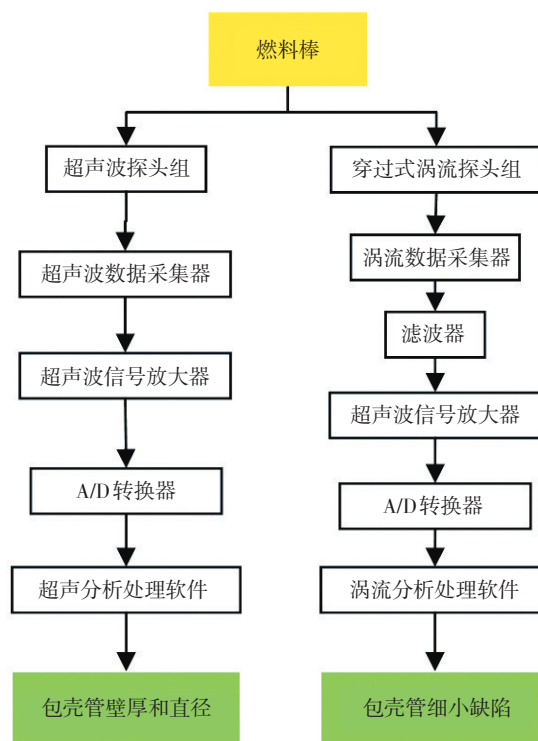


图4 燃料组件磨损监测方法

Fig. 4 Monitoring method for fuel assembly wear

因为燃料棒在反应堆正常工作时一直处在堆芯吊篮的内部，不像控制棒会经常被提起和下降，所以，应对用于监测控制棒的涡流系统做适当的调整，即不在仪表导管或燃料棒导向管附近布置拥有穿过式线圈的探头。此时，涡流探头安排在反应堆堆芯吊篮内部，和超声波探头一同直接对在水中工作的燃料棒进行监测，这与升降控制棒时对控制棒进行涡流监测的方法不同。此时，选用放置式线圈对燃料棒进行监测，一是因为穿过式线圈无法在此处使用；二是因为放置式线圈能提高探测的灵敏度。

此外，为了使反应堆继续运行，即便监测发现燃料棒因磨损而濒临失效，燃料棒也不能及时被更换。因此，燃料棒磨损监测并不能防止燃料组件失效的发生，但可记录濒临失效的燃料棒位置，便于在大修期间更换和清理。

另外，燃料棒包壳的失效可能产生碎片，这些碎片可能留在堆芯围板或支承板上，影响

燃料棒在失效后监测的信号数据。所以,失效发生后,工作人员要调整与实测信号比较的基准信号及误差范围^[8]。若失效的燃料棒碎片对反应堆正常运行造成严重影响或巨大的安全隐患,则需执行计划外的停堆检修。

2.4 蒸汽发生器传热管的磨损监测

传热管可能的磨损形式主要有微动磨损和点蚀,而主要失效形式是裂缝和点状微孔^[9],这些都会将含有中子的水带入蒸汽发生器的二回路水中。因此,通过测量二回路水的中子浓度的变化可以判断传热管是否破损。中子探测器的具体数量视蒸汽发生器的大小及传热管数量而定,探测器安置在传热管排布的不同区域,同一区域的不同方向均安置探测器,以提高监测的可靠性和有效性,如图5所示。

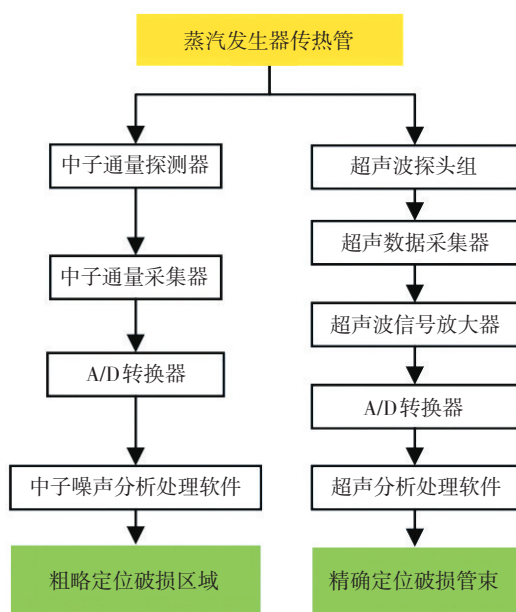


图5 蒸汽发生器传热管磨损监测方法

Fig. 5 Monitoring method for steam generator tube wear

当有传热管因磨损而逐渐失效时,中子将进入二回路水中,中子探测器可以给出每个区域中子通量的信息,并确定浓度最高的区域为传热管失效的区域,但这只是按区域粗略定位。可以使用超声波检测系统较精确地定位失效的传热管,工作人员在每个区域内布置旋转扁平超声探头,除了检测传热管的裂缝,还可以检测传热管的点蚀程度和高周疲劳程度。

由于传热管失效后二回路水中的中子浓度会有略微变化,因此,需要根据重新平衡后的蒸汽发生器二回路的中子浓度调整失效后监测的基准值。另外,蒸汽发生器本身的振动会成为超声波信号的背景干扰信号,可以安排探头获取蒸汽发生器的振动信号,并与测得传热管的信号进行反向叠加得到最终信号。

因此,蒸汽发生器传热管的磨损监测由两部分组成。先利用中子探测器粗略确定传热管发生磨损失效的大致范围,再利用超声波系统更精确地定位发生过度磨损的传热管。传热管在反应堆工作时也无法进行及时更换,因此,监测系统并无法预防和防止传热管失效,但能在停堆或大修时帮助工作人员更好地进行维修工作。

3 监测模型

为了解决核电厂主要部件的磨损监测,本文开发了压水反应堆堆芯部件的磨损监测系统模型,其中对堆芯的燃料棒、控制棒、蒸汽发生器的传热管的磨损问题予以了重点关注。图6为压水堆堆芯部件磨损的监测系统模型。

(1) 先监测吊篮的振动,再监测燃料棒、控制棒的磨损。由于吊篮的振动会改变堆芯流道中的水流量,进而影响中子探测器和超声波探测器的本底信号,因此,应优先监测吊篮的振动。另外,包壳失效产生的碎片可能留在堆芯围板或支承板上,影响吊篮监测的信号数据^[5]。

(2) 通过中子噪声和在压力容器内部安装加速度计,监测系统可同时探测到多种类的异常振动信号,包括堆内吊篮、控制棒、燃料棒等的振动情况,并辅助以压力计探测,可更有效地判断堆芯吊篮振动信号的来源。

(3) 采用超声波系统和涡流系统,监测系统主要监测燃料棒的包壳完整性、包壳与围板间的磨损,控制棒与上堆芯板及导向管的磨损。

(4) 在控制棒的末端安装加速度计,监测控制棒的振动情况。为了防止安装加速度计给控制棒带来的影响,安装位置应呈对称结构。

(5) 监测系统通过中子探测器和超声波监测系统,监测蒸汽发生器中的传热管磨损情况,两种手段配合使用能更快捷地定位发生磨

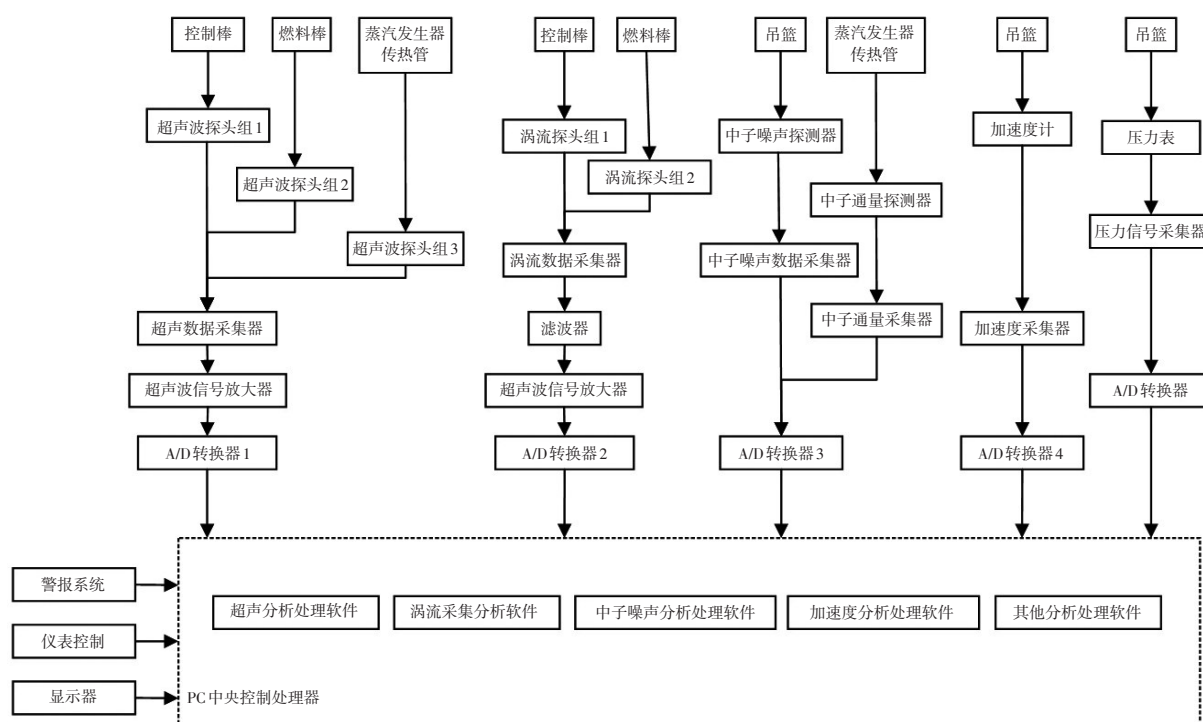


图6 压水堆堆芯部件磨损的监测系统模型

Fig. 6 Monitoring system model for wear of core components of pressurized water reactor

损失效的传热管的位置。

另外，对于核电厂的往复式机械设备的磨损监测，如主泵、控制棒驱动机械等，监测系统可采用磨粒识别技术^[10]。

由于从磨损到失效需要一定的时间，以上监测方法可以在发生明显后果之前检测到磨损状况，从而起到预警的作用。

4 结论

本文通过对压水堆主要磨损问题的分析，针对不同的磨损情况，对反应堆内主要部件设计了一套完整的监测系统，对各种部件以及工况的监测进行统一的控制，形成了压水反应堆磨损监测系统的模型。该模型中对于易发生磨损问题的主要部件均通过至少两种监测手段加以监测，以保证监测的有效性，同时通过不同程度的定位方法以更快找到磨损发生的位置^[11]，并发出警报。综合来说，这是一个理论上能够从全局监测堆芯部件的磨损问题，反映反应堆内的磨损程度，并预防反应堆事故发生的系统。

参考文献

- [1] 唐辉. 世界核电设备与结构将长期面临的一个问题—微动损伤[J]. 核动力工程, 2000 (3): 221-226+231.
- [2] 赵建. 压水堆机械设备的磨损及其对策[J]. 机械, 1999 (6): 13-14+36.
- [3] 蒋莉, 王建立, 沈孟育. 有界域轴向流动中棒束流致振动和稳定性研究[J]. 原子能科学技术, 2000 (1): 60-65.
- [4] 汪胜国. 国外蒸汽发生器更换的现状和技术开发[J]. 东方电气评论, 1996 (3): 172-180.
- [5] 刘才学, 魏东, 房成春, 等. 中子噪声在核反应堆吊篮振动监测中的应用研究[J]. 核动力工程, 2006 (1): 30-33.
- [6] 张丽琴, 钟志民, 李劲松, 等. 燃料组件控制棒包壳在役超声涡流自动检测[J]. 无损检测, 2005 (1): 38-40.
- [7] 赵延龙. 基于多值传感器的线性离散系统的鲁棒辨识[A]. 中国自动化学会控制理论专业委员会. 第二十四届中国控制会议论文集(上册)[C]. 中国自动化学会控制理论专业委员会: 中国自动化学会控制理论专业委员会, 2005.
- [8] 单陈瑜, 贾运仓, 吕炜枫, 等. 压水堆燃料元件包壳破损在线监测系统研制[J]. 核动力工程, 2016, 37 (6): 80-85.
- [9] 丁训慎. 核电站蒸汽发生器传热管的降质及其无损检测技术[J]. 无损检测, 2008 (1): 30-33.
- [10] 陈长征, 勾轶, 王楠. 重型机械设备磨损故障识别研究[J]. 重型机械, 2003 (6): 48-50.
- [11] 盛焕行, 李红霞. 核反应堆故障早期检测和在线状态监测方法[J]. 核动力工程, 2005 (2): 175-178.

Monitoring Model of Nuclear-Grade Equipment Wear in Primary Circuit

Wang Jingzeng

(State Nuclear Power Demonstration Plant Co.,Ltd., Weihai 264300, China)

Abstract: The structural failure of nuclear equipment is directly related to fretting damage. At the stress concentration site, fretting is the direct cause of premature failure of many nuclear power equipment. In this paper, the principle and characteristics of primary core equipment wear failure are studied, and monitoring models are established for different wear failure conditions. In view of the unavoidable typical wear, a monitoring model was built to monitor the wear of sensitive parts online, and the signals were extracted for analysis to determine the wear parts and wear degree. The monitoring model can monitor the parts that are prone to wear by at least two monitoring methods. At the same time, the location of wear can be found by different positioning methods, and the alarm can be issued to prevent accidents.

Key words: nuclear equipment; wear-out failure; monitoring system; build model

(责任编辑:梁晔)

徐园,孔海宇,王希涛,等. 水体环境中的放射性污染及测量[J]. 核安全, 2020, 19(1): 75-79.

Xu Yuan, Kong Haiyu, Wang Xitao, et al. Radioactive Pollution in Water Environment and Its Measurement[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(1): 75-79.

水体环境中的放射性污染及测量

徐园, 孔海宇, 王希涛, 董伟洁
(中国辐射防护研究院, 太原 030006)

摘要: 随着我国核能和核技术应用事业的不断发展, 水体环境受到了放射性污染的威胁, 尤其是2011年日本福岛核事故发生后, 水体环境放射性污染问题备受公众关注, 因此, 有必要开展水体环境放射性测量技术研究。本文介绍了水体环境中放射性污染源、核素种类及其测量方法, 包括实验室采样分析法、拖曳式水下 γ 谱测量系统、走航式 γ 测量系统、浮标定点式 γ 测量系统, 讨论了水体放射性测量技术的发展趋势。

关键词: 水体放射性污染; 拖曳式; 走航式; 浮标定点式

中图分类号: X591 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 01-0075-05

随着核能和核技术应用事业的不断发展, 环境中地表水、地下水以及海洋正受到越来越多放射性物质污染的威胁, 主要污染途径有:

(1) 多数核电厂和一些核工厂建在沿海地区, 这些沿海核设施通常利用海水稀释其排放出的放射性物质。另外, 海上运行的核动力舰船将放射性废物直接排入海洋。

(2) 内陆核设施排放的放射性物质通过径流或大气输运进入土壤, 渗透入地下水。各类海上核试验及其他核试验造成的大气放射性污染通过尘埃沉降和雨水等途径进入海洋及河流。

(3) 核电厂或核潜艇发生事故时, 会造成严重的水体放射性污染。据不完全统计, 仅在21世纪的前10年内, 全世界核潜艇就发生过5起重大事故, 且均发生在远离岸基的中远海上^[1]。震惊世界的日本福岛核事故也造成了大量放射性物质泄漏, 一度引起当地居民的用水恐慌^[2]。

水体放射性污染已引起国际社会的广泛关注, 水体放射性探测成为环境污染监测的重要内容, 加快开展水体放射性监测技术研究成为迫切需求, 本文介绍了水体环境中存在的放射

性污染及常用的水体放射性测量方法。

1 水体中的放射性污染

水体放射性核素包括天然放射性核素和人工放射性核素, 通常所说的水体放射性核素指水体中的人工放射性核素。

首先, 海洋(水体份额最大)人工放射性污染主要由核爆实验、核事故泄漏、核设施运行排放造成, 总的来说主要包括裂变产物(如 ^{137}Cs 、 ^{131}I 、 ^{106}Ru 、 ^{90}Sr 、 ^{89}Sr 、 ^{95}Zr 、 ^{141}Ce 、 ^{144}Ce 、 ^{147}Pm)以及活化产物(^3H 、 ^{14}C 、 ^{51}Cr 、 ^{54}Mn 、 ^{59}Fe 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 、 ^{65}Zn 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{124}Sb 、 ^{134}Cs 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu)^[3]。海洋放射性污染会对环境及生态系统产生长远的影响, 尤其是半衰期较长、生物浓集系数较高的核素(如 ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$)。放射性核素可通过食物链在生态系统中传递, 一些具有颗粒活性的放射性核素将吸附在海水颗粒物上, 并沉降到底层沉积物中。

此外, 与人们日常生活息息相关的内陆淡水也会受到各类放射性污染的威胁, 这些威胁来自内陆核电厂运行、医用核设施应用、核燃

收稿日期: 2019-07-12 **修回日期:** 2019-08-28

作者简介: 徐园(1984—), 女, 江西丰城人, 助理研究员, 硕士, 辐射防护及环境保护专业, 现主要从事辐射监测与个人剂量测量工作

料循环系统运行等,例如不同堆型核电厂在正常运行情况下将向环境排放一定量的人工放射性核素 (^{137}Cs 、 ^{51}Cr 、 ^{54}Mn 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{124}Sb 、 ^{55}Fe 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{103}Ru 、 ^{131}I),在核事故中释放的人工放射性核素主要有 ^{90}Sr 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{131}I 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{239}Pu 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 、 ^{54}Mn [4]。日本福岛核事故向环境排放了 ^{134}Cs 、 ^{90}Sr 、 ^{239}Pu 、 ^{131}I 等。考虑到水体中的 α 、 β 放射性对人体产生的内照射影响,生活用水(特别是饮用水)的 α 、 β 放射性比活度值得关注。通常饮用水中的放射性核素比活度总是略高于或接近于本底水平。我国诸多城市管网水样中的总 α 为 (0.15 ± 0.14) Bq/L,总 β 为 (0.02 ± 0.01) Bq/L。个别地区生活饮用水中的放射性比活度较低,总 α 为 $0.0017\sim 0.1901$ Bq/L,总 β 为 $0.0031\sim 0.3355$ Bq/L [5,6]。正常情况下,这些放射性物质不会影响人体健康,但是一旦生活用水被放射性污染且超出规定限值,过量的放射性污染物将随饮用水进入人体,产生内照射,造成严重后果。我国已将总 α 、总 β 放射性指标列入《生活饮用水卫生标准》(GB 5749—2006)的水质常规指标及限值,规定饮用水放射性比活度应为总 $\alpha\leq 0.5$ Bq/L,总 $\beta\leq 1$ Bq/L。

最后,在核事故情况下,不同事故阶段的水体放射性污染将发生变化。在核事故早期,造成短期内照射剂量的主要核素是 ^{131}I ,其射线类型主要为 β 、 γ ,主要污染泄漏点周围水体的表层水体;核事故中后期,水体中放射性核素主要以半衰期较长的核素 ^{137}Cs 、 ^{134}Cs 、 ^{90}Sr 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{60}Co 、 ^{106}Ru 为主 [7],可在不同时期有针对性地制订监测计划和采取应急措施。

2 水体中的 α 、 β 放射性测量

由于 α 、 β 穿透能力小,一般不采用直接测定法检测水中的 α 、 β 放射性,参照《生活饮用水标准检验方法-放射性指标》(GB/T 5750—2006)和国际标准法,采用实验室样品分析法进行检测:需收集大体积(3~40L)水样才能满足测量制源残渣的需要,水样被运回实验室后,经酸化、蒸发浓缩、转换、灼烧(炭化、灰化),形成一定量的残渣,制备成浓缩的固体放射源,之后,对形成的固体源进行称重、制

样、分析等复杂步骤。

采用传统的实验室样品分析法测量水中放射性的优点是灵敏度和准确度高,适用于饮用水的放射性检测、海洋环境放射性检测等。缺点是处理周期长且需耗费大量的人力物力,对于核事故后的应急监测,此法获取数据的效率低,不能实时给出监测结果。为快速获得 α 、 β 放射性污染情况,通常先进行总 α 、总 β 放射性测量,判断有无 α 、 β 放射性污染,只有在可能超过某核素污染限值时才进行进一步的核素分析。

3 水体中的 γ 放射性测量

与 α 、 β 相比, γ 穿透力强,易达到探测装置灵敏体积内而被检测出来,因此,测量方法选择性更多、更灵活。可采用实验室样品分析法,每年若干次在重点水域若干点位取水样带回实验室进行制样分析,该方法精度高,但耗时长;亦可采用探测器直接对水样进行实时在线测量,免去了取样制样的烦琐步骤,时效性更强。探测器水下直接测量法是将探测器直接投放于水中,无须取样,可实时获取被测水域的放射性,探测装置一般分为水上部分(数据处理主机)和水下部分(探测器),二者之间通过电缆连接进行数据传输。以下几类设备均采用探测器水下直接测量法进行水体 γ 放射性测量:拖曳式水下 γ 谱测量系统、走航式 γ 测量系统、浮标定点式 γ 测量系统。

3.1 拖曳式水下 γ 谱测量系统

海洋放射性测量对海底沉积物运移研究、海洋环境评价等意义重大,对海底沉积物、岩石等物质中的天然放射性核素铀、钍、钾的含量探测可应用于海洋矿产资源勘探与开发,因此,国内外积极开展海底 γ 射线探测仪的相关研究及应用。拖曳式水下 γ 谱测量系统将探测器置于水下拖曳测量,国际上探测深度最高可达到水下2000m,需要配套专门承载设备的运输船只及拖曳传输用的电缆绞车操作控制装置。探测器受水下环境影响较大,对于深水测量,研制中,需要考虑水下复杂的地貌环境,提高水下探测器防水、耐腐蚀等环境适应性。中国地质大学(北京)研制出了我国第一台海底拖曳

式多道 γ 射线能谱仪^[8],达到了国际水平,并在渤海湾进行了现场实测,国内首次在现场测得了海底沉积物、岩石等的天然放射性核素铀、钍、钾(^{40}K)的含量,其结构如图1所示。

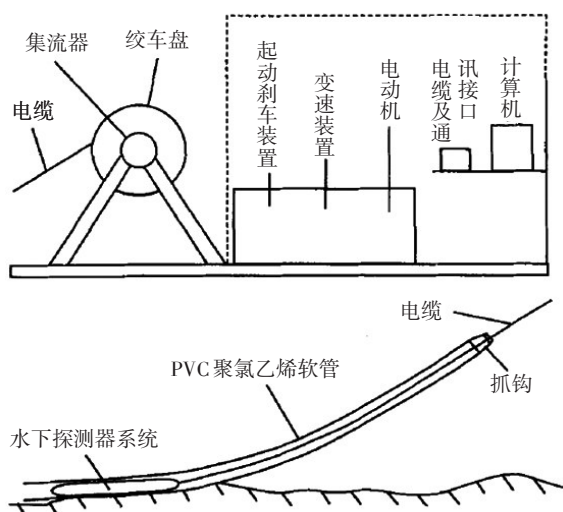


图1 海底拖曳式多道 γ 射线能谱仪整体结构示意图

Fig. 1 The structural diagram of the sea-bed towed gamma-ray spectrometer

3.2 走航式 γ 测量系统

随着我国海洋核动力舰艇的迅速发展,走航式水体放射性测量技术得到了进一步研究。走航式 γ 测量系统类型较多,大致分为两种:第一种类型是取样式测量系统,即主机和探测器均安装在船上,待测水样被连续泵入船上取样容器,探测器对取样容器中的水样进行在线测量,如图2所示;第二种类型是主机安装在船上,探测器固定安装在水下船底或水面以下舱室内壁,如图3、图4所示,探测器随着船的移动而监测不同水域的 γ 放射性。中国辐射防护研究院研制出的一款走航式水体 γ 在线测量系统^[9]属于第一种类型,该测量系统将待测水域的水样抽入铅室内的取样容器中,采用3 in (7.62 cm) NaI探测器对取样容器中水样放射性核素进行探测,可就地取样并快速获取水中放射性核素比活度,如图5所示。该测量系统对 ^{137}Cs 的全能峰探测效率为0.072 2每秒计数/ $(\text{Bq} \cdot \text{L}^{-1})$,在天然本底条件下,取95%置信度时,测量系统对 ^{137}Cs 的探测下限为 $0.982 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$ 。

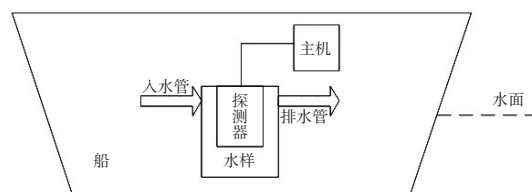


图2 走航式 γ 测量系统(取样式)

Fig. 2 An underway γ radioactive detecting system (sampling type)

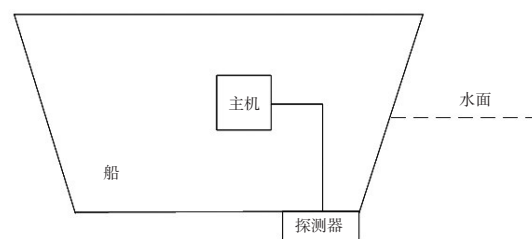


图3 走航式 γ 测量系统(探测器在水下船底)

Fig. 3 Underway γ radioactive detecting system (the detector is at the bottom of boat dipped in the water)

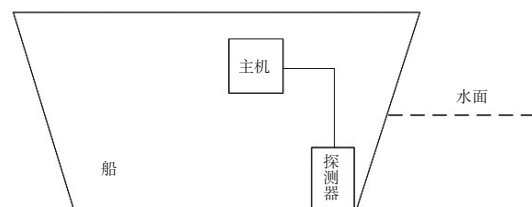


图4 走航式 γ 测量系统(探测器在水面下舱室内壁)

Fig. 4 Underway γ radioactive detecting system (the detector is in the cabin under the surface of the water)

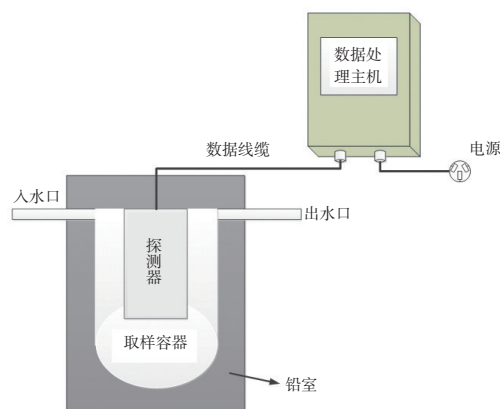


图5 走航式水体 γ 在线测量系统

Fig. 5 On-line underway water γ radioactive detecting system

3.3 浮标定点式 γ 测量系统

浮标定点式 γ 测量系统的探测下限低，灵敏度高，适用于水体环境放射性污染的长期监测。在每个监测网点配备一套浮标定点式 γ 测量系统形成辐射监测网络，可监测网点区域的水体放射性核素种类、含量及分布。浮标定点式 γ 测量系统大致结构如图6所示，探测器一般浸入水下3~6 m处进行探测，各个监测网点记录的数据通过无线传输方式上传给中央控制主机上，为减小探测器表面的生物淤积造成的本底增高的影响，需要定期清洗探测器表面。

德国、希腊等国使用浮标定点式 γ 谱仪在所属海域内建立由若干海中或岸边监测站以及移动监测船组成的海洋放射性监测网络^[10]，海中

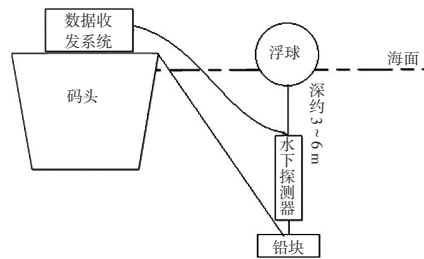


图6 浮标定点式 γ 放射性测量系统结构示意图

Fig. 6 The structural diagram of the float-type γ radioactive detecting system

观测站设置在浮标上，岸边观测站设置在验潮仪上，还有一些设备安装在船只上，以便巡测定位人工放射性的热点地区，德国海洋放射性监测网点分布如图7所示。

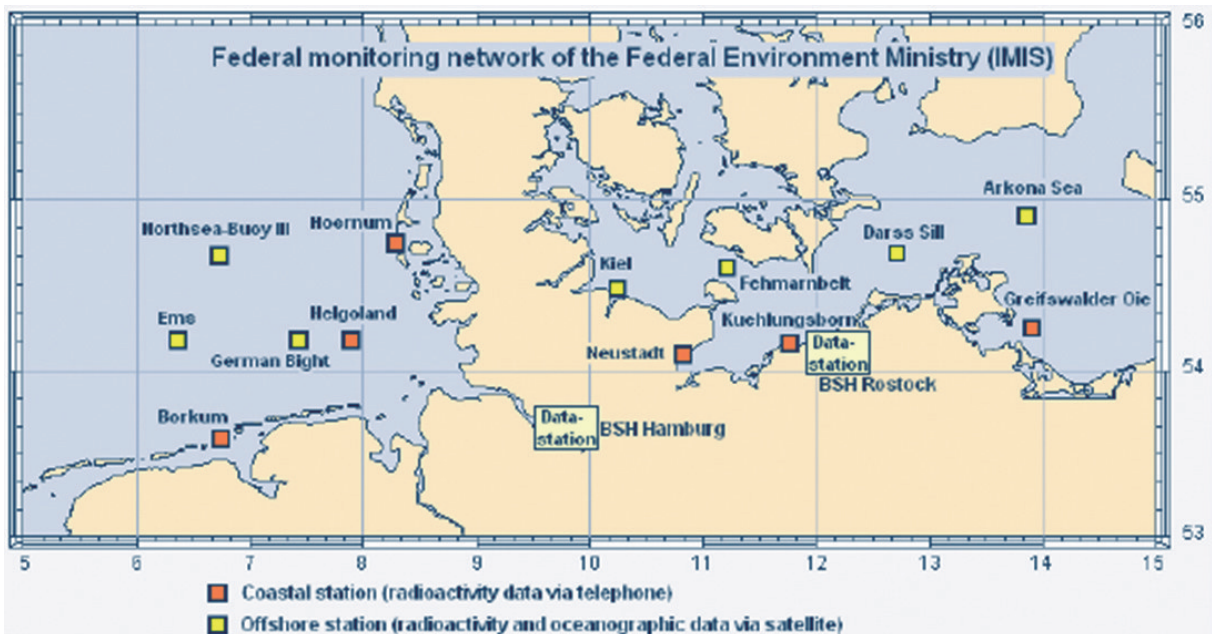


图7 德国海洋放射性监测网络

Fig. 7 The sea radioactive monitoring network of Germany

4 讨论及展望

综上，实验室样品分析法广泛适用于 α 、 β 、 γ 等类型的水体放射性监测，技术成熟，精度高，弊端是时效性差。探测器水下直接测量法则主要针对水体 γ 放射性监测，省掉了采样制样过程，时效性强。水体 γ 放射性监测系统的探测器中，NaI闪烁体应用最广。在能量分辨率要

求高的情况下，可采样高纯锗^[11]探测器（需要额外配备降温装置）。近年来，国内外一些机构开展了新材料探测器的研究，如溴化镧探测器^[12]（常温下有较好的能量分辨率）。为满足不同实际应用需求，通过不断改进水体 γ 放射性监测系统的结构设计，已研制出拖曳式、走航式、浮标定点式等类型 γ 测量系统。该系统从具有单一的总 γ 放射性测量发展到具有 γ 谱测量及核素分

析功能。

多年来,在国内沿海核电厂的外围辐射环境监测中,海水放射性监测都采用实验室采样分析法,这种非实时、非持续的监测方法获取数据时效性差且易受到核素半衰期的限制,无法满足核事故应急监测或快速监测的需求。随着我国核电建设的快速发展,迫切要实现高效准确、实时在线的水体放射性污染监测系统,为核事故应急及水体环境放射性污染评价提供快速测量手段。研制具备在线监测功能的水体放射性监测系统已成为一个趋势。鉴于一般情况下,地表水、地下水及海洋环境的放射性核素比活度都是低水平或极低水平的,水体放射性污染测量技术未来的研究重点应是降低测量系统探测下限,提高设备灵敏度。本文认为,可通过增大水体采样体积、采取屏蔽措施降低环境本底影响、提高探测器探测效率等途径解决以上问题,以满足不同精度要求场合的实际应用,此外,应尽快组建我国主要核电水域的 γ 辐射监测网络,实现对水体放射性污染的长期在线连续测量。

参考文献

- [1] 罗群,张建国,沈先荣.核事故海区的水下辐射监测研究进展及其应用前景[J].中华航海医学与高气压医学杂志,2010,17(4):247-250.
- [2] 刘长安,陈肖华.福岛核灾公共卫生事故启示录[M].北京:军事医学科学出版社,2013.
- [3] 陈立奇,何建华,林武辉,等.海洋核污染的应急监测与评估技术展望[J].中国工程科学,2011,13(10):34-39.
- [4] 张华明,李兴亮,杨玉山,等.裂变放射性核素 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 分离的研究进展[J].同位素,2009,22(4):237-246.
- [5] 沃兰,卜晓琴.关于自来水中放射性物质的检测技术研究[J].理论研究,2013(1):55-56.
- [6] 崔海精,郑彬,宁琳琪.生活饮用水总放射性的测定[J].职业与健康,2009,25(21):2279-2280.
- [7] 余雯,李奕良,何建华,等.海洋核紧急情况下的监测项目和检测方法[J].辐射防护,2013,33(1):49-53.
- [8] 侯胜利,刘海生,王南萍.海洋拖曳式 γ 能谱仪在渤海的应用[J].中国地质大学学报,2007,32(4):528-532.
- [9] 徐园,刘倍,王希涛,等.基于NaI的在线水体 γ 放射性监测系统的研制[J].核电子学与探测技术,2018,38(5):620-624.
- [10] Tsabaris. C. Monitoring natural and artificial radioactivity enhancement in the Aegean Sea using floating measuring systems[J]. Applied Radiation and Isotopes, 2008(66):1599-1603.
- [11] 苏健,曾志,何建华,等.用于海水放射性监测的船载装置的研制[J].核电子学与探测技术,2014,34(7):878-882.
- [12] 苏耿华.海水就地 γ 能谱测量溴化镭探测器的技术研究[D].北京:清华大学,2010.

Radioactive Pollution in Water Environment and Its Measurement

Xu Yuan, Kong Haiyu, Wang Xitao, Dong Weijie
(China Institute for Radiation Protection, Taiyuan 030006, China)

Abstract: With the development of nuclear energy and the application of nuclear technology, the water environment is threatened by radioactive pollution. Especially after the accident at the Fukushima Nuclear Power Plant in Japan in 2011, the radioactive pollution of water environment has attracted public concern. Therefore, it is necessary to carry out research on water environment radioactivity measurement technology. In this paper, the sources of radioactive contamination, the types of radionuclides in water environment and their measurement methods are introduced, including laboratory sampling analysis, towed underwater γ spectrum measurement system, underway γ radioactive detecting system, and float-type γ radioactive detecting system. Finally, the development trend of the monitoring water radioactivity is discussed.

Key words: radioactive contamination of the water; towed type; underway; buoy fixed point type

(责任编辑:梁晔)

马谷剑,魏松林,陈平.核电厂埋地管的综合监测及评估[J].核安全,2020,19(1):80-84.

Ma Gujian, Wei Songlin, Chen Ping. Comprehensive Inspection and Evaluation of Buried Pipes in Nuclear Power Plant[J]. Nuclear Safety, 2020, 19(1): 80-84.

核电厂埋地管的综合监测及评估

马谷剑^{1*}, 魏松林², 陈平¹

(1. 福建福清核电有限公司, 福清 350318; 2. 中核武汉核电运行技术股份有限公司, 武汉 430000)

摘要: 针对核电厂埋地管普遍存在的防腐层破损、腐蚀、泄漏等失效情况, 本文调研了国际上相对完备的核电厂埋地管降质管理技术体系, 归纳总结了核电厂埋地管老化管理方面的3项关键技术, 包括埋地管腐蚀风险分级管理技术、埋地管检测技术和埋地管老化状态评价技术, 从预防、检测、评估等角度进行埋地管综合管理, 可为国内核电厂建立埋地管监测及评估技术体系提供借鉴。

关键词: 埋地管; 风险分级; 检测; 老化状态评价

中图分类号: TM623.8 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2020) 01-0080-05

核设施埋地管铺设于核电厂地平面以下, 承担了物质运输的重要任务。由于长期埋于地下, 埋地管的老化降质难以被检测或探及, 因此, 埋地管时常发生泄漏、破裂等问题, 影响电厂安全稳定运行。埋地管老化降质常见失效模式如图1所示。



(a) 泄漏 (b) 破裂 (c) 阻塞

图1 埋地管失效图

Fig. 1 Buried pipe failure diagram

美国核电厂在2009—2012年共发生了344起埋地管泄漏事件, 涵盖了消防水系统、重要厂用水系统、三废处理系统、循环水系统等。失效埋地管涉及安全相关系统甚至放射性物质为介质的系统^[1]。

近年, 我国运行时间较长的埋地管的泄漏失效问题也逐渐凸显出来。如国内某核电厂重要厂用水管道发生过泄漏, 在组织对泄漏点进行临时修复后, 又重新设计、施工铺设埋地管道, 导致长时间停堆维修施工, 造成了重大经济损失。

欧美国家核电发展较早, 埋地管老化降质失效问题也出现较早。欧美国家已经完成了一系列针对埋地管监测及管理的研究工作, 建立了相对完善的技术体系。美国的相关技术文件包括美国电力研究院 (EPRI) 于2010年发布的《埋地和地下管道、储罐老化控制的有效管理大纲建议 (1016456, Revision 1)》^[2]、美国核能研究所 (NEI) 于2010年发布的《埋地和地下管道、储罐完整性管理导则》(NEI 09-14 (Rev 1))^[3]、美国核管理委员会 (NRC) 于2010年发布的《核电厂老化管理通用经验报告》(NUREG 1801)^[4] 和美国防腐工程师协会 (NACE) 于2010年发布的《管线腐蚀评估方法 (RP 0502—2010)》^[5] 等。IAEA 也发布了一些老化管理通

收稿日期: 2019-09-04 修回日期: 2019-10-19

作者简介: 马谷剑 (1989—), 男, 安徽马鞍山人, 主管工程师, 学士, 老化管理专业, 现主要从事核电厂老化管理工作

*通讯作者: 马谷剑, E-mail: magi@cnnp.com.cn

用导则用以指导电厂重要物项（如埋地管的老化）管理。综合这些文献反映的技术成果（NACE、EPRI、IAEA埋地管老化管理框架对比见表1）。美国针对核电厂埋地管老化降质问题的技术体系包含埋地管风险分级管理技术、埋地管检测技术和埋地管老化状态评价技术。

我国核电厂埋地管监测技术的发展相对滞后，虽有部分单位开展探索，但还未形成完整的监测技术体系，不能满足埋地管综合治理的需求，需要国家核安全监管机构、各核电厂及科研院所投入相应的资源开展研究。

表1 NACE、EPRI、IAEA埋地管老化管理框架对比

Table 1 Comparison of buried pipe aging management framework in NACE、EPRI、IAEA

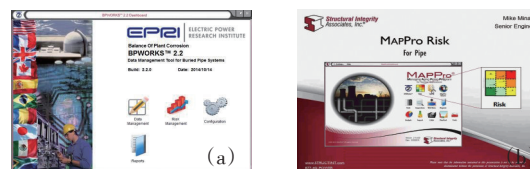
NACE管理流程 ^[5]	EPRI推荐管理流程 ^[2]	对应IAEA PDCA循环 ^[6]
预评价	第1步政策/规程	构筑物/部件老化管理理解 (Plan) 老化管理活动制定和优化 (Plan)
间接检查	第2步风险分级 (含间接检查要求)	构筑物/部件老化管理理解 (Plan)
直接检查	第3步直接检查	检查、监测、和老化评估 (Check)
后评价	第4步适用性评估 第5步维修 第6步预防缓解措施	运行 (Do) 维修 (Act) 老化管理活动制定和优化 (Plan)

1 埋地管风险分级管理技术

EPRI建立了基于风险分级的埋地管管理技术，该技术综合考虑了埋地管失效的多种影响因素，划分了核电厂埋地管的风险等级，并以风险等级作为核电厂埋地管各项管理活动实施的依据和基础。该技术已经广泛应用于美国核电厂埋地管老化管理实践。核电厂埋地管风险分级已经可以通过软件来实现^[7]如EPRI BP Works和Structural Integrity Associates Inc.'s MAP-ProTM（如图2所示）。

最常见的埋地管风险分级方法见表2，建立的失效可能性与失效后果矩阵是在役检测风险预知方法，而在役检测风险预知方法是通过综合考虑失效后果（影响电站安全运行或人员安

全）和失效的可能性来选择检测位置的一种风险分级方法^[8]。



(a) EPRI BP Works (b) Structural Integrity Associates Inc.'s MAPProTM

图2 埋地管风险分级管理软件

Fig. 2 Buried pipe risk grading management software

表2 风险分级矩阵

Table 2 Risk grading matrix

失效可能性	失效后果			
	无	轻微	中等	严重
高	级别7	级别5	级别3	级别1
中	级别7	级别6	级别5	级别2
低	级别7	级别7	级别6	级别4

注：风险等级划分为，高：级别1、级别2、级别3；中：级别4、级别5；低：级别6、级别7

开展风险分级前，应收集和整理所有用于评估管线和储罐失效风险的信息，用于风险分级、检查计划和适用性评估。埋地管应按相似的特征进行管道区段划分，满足下述条件的管道可以作为一段：管道上翻处；内、外部载荷改变的地方（穿路管道）；土壤腐蚀性改变的地方；涂层或阴极保护改变的地方；管材改变的地方；管道规格改变的地方；三通、支管、焊缝等部位，图3给出了管段划分的示例。

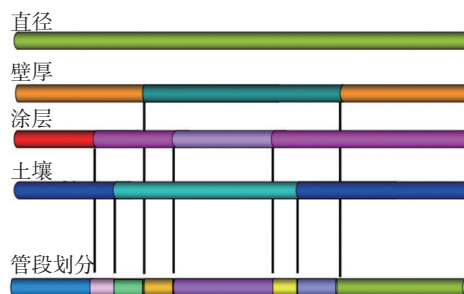


图3 管段划分示例

Fig. 3 Buried pipe segmentation example

埋地管的腐蚀与管道材质、涂层状态、阴

极保护的有效性和土壤特性等都有密切的关系。失效可能性分析可从设计、环境侵蚀性、运行状况、检查监督和腐蚀控制等方面进行考虑。设计要素考虑材料腐蚀敏感性和内外防腐设计；环境侵蚀性要素考虑土壤和内部介质；运行状况要素考虑内外涂层或衬里质量、内部状态、服役年限和运行历史；检查监督要素考虑间接检查和直接检查；腐蚀控制要素主要考虑阴极保护的有效性，另外，还要考虑管道突发爆裂的条件定性评估失效可能性。埋地管失效后果的评价方法，主要考虑埋地管自身功能的丧失（对核安全的影响）以及自身失效后对环境和生产的影响^[2,3]。

2 埋地管检测技术

埋地管检测技术是埋地管完整性管理的核心，但是从土壤一侧检测埋地管道是否发生降质难度较大或者说是不可可能的。同时，从埋地管道内部进行有实际意义的检测也非常困难。

埋地管检测技术包括间接检测技术（从管道上方地面或附近地面进行测量）和直接检测技术（开挖接触管道表面）。

间接检测技术可提供管道涂层完整性、壁厚减薄和阴极保护是否充分等信息。本文推荐的间接检测技术见表3^[9,10]。

因开挖直接检测的成本较高，直接检测的位置应根据风险分级结果或者间接检测确定的潜在风险位置确定。除了传统的无损检测，直接检测技术还包括超声导波检测技术、在线检测技术和电磁技术等。本文推荐的直接检测技术见表4^[9,10]。

3 埋地管老化状态评价技术

若埋地管道被腐蚀，工作人员必须评估管道的完整性，以评价其短期内服役的适用性以及长期的剩余寿命。基于这些计算，管道的预计寿命可用于确定管道的检查频率。

表5给出了美国核电针对金属管道局部减薄的评价方法^[2,10]。

EPRI也制定了服役准则（FFS），评判埋地管是否能在下一个服役周期内安全运行，并建立均匀腐蚀的壁厚评估及预测方法，为管道的

表3 埋地管间接检测技术

Table 3 Buried pipe indirect detection technology

序号	类型	检查技术	监测指标/内容
1	土壤腐蚀性评估	—	土壤电阻率、氧化还原电位、pH值、氯离子、硫化物含量、含水量等
2	埋地管道定位	管线探测仪、探地雷达	探测埋地管道的位置、埋深、走向等
3	电位梯度检测	直流电位梯度 (DCVG)	防腐层破损点腐蚀活性和大小判断
		交流电位梯度 (ACVG)	确定埋地管道外防腐层破损点位置
		Pearson法	确定埋地管道外防腐层破损点位置 (适用柏油路面)
		密间隔电位监测 (CIPS)	评价埋地管道阴极保护有效性
	管地电位调查	管道腐蚀电位调查	
4	交流电流衰减法	C扫描、管中电流检测 (PCM)	评价埋地管防腐层老化状态
5	金属磁记忆检测	—	用于检测管道壁厚及定位管道缺陷，不用与管道连接
6	泄漏探测	目视、听音、打靶、示踪法、遥感、地下水监测	确定管道泄漏部位

表4 埋地管直接检测技术

Table 4 Buried pipe direct detection technology

序号	类型	检查技术	监测指标/内容
1	超声	压电陶瓷 电磁超声(EMAT) 相控阵 超声在线检测智能猪	壁厚损失，信号收集显示(A扫描、B扫描、C扫描、D扫描)等
2	超声导波	压电陶瓷 磁致伸缩	壁厚损失，快速定位壁厚损失位置点
3	远场测试 (RFT)	RFT在线检测智能猪	用于检测管道壁厚及定位管道缺陷
4	磁通量泄漏检测技术 (MFL)	MFL在线检测智能猪	用于检测管道壁厚及定位管道缺陷
5	电磁	脉冲涡流 低频涡流(LFET) 饱和低频涡流管道外部完整性检测(E-PIT) 交流磁场测量(ACFM) 磁层析成像法 同心磁场法	用于检测管道壁厚及定位管道缺陷
6	射线	—	用于检测管道壁厚及定位管道缺陷
7	目视	内窥镜 爬行器	管道内表面状态
8	表面轮廓测量技术	激光扫描 结构光表面轮廓测量	用于检测管道壁厚及定位管道缺陷

安全运行和改造更换提供依据^[2]。EPRI金属管道FFS评估流程分为以下5步:

第一步:确立系统的设计基准和设计裕度。设计基准包括设计输入和设计计算结果。

第二步:收集直接检测结果。确定老化机理(壁厚减薄、开裂、机械损伤、阻塞)和估算腐蚀裕量,即预测截至下一次检测或修理时的腐蚀量,并考虑所用检测方法的不确定性。

第三步:选择并使用合适的FFS评估方法。FFS评估要考虑腐蚀裕量和将来的老化情况、继续服役的充分性以及埋地管道的失效裕度。API 579-1^[11]和ASME XI Code Case N-806^[12]提供了适用服役准则评估流程。Code Case N-806评估流程包括设计数据收集、检查数据收集、老化机理分析、针孔泄漏评估、均匀腐蚀评估、其他腐蚀类型评估、有限元分析和运行或维修决策这8个步骤。

第四步:运行或维修决策,包括维修技术的选择和预防措施。

第五步:对风险分级流程和检测计划的反馈。

表5 局部减薄评价导则

Table 5 Local thinning evaluation guidelines

局部减薄评价方法	核安全相关	压力管道	土壤负载	其他负载
ASME XI	是	是	否	是
Code Case N-597	是	是	否	是
Code Case N-513	是	是	否	是
B31-G	否	是	否	否
API 579	否	是	否	是
Code Case N-806	是	是	是	是

4 结论

本文总结了国际核电厂埋地管老化管理的3项关键技术,包括埋地管腐蚀风险分级管理技术、埋地管检测技术和埋地管老化状态评价技

术,我国核电厂可在消化吸收这些先进的埋地管老化管理经验基础上,结合埋地管各项管理活动的实施,完善我国核电厂埋地管综合监测及评估手段。

参考文献

- [1] M101270439 List of Historical Leaks and Spills At U. S. Commercial Nuclear Power Plants, Rev. 12 [S]. Rockville: United States Nuclear Regulatory Commission, 2013.
- [2] Electric Power Research Institute (EPRI). Recommendations for an Effective Program to Control the Degradation of Buried and Underground Piping and Tanks (1016456, Revision 1) [M]. Palo Alto: EPRI, 2010.
- [3] Nuclear Energy Institute (NEI). NEI 09-14 [Rev 3]. Guideline for the Management of Underground Piping and Tank Integrity [R]. Washington DC: Nuclear Energy Institute, 2013.
- [4] NRC. Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report Final Report (NUREG-1801, Rev.2) AMP XI.M41 [R]. U.S.: NRC, 2010.
- [5] NACE International. RP 0502—2010, Pipeline External Corrosion Direct Assessment Methodology [R]. Houston: NACE International, 2010.
- [6] IAEA Safety Guide No.SSG-48, Ageing Management and Programme for Long Term Operation for Nuclear Power Plants [S]. Vienna: IAEA, 2018.
- [7] IAEA. Risk-Informed In-Service Inspection of Piping Systems of Nuclear Power Plants: Process, Status, Issues and Development, IAEA Nuclear Energy Series NP-T-3.1 [R]. Vienna: IAEA, 2010.
- [8] ASME. ASME Code Case N-578-1, Risk-Informed Requirements for Class 1, 2, or 3 Piping, Method B, Section XI, Division 1 [S]. New York: ASME, 2013.
- [9] EPRI. Nondestructive Evaluation: Buried Pipe NDE Reference Guide (Revision 3) [S]. Palo Alto: EPRI, 2014.
- [10] EPRI. Balance of Plant Corrosion—The Buried Pipe Reference Guide [S]. Palo Alto: EPRI, 2010.
- [11] API 579-1 / ASME FFS-1, Fitness-for-Service [S]. New York: American Petroleum Institute, American Society of Mechanical Engineers, 2002.
- [12] ASME. Code Case N-806, Evaluation of Metal Loss in Class 2 and 3 Metallic Piping Buried in a Back-filled Trench, Section XI [S]. New York: ASME, 2012.

Comprehensive Inspection and Evaluation of Buried Pipes in Nuclear Power Plant

Ma Gujian^{1,*}, Wei Songlin², Chen Ping¹

(1. Fuqing Nuclear Power Co.,Ltd., Fuqing 350318, China;

2. China Nuclear Power Operation Technology Corporation Ltd., Wuhan 430000,China)

Abstract: In view of the damage, corrosion and leakage of the anticorrosive coating, this paper investigated the international technical system for the quality reduction of buried pipes in nuclear power plants, summarizes three key technologies in the management of buried pipe aging in nuclear power plants, including buried pipe corrosion risk grading management technology, buried pipe detection technology and buried pipe aging status evaluation technology, so as to carry out comprehensive management from the perspectives of prevention, detection and evaluation, which can provide reference for the establishment of the technical system of buried ground supervision inspection and evaluation for domestic nuclear power plants.

Keywords: buried pipes; risk ranking; inspection; evaluation of aging state

(责任编辑:许龙飞)

专注职业化 聚焦执行力 追求零缺陷

——中国核工业华兴建设有限公司

中国核工业华兴建设有限公司（简称“中核华兴”）隶属于中央直属的中国核工业集团有限公司，是中国核工业建设股份有限公司（上市企业）的重点成员单位，曾承担过我国“两弹一艇”试验基地及许多重要核工程、军工工程的建设，是一家具有深厚历史底蕴和广泛国际影响的知名建筑承包商和建筑服务商，是国内外享有盛誉的核电建造龙头企业之一。



中核华兴

中核华兴始建于1958年，2005年，国有企业债转股改制公司更名为“中国核工业华兴建设有限公司”，2009年公司搬迁至南京建邺区。目前拥有核电工程事业部、国际工程事业部、投资建设事业部、基础设施事业部四个事业部，三十余家参控股子公司和专业分公司。注册资本金为100000万元，资产总额220.85亿元，职工8000余人。目前，公司位列2018年江苏省建筑业竞争力百强第9位。

中核华兴以“创造价值、臻于至善”为口号，以客户为关注焦点，始终确保质量第一，不断提升产品和服务质量，全面实施质量、安全和环境管理体系标准和卓越绩效准则，形成了专业系列标准化的质量保证体系，建立了核电施工质量保证体系、军工核安全设备安装质

量保证体系、特种设备安全改造维修质量管理等体系，取得了相关质量保证体系认证。具有建筑工程施工总承包特级、市政公用工程施工总承包特级，建筑行业（建筑工程）甲级、市政行业甲级，拥有30余项一级资质、20余项二级资质以及各类许可证40余项，涉及工程咨询、勘察、设计、爆破、土建、安装、制造、消防、监理、装饰装修、物业等建筑业价值链的各个环节，覆盖能源、石油化工、市政、铁路、水利水电、地质灾害、军工、工业厂房、污水处理、核承压容器等众多领域。足迹遍及全国二十多个省、直辖市、自治区以及英国、巴基斯坦、新加坡、马来西亚、约旦、沙特、文莱、阿尔及利亚等多个国家和地区。主要核心产品包括：核电建造、军工工程、民用建筑、LNG项目、投资融资项目、工程咨询与服务、土石方工程、加工制造等。

中核华兴自1987年承建国内第一座核电站至今，先后完成大亚湾、岭澳、秦山、田湾、红沿河、宁德、阳江、防城港、恰希玛共计32台机组的核岛土建工程建设；公司承建的核电站均一次性通过验收，在建核电站均先后获得营运单位的五星级安全评估奖，不仅在质量、技术、安全、进度等多方面获得了业主、社会各界乃至世界的认可。

在科技创新方面，中核华兴依托日益拓宽的业务领域，通过与外部高校、科研机构、行业协会和生产企业等单位合作，重点在新业务领域、核电和民用工程技术领域，开展前瞻性、战略性和重要的基础性课题研究，形成了大量具有自主知识产权的“专、精、尖”核心技术成果。成立了工程技术研究中心，并拥有省级技术中心一个，高新技术企业两家，中高级职称专业技术人员1200余人。

截至目前，中核华兴承担了国家重大专项



红沿河5号、6号机组



田湾5号、6号机组



阳江1号~6号机组

科研课题2项，自主研发核心施工技术和关键施工工艺近百项；获得国家授权有效专利278

项（其中发明专利69项）、软件著作权26项，国家、省部级科技进步奖58项，国家级与省级工法104项，主编国标、行标23项。承建的岭澳核电站一期工程、秦山核电站三期工程、巴基斯坦恰希玛核电站二期工程获得“中国建筑工程鲁班奖”；除获得鲁班奖之外，巴基斯坦恰希玛核电站二期核岛土建工程、广东岭澳核电站二期核岛土建工程、红沿河核电站一期核岛土建工程、宁德核电站一期核岛土建工程先后获得核工业建设工程质量的最高奖“中国核工业优质工程奖”，台山安全壳衬里模块化施工方法获得“国际发明展览会金奖”。

核安全是核工业的生命线，核安全文化是核电企业的灵魂。为传承中核华兴60多年来积淀下来的优良核安全文化底蕴，规范员工核工程施工行为，强化员工核安全文化意识，提升员工核安全文化素养，中核华兴致力于以“有形”的管理践行“无形”的核安全文化，并注重文化落地和管理绩效改进。公司秉承“理性、协调、并进”的核安全观要求，结合自身核心业务特点，建立了“专注职业化、聚焦执行力、追求零缺陷”的核安全文化管理方针和相应文化理念，并以此为管理方针，以员工质量行为管控为主线，以核安全文化业绩评估为监测手段，组织建立内部核安全文化体系并认真实施。专注职业化既坚持建设一支“岗位技能职业化、工作素养职业化、行为规范职业化”的高素质技能型核工程建造团队；聚焦执行力既坚持建设一支“遵章守规、令行禁止”的高执行效能型核工程建造团队；追求零缺陷既坚持建设一支以“一次性把事情做对”为目标的高工作水准型核工程建造团队。借助管理体系的持续运行，不断规避人因风险，培育并固化各级人员良好的态度和行为，从根本上保证核工程建造质量和品质要求。

《核安全》近年可被引文献目录

为更好地服务作者与读者,便于广大科研工作者查阅、引用《核安全》近年文章,减少作者在编写参考文献时的工作量,本刊编辑部对近年发表在《核安全》的论文进行了整理,参考国标GB/T 7714—2015,给出了各篇文章的参考文献标准格式。各位作者在撰写论文、引用文献时,可直接参考此目录。

2016年第一期

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

2016年第二期

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

2016年第三期

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

2016年第四期

- [1] 李京喜, 杨凯. 转变思维, 追求卓越, 提高核与辐射安全监管现代化水平 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 1-4.
- [2] 张玮, 齐媛, 杨丽丽, 等. 核安全监管中行政问责相关问题探讨 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 5-10.
- [3] 靖剑平, 贾斌, 高新力, 等. 最佳估算加不确定性分析方法在我国核安全审评中的应用 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 11-17.
- [4] 李汉平, 艾宪芸. γ 相机的发展和应用 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 18-21+26.
- [5] 杜月华, 石敏, 王明明, 等. 辽宁某铀尾矿库科学试验场综合研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 22-26.
- [6] 孙娜, 齐敏, 谢逸钦. 核电站数字化保护系统维护系统设计 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 27-33+47.
- [7] 郑丽馨, 周红, 王娅琦, 等. 福岛核事故后美国应对超设计基准外部事件的FLEX策略研究 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 34-39.
- [8] 张琼, 逯馨华, 王博, 等. 核电厂气载放射性流出物有效剂量

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

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

2017年第一期

- [1] 江光, 崔毅, 徐俊龙. 理性竞争, 坚守核安全设备价格底线 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 1-4.
- [2] 李国光, 李明龙, 韩丽英. 浅谈如何加强核安全监管员发现问题能力 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 5-7+14.
- [3] 刘芳茗. 安全壳及其内部结构安全的可靠性分析方法研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 8-14.
- [4] 凌礼恭, 路燕, 房永刚, 等. 加强紧固件质量管理的要素分析与建议 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 15-20.
- [5] 张芳娣, 顾杰兵. 浓铀浓缩厂物料容器辐射水平调查研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 21-25.
- [6] 吴彦农, 王娅琦, 候秦脉, 等. 海洋异物堵塞核电厂取水系统事件的经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 26-32.
- [7] 李小华, 杨钧翔, 陈远登, 等. 2004—2009年俄罗斯西北部放射性同位素热电发生器退役的风险和环境影响评价 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 33-47.
- [8] 董晓璐, 丁超, 刘鹏, 等. 核电人员可靠性分析方法综述和发展趋势 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 48-55.
- [9] 孙树海, 赵力, 郑丽馨, 等. 核电厂异常重要性判定 (SDP) 方法及其应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 56-62+69.
- [10] 李海龙, 徐宇, 董晓璐, 等. 基于抗震鉴定试验的开关柜的抗震裕度分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 63-69.
- [11] 李勇, 吕科锋, 陈刘利, 等. 铅基研究堆燃料组件阻力特性模拟实验与分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 70-74+81.
- [12] 孔静, 张奇, 应亮, 等. 压水堆核电厂应对全厂断电的电源设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 75-81.
- [13] 肖增光, 孙雪霆, 陈林林, 等. 安全壳内气溶胶沉积试验的浓度测点设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 82-85+94.
- [14] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 基于DSEM的核电厂结构-土-结构相互作用模型 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 86-94.

2017年第二期

- [1] 沈钢, 孟岳, 温玉姣, 等. 国际合作为核安全“十三五”规划实施做好支撑和服务 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 1-4.
- [2] 田欣鹭, 温爽, 郭超, 等. IVR条件下外部冷却流道变形的影响因素研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 5-10.
- [3] 张盼, 李聪新, 温丽晶, 等. 压力容器外部冷却系统流道结构和流动参数对场的影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 11-16.
- [4] 江斌, 甄洪栋, 孟阿军, 等. 一种基于概率论的破前漏分析方法介绍 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 17-23+49.
- [5] 石兴伟, 兰兵, 胡健, 等. 事故工况下壁面油污和锈斑对钢制安全壳潜在失效影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 24-28.
- [6] 杨英豪, 肖军, 朱桂学, 等. 田湾核电站3、4号机组风险指引型防水淹设计改进措施研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 29-34.
- [7] 焦峰, 赵丹妮, 褚倩倩, 等. 核电站薄壁大直径贮水容器负压变形事件经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 35-41.
- [8] 湛登华, 姜宏, 张翔宇, 等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 42-49.
- [9] 杨丽丽, 宋大虎, 张巧娥, 等. 核电站数字化仪控系统信息安全监管要求探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 50-55.
- [10] 刘宇生, 许超, 谭思超, 等. 矩形通道内脉动湍流流动特性实验研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 56-62.
- [11] 魏超, 李铁萍, 温爽, 等. 堆芯下支撑板应力评定等效模型的适用性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 63-68.
- [12] 赵传奇, 胡文超, 刘健, 等. 基于三维输运方法的压水堆主冷却剂~(16)N源项计算分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 69-73+79.
- [13] 徐小照, 潘保林. 基于BP神经网络的核电站核安全文化评级模型研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 74-79.
- [14] 何孝园, 朱鹏树, 李大伟, 等. 核电站应急柴油发电机组修改试验启动方式的分析和讨论 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 80-84.
- [15] 刘卓, 金卉馨, 李晓洋, 等. 基于菲克定律和传热传质相似原理的含不凝气体冷凝换热研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 85-90.
- [16] 于明锐, 常猛, 逯馨华, 等. 基于表面改性技术的PCS强化换热效果分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 91-94.

2017年第三期

- [1] 孙冶, 王鑫, 何荣天, 等. 一起口岸放射性物品非法入境处置案例简析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 1-5.
- [2] 张弛, 刘泽军. 瑞典核能立法与监管体制 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 6-11.
- [3] 李世欣, 郑睿鹏, 郎爱国, 等. 核电站1E级电缆一致性判别方法的研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 12-17.
- [4] 张亚平, 施国龙, 钟志民, 等. 堆外中子剂量计在RPV辐照监督中的应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 18-23.
- [5] 王冠, 蒋忠湧, 翟国庆. 输变电设施电磁环境工频电场强度控制限值安全性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 24-29.

- [6] 彭慧, 李雪琴, 王晓涛, 等. DSA介入医师受照剂量评价及管理探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 30-34.
- [7] 周萱. 秦山核电自然灾害的预防 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 35-41.
- [8] 兰瑞果, 杨新利. 核安全设备供应商实践核安全文化的途径和方法探索 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 42-47.
- [9] 韩治, 唐晖, 张春明, 等. 核电站应急补水箱 (ASG) 地震响应对比分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 48-54.
- [10] 逯馨华, 张红见, 魏方欣, 等. 核电站放射性废树脂处理技术对比研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 55-61.
- [11] 杨德锋, 肖小祥, 张晔, 等. 基于RELWOWER程序的WWER型核电站燃料棒破损分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 62-67.
- [12] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 考虑结构-地基-结构相互作用的核电站结构地震响应分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 68-74.
- [13] 张舒, 吴鹏, 张丹, 等. 先进三代核电AP1000丧失正常给水事故研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 75-84.
- [14] 奚坤, 沈曙光, 杨晓强, 等. WWER-1000反应堆APP工作棒组的选取及其氦瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 90-94.

2017年第四期

- [1] 肖志, 陶书生, 韦力, 等. 关于加强国内核安全经验反馈工作的思考 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 1-5.
- [2] 袁嘉琪, 马刚, 杨志义. 核电站后福岛时代的核安全独立监督 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 6-10.
- [3] 马凤金, 郭京, 陈荣达. 浅谈运行核电站核安全监督的核安全文化建设 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 11-15.
- [4] 邓冬, 张发云, 赵立彬, 等. 核电站稳压器SEBIM安全阀自主化检修经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 16-21.
- [5] 冯燕, 路燕, 刘景宾, 等. 中国AP1000的人因工程安全审评的几个问题 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 22-28.
- [6] 张瑾珠, 吕钢, 李佩, 等. 乏燃料海运实物保护系统初步设想 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 29-34.
- [7] 周卫国. 核电站控制棒驱动机构驱动杆组件锁紧销安装质量管理案例分析与回顾 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 35-38.
- [8] 孙树海, 马国强, 邹象, 等. 核电站火灾异常重要性判定方法简介及适用性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 39-45.
- [9] 毕金生, 靖剑平, 乔雪冬, 等. 严重事故下安全壳内氢气行为与风险分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 46-52.
- [10] 卞玉芳, 周林, 李晶, 等. 国家核安全局核与辐射安全法规标准管理信息系统设计及关键技术研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 53-60.
- [11] 房永刚, 王庆, 苏岩, 等. LBB和BP在核电站高能管道上应用的差异性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 61-65.
- [12] 胡安中, 赵国斌, 黄炳臣, 等. 浅析我国焊工资格考核的技术区别 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 66-70.
- [13] 胡健, 温丽晶, 石兴伟, 等. 基于WGOTHIC程序的非能动安全壳冷却系统传热特性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4): 71-77.

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

2018年第一期

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

2018年第二期

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

理体系[J]. 核安全, 2018, 17(2): 11-17.

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

2018年第三期

- [1] 张航源, 胡世杰, 杨强. 发展核能助力建设美丽中国[J]. 核安全, 2018, 17(3): 1-5.
- [2] 孙学智, 宋大虎, 刘婷, 等. 推进核能安全发展和美丽中国建设的思考和建议[J]. 核安全, 2018, 17(3): 6-10.
- [3] 沈同强, 张文宇. 认清当前核安全威胁形势, 提升军队核应急处置能力[J]. 核安全, 2018, 17(3): 11-16.
- [4] 穆海洋, 宋雨, 管运全. 田湾核电站反应堆保护系统多样化的研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 17-21.
- [5] 彭志珍. 18个月换料对CPR1000反应堆压力容器辐照监督的影响[J]. 核安全, 2018, 17(3): 22-27.
- [6] 刘宇, 李华升, 刘泽军, 等. 实际消除早期放射性释放或大量放射性释放的安全目标定位研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 28-35+94.
- [7] 张天琦, 于明锐, 宋明强, 等. 核电厂安全壳内气溶胶热泳沉积特性研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 36-39.
- [8] 陈柏迪, 陈志东, 邓飞, 等. 伴生放射性固体废物放射性与重金属特性[J]. 核安全, 2018, 17(3): 40-46.
- [9] 吴耀, 李莉, 毛常磊, 等. 反应堆卸料燃料组件吊运跌落事故辐射安全分析[J]. 核安全, 2018, 17(3): 47-51.
- [10] 郑开云, 陈智. 非能动核电厂1E级阀门电动装置的鉴定与试验[J]. 核安全, 2018, 17(3): 52-57.
- [11] 芮晓明, 郝丽娜, 王昆鹏. 我国核电的效益及核安全保障基础概述[J]. 核安全, 2018, 17(3): 58-64.

- [12] 李小华, 杨钧翔, 李俊杰, 等. 2001年格鲁吉亚~(90)Sr放射性同位素热源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 65-80.
- [13] 宋培峰, 王晓峰, 赵翰青, 等. 我国核科普面临的问题和建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 81-88.
- [14] 刘瑞桓, 张瀛, 戴文博, 等. 2018年4-5月全国核与辐射安全舆情分析及研判 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 89-94.

2018年第四期

- [1] 郝慧杰, 杜爱玲, 赵旭东, 等. 浅析HAF603与ASME差异 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 1-4+23.
- [2] 付陟玮, 郑洁莹, 钱鸿涛, 等. F-C (频率后果) 曲线在风险指引型监管中的应用研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 5-9.
- [3] 鲍杰, 崔军, 付浩, 等. CPR1000核电厂SGTR事故长期阶段的分析研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 10-16.
- [4] 熊冬庆, 石红, 王娅琦, 等. 核电厂阻尼器试验台的设计分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 17-23.
- [5] 张国辉, 吴金晔. 核电站经验反馈工作的发展和管理改进 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 24-29.
- [6] 邵明刚, 李春阳, 王富平, 等. 放射性废物库退役源项的调查 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 30-36.
- [7] 路燕, 初起宝, 徐宇, 等. 核动力厂蒸汽发生器模态分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 37-43.
- [8] 刘泽军, 李华升, 刘宇, 等. 核电厂应急给水系统的设计配置及多样性问题研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 44-50.
- [9] 陈钊, 崔大伟, 石秀安. 加速器驱动次临界系统束流瞬态分析模型的开发 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 51-58.
- [10] 祝颖璐, 段佳龙. 反应堆操纵员培训及考核的有关问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 59-63.
- [11] 乔雪冬, 毕金生, 胡健, 等. 基于Gasflow程序的非能动安全压水堆氢气行为计算和分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 64-69.
- [12] 唐楨, 徐政强, 伍建华, 等. 杭州G20峰会期间宁波市辐射安全保障工作经验及建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 70-74.
- [13] 张显生, 刘彤, 薛佳祥, 等. 事故容错燃料研发相关政策分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 75-81.
- [14] 王宇飞, 马应林, 王庆斌, 等. 通用粉末衍射谱仪安全联锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 82-86+94.
- [15] 张鸥, 曾超, 张弛. 美国核管会年报研究和借鉴 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 87-94.

2018年第五期

- [1] 万斌斌. 在建核电厂中美核安全监管对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 1-6.
- [2] 杨晓强, 叶刘锁, 李载鹏, 等. 田湾核电站3号机组反应堆首次无源启动 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 7-13.
- [3] 赵宏, 刘大虎. 海阳核电站反应堆功率控制系统的信号分析和试验 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 14-19.
- [4] 徐高德, 陈秀娟, 钱晓明, 等. 三门核电厂维修规则中的性能会标设定研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 20-25.
- [5] 程萍, 李天鹏, 尤晓健, 等. 海洋核动力平台前期执照申请的

研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 26-31.

- [6] 马波, 倪南, 褚艳春, 等. 核电锚固技术与标准的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 32-39.
- [7] 宋晓涛, 陈宝文, 袁其斌, 等. 核电厂复杂工况下运行团队的高效运作 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 40-46.
- [8] 杜颖. 核电厂核探测技术的应用 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 47-52.
- [9] 王珏, 胡晨, 王琮, 等. 核电厂与核动力船舶执照申请事故分析的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 53-57.
- [10] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 灰色系统理论在核动力领域的应用分析与探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 58-64.
- [11] 殷德建, 芮晓明, 王昆鹏. 关于重要核设施规划限制区的几点思考 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 65-70.
- [12] 上官志洪, 黄彦君, 姜秋, 等. 美国核电厂取用水量及水资源条件的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 71-79.
- [13] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 2000年泰国北榄府医用⁶⁰Co源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

2018年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊15周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊15周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚. 《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电厂建造阶段的核安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 25-31.
- [8] 毛欢, 别业旺, 张舟, 等. 我国核电厂运行技术规格书现状分析及对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 32-36.
- [9] 刘宇, 杨鹏, 冯进军, 等. AP1000非能动堆芯冷却系统热态性能试验的安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 37-43.
- [10] 曹杰, 查卫华, 高斌, 等. 基于关键链技术的核电大修进度管理方法研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 44-55.
- [11] 张仰程. 运行技术规范中的一回路压力定值 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 56-60.
- [12] 刘运陶, 吕丹, 赵善桂, 等. 核燃料循环设施高效空气过滤器使用问题的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 61-65.
- [13] 张博平, 初永越, 黄志超, 等. 《改进核电厂维修有效性的技术政策(试行)》的解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 66-71.
- [14] 刘宇生, 薛艳芳, 马帅, 等. 热工水力验证试验评价的关键问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 72-78.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 一种硼中子俘获治疗装置的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 79-84.

- [16] 刘单, 陈祥磊, 毕明德, 等. 民用核安全辐射监测设备十年发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 85-90.
- [17] 王宏印, 毕涛, 宋东风, 等. 设备产业链质量管理评估标准的研究与建立 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 91-94.

2019年第一期

- [1] 陈瑾, 程亮, 马欢欢, 等. 核安全监管能力建设基本框架构建研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 1-7.
- [2] 张志强, 林继德, 马培锋, 等. 核电设备监理实践中的合作共赢模式 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 8-12.
- [3] 盛朝阳, 路燕, 高晨, 等. ASME规范的设计安全系数及调整因素 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 13-16.
- [4] 肖军, 曾广建, 汪宏峰, 等. 废旧放射源收贮车防范系统的设计及建议 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 17-23.
- [5] 刘燕芳, 赵兵, 李楠, 等. RCA方法在某核电站设备故障分析中的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 24-30.
- [6] 蔡振, 梅金娜, 韩姚磊, 等. 蒸汽发生器完整性评估的现状与展望 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 31-39.
- [7] 马谷剑, 陈平. 福清核电厂安全壳的老化管理 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 40-46.
- [8] 尹剑航, 苏小雨, 胡宇航. 核电厂运行值绩效观察的评估标准 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 47-52.
- [9] 孙琳, 浦晨晨, 闫雄伟. XX核燃料研制项目核材料衡算与评价的难点分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 53-57.
- [10] 许利民. “华龙一号”压力容器的设计改进和优化 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 58-65.
- [11] 何川, 邹全, 李松发, 等. 核动力装置的事故诊断系统 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 66-71.
- [12] 赵祥鸿, 周鑫, 孔晓中, 等. AP1000蒸汽排放组件卡涩问题及解决 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 72-76.
- [13] 段锋, 张珍. 中国核能协会的同行评估与国际原子能机构的运行安全评审的比较分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 77-82.
- [14] 荆旭, 肖军. 浮动堆抗地震设计问题 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 83-87.
- [15] 王康, 高桂清, 张晶晶, 等. 军队加强核安全能力建设的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 88-94.

2019年第二期

- [1] 董晓璐, 刘景宾, 孔静. 小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 1-8.
- [2] 郑黄婷, 许明发, 向辉云, 等. 铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 9-13.
- [3] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 14-35.
- [4] 彭一鹏, 奚坤, 潘登, 等. 双区氯盐快堆的增殖及嬗变性能分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 36-42.
- [5] 阳小华, 曾铁军, 万亚平, 等. 放射性物质个体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 43-48.
- [6] 杨舒琦, 李兰, 谭怡, 等. 华龙一号SGTR事故源项分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 49-53.
- [7] 潘红洋, 沈力强, 张少君. 法律法规在核级阀门设计制造中的

指导和运用 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 54-62.

- [8] 张婷婷, 夏冬琴, 李桃生, 等. 公众认知对核电接受度的影响 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 63-70.
- [9] 张廉, 蔡汉坤. 中美核电厂执照者关于运行事件报告的比较研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 71-76.
- [10] 岑腾跃. 三代核电堆芯补水制造中不符合项及处理意见 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 77-82.
- [11] 肖军, 曾广建, 梁梅燕, 等. 浙江省辐射应急演习中现场监测与处置应对的总结 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 83-89.
- [12] 牛世鹏, 王聪, 王高鹏, 等. 核电厂严重事故下关于操作人员的可达性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 90-94.

2019年第三期

- [1] 李小华, 何列, 李世祯, 等. 浅谈核能和核技术的和平利用 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 1-10.
- [2] 张航源, 杨强, 刘秋实, 等. 利用好核技术, 助力污染防治攻坚战 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 11-14.
- [3] 姜羲元, 李文静. 核电科普宣传工作应重视环保及安全方面的宣传 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 15-18.
- [4] 袁曼, 罗晓元. HAF003与ASME质量保证体系的对比研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 19-24.
- [5] 赵登山, 谢小明, 李福春, 等. 乏燃料水池贮存格架水下安装工艺研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 25-30.
- [6] 石洋, 苑皓伟, 张鹏, 等. 非能动压水堆波动管内汽液逆流试验的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 31-36.
- [7] 何雅杰. 核安全设备零件制造的质保分级方法探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 37-42.
- [8] 陈荣达. 核安全技术体系框架的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 43-50.
- [9] 项建英, 王进, 杨凯. EPR机组再生式热交换器的调试及现场监督 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 51-55.
- [10] 刘宇生, 阿不都赛米·亚库甫, 庄少欣, 等. 自然循环装置试验初始条件实现方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 56-61.
- [11] 蔡志云, 赵禹, 王保平. 模块式小型堆化学和容积控制系统的仿真分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 62-66.
- [12] 苑晨亮, 马亮, 崔家文, 等. 核电厂工控系统信息安全评估方法的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 67-73.
- [13] 赵立彬, 石红, 李海涛, 等. 浅析ISO9606对我国HAF603修订的借鉴 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 74-79.
- [14] 段军, 邹象, 于大鹏, 等. 压水堆一回路抽真空排气造成压力温度超值的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 80-83.
- [15] 赵国志. 铀浓缩厂人因失效分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 84-88.
- [16] 张敏, 曹芳芳, 张亮, 等. 核燃料组件运输容器的临界安全分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 89-94.

2019年第四期

- [1] 齐媛, 杨岩飞, 郑洁莹, 等. 美国核安全文化监督管理及启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 1-6.
- [2] 孙亚敏, 丁逊, 方剑青, 等. 高压电离室校准周期的分析和调

- 整 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 7-11.
- [3] 甄丽颖, 林颖慧. 阳江核电站的排放物及环境样品中氡的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 12-17.
- [4] 王杰, 周兆宇, 陈运利, 等. 飞凤山处置场各阶段活动许可取证的经验反馈 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 18-23.
- [5] 于世昆, 肖春梅. 核电厂放射性废气处理工艺设备的抗震设计要求 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 24-27.
- [6] 王聪, 朱文韬, 王高鹏, 等. 严重事故下核电厂设备可用性论证 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 28-32.
- [7] 贾梅兰, 刘敏, 李澎, 等. 日本乏燃料的安全管理及对我国的启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 33-40.
- [8] 王梦溪, 龙亮, 薛娜, 等. 华龙一号事故后食品污染水平评价? [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 41-47.
- [9] 崔军, 鲍杰, 时维立. 核电厂传热管破裂后防止蒸汽发生器满溢的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 48-55.
- [10] 马应林, 李俊刚, 张会杰, 等. 大型粒子加速器安全联锁钥匙系统的设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 56-62.
- [11] 庄少欣, 王娅琦, 孙微, 等. 基于TRACE的大功率非能动核电厂SBLOCA事故计算及敏感性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 63-69.
- [12] 王飞, 宋辉. 核动力装置混合式状态监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 70-78.
- [13] 杨旭, 邱金荣, 杨永强, 等. 反应堆准确实时仿真程序的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 79-86.
- [14] 米宇豪, 曾志, 马豪, 等. 非人类物种剂量评价低水平放射性测量的应用进展 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 87-94.

2019年第五期

- [1] 陈胜. 民用核安全设备成套供货质量保证大纲的建立及运行特点 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 1-5.
- [2] 刘成运, 张延云, 王玢, 等. 核电厂运行安全性能指标的监督核查 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 6-12.
- [3] 霍嘉杰, 郑岳山, 姚琳, 等. 乏燃料干法贮存标准和监管要求浅析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 13-18.
- [4] 赵潇, 闫平, 张国光. 移动式车辆检查系统调试场地的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 19-25.
- [5] 孙娜, 王占元, 张杰. 核电厂仪控系统纵深防御体系 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 26-32.
- [6] 梁贵渊, 邓飞, 陈万良, 等. 大亚湾核电基地周围海洋沉积物的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 33-37.
- [7] 黄甦. 基于TXS/T2000核电厂DCS信号失效下质量位设置 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 38-42.
- [8] 张适, 张博平, 初永越, 等. M310机组维修风险评价和管理的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 43-48.
- [9] 杨智, 吴彩霞. 维修规则功能失效判断准则研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 49-53.
- [10] 王飞, 宋辉, 毛伟. 基于神经网络的核电厂环境监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 54-61.

- [11] 张祥, 薛艳芳, 刘宇生, 等. 压力容器外部冷却沸腾临界过程数值模拟研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 62-67.
- [12] 陈文涛, 陈万良, 李灵娟. 应急情景下便携式高纯锗 γ 能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

2019年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.
- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等. γ 射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. AP1000核电站严重事故下熔融物与混凝土相互作用的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 37-43.
- [8] 付浩, 王列辉, 甄飞强, 等. 超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 44-48+55.
- [9] 耿璞, 凌礼恭. 核电厂核级管道与支管管座焊缝质量问题的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 49-55.
- [10] 王照, 冯丙辰. 浮动核电厂的海浪灾害设计基准探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 56-61.
- [11] 周涛, 秦雪猛, 朱亮宇, 等. 超临界水喷放泄压因素的权重计算 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 62-66.
- [12] 刘大虎, 张强升, 江国梁. 基于反应谱法的1E级配电盘抗震性能试验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 67-73.
- [13] 杨智博, 周国良, 杨宇, 等. 核电站地震后的处置及恢复策略 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 74-79.
- [14] 李华, 孟祥盖, 霍嘉杰, 等. 核电站关键设备事故工况下抗震性能研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 80-84.
- [15] 张盼, 潘昕烽, 赵传奇, 等. 核电厂反应堆小幅功率提升技术的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 85-90.

就是金山银山
绿水青山



公益广告

“美丽中国·我们这70年”手机摄影大赛优秀奖作品

作品名称：一蓑烟雨

作者姓名：刘庆