

# 核安全

## NUCLEAR SAFETY

主管单位 中华人民共和国生态环境部  
主办单位 生态环境部核与辐射安全中心  
出版单位 《核安全》编辑部  
主 编 周启甫  
执行副主编 王晓峰  
编辑部主任 于大鹏  
地 址 北京市海淀区红联南村54号  
邮 编 100082  
信 箱 北京8088信箱  
编 辑 部 010-82205563 82205716  
010-82203444 82203547  
广 告 部 010-82205645  
发 行 部 010-82205713  
传 真 010-82203590  
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)  
邮 箱 [heanquanzazhi@263.net.cn](mailto:heanquanzazhi@263.net.cn)  
广告发布登记 京海工商广登字20180003号  
国际标准刊号 ISSN 1672-5360  
国内统一刊号 CN11-5145/TL  
海外发行 中国国际图书贸易集团有限公司  
发行代号 BM9557  
印 刷 北京一二零一印刷有限公司  
国内定价 80.00元

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。

2023年第5期 总第94期

双月刊 公开发行

2023年10月31日出版

阅读·检索



关于·我们



《核安全》微信公众号



生态环境部  
核与辐射安全中心



《核安全》杂志  
微信公众号



《核安全》杂志  
官方微博

# 《核安全》编委会

## 编委会主任

王大中  
清华大学·科学院院士·副主席

## 编委会副主任

于俊崇  
中国核动力研究设计院·工程院院士

陈佳洱  
北京大学·科学院院士

叶奇蓁  
秦山核电集团筹备组·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

吴祖泽  
军事医学科学院·科学院院士

魏炳波  
西北工业大学·科学院院士

(按姓氏笔画排序)

## 编委会委员

于涛

王为

田文喜

史克亮

刘非

张庆贤

陈义学

周涛

顾汉洋

黄小桁

蒋诗平

程琦福

谭思超

叶延程

(按姓氏笔画排序)

## ◆ 美丽中国

- 1 广东放射诊断辐射安全现状·····梁锦,张静,丁智
- 9 云南省核技术利用IV类、V类放射源现状及存在问题的对策研究·····宋雁辉,王金凤,马丽,等
- 15 我国核电厂流出物监测标准体系研究·····郑文君,王妮娜,张帆,等

## ◆ 辐射安全

- 26 核设施退役项目的去污工艺与技术·····姚志猛

## ◆ 核电厂实践

- 44 质保分级管理在核电设备供货中的研究及应用·····王春,王德军,王广金,等

## ◆ 国际瞭望

- 51 国外核安全研究现状、热点和趋势——基于 CiteSpace 的可视化分析·····曾建国,叶彤,刘镇江
- 62 国内外先进热工水力系统程序研发进展·····张恩昊,靖剑平,张春明,等

## ◆ 研究与探讨

- 72 电子加速器屏蔽设计方法研究·····陈家铎,蒋诗平,王琳,等
- 79 以核电站建设为例探讨土木水利专业人才培养模式·····侯钢领,解玉建,吴震,等
- 84 核电站乏燃料池虹吸破坏效应实验研究·····苏夏,崔满满,程会方
- 90 基于指数分布寿命试验区间估计的核电厂设备可靠性研究·····长孙欣政,董辰
- 95 预时效对高载热中子靶用 CuCrZr 合金导热与力学性能影响研究·····李晨,黄波,信敬平,等
- 102 核电设备监造人员的资格认定依据与方法探究·····杨悦

## ◆ 一线风采

- 107 防范化解安全风险 促动力能源高质量发展·····游世利

## ◆ 参考文献

- 110 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑:徐晓娟)

- 1 Current Radiation Safety Situation of Radiation Diagnosis in Guangdong Province  
(Liang Jin, Zhang Jing, Ding Zhi)
- 9 Study on the Current Situation of Class IV and V Radioactive Sources for Nuclear Technology Utilization in Yunnan Province and Countermeasures for Problems Existing  
(Song Yanhui, Wang Jinfeng, Ma Li, Zhang Li, Zhou Liqiang)
- 15 Study on Standards System of Radioactive Effluent Monitoring for Nuclear Power Plants in China  
(Zheng Wenjun, Wang Weina, Zhang Fan, Fu Chengwei, Wang Shaowei)
- 26 Decontamination Process and Technology of Nuclear Facilities Decommissioning Project  
(Yao Zhimeng)
- 44 Research and Application of Quality Assurance Hierarchical Management in Nuclear Power Equipment Supply  
(Wang Chun, Wang Dejun, Wang Guangjin, Zhang Junping, Fu Zhengzhong)
- 51 Current Status, Hot Spots, and Trends of Foreign Nuclear Safety Research—A Visual Analysis Based on Citespace  
(Zeng Jianguo, Ye Tong, Liu Zhenjiang)
- 62 The Worldwide Progress of Thermal Hydraulic System Code Development  
(Zhang Enhao, Jing Jianping, Zhang Chunming, Yang Jun)
- 72 Research on Shield Design Method of Electron Accelerator  
(Chen Jiaduo, Jiang Shiping, Wang Lin, Wu Jun)
- 79 Exploration of the Training Mode of Civil Engineering and Hydraulic Conservancy Professionals by Taking the Construction of Nuclear Power Plants as an Example  
(Hou Gangling, Xie Yujian, Wu Zhen, Pan Rong, He Min)
- 84 Experimental Study on Siphon Breaking in Spent Fuel Pool  
(Su Xia, Cui Manman, Cheng Huifang)
- 90 Research on Equipment Reliability of Nuclear Power Plant by Interval Estimation of Exponential Distribution Life Test  
(Zhangsun Xinzheng, Dong Chen)
- 95 Effect of Pre-aging Treatment on Microstructure and Properties of CuCrZr Alloy Used for Cooling base of High Heat Carrying Neutron Target  
(Li Chen, Huang Bo, Xin Jingping, Yang Qi, Song Yong, Zhou Tao, FDS Consortium)
- 102 Research on the Basis and Method of Qualification Identification of Nuclear Power Equipment Supervisors  
(Yang Yue)



梁锦,张静,丁智. 广东放射诊断辐射安全现状[J]. 核安全,2023,22(5):1-8.

Liang Jin,Zhang Jing,Ding Zhi. Current Radiation Safety Situation of Radiation Diagnosis in Guangdong Province [J]. Nuclear Safety,2023,22(5): 1-8.

## 广东放射诊断辐射安全现状

梁锦<sup>1</sup>,张静<sup>2,\*</sup>,丁智<sup>1</sup>

(1. 广东省辐射防护协会, 广州 510510; 2. 深圳市城市公共安全技术研究院有限公司, 深圳 518024)

**摘要:** 本文采用资料搜集、数据统计分析、调查问卷三种方式对广东省内的放射诊断项目开展调查,了解其辐射安全防护状况。调查结果显示,广东的放射诊断辐射安全与防护情况总体良好;工作场所分区、个人剂量管理需要加强,机房屏蔽需多关注设备机房观察窗、防护门等容易泄漏的区域;介入放射工作人员的辐射防护较为困难,需多加关注;部分医院需规范移动 X 射线床边机的使用,严格控制使用适应证,落实使用时的辐射防护措施。

**关键词:** 广东;放射诊断;辐射安全与防护

**中图分类号:** TL99 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)05-0001-08

放射诊断是指通过 X 射线机发射的 X 射线来诊断疾病。可细分为两种:一种是透视,利用 X 射线能穿过受检组织或脏器的特性,将它们投影到荧光屏上;另一种是摄影,利用射线的穿透性和感光性,将受检组织或脏器显像在特定的胶片或显示屏上,供医生观察和诊断<sup>[1]</sup>。常用的放射诊断技术包括 CR 和 DR、CT、DSA、骨密度仪、C 型臂 X 射线机、X 射线体外碎石机、放射治疗模拟定位机、PET/CT 和 SPECT 等。虽然 PET/CT、SPECT 和放射治疗模拟定位设备日常中分别由核医学科和放射治疗科进行管理,但也需要符合放射诊断辐射安全的相关要求。

X 射线放射诊断具有诊断快捷、准确的优势,在医疗卫生领域的应用越来越广泛。根据统计,自 2009 年至 2019 年,10 年间我国放射诊断设备的保有量增长近 1 倍<sup>[2]</sup>,且随着我国分

级诊疗政策的推进,国家落实对基层医疗卫生机构的经费支持,放射诊断设备的保有量还有极大的增长空间。

当前,生态环境部门对 X 射线放射诊断辐射防护与安全监管领域的标准存在空白<sup>[3]</sup>,日常监管主要依据卫生部门制定的相关标准,但监管重点与卫生标准有一定的区别且未全面囊括新的设备和技术。为此,生态环境部通过 2020 年核与辐射安全监督项目的方式委托广东省辐射防护协会对放射诊断辐射安全现状开展调查,为制定放射诊断辐射安全与防护的标准提供前期支撑。本文主要介绍广东省内医疗机构开展放射诊断活动的现状及放射诊断活动的辐射安全与防护状况。

### 1 调查方法

项目调查方法主要有资料搜集、数据统计

收稿日期:2023-02-09 修回日期:2023-05-05

作者简介:梁锦(1990—),男,工程师,学士,现主要从事辐射监测、辐射安全管理与咨询等工作

\* 通讯作者:张静, E-mail: 2565002187@qq.com

分析、调查问卷三种。

(1)资料搜集:搜集放射诊断辐射安全与防护相关文献及法规标准;

(2)统计分析广东省近 300 家开展放射诊断项目的医疗机构的辐射安全年度评估报告、辐射监测数据、个人剂量监测报告等资料;

(3)调查问卷:一是设计调查问卷发送给部分开展放射诊断活动的医疗机构;二是依托广东省辐射防护协会办事处对广东省内 59 家医疗机构进行现场调查。

## 2 调查结果

### 2.1 设备配置情况

根据广东省 2018 年卫生健康年鉴统计,截至 2018 年年底,广东省共有 X 射线放射诊断设备 8848 台,其中 200~500 mA 医用 X 线诊断机 2358 台(主要分布在社区卫生服务中心及乡镇卫生院),500—800 mA 医用 X 线诊断机 2289 台,800 mA 及以上医用 X 线诊断机(不含 DSA)776 台,DSA(800 mA 及以上)577 台,移动式 X 线诊断机 1650 台,CT(X 线电子计算机断层扫描装置)1198 台<sup>[4]</sup>。广东省 CT 每百万人口拥有量为 6.68 台,低于全国平均水平(2016 年是 9.4 台/百万人),与广东的经济发展水平不相称。

### 2.2 辐射安全防护情况

#### 2.2.1 放射诊断项目选址缺乏具体化的指引

《放射诊断放射防护要求》(GBZ130-2020)提出 X 射线设备机房(照射室)的设置应充分考虑邻室(含楼上和楼下)及周围场所的人员防护与安全。但是没有具体实施指引。例如放射诊断项目在医疗机构内、写字楼、商住两用楼内该如何选址,并没有详细的、有针对性的规定。

此次调查的医疗机构在放射诊断设备机房的选址上虽然没有统一的规范,但基本都可遵循《放射诊断放射防护要求》中“应充分考虑邻室(含楼上和楼下)及周围场所的人员防护与安全”的要求,做到将同一功能科室的设备集中设置,且不毗邻妇产科、儿科等科室,减少放射诊断项目对环境和公众的影响。

#### 2.2.2 放射诊断工作场所分区、布局有待优化

调查显示对于放射诊断设备工作场所的分区布局,大部分医疗机构并未很好地落实《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》中规定应把辐射工作场所分为控制区和监督区,且对于监督区需要采用适当的手段划分边界,并在入口处适当地点设立表明监督区的标牌<sup>[5]</sup>的要求,主要问题表现在:(1)大部分监督区未有明显划分边界,未设立标明已进入监督区的标牌;(2)部分医疗机构医患共用候诊室及设备操控室,医患共用操作室区域有一定的辐射安全风险;(3)在放射诊断设备机房门边设置候诊座椅的情况较多,一旦发生门缝射线泄漏,可能会造成不良后果。

此外,调查中二级以上医疗机构新/改/扩建的放射诊断机房均能满足相关标准要求,机房尺寸不符合要求的情况主要出现在老旧医院或基层乡镇医院。据统计,截至 2021 年年底,我国还有 44.62% 的医院建于 20 世纪,其中 27.07% 的医院建于 20 世纪 80 年代以前<sup>[6]</sup>,其中老旧医院处于城市中心地段,用地紧张,且改扩建比较困难,存在设备机房面积小的情况;此外个别乡镇等偏远地区的基层医疗机构出于成本原因,觉得“能用就行,反正一天没几个病人”,不愿意在机房面积上进行改进和投入。

表 1 2018 年广东省放射诊断设备数量

Table 1 Number of diagnostic equipment in Guangdong Province in 2018

设备	200—500 mA 医用 X 线诊断机	500—800 mA 医用 X 线诊断机	800 mA 及以上医用 X 线诊断机(不含 DSA)	DSA(800 mA 及以上)	移动式 X 线诊断机	CT(X 线电子计算机断层扫描装置)
数量/台	2358	2289	776	577	1650	1198
合计	8848					

### 2.2.3 放射诊断设备机房的屏蔽防护总体良好

辐射防护的最优化(ALARA)其思想之一是合理利用资源,尽最大可能降低辐射危害,同时考虑投入和社会因素同安全防护水平的关系,最终使剂量或辐射危害水平尽量低<sup>[7]</sup>。此次调查的单位中放射诊断设备机房的辐射防护屏蔽均可满足相关防护标准要求,但也存在一定比例防护过当情况,不贴合防护最优化的原则。通过对医疗机构的现场访谈结果表明,一是出于对防护工程质量的担忧,二是大部分管理人员存在防护越厚越好的保守思想。表2是某医疗机构的辐射防护情况,最大的防护量超出标准要求3倍多。

但同时对于观察窗、防护门等容易泄漏射线的地方仍需多加关注。表3至表5是统计的部分放射诊断设备机房周围的辐射剂量当量率,其

中观察窗、防护门等点位存在超标的情况,医疗机构在日常管理中要对这些重点部位多加关注,做好防护门、观察窗屏蔽补偿措施的维护。

### 2.2.4 介入或近台同室操作设备防护难

与其他X射线放射诊断设备相比,介入设备在进行手术操作时,操作人员会长时间暴露在X射线辐射场中,操作人员受照辐射剂量比较大,由表5可知本次调查中统计的部分手术者所在位置辐射剂量率最高可以达到392.5  $\mu\text{Sv/h}$ ,根据彭慧等人的研究,虽然操作人员的年受照剂量小于5 mSv/a,但眼晶体和手部剂量偏高,分别达到32 mSv/a和50~100 mSv/a<sup>[8]</sup>。因此对介入操作人员的辐射防护就显得尤为重要,操作者在开展介入或近台同室操作时应穿戴合适的防护用品,如铅围裙、铅围脖、铅眼镜、铅帽和防护手套等。

表2 某医疗机构机房辐射防护情况

Table 2 The Radiation protection situation of some medical institution

单位:mmPb

设备机房	标准要求	实际防护情况	超出标准要求	超出标准比率
DR	2	5.7~6	3.7~4	185%~200%
口腔CT	2	3.7~4	1.7~2	85%~100%
全景牙片	1	4	3	300%
牙片机	1	2~2.9	1~1.9	100%~190%
DSA	2	3.2~5.5	1.2~3.5	60%~175%

表3 部分CT机房周围辐射剂量率情况

Table 3 Radiation dose rate of some CT machine rooms around

场所类别	监测场所	监测点数	辐射剂量当量率/( $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ )			超标点数
			最低值	最高值	平均值	
放射工作人员工作区域	操作位	21	0.15	0.52	0.23	0
	观察窗	87	0.15	1.17	0.34	0
	操作室防护门	85	0.12	1.78	0.38	0
公众区域	机房防护门	88	0.15	1.68	0.47	0
	防护墙	72	0.16	0.81	0.25	0
	排风扇	7	0.16	0.41	0.25	0
	走廊	28	0.16	0.56	0.26	0
	楼上	30	0.16	0.46	0.23	0
	楼下	11	0.17	0.49	0.24	0

表 4 部分 CR、DR 机房周围辐射剂量率情况  
Table 4 Radiation dose rate of some CR、DR machine rooms around

工作场所类别	监测场所	监测点数	辐射剂量率 / ( $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ )			超标点数
			最低值	最高值	平均值	
工作人员工作区域	操作位	44	0.15	6.50	0.61	0
	观察窗	121	0.15	26.48	1.16	1
	操作室防护门	124	0.15	68.00	1.90	1
公众区域	机房防护门	129	0.15	60.86	2.90	3
	排风扇	18	0.19	18.10	1.80	0
	走廊	82	0.17	28.72	2.00	1
	楼上	54	0.14	2.41	0.26	0
	楼下	22	0.14	0.46	0.23	0

表 5 部分介入放射机房周围辐射剂量率情况  
Table 5 Radiation dose rate of some interventional radiology rooms around

工作场所类别	监测场所	监测点数	辐射剂量率 / ( $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ )			超标点数
			最低值	最高值	平均值	
工作人员工作区域	操作位	14	0.14	0.66	0.264	0
	观察窗	53	0.12	1.30	0.338	0
	操作室防护门	58	0.14	1.46	0.301	0
公众区域	机房防护门	65	0.15	7.10	0.645	0
	防护墙	51	0.14	1.52	0.241	0
	走廊	22	0.14	1.24	0.253	0
	楼上	19	0.14	0.36	0.208	0
	楼下	12	0.15	0.35	0.204	0
医护操作位置	头	11	37.3	329	199.8	0
	胸	11	41.8	319	186.4	0
	腹	11	49.4	392.5	196.3	0
	下肢	11	22.4	375	213.7	0
	足	11	17.4	319	166.2	0

调研中发现,医疗机构工作人员反映实际操作中因涉及手术精细度和长时间操作等情况,工作人员往往不会穿戴上全部防护用品,特别是防护手套能应用的操作有限,许多操作者往往只穿戴铅围裙,手部的辐射防护难以保证;另外 DSA 的使用者包括整个心脏科、神经内科、消化科等临床医生,部分医生、护士未曾接受辐射安全防护培训,不重视辐射防护制度,在调研

过程中甚至发现部分医疗机构在进行 X 射线曝光时操作室的防护门处于打开的状态,人员的复杂性也给介入设备的辐射防护管理增加了难度。

2.2.5 移动式床边 X 射线检查有滥用趋势,且实施照射时对周边人群的防护有待加强

从现场调查访谈结果来看,部分大的医疗机构每天使用移动式床边 X 射线检查次数可以



达到四五十次,但是由于迁就病人,没有严格控制床旁 X 射线检查的适应证,滥用移动式床边 X 射线检查的情况比较突出。

在实施移动式床边 X 射线检查时,主要的辐射防护措施为距离和屏蔽体防护,研究发现,不同设备在相近的常规曝光条件产生的散射线剂量率差异较大,无铅防护屏风场所的 X 射线周围剂量当量率在 3.9  $\mu\text{Sv/h}$  至 5800  $\mu\text{Sv/h}$  之间;使用铅防护屏风后 X 射线周围剂量当量率在 0.095  $\mu\text{Sv/h}$  至 22.1  $\mu\text{Sv/h}$  之间<sup>[9]</sup>。从研究结果来看,铅防护屏的防护效果十分有效,可以起到很好的防护作用。但在实际使用时,通常只有一名技师负责,由于时间和人手问题,疏散周边人群和设置铅屏风的措施很难落实到位,移动式床边 X 射线检查辐射防护状况有待加强。

#### 2.2.6 规范车载式医用 X 射线诊断设备使用

车载式医用 X 射线诊断机可以机动使用,方便体检与应急诊断,越来越多的医疗机构购置了车载式医用 X 射线诊断机。在本次调查中,统计了部分车载式医用 X 射线诊断机周围的辐射剂量当量率情况。由表 6 可知,车载式医用 X 射线诊断机周围的辐射剂量率普遍较高。

车载式医用诊断 X 射线设备使用中的辐射防护主要存在以下几个问题:

(1) 装载医用 X 射线诊断机的车辆不规范。多数是设备厂家按用户需求,将 X 射线诊断机安装在普通中型客车车厢里,这种临时加装的车辆的辐射射线防护与车辆载重往往会有冲

突,难以达到标准要求。

(2) 使用中辐射防护不到位。根据郭玮珍<sup>[10]</sup>等人的调查,车载 X 射线机机房四周厢壁的周围剂量当量率在本底值与 22.25  $\mu\text{Sv/h}$  之间,泄漏的主要部位是车身两侧和车尾,王建宇<sup>[11]</sup>等人研究发现大部分车载医用 X 射线诊断系统在防护门及车身两侧的剂量当量率也较高。主要原因是:厢壁屏蔽体铅当量不够,长期颠簸移动致厢壁屏蔽体错位所导致的防护不到位以及检查过程中操作者因检查人数多、工作量大,为了求速度而不使用随车配置的铅帘、不关闭车门进行曝光。

(3) 控制区和监督区难以设置。调查发现车载式医用诊断 X 射线设备使用者极少在车辆周围 3 m 设立临时控制区,并在控制区边界上设立清晰可见的电离辐射警告标志和“禁止进入 X 射线区”的警示说明,且没有严格落实限制非当前受检者进入控制区、在受检者进入控制区入口处提供防护用品以备受检时使用,防止无关人员误入监督区等措施。

#### 2.2.7 放射诊断工作场所及环境的自行监测率较低

由图 1 可知,本次调查中医疗机构委托监测开展率 100%,但自行监测的开展率较低,只有 57.6%,且医疗机构的自行监测率与医疗机构规模也有一定的关系。在此次调查中,三级医疗机构自行监测率为 74.2%,二级医疗机构自行监测率为 59.1%,而一级以下及其他医疗机构自行监测率仅有 15.4%,基层医疗机构自行监测情

表 6 部分车载式医用诊断 X 射线诊断设备周围剂量率情况

Table 6 Radiation dose rate of some on-board medical diagnostic X-ray diagnostic equipment around

工作场所类别	监测场所	监测点数	辐射剂量率 / ( $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ )			超标点数	超标率 / %
			最低值	最高值	平均值		
放射工作人员工作区域	操作位	6	0.16	19.82	3.85	/	/
	观察窗	17	0.17	24.51	2.41	/	/
	操作室防护门	17	0.28	12.45	2.90	/	/
公众区域	机房防护门	18	0.20	29.19	4.44	2	/
	车体四周	24	0.17	20.49	2.70	/	/

况有待加强。

医疗机构自行监测率较低的原因在于医疗机构辐射安全相关管理人员认为放射诊断项目辐射危害较小,一年一次委托监测足够保障防护安全,没必要开展自行监测;还有部分医疗机构特别是基层医院未配置相关的辐射监测设备。

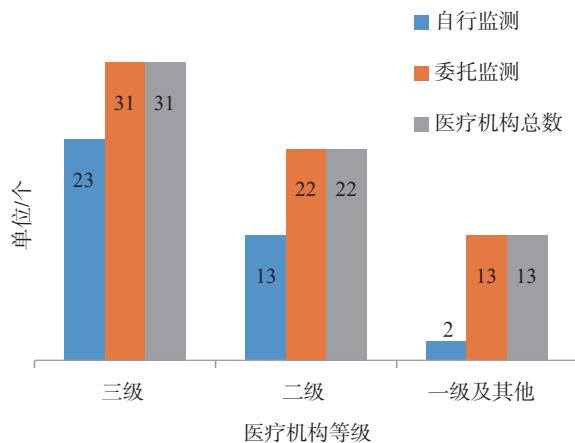


图1 医疗机构自行监测情况

Fig.1 Self-monitoring by medical institutions

### 2.2.8 个人剂量监测工作开展率高,个人剂量管理待提升

调查中医疗机构均可以委托有资质的单位每季度至少进行一次个人剂量监测,个人剂量监测工作开展率高。但是医疗机构在个人剂量计的使用、数据统计分析及腕部个人剂量计配置方面还有待加强。

(1)部分医疗机构没有对个人剂量监测异常的进行调查。当人员的职业受照剂量大于调查水平时,除记录个人剂量监测结果外,还应做异常结果调查,以标准建议的有效剂量 $5\text{ mSv/a}$ 为调查水平,但个人剂量监测周期一般不大于90天,通常以季度为单位,因此单次监测值设置的调查水平为 $1.25\text{ mSv/季度}$ ,事实上大部分医疗机构按要求设置了异常剂量调查水平,但在执行中未能很好地落实,特别是对单次监测值与实际情况完全不符的,个别医院也未进行调查,给出剂量异常的缘由,部分医疗机构甚至不知道出现个人剂量超标的情况。

(2)对于介入或近台同室操作的设备,标准规定采用双剂量计监测,医疗机构应同时采取相应措施以保证两个剂量计正确佩戴<sup>[12]</sup>。调查中部分医疗机构表示 DSA 所在的介入科手术室因开展手术不同,涉及诸多临床医学科室(包括心内科、内二科、肿瘤科、颅脑科等),人员组成复杂、管理比较松散,同时部分临床科室医护人员未接受过较为规范的辐射防护知识培训,缺乏较强的个人防护意识,没有真正落实各项放射防护措施。本次调查发现部分医院存在介入科人员内外剂量计多次戴反或内外剂量计累计剂量一样的情况,但未见相关人员跟进说明原因,也未进行整改,个人剂量监测的质量控制不规范。因此医疗机构必须做好对临床科室医护人员的相关培训,包括放射防护方面的法律、法规、标准等,增加医护人员对基础防护知识的掌握,促进自身防护行为得到改善。

### 2.2.9 基层医疗机构辐射安全管理需加强

调查中大部分基层医院存在警告标志设置不规范,甚至有的医疗机构不同功能科室有不同的电离辐射警示标志;此外现场调研的所有放射诊断机房均配置了工作指示灯,但部分基层医疗机构存在指示灯损坏未及时修理或不予修理的情况。

在防护用品配置及保管方面,部分医院防护用品摆放随意折叠,未专门挂起存放,容易导致铅脱落影响屏蔽效果。

此外,乡镇等基层医疗机构个人防护用品的配备率低,对放射安全的重视程度不够,原因在于:受限于经济条件,设备多由项目支持配置,辐射防护的措施和设施所需的费用需自筹解决,此外大部分基层医院的管理者以通过审批作为安全防护设施建设的标准,对个人防护用品投入不足,导致防护用品配备、使用率低。

### 2.2.10 落实 CT 方舱日常辐射安全监管

为应对突发疫情,生态环境部 2020 年 2 月 1 日下发《关于做好新型冠状病毒感染的肺炎疫情防控中医疗机构辐射安全监管服务保障工作的通知》,明确为新型冠状病毒肺炎疫情防控所需要增加的 CT 方舱等 X 射线影像设备可

豁免办理环境影响评价和辐射安全许可手续,疫情结束后仍需继续使用的,应按规定补办相关手续。随着疫情防控的放开,建议监管部门认真考虑防护和管理的问题,落实CT方舱在疫情防控常态化情况下的日常辐射安全监管工作。

(1)按常规CT的要求办理相关审批或备案手续;

(2)对CT方舱的选址予以指导,尽量选择在场角或人员驻留少的地方;

(3)检查CT方舱的工作指示灯、电离辐射警告标志、辐射安全联锁装置、人员资质是否规范;

(4)对CT方舱场所进行检测,检查辐射防护屏蔽是否合格。

### 3 总结

从本次调查结果来看,广东省的放射诊断辐射安全与防护情况整体良好。但也存在问题,存在的问题主要集中在以下几个方面。

(1)分区布局:放射诊断工作场所分区布局管理有待改善,监督区、控制区划分不够清晰。

(2)机房屏蔽防护:屏蔽防护需贴合防护最优化原则,此外放射诊断设备机房观察窗、防护门等区域辐射剂量率较高,需多加关注。

(3)介入或近台同室操作人员辐射防护困难:

①介入或近台同室操作过程中,操作人员受到的辐射剂量比较大,时间防护和距离防护十分有限;

②辐射防护用品不利于精细和长时间操作,便利性不够,许多操作者往往只穿铅围裙;

③介入或近台同室操作人员涉及多个学科,部分人员的辐射防护意识比较薄弱,往往只重视机器设备自身的防护,个人防护、制度的制定与执行、距离与暴露时间限制等均有所欠缺。

(4)需减少不必要的移动X射线床边机使用,规范移动X射线床边机使用,严格控制使用适应证,加强落实使用时的辐射防护措施。

(5)车载式医用X射线机车辆选择不规范、

辐射防护屏蔽及管理不到位。监管机构需规范车载医用X射线机使用,制定相关标准,加强辐射安全监管。

(6)落实CT方舱辐射安全监管。监管机构应规范在新冠疫情常态下CT方舱的建设和使用,办理审批或备案手续,加强CT方舱日常辐射安全监管。

(7)辐射安全管理:

①放射诊断工作场所规范性有待加强,警告标志不规范、机房杂物过多等情况较多;

②放射诊断辐射安全与防护专职管理人员不足,需加强个人剂量管理;

③放射诊断辐射工作人员培训率较低。

### 参考文献

- [1] 黄世耀. 福建省放射诊疗辐射现状及防护研究[D]. 福州: 福州大学, 2014.
- [2] 安晶刚, 徐辉, 范胜男, 等. 全国医疗机构放射诊断资源基本情况分析[J]. 中华放射医学与防护杂志, 2021, 41(6): 450-455.
- [3] 高思旖, 刘婷, 龚宇, 等. 我国放射性同位素和射线装置监督管理系列法规标准体系现状和建议[J]. 核安全, 2021, 20(3): 7-11.
- [4] 广东省卫生健康委员会. 2018年广东省卫生健康统计年鉴[Z]. 广东: 广东省卫生健康委政务服务中心, 2019: 103-114.
- [5] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准: GB 18871-2002[S]. 北京: 中国标准出版社, 2002.
- [6] 中华人民共和国国家卫生健康委员会. 2021年我国卫生健康事业发展统计公报[EB/OL]. [2022-07-12]. [http://www.gov.cn/xinwen/2022-07/12/content\\_5700670.htm](http://www.gov.cn/xinwen/2022-07/12/content_5700670.htm).
- [7] 刘华. 辐射防护最优化方法及其应用[J]. 核安全, 2007, 16(2): 1-7.
- [8] 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.
- [9] 陈飏, 陈春晖, 高林峰, 等. X射线床旁摄片场所电离辐射水平和防护效果研究[J]. 中国辐射卫生, 2019, 28(2): 135-138.
- [10] 郭玮珍, 谭光享, 刘小莲, 等. 车载式医用诊断X射线机放射防护调查[J]. 中国职业医学, 2015, 42(4): 436-439+442.



[11] 王建宇, 张燕, 苏艺伟, 等. 13家医疗体检机构车载式诊断X射线机放射防护检测结果分析[J]. 职业卫生与应急救援, 2018, 36(4): 325-327.

[12] 中华人民共和国国家卫生健康委员会. 职业性外照射个人监测规范: GBZ 128—2019[S]. 北京: 中国标准出版社, 2019.

## Current Radiation Safety Situation of Radiation Diagnosis in Guangdong Province

Liang Jin<sup>1</sup>, Zhang Jing<sup>2\*</sup>, Ding Zhi<sup>1</sup>

(1. Radiation Protection Association of Guangdong Province, Guangzhou, 510510, China; 2. Shenzhen Technology Institute of Urban Public Safety Co., Ltd., Shenzhen 518024, China)

**Abstract:** The radiation safety and protection status of radiation diagnosis projects in Guangdong Province were investigated by means of data collection, data statistical analysis and questionnaire. The survey results show that the radiation safety and protection of radiation diagnosis in Guangdong are generally good; Workplace zoning and personal dose management need to be strengthened, The machine room shielding needs to pay more attention to the observation window, protective door and other areas that are easy to leak; Radiation protection for interventional radiation workers is relatively difficult and needs more attention; It is necessary to standardize the use of mobile X-ray bedside machine, strictly control the use indication, and implement the radiation protection measures during use.

**Key words:** Guangdong; radiation diagnosis; Radiation safety and protection

(责任编辑: 许龙飞)

宋雁辉,王金凤,马丽,等. 云南省核技术利用IV类、V类放射源现状及存在问题的对策研究[J]. 核安全,2023,22(5):9-14.  
Song Yanhui, Wang Jinfeng, Ma Li, et al. Study on the Current Situation of Class IV and V Radioactive Sources for Nuclear Technology Utilization in Yunnan Province and Countermeasures for Problems Existing [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(5): 9-14.

## 云南省核技术利用IV类、V类放射源现状及存在问题的对策研究

宋雁辉<sup>1</sup>, 王金凤<sup>1</sup>, 马丽<sup>1</sup>, 张立<sup>3</sup>, 周立强<sup>2,\*</sup>

(1. 云南省生态环境工程评估中心, 昆明 650228; 2. 云南省生态环境应急调查投诉中心, 昆明 650032; 3. 云南省生态环境厅, 昆明 650032)

**摘要:** 为进一步加强云南省放射源的安全管理, 防范化解辐射环境中的风险隐患, 通过采取现场调查、监测和资料查阅等方法, 对云南省监管在用的IV类、V类放射源进行了调查研究。研究发现, 云南省IV类、V类放射源数量占全省放射源总数的70%以上, 各州(市)放射源数量与该地区GDP呈正相关, 主要集中在水泥制造、制糖等行业, 用途多为工业控制核子仪表, 使用最多的核素为<sup>137</sup>Cs。存在闲置放射源安全风险隐患大、放射源安全管理问题突出、辐射安全与防护管理制度执行不理想等问题。本文针对上述问题进行了原因分析, 并从安全管理、核安全文化培育传播、辐射安全监管等方面提出了对策, 为放射源使用、管理部门放射源监管提供参考建议。

**关键词:** 云南省; 核技术利用; IV类、V类放射源; 现状; 问题; 对策研究

**中图分类号:** X34 **文献标志码:** C **文章编号:** 1672-5360(2023)05-0009-06

根据《放射源分类办法》, IV类和V类放射源属于低危险源和极低危险源<sup>[1]</sup>, 主要应用于近距离放射源敷贴治疗、核子仪表、放射性测井、教学研究等方面。虽然IV类、V类放射源的危害程度不及I类、II类、III类放射源, 但其运用范围广泛, 数量巨大, 公众生产生活接触到的概率高, 且丢失、被盗、失控可能导致人员超年剂量限值照射, 造成一般辐射事故<sup>[2]</sup>, 给公众和环境带来一定的风险隐患和危害。

云南省是一个核技术利用大省, 共有三千余家核技术利用单位, IV类、V类放射源使用数量多, 使用范围遍及全省16个州(市), 涵盖了多民族地区和边境州(市), 是辐射环境安

全监管、放射源辐射工作单位管理的重点和难点。

### 1 云南省IV类、V类放射源现状

#### 1.1 放射源使用单位稳步增长, 行业集中

根据全国核技术利用辐射安全监管系统的统计数据, 2021年云南省IV类、V类放射源使用单位分别比2018年增长了33.9%和35.8%, 放射源数量分别比2018年增长了23.58%和25.04%, 占全省放射源总数的70%以上。从涉源单位的行业来看, IV类放射源主要集中在水泥制造、制糖、煤矿采选行业, V类放射源主要集中在水泥制造、造纸、木材加工行业。

收稿日期: 2023-01-20 修回日期: 2023-05-09

作者简介: 宋雁辉(1985—), 男, 高级工程师, 现主要从事技术评估和辐射安全监管工作

\* 通讯作者: 周立强, E-mail: ynlrory@126.com

表 1 2018—2021 年 IV 类、V 类放射源变化情况  
Table 1 Changes of class IV and class V radioactive source from 2018—2021

年度	IV 类放射源 使用单位(家)	V 类放射源使 用单位(家)	IV 类放射 源(枚)	V 类放射 源(枚)	I 类~V 类放 射源总数(枚)	IV 类、V 类放射源占全 省放射源总数比例(%)
2018 年	181	154	567	443	1288	78.42
2021 年	274	240	742	591	1789	74.51
增长率(%)	33.9	35.8	23.58	25.04	28.00	/

## 1.2 放射源使用区域集中,核素种类和用途集中

云南省 IV 类、V 类放射源使用数量与各州(市)国内生产总值(GDP)<sup>[3]</sup>成显著正相关( $P=0.0013<0.05$ ),经济越发达地区,IV 类、V 类放射源使用数量越多,位列云南省 GDP 前两位的昆

明市和曲靖市,IV 类、V 类放射源数量分别占全省 IV 类、V 类放射源总数的 23.11% 和 11.48%。

<sup>137</sup>Cs 是云南省 IV 类和 V 类放射源使用最多的核素。<sup>137</sup>Cs 在 IV 类放射源中占比为 58.89%,其次是 <sup>252</sup>Cf 和 <sup>241</sup>Am;在 V 类放射源中 <sup>137</sup>Cs 占比高达 84.26%,其次是 <sup>85</sup>Kr 和 <sup>90</sup>Sr。

表 2 IV 类、V 类放射源核素种类一览表  
Table 2 List of nuclides of class IV and class V radioactive sources

序号	核素种类	IV 类放射源(枚)	占 IV 类放射源比例(%)	V 类放射源(枚)	占 V 类放射源比例(%)
1	<sup>241</sup> Am	65	8.76	3	0.51
2	<sup>241</sup> Am-Be	6	0.81	1	0.17
3	<sup>252</sup> Cf	198	26.68	/	/
4	<sup>60</sup> Co	27	3.64	3	0.51
5	<sup>137</sup> Cs	437	58.89	498	84.26
6	<sup>238</sup> Pu-Be	9	1.21	/	/
7	<sup>109</sup> Cd	/	/	2	0.34
8	<sup>68</sup> Ge	/	/	6	1.02
9	<sup>85</sup> Kr	/	/	42	7.11
10	<sup>22</sup> Na	/	/	7	1.18
11	<sup>63</sup> Ni	/	/	2	0.34
12	<sup>147</sup> Pm	/	/	1	0.17
13	<sup>238</sup> Pu	/	/	1	0.17
14	<sup>226</sup> Ra	/	/	8	1.35
15	<sup>90</sup> Sr	/	/	17	2.88
	合计	742		591	

从放射源用途分析来看,云南省IV类、V类放射源使用主要集中于工业控制核子仪表类,其中运用于核子秤、成分分析和料位计三种仪器的IV类放射源,占全省IV类放射源总数的65.78%;用于密度计、液位计、料位计三种仪器的V类放射源,占全省V类放射源总数的75.97%。

表3 IV类、V类放射源用途一览表

Table 3 List of uses of class IV and class V radioactive sources

用途	IV类放射源(枚)	占比(%)	V类放射源(枚)	占比(%)
核子秤	230	31.00	28	4.74
其他-成分分析	152	20.49	3	0.51
料位计	106	14.29	73	12.35
密度计	97	13.07	234	39.59
液位计	48	6.47	142	24.03
其他	45	6.06	7	1.18
测厚仪	38	5.12	41	6.94
荧光分析仪	12	1.62	0	0.00
测井仪	5	0.67	6	1.02
核子湿密度仪	5	0.67	5	0.85
刻度/校准源	2	0.27	32	5.41
敷贴器	1	0.13	10	1.69
其他-灰分仪	1	0.13	1	0.17
骨密度仪	0	0.00	3	0.51
静电消除仪	0	0.00	1	0.17
气相色谱仪	0	0.00	2	0.34

### 1.3 全周期监管,监督检查体系健全

云南省核技术利用单位辐射安全和防护监督检查工作由省、州(市)两级生态环境部门负责组织实施,IV类、V类放射源由州(市)生态环境部门负责,监督检查的模式主要有例行监督检查、非例行监督检查和专项检查,其中例行监督检查要求对IV类、V类放射源工作单位抽查

比例不低于100%,主要采取现场检查、监测和资料查阅等方式进行。

目前,云南省IV类、V类放射源辐射工作单位均已纳入辐射安全许可证管理,放射源进出口、转让和转移审批及备案等管理手续完善,空气中天然放射性核素活度浓度处于本底水平,人工放射性核素活度浓度未见异常<sup>[4]</sup>。

## 2 云南省IV类、V类放射源核技术利用中存在的问题

2014年以来,云南省未发生核与辐射事故,辐射环境总体良好。为探索创新工作机制,进一步提升云南省核与辐射环境安全水平,排查环境污染和风险隐患,严厉查处环境违法行为,2021年云南省生态环境厅组织开展了全省核与辐射安全隐患排查和生态环境联合执法检查,从检查结果看,全省辐射工作单位管理体系健全、放射源使用规范,但是仍发现个别IV类、V类放射源辐射工作单位存在以下问题,需要辐射工作单位、监管部门重点关注,借鉴经验。

### 2.1 放射源闲置超期,安全风险较大

《放射性同位素与射线装置安全许可管理办法》规定,“在放射源闲置或者废弃后3个月内,将废旧放射源进行包装整备后送交有相应资质的放射性废物集中贮存单位贮存”<sup>[5]</sup>。检查发现,因受产业政策影响,玉溪市钢铁冶炼、焊管行业部分辐射工作单位处于停产状态,10余枚放射源未正常使用,放射源闲置时间超过3个月;曲靖市多家洗煤厂因煤炭市场不景气,长期处于停产状态,有甚者停产已10余年,洗煤厂密度计中的放射源长期处于闲置状态,并且停产企业安全管理状况不容乐观,仅有1~2人留守或无人看管,易发生因管理不善导致的放射源丢失、被盗事故。

### 2.2 放射源管理存在一定安全隐患

停产检修时间长和季节性生产企业放射源安全管理隐患较大。检查发现,水泥厂每年有60天左右的检修期,制糖企业约有半年时

间处于非榨季,检修、停产期间大部分工作人员离岗,企业安全管理薄弱,放射源闲置在生产线上,未及时采取暂存管理措施,巡检巡测缺失。部分辐射工作单位设置放射源暂存场所,但未采取防盗和防护措施,如云南省玉溪市某水泥厂将放射源暂存于临时停车场内集装箱中,现场监测集装箱表面 $\gamma$ 辐射剂量率为 $10.2\ \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ (本文监测值均未扣除宇宙射线等天然辐射值),远大于当地本底辐射水平 $0.095\ \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ,存在人员被误照射的辐射安全隐患。

由于制糖企业季节性生产的特点,压榨工段输蔗机生产线上的核子秤放射源需多次安装、拆卸和暂存,放射源操作频次较高。检查发现,部分制糖企业未建立或执行放射源拆卸和出入放射源暂存场所登记管理制度,在安装、拆卸、搬运、出入放射源暂存场所未开展环境辐射水平监测,无法确定放射源是否安全在位。

### 2.3 辐射安全与防护管理制度执行情况不理想

通过查阅相关资料发现,辐射工作单位虽已建章立制,但执行情况参差不齐,相关成果运用效果较差。例如,曲靖市某钢铁企业开展个人剂量监测的辐射工作人员有70余人,仅有2人参加过辐射安全与防护培训,由于工作人员缺乏相关培训,安全防护意识差,工作人员在检修结晶器时,未采取任何个人防护措施,近距离接触结晶器核子液位计,工作人员暴露在 $\gamma$ 剂量率 $8\ \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 的环境中,受到不必要的照射。曲靖市某医疗机构无视个人剂量监测结果异常情况,未及时组织自查,监测结果仅停留在纸面上。部分辐射工作单位未结合自身核技术利用特点编制辐射事故应急预案,未开展辐射事故应急演练,辐射事故应急预案没有起到风险防控、经验总结的作用,辐射安全与防护管理制度未发挥实效。

## 3 原因分析

从检查发现的问题看,造成上述问题的原因有:一是部分辐射工作单位主体责任落实不

到位,贯彻落实国家相关法律法规和标准规范要求有差距,对辐射安全与防护方面的相关法律、规章、技术标准学习不够,对放射源监管要求了解甚少,“督一下动一下”的被动工作状态普遍存在。二是部分辐射工作单位辐射安全管理体系不健全,职能职责不清,未落实到具体责任人,辐射安全管理工作专业性、技术性不强,“谁来管、如何管”问题突出,辐射安全与防护管理制度沦为“墙上制度”,成为“一纸空文”,辐射安全管理工作没有抓手和着力点,导致日常工作中安全漏洞层出不穷。三是部分辐射工作单位管理层思想上不够重视,没有起到率先垂范作用,辐射工作人员安全意识淡薄,对放射源管理不当带来的后果认识不足,认为IV类、V类放射源不会发生什么事故,然而历史经验证明,闲置放射源因处置不当导致的辐射事故时有发生,使用IV类、V类放射源的小型设备(如密度计、厚度计和核子秤)企业,辐射事故多发生在企业兼、停、转、破时期,或生产线改造、拆除和维修阶段<sup>[6-7]</sup>,思想上重视程度不够是导致辐射工作单位辐射安全管理“宽松软”的根本原因。

## 4 对策研究

### 4.1 落实辐射安全主体责任,规范辐射安全与防护运营管理

辐射工作单位应学习贯彻国家有关法律法规和标准规范要求,全面落实辐射安全与防护主体责任,建立健全辐射安全与防护管理机构和管理体系,定岗定责,把责任明确到个人,根据核技术利用实际情况,制定行而有效的辐射安全与防护管理制度,并贯彻执行。

围绕辐射安全制定辐射监测方案和计划,重视监测仪器和防护用品的使用,确保辐射水平符合控制要求,定期开展辐射安全自检自查,做好辐射安全状况评估,查找弥补辐射安全漏洞,配备必要的应急物资,适时组织开展辐射事故应急演练,保持辐射事故应急能力。重点加强停产、检修等时期放射源的安全管理,规范设置储源场所,采取防火、防盗、防丢失和防破坏



的安全保卫措施。辐射工作单位可结合实际情况,在安装、拆卸放射源时,主动申请接受属地生态环境部门的现场监督。

#### 4.2 转变思想认识,培育传播核安全文化

辐射工作单位要牢固树立“安全第一”的根本方针,重视核安全、守护核安全,充分认识辐射安全无小事,注重严谨的作风、审慎的态度和持续的改进,根据辐射工作单位决策层、管理层和执行层的不同特点,有针对性地组织辐射安全培训和警示教育,形成“培训-总结-持续改进”的良性循环,将辐射安全融入生产和管理的各个环节,增强管理层和员工辐射安全的主动性和自觉性,引导和规范工作行为及价值取向,从“要我做”转变为“我要做”,筑牢“人人都是最后一道屏障”的安全理念。

#### 4.3 加强辐射安全监管,防范辐射安全风险

辐射安全监管是保障辐射安全的重中之重,坚持许可从严、监督从严、执法从严。一是严把辐射安全许可关,严格发证前检查,对不具备条件的辐射单位,不予许可。二是执法必严,以小见严,将监督检查作为重要抓手,对主体责任落实不到位、发现较多辐射安全隐患问题且整改不到位的单位,应视情况增加监督检查频次,强化问题整改,逐条逐项拉单挂账,督促指导辐射工作单位解决问题,巩固提升监督检查效能。三是违法必究,一旦发现环境违法行为,以“零容忍”的态势严厉打击辐射环境违法行为,加大环境违法问题曝光力度,营造自觉维护辐射安全的良好氛围。

## 5 结论

辐射工作单位要将辐射安全作为核技术利用事业发展的生命线,增强忧患意识,坚持以问题为导向,防范化解辐射安全隐患,全面提升事故应急、安全管理能力,做到见之于未萌、治之于未乱,辐射安全监管部门也要统筹安全和发展,提升辐射安全监管能力,强化对辐射工作单位的监管,有效保障云南省核技术健康、可持续发展,持续推动云南省从核技术利用大省向核技术利用强省迈进。

### 参考文献

- [1] 中华人民共和国国家环境保护总局. 关于发布放射源分类办法的公告[EB/OL]. (2005-12-28) [2022-02-26]. [http://www.mee.gov.cn/gkml/zj/gg/200910/t20091021\\_171607.htm](http://www.mee.gov.cn/gkml/zj/gg/200910/t20091021_171607.htm).
- [2] 中华人民共和国国务院. 放射性同位素与射线装置安全和防护条例[S]. 北京: 法律出版社, 2005.
- [3] 云南省统计局. 2021年12月云南统计月报[EB/OL]. (2021-01-26) [2022-02-27]. [http://stats.yn.gov.cn/tjsj/jdsj/202201/t20220126\\_1073012.html](http://stats.yn.gov.cn/tjsj/jdsj/202201/t20220126_1073012.html).
- [4] 云南省生态环境厅. 2020云南省环境状况公报[EB/OL]. (2021-06-03) [2022-02-28]. [http://sthjt.yn.gov.cn/hjzl/hjzkgb/202106/t20210603\\_225564.html](http://sthjt.yn.gov.cn/hjzl/hjzkgb/202106/t20210603_225564.html).
- [5] 中华人民共和国国家环境保护总局. 放射性同位素与射线装置安全许可管理办法[EB/OL]. (2006-01-18) [2022-03-29]. [https://www.mee.gov.cn/gkml/zj/jl/200910/t20091022\\_171835.htm](https://www.mee.gov.cn/gkml/zj/jl/200910/t20091022_171835.htm).
- [6] 彭建亮, 陈栋梁, 王晓涛, 等. 2009—2011年全国辐射事故调查[J]. 中国职业医学, 2014(41)4: 470-471.
- [7] 范深根. 我国放射事故概况与原因分析[J]. 辐射防护, 2002(5): 277-281.

# Study on the Current Situation of Class IV and V Radioactive Sources for Nuclear Technology Utilization in Yunnan Province and Countermeasures for Problems Existing

Song Yanhui<sup>1</sup>, Wang Jinfeng<sup>1</sup>, Ma Li<sup>1</sup>, Zhang Li<sup>3</sup>, Zhou Liqiang<sup>2,\*</sup>

(1. Yunnan Appraisal Center for Ecological and Environmental Engineering, Kunming 650228; 2. Yunnan Ecological Environment Emergency Investigation and Complaint Center, Kunming 650032; 3. Department of Ecology and Environment of Yunnan Province, Kunming 650032)

**Abstract:** In order to further strengthen the safety management of radioactive sources in Yunnan Province, to prevent and solve the hidden risks of radiation environment, on-site investigation, monitoring and data access methods were implemented to investigate and study the Class IV and V radioactive sources in use in Yunnan Province under supervision. The study found that the number of IV and V radioactive sources in Yunnan accounts for more than 70% of the total number of radioactive sources in the province, the number of radioactive sources in each city is positively correlated with gross domestic product, mainly concentrated in cement manufacturing, sugar industry, mostly used for industrial control of nuclear instruments, and the most widely used nuclide is Cs-137. The main problems include idle radioactive sources with greater safety risk potential, prominent safety management of radioactive sources, and unsatisfactory implementation of radiation safety and protection management system. This study analyzes the causes of the existing problems and proposes countermeasure research in terms of radiation work unit safety management, nuclear safety culture cultivation and dissemination, and radiation safety supervision, with the aim to provide feasible suggestions for the use of radioactive sources in radiation work units and the management department's supervision of radioactive sources.

**Key words:** Yunnan Province; Nuclear Technology Utilization; Class IV and V Radioactive Sources; Current Situation; Problems; Countermeasures Research

(责任编辑: 梁 晔)



郑文君,王妮娜,张帆,等.我国核电厂流出物监测标准体系研究[J].核安全,2023,22(5):15-25.

Zheng Wenjun, Wang Weina, Zhang Fan, et al. Study on Standards System of Radioactive Effluent Monitoring for Nuclear Power Plants in China [J].

Nuclear Safety, 2023, 22(5): 15-25.

## 我国核电厂流出物监测标准体系研究

郑文君<sup>1,\*</sup>, 王妮娜<sup>1</sup>, 张帆<sup>1</sup>, 符成伟<sup>1</sup>, 王韶伟<sup>2</sup>

(1. 国家电投集团海南电力有限公司, 海口 570203; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:**近年来,我国核电厂流出物监测标准体系逐步完善,为更好地规范我国核电厂流出物监测与管理,本文分析了我国核电厂流出物监测标准及新规范的技术要求,整理了我国核电厂流出物监测标准体系表,研究对比了目前核电厂流出物监测工作现状,分析了新老标准技术要求的差异,提出了我国现行标准体系需要补充完善的建议,为我国核电厂流出物监测相关工作的开展提供了参考借鉴。

**关键词:**核电厂;流出物监测;标准体系;监督管理

**中图分类号:** TH842 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)05-0015-11

近年来,随着我国核能的迅速发展,核电厂流出物监测标准体系的建设和完善越来越受到国家的重视,与核电厂流出物监测相关的法律法规不断发布。《核安全法》《核安全信息公开办法》的发布<sup>[1]</sup>,对流出物监测数据公开提出了标准化和规范化的要求。然而,现有监测标准体系中的不少规范、办法发布于我国核电建设的初期,普遍存在标龄长、标准之间内容交叉、要求不一、难以实际操作等问题。

同时,我国计量法要求核电厂流出物监测要有计量认证(资质认证),流出物实验室的计量认证首先需要确定所采用的检测方法是否符合相关标准或者技术规范。然而,在核电厂流出物监测领域中,一方面,监测中必须开展的项目在实际过程中没有相应的分析标准;另一方面,现有标准存在技术条款过久、标准要求不协调、

分析方法不符合实际等诸多问题。这已成为制约我国核电厂流出物监测水平及监管的重要因素。

2020年生态环境部正式发布的《生态环境监测规划纲要(2020—2035年)》<sup>[2]</sup>,提出了健全环境监测标准规范体系的要求,明确了监测标准规范体系。同年,国家核安全局以“国核安发[2020]44号”文件发布了《核电厂流出物监测技术规范(试行)》(以下简称“44号文”)<sup>[3]</sup>,开展流出物监测标准体系建设,这已成为我国新形势下核电厂辐射环境安全的重点工作。这些修订计划只有部分涉及核电厂流出物监测的内容。为进一步完善和健全我国流出物监测标准体系,本文拟对我国核电厂流出物监测标准体系开展系统研究和技术分析,基于目前监测技术水平、监管要求和实际情况,给出标准体系表并提出完善建议。

收稿日期: 2022-11-01 修回日期: 2022-12-07

作者简介: 郑文君(1986—),男,工程师,本科,现主要从事核技术应用开发工作

\* 通讯作者: 郑文君, E-mail: zhengwj05@163.com

## 1 国外流出物相关标准

### 1.1 ISO 标准

ISO 成立于 1947 年,它是专门的标准化方面的国际机构。其主要职能是制定 ISO 国际标准,协助世界范围内的标准化工作。2015 年 12 月,检索与核电厂流出物监测相关的标准,主要有 ISO 2889—2010<sup>[4]</sup>,该标准对应美国 ANSI N 13.1—1990<sup>[5]</sup>进行发布,对核设施气态流出物

采样和监测提出了规范。

### 1.2 美国 ANSI 标准

美国国家标准创建于 1918 年,由美国国家标准学会负责制订。与核电厂流出物监测相关的标准分类号为 N。根据世界标准索引网站(www.worldstdindex.com)索引,ANSI 自行制订和发布的与核电厂流出物监测相关的标准主要包括 ANSI N42 系列的若干标准,这些标准主要是针对监测分析仪器提出的规范,见表 1。

表 1 美国与核电厂流出物监测相关的 ANSI 标准

Table 1 American ANSI standards related to effluent monitoring of nuclear power plants

序号	类别	标准号	标准名称
1	流出物采样	ANSI/HPSN13.1-2011	Sampling and Monitoring Releases of Airborne Radioactive Substances From the Stacks and Ducts of Nuclear Facilities
2	流出物连续监测	ANSI N42.18-2004	Specification and Performance of On-Site Instrumentation for Continuously Monitoring Radioactivity in Effluents
3	$\gamma$ 谱	ANSI N42.14-1999	Calibration and Use of Germanium Spectrometers for the Measurement of Gamma-Ray Emission Rates of Radionuclides
4	质量保证	ANSI N42.23-1996	American National Standard Measurement and Associated Instrumentation Quality Assurance for Radioassay Laboratories

## 2 现有流出物监测相关法规

我国核电厂流出物监测法规标准体系分为“法律—行政法规—部门规章—核安全导则及规范性文件”四个层级。

按照法规层级划分,第一层级法律,主要包括《中华人民共和国放射性污染防治法》。法律规定了对我国核电厂流出物监测实行“双轨制”,即环保部门主导的监督性监测和核电厂自主监测两条途径。除此之外,《核安全法》填补了国内核能领域的立法空白。

目前,我国尚无直接针对核电厂流出物监测的第二层级的法规。在核安全法规体系中,相关法规主要有《民用核设施安全监督管理条例》(HAF 001,1986)和《核电厂核事故应急管理条例》(HAF 002,1993 年国务院第 124 号令)。前者无关于核电厂开展流出物监测的直接内容;后者规定了核电厂的核事故应急机构和

省级人民政府指定的部门应当具有辐射监测系统、防护器材、药械和其他物资,从法规层面规定了核电厂应开展环境辐射监测。在核安全法规中,《核电厂运行安全规定》(HAF 103,1991 年国家核安全局第 1 号发布)提出了核电厂营运单位必须按照有关规定向国家核安全部门递交《辐射防护大纲》的要求,其内容包括了流出物监测。

第三层次的法规主要指部门规章,包括环保部门、核安全局发布的规范性文件。目前尚无直接针对核电厂流出物监测的规章。

核安全导则及规范性文件中涉及核电厂流出物监测,主要有:《核电厂辐射防护设计》(HAD 102/12,1990 年核安全局发布)、《核电厂运行期间的辐射防护》(HAD 103/04,1990 年核安全局发布)、《核电厂放射性排出物和废物管理》(HAD 104/01,1990 年核安全局发布)。导则主要涉及液体及气体废物处理系统的设计、

运行安全,对运行工况下的流出物监测提出了要求。

### 3 现有流出物监测相关标准

我国核电厂流出物监测相关标准<sup>[6]</sup>共涉及 GB、HJ、ET、NB 等系列。按类型分为管理性标准及分析类标准。本文暂不考虑个人剂量监测标准、数据处理与评价等方面的专门标准。现整理出与流出监测相关的标准 22 份,见表 2。

表 2 核电厂流出物监测现有主要标准

Table 2 Main existing standards for the standards of radioactive effluent monitoring in nuclear power plants

序号	标准类型	标准名称
1	管理性标准	电离辐射防护与辐射源安全基本标准(GB 18871—2002)
2	准	核燃料循环放射性流出物归一化排放量管理限值(GB/T 13695—1992)
3		核设施流出物监测的一般规定(GB 11217—1989)
4		环境辐射监测技术规范(HJ/T 61—2021)
5		核动力厂环境辐射防护规定(GB 6249—2011)
6		核电厂环境辐射监测规定(NB/T 20246—2013)
7		电离辐射监测质量保证通用要求(GB 8999—2021)
8	采样与分	高纯锗 $\gamma$ 能谱分析通用方法(GB 11713—2015)
9	析标准	核设施水质监测采样规定(HJ/21—1998)
10		气载放射性物质取样一般规定(HJ/22—1998)
11		水中氚的分析方法(HJ 1126—2020)
12	系统设计	核电厂辐射防护设计(HAD102/12)
13	与仪器标准	核电厂放射性排出流和废物管理(HAD 401/01)
14		核电厂辐射监测系统安装技术规范(涉及堆内工艺辐射监测、流出物监测、工作场所监测等,NB/T 20238—2013)
15		气态排出流(放射性)活度连续监测设备一般要求(GB/T 7165.1—2005)

续表

序号	标准类型	标准名称
16	系统设计	放射性气溶胶监测仪的特殊要求(GB/T 7165.2—2008)
17	与仪器标准	放射性惰性气体监测仪的特殊要求(GB/T 7165.3—2008)
18		放射性碘监测仪的特殊要求(GB/T 7165.4—2008)
19		液态排出流和地表水中放射性核素监测设备(GB/T 10253—2012)
20		环境中放射性碘监测设备(GB/T 13162—1991)
21		辐射防护仪器 放射性惰性气体取样和监测设备(GB/T 29789—2013)
22		放射性气溶胶采样器(EJ/T 631—1992)

### 4 流出物监测标准技术分析

#### 4.1 流出物监测管理性标准

我国核电厂流出物监测实行三重控制,即剂量控制、排放总量控制和浓度控制,目前尚无对气态流出物的补充性标准要求。GB/T 13695—1992 虽然提出了核电厂液态排放限值,但具体要求的数据已与 GB 6249—2011 冲突,建议修订。

在流出物监测质量保证方面,目前有 GB 8999—2021 代替 GB 11216—1989,基本能适应流出物监测在质控各环节的要求。还有一些标准也只是部分条款与核电厂流出物监测有关,例如 GB 18871—2002 8.7 条提出的公众照射的监测,都是原则性的要求,针对核电厂流出物的监测标准不够具体,仅能做参考之用。

此外,由于 GB 11217—1989 在近几十年执行过程中,要求不够具体,可操作性差,例如对核电厂流出物监测,只规定了相关原则,没有提出具体监测方案;相关内容不适合目前流出物监测管理和技术发展现状,如标准规定“流出物常规监测报告书每季度提交一次”,这明显与当前国内监测的现状不符,在国内各电厂实际执行过程中,监测方案存在很大差别。

2020年发布的“44号文”作为GB 11217—1989的补充细化,规定了核电厂流出物自行监测和监督性监测的基本要求,明确了采样和监测频次、分析核素及相应的探测下限,同时规定了相应的质量保证等。与GB 11217—1989相比,规范新增加了若干分析核素的要求,明显对流出物监测的管理提高了标准。笔者建议对已有团标T/BSRS 001—2019进行修订,并将其纳入标准系列。

结合我国目前流出物监测的总体要求,笔者提出核电厂修订和完善管理性标准的建议,见表3。

表3 流出物监测管理性标准体系及推荐建议  
Table 3 The suggestions for the related management standards list of radioactive effluent monitoring in nuclear power plants

序号	标准名称	状态	建议	理由及要点
1	核燃料循环放射性流出物归一化排放量管理限值(GB/T 13695—1992)	现行	修订	与GB 6249—2011相冲突
2	核设施流出物监测的一般规定(GB 11217—1989)	现行	修订	不满足实际情况
3	核动力厂环境辐射防护规定(GB 6249—2011)	现行	修订	不满足实际情况
4	核电厂流出物监测技术规范(T/BSRS 001—2019)	现行	修订	参考“44号文”制订

## 4.2 流出物采样与分析标准

### 4.2.1 流出物采样标准

我国已有的气态流出物采样标准是HJ/T 22—1998,该标准参考了ANSI N13.1—1969(美国国家标准学会),但ANSI N13.1对烟囱和管道的取样代表性有了全新的要求,因此对HJ/T 22—1998有修订的需要。

液态流出物采样参考的标准是《核设施水质监测采样规定》(HJ/T 21—1998)。该标准虽

然名义上是针对核设施的水质监测,但其具体内容主要针对环境地下水,对流出物采样要求并不多。因此,需要单独编制相应的新标准。对特定核素或项目的采样,如气液态流出物中氚、 $^{14}\text{C}$ ,气态流出物中气溶胶、惰性气体、碘的采样,我国没有专门的标准进行规定,只有一些涉及采样器的相关标准,但不是针对核电厂流出物采样的,这些标准对我国核电厂流出物采样参考意义有限。

对气液态流出物的采样,可以整合一个综合性的标准来加以规范。但是对一些特殊要求的项目需要单独进行规定。本文提出了制定和完善我国流出物采样与分析相关标准情况,见表3。

### 4.2.2 流出物分析标准

流出物分析方面的技术标准主要涉及流出物监测的关键项目,包括GB 6249—2011中规定的8类项目。除此之外,还需要关注新规范中难以通过常规方法进行分析的项目,如 $^{63}\text{Ni}$ 、 $^{55}\text{Fe}$ 、 $^{59}\text{Fe}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{89}\text{Sr}$ 、 $^{85}\text{Kr}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ 等。这些项目需要单独提出相应的分析标准。

对气态流出物常规分析项目,如氚、 $^{14}\text{C}$ 、气溶胶、放射性碘和惰性气体,目前均无直接对应的分析标准。一些标准主要针对环境,例如EJ/T 1008—1996,该标准为环境空气中 $^{14}\text{C}$ 的采样与监测标准。 $^{14}\text{C}$ 分析参考国外用到的鼓泡法。

对液态流出物常规分析项目,如氚、 $^{14}\text{C}$ 、 $\gamma$ 核素及其他特殊核素,其分析方法与环境辐射监测相近。目前,液氚的分析参考的标准是GB 12375—90,但该标准未提到适用于核电厂流出物监测。液态 $^{14}\text{C}$ 分析用的是湿法氧化法<sup>[7]</sup>。

核电厂气液态流出物分析方法都是借鉴国外标准。现就对不同类型的分析项目和特殊核素监测技术展开分析。

(1)气态流出物中氚与 $^{14}\text{C}$ 分析方法。国内无气态流出物中氚与 $^{14}\text{C}$ 分析标准。国内核电厂采用鼓泡法采样(如图1、图2所示),采用液闪法分析。

(2)气态流出物中碘分析方法。对于气态流出物中碘的分析,目前我国的相关标准主要涉



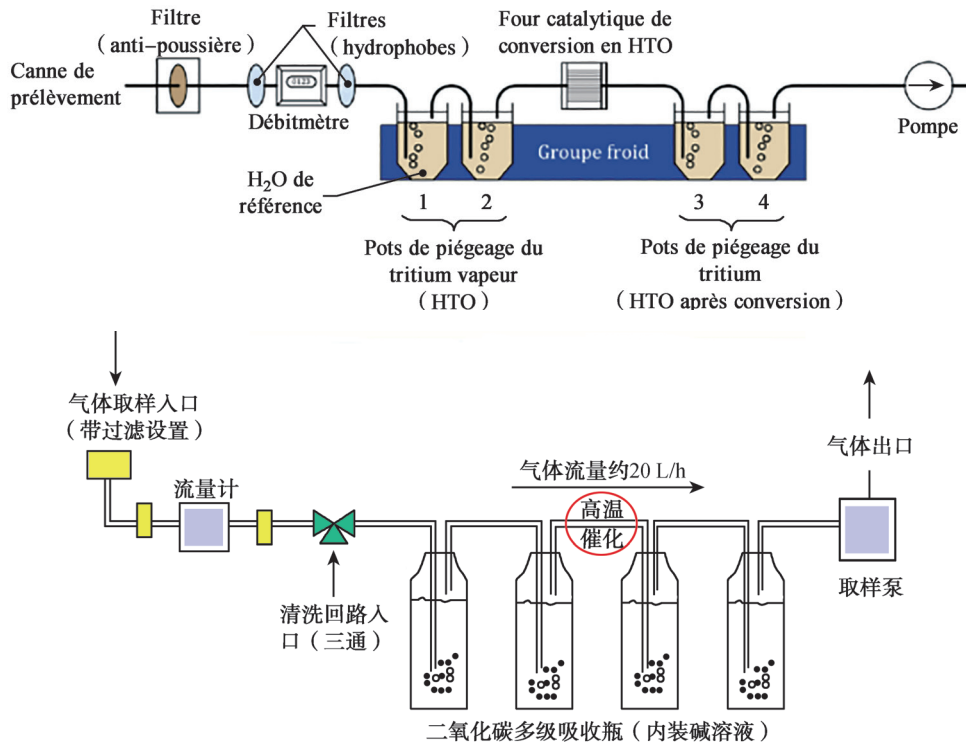


图 1 典型  $^{14}\text{C}$  取样器结构示意图

Fig.1 Schematic diagram of typical tritium sampler

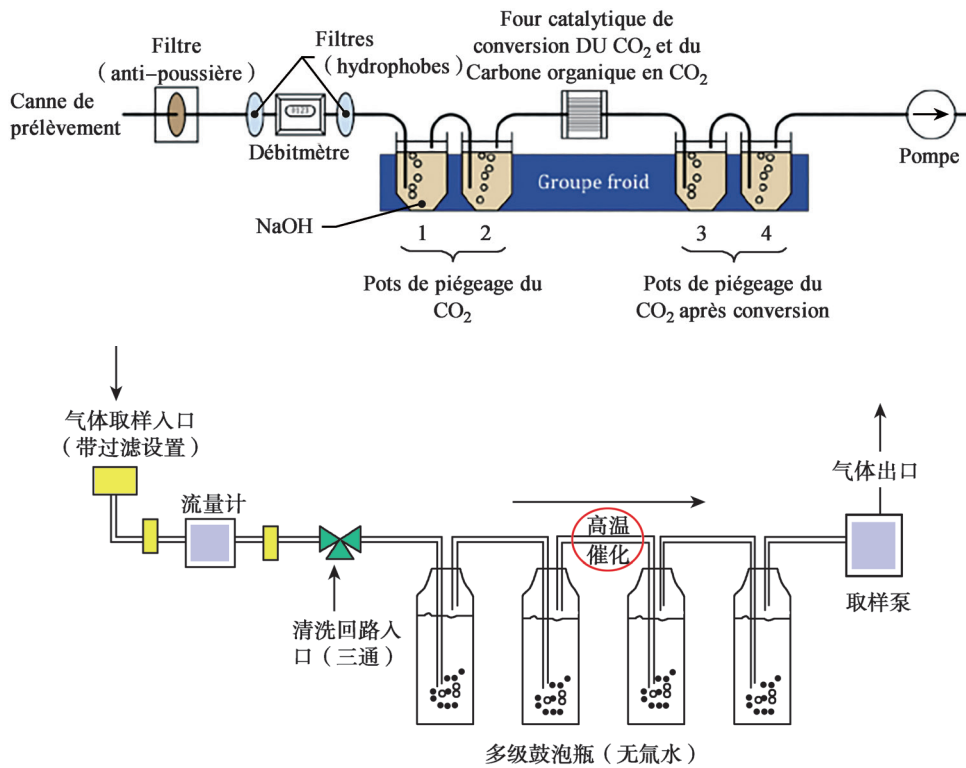


图 2 典型气取样器结构示意图

Fig.2 Schematic diagram of typical  $^{14}\text{C}$  sampler

及一些采样器的规范。对气态流出物中的碘，一般是采用  $\gamma$  谱测量法进行监测，因此无须特别制订相关的监测标准。

(3)气态流出物中惰性气体分析方法。对于气态流出物中的惰性气体，目前国内运行核电厂大多采用的取样方法为：用 1 L 采样钢瓶在高纯锗谱仪上进行测量。目前也无相关标准规范，主要参照《高纯锗  $\gamma$  能谱分析通用方法》(GB/T 11713—2015)进行测量。

由于一些放射性核素的物理性质特殊，如  $^{85}\text{Kr}$  等，其  $\gamma$  射线的分支比低，难以通过该方法进行合理测量，因而需要有一些特定的

分析方法。“44 号文”对气态流出物中  $^{85}\text{Kr}$  的分析提出新要求，主要原因是采用高纯锗谱仪进行测量探测限过高，而实际上要充分降低探测下限，需要研发一套复杂的富集和纯化工艺，然后在液闪上测量，目前相关技术过于落后。

国内已有相关单位在此方面展开研究，研发分离纯化装置，这种装置结合液闪分析，可以有效实现对气态流出物中  $^{85}\text{Kr}$  的分析<sup>[8]</sup>，从而满足监管要求。相应的结构原理示意图如图 3 所示。这可以为补充修订新标准提供思路。

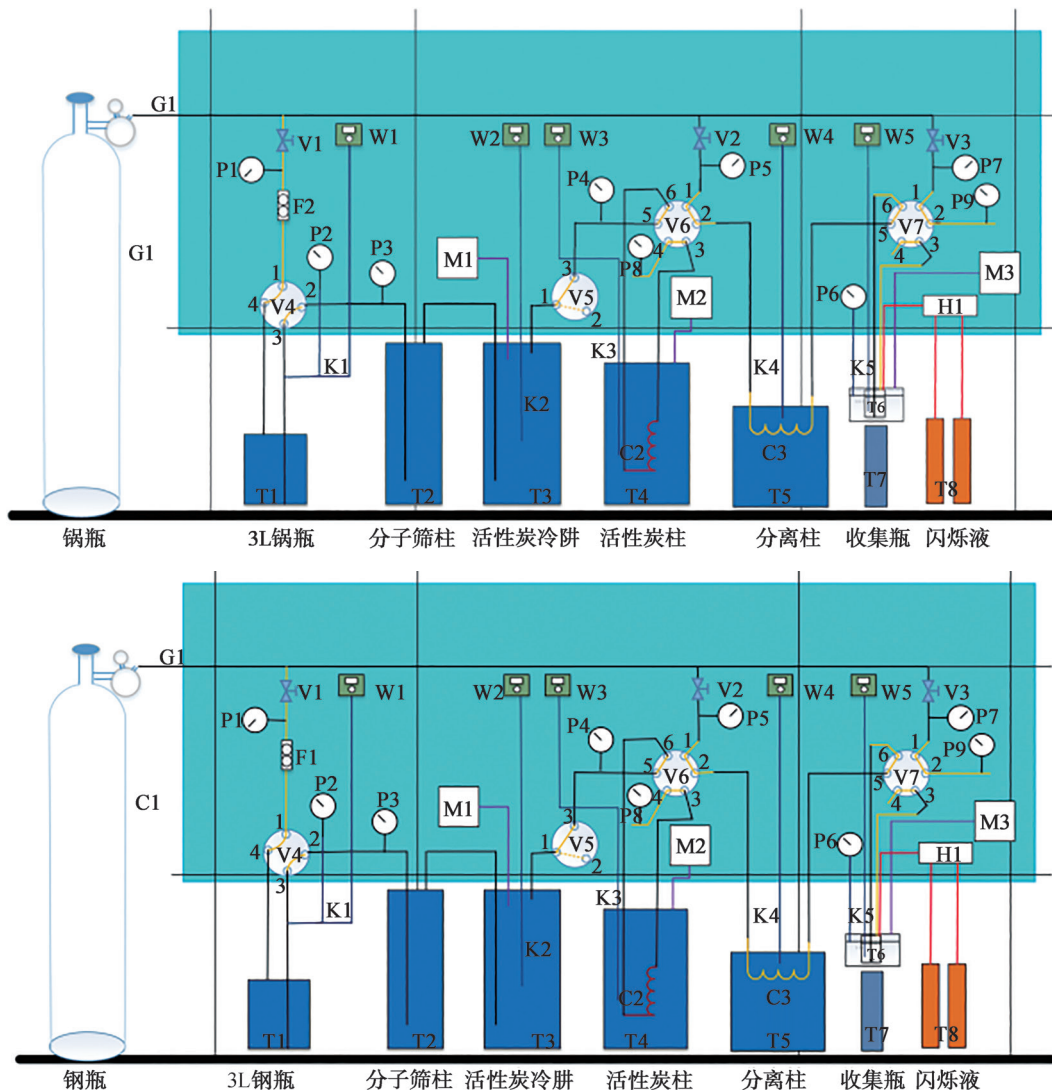


图 3 一种气态流出物中  $^{85}\text{Kr}$  分离纯化装置原理图

Fig.3 Schematic diagram of  $^{85}\text{Kr}$  separation and purification unit for effluent monitoring

(4) 气态流出物中气溶胶分析方法。对气态流出物中气溶胶的采样分析重点关注采样代表性,相关标准可在相关气态流出物监测通用性标准以及 HJ/T 22—1998 的修订版本中加以规定。具体的分析需加以关注的问题包括:a. 对气态流出物采样流量及探测下限的规定;b. 对气态流出物贮存衰变的规定(排出氦干扰);c. 对累计样测量的规定。

“44 号文”要求对气态流出物进行季度混合样分析,对气态流出物中的气溶胶,需要关注特殊的放射性核素,如  $^{89}\text{Sr}$ 、 $^{90}\text{Sr}$  和  $^{55}\text{Fe}$ ,需采用新分析方法。

(5) 液态流出物中  $\gamma$  核素分析方法。对液态流出物中的  $\gamma$  核素的分析,由于具体分析方法较为简单,可以直接参考 GB/T 11713—2015。该标准提出应该采用低放射性材料制成的容器,如聚乙烯、有机玻璃、不锈钢等,并根据测量对象的特殊性采用不同形状的容器(如圆盘状、圆柱状及阱型等),而核电厂采用的 1 L 马林杯测量容器无疑也是适用的。

(6) 液态流出物中  $^{14}\text{C}$  的分析方法。对压水堆核电厂来说, $^{14}\text{C}$  的排放形态主要是有机碳,包含甲烷、乙醇、乙醛等。对液态流出物来说,需要将有机碳进行氧化处理。对液态流出物中  $^{14}\text{C}$  的监测,我国尚无国家标准。国外标准主要基于两种制样方法:

燃烧氧化法。大亚湾核电厂采用的是该方法,引进的是法国核电厂经验。根据大亚湾核电厂的公开报告,采用的样品处理装置为 PE 公司生产的 307 型氧化炉,分析的样品量为 1 mL,采用液闪谱仪为 Tricarb 3100TR 型,本底为 18 cpm,测量时间为 120 min,探测下限可达 65 Bq/L。

湿法氧化法。秦山核电厂采用的是该方法,该方法是采用 TOC 分析仪进行湿法氧化后,对生成的尾气加以收集,再在液闪谱仪上进行测量,其探测限水平可以达到 1 Bq/L。根据文献报道,压水堆核电厂液态流出物中  $^{14}\text{C}$  的浓度水平一般为 102 Bq/L 数量级。

显然采用湿法氧化法具有较大的优势。

在标准方面,目前已开始针对湿法氧化法开展水中  $^{14}\text{C}$  监测方法标准的制定。这些标准主要是团体标准,其代表性有限(规定了样品的体积),且未将高温氧化法考虑进去,今后对流出物中  $^{14}\text{C}$  监测的规范管理存在一定的问题。可以考虑基于湿法氧化法建立核电厂液态流出物中  $^{14}\text{C}$  的分析方法。

(7) 液态流出物中特殊核素分析方法。

①  $^{89}\text{Sr}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ : 我国 GB 11217—1989 规定了应开展对核电厂流出物中  $^{90}\text{Sr}$  的监测,但实际上国内很少有核电厂正常开展。这是由于  $^{89}\text{Sr}$ 、 $^{90}\text{Sr}$  均为裂变产物,在燃料包壳未破损条件下其释放到一回路的概率非常低,正常情况下均不能被监测到。核电厂对其监测一般仅考虑发生燃料破损的情况,对应异常事件的监测。对  $^{90}\text{Sr}$  的分析,可以采用一般水中  $^{90}\text{Sr}$  的分析方法,包括现有 HJ 815—2016 提出的萃取色层法、离子交换法、发烟硝酸法。除此之外,目前对  $^{90}\text{Sr}$  的分析还有快速分析方法,适用于核电厂液态流出物监测,可以考虑制定。

②  $^{106}\text{Ru}$ : 该核素也是 GB 11217—1989 中规定的应对其进行监测的核电厂流出物核素,“44 号文”对流出物监测也提出了更高的要求。之所以将  $^{106}\text{Ru}$  纳入流出物监测要求,可能与早期大气核试验中  $^{106}\text{Ru}$  释放量有关。我国《海水水质标准》(GB 3097—1997) 规定了海水中几个放射性核素浓度限值指标,其中就包括  $^{106}\text{Ru}$ (限值为 0.2 Bq/L)。大气核试验在全球的沉降可能是 GB 11217—1989 纳入监测考虑的原因。

$^{106}\text{Ru}$  为纯  $\beta$  核素,半衰期为 368.2 d,衰变核素  $^{106}\text{Rh}$  的半衰期为 29.9 s,  $\beta$  衰变放出大量  $\gamma$  射线,其中 511.8 keV 的  $\gamma$  射线分支比最大,达到 20.6%,与湮灭辐射 511.0 keV 的射线难以区分,实际测量需要考虑分支比为 9.81% 的 621.8 keV  $\gamma$  射线。考虑  $^{106}\text{Ru}$  和  $^{106}\text{Rh}$  处于平衡状态,采用  $\gamma$  测量不存在技术上的问题。

③  $^{63}\text{Ni}$ : 液态流出物中的  $^{63}\text{Ni}$  存在于核电厂反应堆冷却水中,大修时,少量的冷却剂可能进入废液处理系统<sup>[9]</sup>。由于国标《水中镍-63 的分析方法》(GB/T 14502—1993) 的分析流程



烦琐,建议采用新方法建立标准。

④  $^{55}\text{Fe}$ : 目前没有分析方法,仅有《水中铁-59的分析方法》(GB/T 15220—1994),可参考国外标准对核电厂液态流出物开展  $^{55}\text{Fe}$  的  $\beta$  监测,采用“共沉淀浓集-离子交换-电沉积法”

在液闪上分析水中  $^{59}\text{Fe}$  和  $^{55}\text{Fe}$ 。为满足核电厂液态流出物  $^{55}\text{Fe}$  和  $^{59}\text{Fe}$  监测的需求,需开展研究,建立新的标准。

综上技术分析,笔者提出我国核电厂液态流出物采样与分析标准推荐建议,见表4。

表4 流出物监测采样与分析标准推荐建议

Table 4 The suggestions for the sampling standards list of radioactive effluent monitoring in nuclear power plants

序号	标准名称	状态	建议	理由或要点
1	气载放射性物质取样一般规定(HJ/T 22—1998)	现行	修订	关注技术更新
2	核电厂液态流出物采样技术规范	无	制订	关注取样代表性
3	核电厂气态流出物中氙的采样与分析方法	无	制订	提出总氙采样要求
4	核电厂气态流出物中 $^{14}\text{C}$ 的采样与分析方法	无	制订	参考 EJ/T 1008—1996, 提出总 $^{14}\text{C}$ 制样要求
5	核电厂气态流出物中放射性惰性气体采样与分析方法	无	制订	关注 $^{85}\text{Kr}$ 分离提纯
6	核电厂气态流出物中放射性气溶胶采样与分析方法	无	制订	关注特殊核素 $\gamma$ 能谱测量
7	核电厂气态流出物中放碘气体采样与分析方法	无	制订	关注特殊核素 $\gamma$ 能谱测量
8	核电厂液态流出物中氙分析方法	无	制订	参考 GB 12375—1990 制订
9	核电厂液态流出物中 $^{14}\text{C}$ 分析方法	无	制订	提出总 $^{14}\text{C}$ 监测的要求
10	高纯锗 $\gamma$ 能谱分析通用方法(GB 11713—2015)	现行	执行	满足要求
11	水中总 $\alpha$ 放射性监测技术规范	现行	执行	等效采用 HJ 898—2017
12	水中总 $\beta$ 放射性监测技术规范	现行	执行	等效采用 HJ 899—2017
13	气溶胶中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 监测技术规范	无	制订	关注滤膜直接测量法和灰化法的差别
14	水和生物样品灰中铯-90 的放射化学分析方法	现行	执行	参考执行 HJ 815—2016
15	水中镍-63 的分析方法(GB/T 14502—1993)	现行	修订	增加快速测量方法
16	水中放射性铁的分析方法(GB/T 15220—1994)	现行	修订	增加 $^{55}\text{Fe}$ 液闪测量法

#### 4.3 流出物系统设计与仪器类标准

流出物系统设计的相关要求在流出物监测的管理性标准中有所规定。除核安全导则《核电厂辐射防护设计》(HAD 102/12)、《核电厂放射性排出流和废物管理》(HAD 401/01)中有流出物监测部分系统设计要求外,目前我国无专门针对流出物监测系统设计和建设的标准。

在线流出物监测系统安装方面,已有《核电厂辐射监测系统安装技术规格》(NB/T 20238—2013)作为参考。该标准规定了压水堆核电厂辐射监测系统的安装技术要求,包括放射性流出物监测系统在内。

对于在线流出物监测仪器类标准,我国主

要参考 IEC 60761<sup>[10]</sup> 和 IEC 62302<sup>[11]</sup>, 分别制定了 GB/T 7156 和 GB/T 29789。这些标准多数直接引用 IEC(国际电工委员会)、ISO(国际标准化组织)的相关内容,对连续监测设备提出了相应的规范。其中,对气态流出物提出了一般要求、特殊要求(气溶胶、惰性气体、碘、氙)。针对液态流出物采样的标准 GB/T 10253 实际上还适用于地表水监测设备。GB/T 7165.5—2008 提出了对气态流出物中氙监测仪的特殊要求。实际上在核电厂的流出物监测标准中无该项要求,对氙的监测其实是采样,而不是连续监测。这些标准目前均按照 IEC 标准的最新版本进行修订,整体上可以满足要求。

考虑到连续监测系统在建造、流出物排放控制(如报警和终止排放信号处理)、监督性监测系统(数据实时传输到相关监管部门)等方面的总体要求,对流出物连续监测系统设计的标准还是需要制订。

有关流出物连续监测相关标准建议及修订情况见表5。

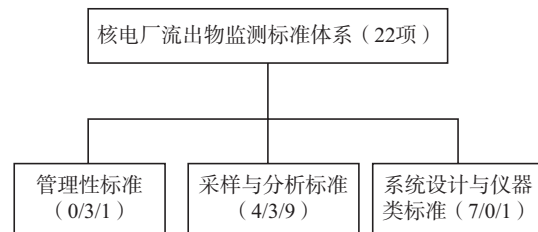
表5 流出物连续监测标准及推荐建议

Table 5 The suggestions for the continuous standards list of radioactive effluent monitoring in nuclear power plants

序号	标准名称	状态	建议	理由或要点
1	气态排出流(放射性)活度连续监测设备一般要求(GB/T 7165.1—2005)	现行	执行	与 IEC60761.1—2002 同步
2	放射性气溶胶监测仪的特殊要求(GB/T 7165.2—2008)	现行	执行	与 IEC60761.2—2002 同步
3	放射性惰性气体监测仪的特殊要求(GB/T 7165.3—2008)	现行	执行	与 IEC60761.3—2002 同步
4	放射性碘监测仪的特殊要求(GB/T 7165.4—2008)	现行	执行	与 IEC60761.4—2002 同步
5	液态排出流和地表水中放射性核素监测设备(GB/T 10253—2012)	现行	执行	与 IEC60861—2006 同步
6	辐射防护仪器放射性惰性气体取样和监测设备(GB/T 29789—2013)	现行	执行	与 IEC62302—2007 同步
7	核电厂流出物在线监测系统设计及运行技术规范	无	制订	关注报警阈值设计、系统维护和质量保证、数据接口管理等
8	核电厂辐射监测系统安装技术规格(NB/T 20238—2013)	现行	执行	

## 5 流出物监测标准体系

本文通过上述研究分析,梳理出 22 项涉及核电厂流出物监测的标准<sup>[12]</sup>,其中,提出参考执行现有标准共 11 项,修订和制订标准分别为 6 项和 11 项。梳理的标准体系分类如图 4 所示。



注：括号中第一个数字是参考执行标准数；第二个数字是建议修订的标准数；第三个数字是建议制订的标准数。

图4 我国核电厂流出物监测标准体系分类

Fig.4 Standards category schematic of radiation environment monitoring in nuclear power plants in China

## 6 结论

本文对我国流出物监测方面的标准进行梳理,对标准的技术进行了分析,初步整理出我国核电厂流出物监测标准体系,可得到以下结论并提出进行修订或者制订相应标准并完善我国标准体系的建议<sup>[13]</sup>。

(1)在法规层面,我国核电厂流出物监测方面的要求还非常不完善,从顶层的法规到底层的技术标准仍有缺失,不能适应我国核电迅速发展的现状,相关标准比较欠缺,结合双轨监测的要求,加强环保部门、能源部门以及核安全监管部门的沟通和交流及协作,加快推进我国核电厂流出物监测管理方面的政策法规的制定。

(2)在标准使用的技术方面,当前执行的流出物监测标准比较滞后,大多发布于核电发展初期,随着多年技术的更新和管理水平的提高,以及对相关术语、技术方法认识的加深,标准内容不适当当前现状。应加大对相关标准分析方法研究的支持力度,吸收和推广国内外先进的方法,加快国内先进但未形成标准的方法的标准化。

(3)在标准的技术描述方面,我国的相关标准一般不引入参考文献,而只给出规范性的引用标准,在技术方面缺少溯源性。国外标准大多以公开发表的文献、资料为基础制订,在技术方面有据可依,对流出物标准制订具有参考意义。

(4)在标准的统一性方面,目前多个体系的标准并行。由于流出物监测具有知识体系庞大、应用场合复杂、要求精确细致的特点,有必要建立一个流出物监测标准体系框架,在框架下规定各个标准的分工并规定其技术内容,后期相关标准的编制、修订、整合都在此框架下,按照规定内容进行。

(5)在标准更新机制方面,应有定期更新评审机制,很多流出物监测标准制定于20世纪80年代,近30年都没修订过一次,尽管各核电厂在执行时发现了标准的各类问题并采用偏离原标准的方法,但至今未进行修订,标准与实际执行有较大不符。

(6)在参考引进国外标准方面,我国的标准在制订时仍有很多不规范的地方。例如,发布的标准在技术层面上明显参考了国外标准要求,却在标准中未提及,致使跟不上国外标准的步伐。国外标准逐步趋于同化,例如EN标准太多直接应用其他机构的标准,如应用ISO标准,则标准号直接以EN ISO开头;NF标准如引用EN ISO标准,则标准号以NF EN ISO开头。我国目前缺少相关机制。如果引入机制,则可大大简化我国标准制订的流程,在技术层面直接

与国际接轨,不会出现技术滞后的情况。

### 参考文献

- [1] 生态环境部. 核安全信息公开办法(国环核核设[2020]1号)[S]. 北京: 生态环境部, 2020.
- [2] 生态环境部. 生态环境监测规划纲要(2020-2035年)[Z]. 北京: 生态环境部, 2020.
- [3] 国家核安全局. 关于印发《核电厂流出物监测技术规范(试行)》的通知(国核安发[2020]44号)[S]. 北京: 国家核安全局, 2020.
- [4] ISO 2889-2010 Sampling airborne radioactive materials from the stacks and ducts of nuclear facilities.
- [5] ANSI N13.1-1990 Guide to sampling airborne radioactive materials in nuclear facilities.
- [6] 陆巍巍, 岳会国, 李宏宇, 等. 我国现行辐射环境监测标准体系的缺项分析[J]. 核安全, 2013, 12(4): 24-28.
- [7] 郭贵银, 黄彦君, 张兵, 等. 用湿法氧化预处理进行水中14C分析研究[J]. 辐射防护, 2015, 35(6): 339-344.
- [8] 黄彦君, 郭贵银, 张兵, 等. 核电厂排放的85Kr的分析方法及剂量评估[J]. 辐射防护, 2017, 37(1): 73-79.
- [9] 吴连生, 曾帆, 左伟伟, 等. 镍特效树脂分离富集核电厂液态流出物中的<sup>63</sup>Ni及其测量方法研究[J]. 原子能科学技术, 2018, 52(1): 30-36.
- [10] EN, EN 60761-1-2004 Equipment for continuous monitoring radioactivity in gaseous effluents Part 1: General requirements IEC 60761-1: 2002, modified.
- [11] IEC 62302: 2007 Radiation protection instrumentation- Equipment for sampling and monitoring radioactive noble gases.
- [12] 李锦, 柳加成, 张艳霞, 等. 我国辐射环境监测标准体系研究[J]. 核电子学与探测技术, 2015, 35(1): 50-54.
- [13] 袁之伦, 赵善桂. 关于核设施流出物监测和环境监测中存在问题的探讨[J]. 核安全, 2010(3): 42-45.

# Study on Standards System of Radioactive Effluent Monitoring for Nuclear Power Plants in China

Zheng Wenjun<sup>1\*</sup>, Wang Weina<sup>1</sup>, Zhang Fan<sup>1</sup>, Fu Chengwei<sup>1</sup>, Wang Shaowei<sup>2</sup>

- (1. State Power Investment Corporation Hainan Electric Power Co., Limited, Haikou, 570203, China;
2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

**Abstract:** In recent years, the standards system of the effluent monitoring for nuclear power plant has been gradually improved, In order to better standardize the effluent monitoring and management of nuclear power plants in China. This paper analyzes the technical requirements of the effluent monitoring standards and new specifications of nuclear power plants in China, The table of effluent monitoring standards of nuclear power plants in China has been sorted out the comparative analysis of the new regulation requirements and the currents status was presented, the differences between the technical requirements of new and old standards have been analyzed, and the suggestions that the current standard system of China needs to be supplemented and improved have been put forward, providing reference for the development of relevant work of effluent monitoring of nuclear power plants in China.

**Key words:** nuclear power; plant effluent monitoring; standardization; supervision and management

(责任编辑：徐晓娟)

姚志猛. 核设施退役项目的去污工艺与技术[J]. 核安全, 2023, 22(5): 26-43.

Yao Zhimeng. Decontamination Process and Technology of Nuclear Facilities Decommissioning Project [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(5): 26-43.

# 核设施退役项目的去污工艺与技术

姚志猛

(阳江核电有限公司, 阳江 529525)

**摘要:** 本文简要介绍了核设施退役去污的原因、目的、决策因素和许可文件, 以及金属部件和建筑物表面常用的去污工艺和技术; 列出并讨论了选择合适去污技术的因素; 总结了去污技术在比利时 BR3 反应堆退役的应用实例, 经验教训和挑战; 分析了新兴的去污技术与未来发展趋势。本文可为中国核设施退役项目的去污提供借鉴和参考。

**关键词:** 核设施退役; 去污; 回收; 废物量最小化; 减小剂量

**中图分类号:** TL944 **文献标识码:** B **文献编号:** 1672-5360 (2023) 05-0026-18

核设施退役是核设施因使用期满, 或发生事故损坏, 或政治因素, 或其他原因停止服役后, 为了充分考虑工作人员和公众的健康与安全及环境保护, 而采取的行政和技术行动, 经授权从核设施中解除全部或部分监管控制, 以使核设施及其场地能够重新使用。退役包括规划, 物理和放射性表征, 设施和场地去污、拆解, 材料管理等活动<sup>[1]</sup>。退役的目的是: 降低放射性照射量; 回收利用旧设备和材料; 使场地和设施或其局部恢复到不受限制的开放和使用状态; 去除松散的放射性污染物和将残留的污染物固定在原处, 以便为监护封存或永久处置活动做好准备; 为了公众的健康和安全缩短监护封存期, 从而减少监护封存中的残余放射性污染物数量。<sup>[2]</sup>核设施去污是指采用物理(机械)、化学或其他技术, 从核设施设备的表面(如管道系统、储罐和部件)或建筑物(如地面、墙壁和天花板)上清除或减少残余放射性污染物(有时与其他有害物质混合), 以达到既定的退役目标或最终要求。消除放射性污染的总体目标是保护工人、

公众的健康和环境的安全。

核设施退役项目的去污技术主要包括: 物理(机械)去污、化学去污、电化学、热去污和其他去污技术<sup>[3]</sup>。通过把化学反应器连接到现有电路或部件, 使用专用去污车间, 可在闭环系统中实施去污。笔者建议把去污的目的和技术, 作为评价核设施退役计划是否合理的指标之一。核设施单位及国家核安全监管部门须对所采用的去污技术产生的二次废物加强监督和管理。应该根据受照剂量和费用来权衡是否要去污。

## 1 去污的原因、目的、决策因素和许可文件

### 1.1 去污原因

核设施去污的原因有很多, 主要可概括为三个方面: (1) 需减少核设施或设备中放射性物质的库存, 以降低电离辐射水平, 最大限度地减少向环境释放放射性物质的可能性; (2) 需减少放射性废物的产生量, 降低部件表面的放射性

收稿日期: 2023-01-15 修回日期: 2023-05-12

作者简介: 姚志猛(1986—), 男, 高级工程师, 学士, 现主要从事核电厂放射性废物管理工作



污染水平;(3)需要完成退役的最后阶段,在拆除和修复场地之前,对建筑物进行去污以清除地基和周围土地的污染<sup>[4]</sup>。

## 1.2 去污目的

核设施中许多系统和部件的剂量率,随着设备服役(使用)时间的增长而上升。因此,在核设施的维护和运行期间,操作员的吸收剂量可能会上升。剂量率的增加,可作为采取减少职业照射纠正措施的依据。通过采用合适的去污技术降低核设施系统和部件的活度以达到去污目的<sup>[5]</sup>。由于处于运行阶段的核设施在去污后仍需安全运行,其部件和系统不能出现损坏情况,因此,不允许采用侵蚀性强的去污技术。去污是一项与核设施拆除密切相关的独立操作,通常在拆除核设施之前开展。由于核设施系统中待去污的部件与其他部件较容易隔离,特制的密封垫圈可安装到位,并且系统无须满足进一步运行的温度、压力、湿度等参数操作要求。因此,处于退役阶段的核设施所采用的去污技术可能比运行阶段的去污技术更具有侵蚀性。

根据文献[6]和[7],对于核电厂和研究型反应堆的退役,大多开展全系统去污(full system decontamination, FSD, 即压水堆核电厂一回路去污)<sup>[6,7]</sup>。通过实施 FSD, 部件的剩余活度常减少为初始活度的 2.5%~20%。退役早期阶段的去污不仅可降低剂量率和放射性污染水平,还可最大限度地降低放射性污染物释放的风险,从而减小职业照射和公众照射的危害。工作人员通过采用简单的人工手动操作、机器人或远程操作等拆解技术去污,来简化拆解流程,减少对屏蔽物和较繁杂个人防护设备的需求。拆除核设施将产生大量的废金属和建筑瓦砾。存在“回收和再利用”或“处置和替换”两种管理方案供决策者选择。第一种方案通过最大限度地减少废物产生量,以保护自然资源和环境,并最大限度地降低与“新放射性材料”产生量相关的风险。在过去几十年中,由于控制、储存和处置废物费用的增加,以及公众对处置厂址的接受度问题,使废物产生量最小

化凸显其重要性。当采用“回收和再利用”方案时,几乎在整个核设施退役项目期间均需开展去污工作。当采用“处置和替换”方案时,去污活动通常仅限于使用去污工艺以减少受照剂量。

## 1.3 去污决策因素

去污决策的主要事项包括:(1)是否在拆除前实施 FSD;(2)在“回收和再利用”和“处理和替换”两种管理方案中选择一种。去污的决策因素主要涉及:国家政策、公众的接受度、去污技术的可行性、危害和风险评估以及经济等多方面<sup>[8]</sup>。采用简单的“决策树方法”、成本效益分析或更复杂的“决策矩阵方法”开展去污决策。无论采用哪种方法,均需为多个选项提供合理、可评估的解决方案。

### 1.3.1 监管要求

与保护工人、公众和环境有关的问题应在国家法律框架内得到解决<sup>[9]</sup>。监管要求主要涉及工人和公众受照的剂量限值、放射性三废的环境排放以及废金属和建筑瓦砾的清洁解控水平。清洁解控水平是指审管部门规定的以活度浓度和总活度表示的值,等于或低于该值时,辐射源可以不再受审管部门的管理控制。关于“回收和再利用”方案在国家政策方面的可获得性,即清洁解控水平,是为减少工人集体剂量以外的目的,应用去污技术的先决条件。只有开展有效监测、采用合适的方法,证明达到了清洁解控水平,才能实现材料自由释放的目标。核设施单位在规划退役项目时,应及早与监管机构进行沟通,并妥善解决此问题。

### 1.3.2 公众接受程度

决策因素之二是工业领域接受“回收自由释放材料”和公众接受“重新再利用材料”的程度。从保护环境角度评价,“处置和替换”方案劣于“回收和再利用”方案,并导致放射性废物数量和运输量的增加,并对处置能力和处置场地容量提出了更高要求。与“处置和替换”方案有关的挖掘和去污工艺,增加了使用土地的面积。对这两种管理方案的风险评估,成为形成舆论和影响决策过程中的决定性因素之一。

### 1.3.3 去污技术的可行性

去污技术的可行性取决于待去污材料的特性、污染物类型和污染程度(是 $\alpha$ 、 $\beta$ 还是 $\gamma$ 射线、是松散还是坚固、渗透的深度以及有无活化或活化程度等)。此外,去污作业团队、核设施单位和国家安全监管机构,分别简称去污作业方、管理方和监管方,还需考虑去污表面的可达性及其尺寸,以及使用去污材料、去污工艺的兼容性(发生燃烧、爆炸、过度腐蚀的可能性)。其他核设施去污项目的经验反馈以及对核设施待去污样本开展的探索性去污测试,有助于去污作业方、管理方和监管方评估去污工艺的效果或效率。此外,还须评估去污的可行性、监测技术的可用性以及二次废物的控制和处理技术。

### 1.3.4 安全、风险和危害

采用“合理可能尽量低(ALARA)原则”评估工人受照剂量的优化(最小化),有助于去污作业方、管理方和监管方对“在拆除前实施FSD是否合理”的问题作出决定。实施FSD减少了操作工人的职业照射剂量,但可能增加其接触有毒、有害气体等非放射性物质危害的风险。“回收和再利用”和“处置和替代”两种管理方案均存在放射性和非放射性风险,其放射风险相似。两种管理方案均明确规定:应避免工人受到外部污染或吸入去污所产生的放射性粉尘和气溶胶。在评估非放射性风险时,两种方案存在差异。在“循环和再利用”方案中,实施去污的过程和技术,常涉及接触致癌或有毒化学试剂的新危害。若去污团队准备充分,且具有丰富的专业知识,可有效避免、妥善处理新危害。在“处置和替代”方案中,非放射性风险与挖掘和加工等场外活动有关。

### 1.3.5 经济可行性

核设施单位通常根据整个去污过程的成本效益分析,对去污的经济可行性作出决策,即从部件的移除到处置或再利用。因此,需考虑的成本包括:(1)移除、切割、分拣、去污、表征、包装和运输的费用;(2)可重复使用或循环再利用材料或部件的残余价值;(3)去污所产生废物(包含

二次废物)的控制、处理、贮存及处置费用;(4)许可文件的申请、税收、保险费用;(5)为抵消因废物关税的变化、去污预期效果与实际成效之间的差异以及法律和核安全监管的变化等意外事件所产生的财务风险,进而采取的应变措施。

### 1.4 退役许可文件亟待解决的问题

FSD的实施,以及对“回收和再利用”方案和“处置与替换”方案的选择,均须在退役初期作出决定。采用的去污技术将影响工人受照剂量、与使用有毒产物有关的非放射性风险、有毒有害气体载物质的产生、处理放射性废物的类型和数量以及退役计划和费用。此外,去污团队负责人还应具有足够的专业知识来管理去污过程,确保去污作业工人获得了正确的信息,并接受了去污培训。因此,上述问题应在退役许可文件中予以解决。即纳入退役计划、健康与安全报告、废物管理计划和环境影响评价。

根据《中华人民共和国核安全法》第三十条规定,核设施退役前,核设施营运单位应当向国务院核安全监督管理部门提出退役申请,提交的材料包括:(1)核设施退役申请书;(2)安全分析报告;(3)环境影响评价文件;(4)质量保证文件;(5)法律、行政法规规定的其他材料。核设施退役时,核设施营运单位应当按照合理、可行和尽可能低的原则处理、处置核设施场址的放射性物质,将构筑物、系统和设备的放射性水平降低到满足国家或行业标准的要求。在环境影响评价中,核设施营运单位须对规划和建设核设施退役项目在实施(如去污)过程中和实施后,对可能对环境造成的影响进行分析、预测和评估,包括对放射源(源项)、废物或实践规模与特性的概述,对厂址或场所环境现状的分析,以及对正常运行工况和事故情况下可能造成的环境影响或后果的分析;并提出预防或减轻环境影响的对策和措施,开展跟踪监测的方案。

## 2 金属的去污

金属的去污技术主要包括:化学去污、电化学去污、机械去污、熔炼去污和其他去污技术(泡沫去污、化学凝胶去污、化学浆料去污)。



## 2.1 化学去污

化学去污利用浓缩或稀释的溶剂(清洗液),通过溶解覆盖在基底金属(母体金属)上的污染层或母体金属本身,以去除管道、部件和设备表面的固定污染物<sup>[10]</sup>。在核设施运行过程中,溶解母体金属污染层是为了保持母体金属的完整性;在核设施退役过程中溶解母体金属,以回收废金属。

化学去污可在移除或拆卸核设施部件之前,应用于无法接近的金属表面、设备和管道的去污;通常可远程实施;通常对表面粗糙或多孔性物体无效<sup>[11]</sup>。使用化学去污时,去污团队须注意气载物的产生、化学药剂的使用以及二次废物的控制和处理。去污效果主要取决于清洗液的接触时间、浓度、温度和是否搅拌。随着化学溶液的饱和,去污效果随金属与化学溶剂接触时间的延长而降低。连续或分批次使用再生试剂可解决去污效果降低的问题。去污效果通常用去污因子(Decontamination Factor, DF)来衡量,定义  $DF = \text{初始活度} / \text{残余活度}$ 。一些研究人员使用剂量率降低因子 DFs 来衡量去污效果,定义  $DFs = \text{初始剂量率} / \text{残余剂量率}$ 。

### 2.1.1 多步法去污工艺

多步法去污工艺最初为 FSD 设计。在多步法去污技术应用中,污染层通常由氧化铬含量高的、极难溶解的腐蚀产物形成。因此,去污工艺通常先经过氧化,后溶解和络合溶解金属的步骤。多步去污技术主要分为软去污技术(使用稀释剂)和硬去污技术(使用高浓度化学试剂)。软去污技术腐蚀性低,常应用于压水堆核电厂一回路系统,只能达到有限的 DF。相比之下,硬去污技术可以获得更高的 DFs,但并不适用于整个压水堆一回路系统,且会产生大量废液,目前处于暂停应用状态。目前 FSD 使用高浓度的软化学试剂主要包括: TURCO、MOPAC 和 CITROX(由 0.2 mol/L 的柠檬酸、0.2 mol/L 草酸与缓蚀剂的混合物组成)<sup>[12]</sup>。

目前,常用的软去污技术包括:加拿大去污和污染修复工艺(Canadian Decontamination and Remediation Process, CANDEREM)、低氧

化态金属离子(Low Oxidation-state Metal Ion, LOMI)、化学氧化还原去污(Cheical Oxidizing Reducing Decontamination, CORD)和退役去污(Decontamination For Decommissioning, DFD)。上述去污工艺通常须经历两个或多个去污过程,以降低剂量率。

CANDEREM 是加拿大原子能公司(Atomic Energy of Canada Limited, AECL)于 20 世纪 80 年代中期利用柠檬酸和乙二胺四乙酸(Ethylenediaminetetraacetic Acid, EDTA)研发的一种再生去污技术。20 世纪 90 年代中期,西屋公司的 PN 服务子公司(Westinghouse subsidiary PN Services, PN)采用 CANDEREM 去污技术对美国印度安角核电厂 2 号机组实施了全系统化学去污。西屋公司批准了 CANDEREM 去污技术应用于装载核燃料的压水堆核电厂开展 FSD。

LOMI 去污技术由英国中央电力公司(Central Electricity Generating Board, CEGB)于 20 世纪 70 年代末 80 年代初研发。该去污技术以钒为还原剂,以吡啶甲酸为络合剂或螯合剂,在水中彻底除氧,用氢氧化钠控制溶液 pH 值,运行温度为 80℃~90℃。LOMI 去污技术在反应器运行过程中运用了锌、水、氢化学反应原理,成功去除了沉积物。但其主要缺点是产生的二次废物量较大。因此,CEGB 对 LOMI 去污技术中所使用的化学反应试剂进行了改进,使二次废物量减少了 50%。

CORD 去污技术最初由德国电站联盟(Kraft Werk Union AG, KWU)的西门子公司研发,是一种包含三个步骤的化学过程,应用于多个去污循环。每个去污循环包括一个氧化步骤(80℃~90℃使用高锰酸)、一个去污步骤(使用草酸)和一个纯化步骤(添加高锰酸或过氧化氢)。文献[1]描述了法马通子公司(AREVA NP GmbH)研发的 CORD 系列工艺,该去污技术已应用到核设施退役项目中,并达到了预期的去污效果。例如,在瑞典巴舍拜克(Barsebäck)核电厂 1 号和 2 号机组中,使用 CORD 去污技术获得了高达 25 的 DF。此外,比利时 BR3 反应退役项目部还把用于压水堆一回路去污

的CORD技术,应用到拆解部件的去污试验。针对该应用,比利时联邦政府核能研究中心(Belgian Nuclear Research Centre, SCK·CEN)对CORD去污技术进行了改进,使其不再只对氧化层进行腐蚀,还对金属母材进行腐蚀。

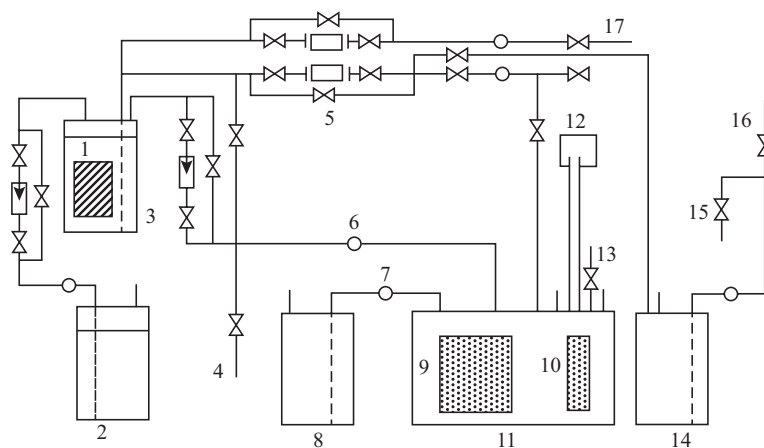
美国电力科学研究院(Electric Power Research Institute, EPRI)于1996年开展了DFD技术的研发,旨在去除金属构件表面的放射性污染,使部件能回收或作为非放射性物质进行自由释放。EPRI研制的DFD技术使用了氟硼酸、高锰酸钾和草酸进行循环去污。

当上述去污技术用于清洗槽中已切割成较小块的部件时,去污效率可通过化学去污技术与超声波去污技术相结合方式得到提高。多步法去污工艺,是为了提高去污效果而使用两种以上去污剂的去污方法,首先将一种清洗液注入待去污对象的系统内,以实现去污;然后排出去污液,接着进行洗涤,再使用下一种清洗液。即去污团队要求实施几个去污循环,采用串联方式安放到去污清洗槽中;碎块从一个清洗槽转移到另一个清洗槽,然后重新启动一个新的去污循环,直至达到预期的残留水平。因此,多步法去污工艺可获得较高的DF,但具有去污工艺复杂、产生废液较多的缺点。

### 2.1.2 一步法去污工艺

一步法去污工艺,主要使用 $Ce^{4+}$ 、 $HNO_3$ 、HF或 $HBF_4$ 作为去污液。

$Ce^{4+}$ 去污技术利用 $Ce^{4+}$ 的高氧化电位,氧化“积垢”(富铬上层沉积物)中的氧化物,同时氧化和溶解几微米的基层。该去污技术在瑞典由斯图斯维克公司STUDSVIK研发,称为强臭氧去污技术(Strong Ozone Decontamination Process, SODP);在日本由日本原子能研究所(Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI)和日本电力示范反应堆(Japan Power Demonstration Reactor, JPDR)退役项目部联合研发,称为氧化还原去污(Reduction and Oxidation, REDOX);在比利时由SCK·CEN研发,称为铈氧化金属去污(Metal Decontamination by Oxidation with Cerium, MEDOC)<sup>[13-16]</sup>。SODP已应用于压水堆退役,使用硝酸作为去污液,对去污环境要求:常温, pH值保持在0.6左右。氧化剂 $Ce^{4+}$ 通过加入臭氧进行再生, $Ce^{4+}$ 在硝酸环境中的去污流程如图1所示。 $Ce^{4+}$ 去污系统主要由去污槽、配液槽、电化学氧化槽、配液泵和去污液泵、过滤器等设备组成<sup>[17]</sup>。SODP去污技术除应用于瑞典阿杰斯塔核电厂(Agesta)两台蒸汽发生器的去污外,还应用于法国当皮埃尔核电厂



注:1- 去污部件,2- 清洗液槽,3- 去污槽,4- 检测口,5- 过滤器,6- 去污液泵,7- 配液泵,8- 配液槽,9- 阳极,10- 阴极,11- 电化学氧化槽,12- 直流电源,13- 阴极液体补充,14- 废液储存槽,15- 检测口,16- 废液排出口,17- 入清洗液储存槽

图1 不锈钢设备 $Ce^{4+}$ /硝酸浸泡去污流程

Fig.1 Stainless steel equipment  $Ce^{4+}$ /nitric acid immersion decontamination flow chart

(Dampierre)的蒸汽发生器去污。去污后溶液的处理过程主要包括:(1)使用过氧化氢将多余的 $Ce^{4+}$ 还原为 $Ce^{3+}$ , (2)在碱性环境中沉淀氢氧化物。由于工作温度为 $20^{\circ}C$ ,去污过程相对较慢。在较高温度下应用 $Ce^{4+}$ 去污工艺会引发安全问题,因此,去污团队须在已将蒸汽发生器从压水堆核电厂一回路系统中拆除且冷却至常温的情况下,采用SODP技术对蒸汽发生器实施去污。

氧化还原(REDOX)和硫酸铈(Sulfuric acid Cerium, SC)去污技术的化学原理相同。即在 $60^{\circ}C \sim 80^{\circ}C$ 的高温环境下,使用 $Ce^{4+}$ 去污,与常温去污环境相比,高温环境提高了化学反应速率。REDOX和SC去污技术分别在硝酸和硫酸环境中使用 $Ce^{4+}$ ;均在单独的容器中通过电化学实现 $Ce^{3+}$ 的再生,即去污液不断再生。

MEDOC工艺的本质是:在与去污环境相同的温度下,利用臭氧在气液接触器中实现清洗液的连续再生。MEDOC工艺结合了两种去污工艺的优点,即在高温环境下加速腐蚀速率和使用臭氧的简单再生技术,二次污染物的产量少。假设溶解厚度为 $10\text{ mm}$ 、面积为 $20\text{ m}^2$ 的污染物表面,将产生 $11.5\text{ L}$ 的沥青固化废物。去污团队通过对溶液的电渗析来实现回收硫酸,以进一步减少二次废物的产生量。MEDOC去污装置已成功应用于比利时BR3反应堆退役的去污,主要部件包括,(1)一个装有篮子(穿孔容器)的去污槽,篮子里装满待去污部件。(2)用于臭氧再生的缓冲槽和气液接触器。臭氧由臭氧发生器采用电晕放电法产生(电晕放电法产生臭氧的基本原理:臭氧发生器由一对电极、介电体与放电气隙构成。当外加交流高压于两个电极时,由于高速电子与氧分子碰撞,在外界高能的作用下,气隙中发生电晕放电,带氧的气体被电离,间隙中的含氧离子化浓度大幅度增长,氧离子与氧分子相互之间反应形成臭氧)。(3)开展超声波去污的清洗槽。去污实践经验表明,MEDOC工艺可实现DFs大于10000,既可用于切割部件的批量去污,又可用于蒸汽发生器、稳压器、储罐等大型部件的闭环去污<sup>[18]</sup>。

$HNO_3/HF$ 去污工艺既可使用高压流体对去污层进行粉碎,还可把蚀刻膏涂抹到待去污部件表面,再放入去污槽溶液中清洗。当处理表层覆盖着氧化层的不锈钢时,液体通过氧化层渗透到母体金属材料。其腐蚀机理为:氧化还原侵蚀与母体金属的溶解相结合。母体金属受到腐蚀后,氧化物脱落并残留在溶液中。因此,去污溶液中逐渐充满了颗粒形式的不溶性氧化物,来自氧化物的部分溶解,以及母体金属与溶液化学反应生成的溶解盐。反应速率和效率随着温度、HF浓度和反应时间的增加而增加。

$HNO_3/HF$ 去污技术在低温和高浓度下,常应用于大块破碎部件(如槽或罐的内表面)的去污;或在高温、低浓度下,用于清洗液中金属碎块的去污。当处理后的金属碎块再经超声波去污后,该去污工艺的效率得到了明显提高。对于部分不溶解的氧化物,经过滤去除。随着溶液中溶解盐浓度的增加,该去污工艺的去污效率逐渐降低。氟离子与溶解态金属的螯合作用,降低了氟离子的侵蚀性。因此,去污团队须向溶液中加入新的HF,或者更新清洗液。在去污过程中,氟硝溶液对剩余的游离氟化物进行中和、螯合处理。由于去污过程需使用特殊建筑材料(主要为塑料),且在工人安全方面存在重大隐患,因此,去污槽内洗清去污技术无显著的优点。此外,清洗液的效率快速下降,导致试剂快速耗尽。相比之下,把去污液喷雾到待去污设备壁上带来的益处包括:(1)所需试剂数量少;(2)在低温下应用引发的安全问题较少;(3)废水的产生量更小。同样去污工艺可概括为:把侵蚀膏涂抹到待去污部件的表面;经几个小时后,膏体干燥,采用机械方法去除;最后用高压水流冲洗。该去污技术主要用于外表面或热点区域,已成功在实验室完成测试,应用于拆卸设备的去污。

DECOHA去污工艺以氟硼酸( $HBF_4$ )为基础。其工作原理为:(1)在低温下粉碎待去污部件;(2)在较高温度下将去污部件浸泡在清洗槽中,温度低于 $90^{\circ}C$ ;(3)在更高的温度( $90^{\circ}C$ 左右)下浸泡在清洗槽中;(4)废液可进行电化学再生,



阳离子在阴极被还原并沉积为金属;(5)  $\text{HBF}_4$  在阳极重新生成;(6)  $^{60}\text{Co}$  在阳极与金属共沉淀<sup>[19]</sup>。再生过程不允许 100% 去除阳离子,一般在 98% 的阳离子沉积时停止再生。 $^{137}\text{Cs}$  未沉积在阴极而停留在溶液中。为了处理剩余 2% 的阳离子,工艺流程包括:(1)通过添加磷酸沉淀不溶性磷酸盐;(2)沉淀不溶性草酸盐或不溶性硅酸盐;(3)与  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  中和,生成不溶性  $\text{CaF}_2$ 。

DECOHA 去污技术在工业规模(5 t/day)上应用的经典实例是切尔诺贝利核电厂污染金属碎块的去污。该去污技术可用于不锈钢的去污(速率为  $0.02\sim 0.5 \text{ mg}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{h}^{-1}$ ),碳钢的去污(速率至少为  $0.05 \text{ mg}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{h}^{-1}$ ),铝的去污(速率为  $6 \text{ mg}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{h}^{-1}$  或  $22 \text{ mm/h}$ )。与上述其他去污技术(如使用铈或硝酸)相比,DECOHA 去污技术的侵蚀性较小、侵蚀速率低。与 HF 相比,由于 DECOHA 去污技术侵蚀性更小,因此安全问题更少。该去污技术通过阴极沉淀再生可实现氟硼酸  $\text{HBF}_4$  的回收,并在阴极沉积大部分阳离子。该去污技术使用的材料为聚丙烯。由于反应过程中产生氢气,去污过程需加强通风和气体流出物的稀释,以确保  $\text{H}_2$  浓度在  $\text{H}_2$  和空气混合物的爆炸浓度之下。

一步法去污使用一种去污液,将去污液注入去污系统内实施去污,去污后排出去污液,接着进行洗涤,或者用离子交换树脂净化去污液。一步法去污的优点包括:工艺简单,操作简便,废液的产生量少。其缺点是:往往达不到预期的去污效果。例如,利用质量分数为 15% 的  $\text{HNO}_3$  对污染的不锈钢进行一次性去污,用氨基酸对污染的碳钢表面开展一次性去污等。

化学去污的优点包括:(1)去污时间较短,可对难以接近的污染物表面或几何形状复杂的污染物实施去污;(2)可实现现场去污或远程遥控操作;(3)化学去污试剂易于获取,能重复使用;(4)去污过程产生的气载有害废物量少。其缺点为:(1)难以处理具有表面面积大、多孔、易腐蚀性的污染物表面;(2)化学试剂种类多,去污工艺复杂,运行处理费用较高;(3)可能产生混合废物,产生的液体废物量大。

## 2.2 电化学去污

电化学去污又称电解抛光去污,是一种阳极溶解去污技术。待去污材料为阳极,而阴极为不锈钢、铜电极或去污槽。在去污过程中,可控数量的金属表面层溶解,把固定在表层的放射性污染物带走。该去污技术用于降低剂量率(如蒸汽发生器筒体内去污),或用于拆解件废物的分类(如从高活度到低活度的分类)。由于待去污部件表面层必须靠近电极,去污部件仅限于可接触的金属表面。在进行电化学去污之前,去污团队须去除金属部件表面的油漆或氧化层。核电厂中适合采用电化学去污技术的部件主要包括压水堆核电厂一回路系统和高污染的厚壁部件。电解工艺主要涉及电解液的使用和运行条件(参数)。

### 2.2.1 磷酸去污工艺

磷酸去污工艺的运行条件(参数)为,(1)  $\text{H}_3\text{PO}_4$  浓度:40%~80% 体积;(2)工作温度:  $40\text{ }^\circ\text{C}\sim 80\text{ }^\circ\text{C}$ ;(3)电压:8~12 V 直流电;(4)电流密度:  $60\sim 500 \text{ mA/cm}^2$ 。磷酸溶液去污可应用于碳钢和不锈钢,具体步骤包括:(1)通过添加草酸沉淀草酸亚铁,带走高活度的  $^{60}\text{Co}$  ( $^{137}\text{Cs}$  不析出);(2)残留磷酸经沉淀分离,稀酸经蒸发浓缩;(3)草酸铁在  $250\text{ }^\circ\text{C}$  的氧化铁中经热解破坏,具备了最终贮存的条件。由于要避免废液含有草酸盐,该去污技术在处理二次废水时具有一定的复杂性。由于磷酸去污工艺会释放  $\text{H}_2$ ,因此,去污团队在去污过程中须加强气体稀释,以减小爆炸风险。该去污技术在贡德雷明根(Gundremmingen)核电厂一台电功率 250 MW 的沸水反应堆(Boiling water reactors, BWR)上开展了工业规模的应用;在完成 100~500 mm 厚表层污染物的去除后,达到了彻底去除数百吨铁素体钢的效果。

### 2.2.2 硝酸去污工艺

硝酸去污工艺主要包括两种去污技术:一种由英国原子能机构(UK Atomic Energy Authority, AEA)Harwell 研发,另一种由法国原子能委员会(French Atomic Energy Commission, CEA)UDIN 研发。由 AEA/Harwell 研发,并商



业应用于不锈钢去污的运行条件为:(1)室温使用浓度为 1 mol/L 的  $\text{HNO}_3$ ; (2) 电流密度低, 为  $2\sim 3 \text{ mA/cm}^2$ ; (3) 采用钛电极, 以最大限度地减少  $\text{H}_2$  和  $\text{NO}_x$  的生成。待去污碎块放置在带孔的钛制容器(篮子)中。DF 在 2 h 内达到 1000, 相当于去除了 5 mm 的污染层。AEA 宣布去污处理的废物产生量为  $0.6 \text{ dm}^3/\text{m}^2$ , 所选择的  $\text{HNO}_3$  环境与 AEA 的废物处理装置兼容。

CEA/UDIN 研发的去污技术, 在  $\text{HNO}_3$  环境中采用鼓内阳极溶解法, 处理钚污染的金属废物。对不锈钢件去污的条件为:(1)  $\text{HNO}_3$  浓度: 2 mol/L; (2) 电流密度:  $10\sim 30 \text{ mA/cm}^2$ ; (3) 去污时间: 1~3 h。散装污染废物置于带孔的钛制容器中, 在阳极极化并运动。不锈钢阴极平行安装, 放置于转动鼓内。选择硝酸是由于其与去污或后处理产生的废水兼容 ( $\text{PuO}_2$ )。在此条件下, 不锈钢的侵蚀速率约为 16 mm/h, 铝合金的侵蚀速率约为 20 mm/h, 未喷漆铁素体钢的侵蚀速率约为 500 mm/h。

### 2.2.3 硫酸去污工艺

日本东芝公司研发了硫酸法去污技术, 用于不锈钢件去污, 其运行条件为:(1)  $\text{H}_2\text{SO}_4$  浓度: 5%; (2) 温度:  $60^\circ\text{C}$ ; (3) 电流密度:  $300\sim 1000 \text{ mA/cm}^2$ 。由于  $\text{H}^+$  的耗尽, 腐蚀速率从处理初期的 240 mm/h 降到 60 mm/h, 电流效率  $\eta$  (电解时在电极上实际沉积或溶解的物质的量, 与按理论计算出的析出量或溶解量之比, 通常用符号  $\eta$  表示) 随着溶解离子的浓度从 40% 降到 20%。酸度须维持在规定水平, 以保持侵蚀率和电流效率的最佳值。去污工艺主要包括: 溶液的中和与氢氧化物的沉淀。若存在  $^{137}\text{Cs}$ , 则须采用亚铁氰化物处理, 并结合氢氧化物沉淀的方法。

### 2.2.4 硫酸钠去污工艺

日本东芝公司研发了用硫酸钠交替电解去污技术 (Alternative Electrolytic Decontamination with Sodium Sulfate, AEDSS)。AEDSS 去污技术把硫酸钠作为电解质, 采用了交替极化的电极。在阳极电解时, 金属氧化并溶解, 但氧化物(如氧化铁)保持完整。位于氧化层下方的金属侵蚀, 仅在电解液穿透薄膜的情况下才发生。

阴极电解使表面氧化膜减少, 把三价铁还原为二价铁, 母体金属保持完好。两种技术的结合, 即电极极化有规律性发生改变, 提高了整体腐蚀速率。硫酸钠去污工艺对于表面覆盖有厚层氧化铁的铁素体钢的去污效果显著。该去污工艺的运行条件包括:(1)  $\text{Na}_2\text{SO}_4$  浓度为 20 wt% (重量或质量百分比)。(2) 电压为 20 V。溶液中的铁离子以氢氧化铁形式析出, 并携带  $^{60}\text{Co}$ 。(3) 电流效率相对较弱, 约为 6%, 导致能耗较大, 约  $4000 \text{ kWh/t}$  ( $200 \text{ kWh/m}^2$  侵蚀 50 mm), 但二次废物的产量非常少, 约为 10 kg/t。

瑞典 ABB 原子能公司研发了电化学去污技术 (Electrochemical Decontamination, ELDECON)。电化学去污是通过电化学溶解原理除去污染的金属表层, 以实现去污的过程。电化学去污适用于核设施退役过程中产生的碳钢、不锈钢、铝等金属表面的深度去污, 以实现清洁解控和再循环利用。ELDECON 以硫酸钠作为电解质。其运行条件为:(1)  $\text{Na}_2\text{SO}_4$  浓度: 5 wt%; (2) 电流密度:  $100\sim 600 \text{ mA/cm}^2$ ; (3) pH 值: 7; (4) 最大电压: 24 V; (5) 去污时间: 15 min 至 1 h 不等, 取决于不同的部件, 当电流密度为  $400 \text{ mA/cm}^2$  时, 侵蚀速率约为 60 mm/h。

瑞典 ABB 原子能公司建造的商业化的清洗槽尺寸为:  $1060 \text{ mm} \times 660 \text{ mm} \times 500 \text{ mm}$ , 可承受 600 kg 载荷。整流器在 24 V 时提供最大输出电流 1000 A。在去污过程中, 溶解的铁以氢氧化物形式沉淀, 并携带  $^{60}\text{Co}$ 。

电化学去污的主要优点包括:(1) 在不经切割或拆卸的情况下, 能有效地对大面积或几何形状复杂的导体部件进行去污。(2) 待去污金属部件经去污后表面平滑, 并由氧化保护膜覆盖, 不易受二次污染。(3) 去污操作时间短, 费用较低。(4) 对大面积或几何形状复杂的导体部件去污效果显著。电化学去污的主要缺点为:(1) 无法对绝缘体进行去污。(2) 在对涂有油漆、环氧树脂等绝缘涂层的金属材料进行电化学去污之前, 须预先清除涂层。(3) 去污过程中往往会产生氢气和氧气, 因此, 去污作业区域需保持良好的通风条件。

## 2.3 物理去污

物理去污又称机械去污,是核设施去污的重要方法之一,是利用机械方法去除或降低污染物表面的放射性污染水平的过程。与化学和电化学去污工艺相比,机械去污操作更简单,且通常无侵蚀性。机械去污大多与去污清洗剂结合使用,从简单的清洗和刷洗,到表面的磨损和机械去除。机械去污适用于材料的外表面,例如松散的灰尘、牢固附着的污染物<sup>[20]</sup>。机械去污的二次废物产生量较小,磨料介质可多次重复应用。为了去除热点,可对表面进行部分去污。机械去污不仅可单独使用,还可与化学去污结合使用。

### 2.3.1 超声波去污工艺

超声去污利用超声波在液体中的空化作用、加速度作用和直进流作用,对液体和污物产生直接或间接作用,使污物层分散、乳化、剥离,以达到去污的目的。超声波频率高、波长短,因此,具有传播的方向性好、穿透能力强的特点。超声波去污适用于不稳定和松散固定的污染碎块的去污,通常在加入洗涤剂的情况下使用。洗涤液中的能量损失使洗涤液温度自然升高,从而有利于增强去污效果。超声波去污技术仅适用于核设施中松散固定的污染物;DFs 小于 2;通常与化学去污技术结合使用,或应用于化学去污后的碎块去污。

### 2.3.2 干冰去污工艺

干冰去污是利用 CO<sub>2</sub> 冰晶粒子高速喷射到待去污部件表面,以达到清除污染的目的。工作原理为:1.8 MPa 的压缩空气,在喷射器中对 CO<sub>2</sub> 冰晶颗粒器加速;颗粒体积流量达 21.5 m<sup>3</sup>/min;污染物移出待去污部件表面,由多余的空气带走;CO<sub>2</sub> 冰晶颗粒蒸发,去除的污染物沉降于地面,或由通风系统带走,再经空气过滤系统收集、处理。污染物仍然位于密封围隔去污区域的地面和(或)过滤器中。干冰去污作业条件要求:确保围隔作业空间的通风充足,以避免 CO<sub>2</sub> 的积聚和消除空气污染;操作人员须穿通风服工作。该去污技术的噪声水平在 75~125 dB。该去污技术一般应用于轻度污染

碎块或附着力不强的污染物的去污。

### 2.3.3 喷射冰粒去污工艺

喷射冰粒去污工艺与干冰去污工艺相似,但其去污装置结构比喷射 CO<sub>2</sub> 冰晶粒子去污装置结构稍微简单。冰晶与压缩空气喷射到待去污部件表面,冰晶融化时形成的水,将去除的污染物带走,然后污染物悬浮或溶解。悬浮或沉积在水中的污染物,通过一个专门的废水和固体废物处理系统来处理液体流出物。喷射冰粒的去污效率与喷射 CO<sub>2</sub> 冰晶颗粒的去污效率接近。喷射冰晶去污的侵蚀性,不足以对固定污染物进行彻底去污。

### 2.3.4 加压水去污工艺

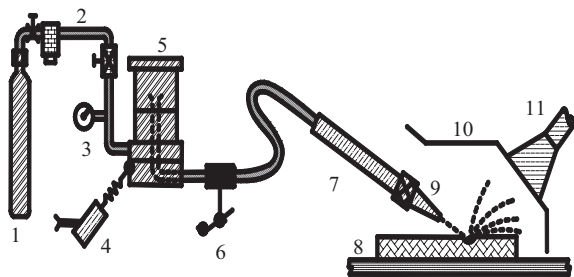
当加压水流处于低压时(5~15 MPa),加压水去污技术常用于强污染件的预去污,用于清洗池壁、池中碎块或长期浸泡在池水中的工具。

当加压水流处于中压时(15~70 MPa),加压水去污技术用于核电厂设备的去污,以降低剂量率和可迁移污染物的污染水平,并可用于具有冷态固定污染物表面的去污(如在环境温度下使用的池衬垫和管道)。由于加压水去污设备的工作参数存在差异,水的消耗率(单位时间内水的消耗量)范围为 60~6000 L/h。此外,去污团队可通过在 60℃ 的温水中添加清洗液体以提高去污效率。耗水量(单位去污面积对水的消耗量)范围为 10~600 L/m<sup>2</sup>。中压水去污技术的缺点是:若水不过滤和回收,则会形成污染的气溶胶,且耗水量大。

当加压水流处于高压时(大于 70 MPa),加压水喷射去污技术原理与切割金属技术的原理相同。当水流加压到 300~400 MPa 时,喷射器出口的水流速度约为 900 m/s。去污团队通过在水中添加磨料可提高去污效率。水的消耗率为 120~240 L/h,压缩机功率为 20~40 kW。该去污技术的投资巨大。此外,由于加压水去污系统不是为回收磨料而设计,因此,对磨料的消耗量相当大。高压水能去除材料的表层,因此,高压水去污彻底。但由于高压水喷射水流的速度大,将产生液态气溶胶。

### 2.3.5 磨料去污工艺

磨料去污是利用磨料高速度喷射到待处理部件表面的撞击力来实现去污的。磨料去污须保证磨料的循环利用,以限制二次废物的产生。因此,去污团队淘汰了无回收功能的干式或湿式喷砂装置,优先采用具有回收功能的湿式喷砂和干式喷砂去污技术。根据去污对象的不同,去污团队一般采用以下材料作为研磨介质:(1)矿物(如磁铁矿或沙子);(2)钢球;(3)玻璃珠或玻璃熔块;(4)塑料颗粒;(5)天然产品(如稻壳或磨碎的坚坚果壳)。去污团队通常选择使用寿命长、去污力强的磨料。由于磨料能打碎表面材料,喷砂适用于大多数表面材料的去污,在平坦部件表面上去污效果最佳,也可用于难以触及的部件表面的去污。喷砂装置须安装接地保护,以避免产生静电危害。喷砂装置的流体输送器,使用的介质多为加压水或压缩空气。具有回收功能的湿式喷砂去污装置主要构件包括:(1)收集水、磨料和污染混合物的系统;(2)带有水流或压缩空气并添加磨料的喷砂枪;(3)带有循环泵的磨料回收装置;(4)细磨料和去除污染物的回收和过滤单元;(5)用于过滤污泥的预处理单元。该湿式喷砂去污装置已在 BR3 反应堆和其他多个核设施的退役项目中使用,并对大型污染件、涂漆金属和局部可到达的污染斑块开展去污,取得了良好的去污效果。



1- 压缩气体供应器,2- 过滤器,3- 压力监测表,4- 振动器,5- 磨料(砂粒)供应与混合,6- 脚踏式控制阀,7- 手持柄,8- 待去污部件,9- 喷嘴,10- 通风橱,11- 磨料和污染的回收分离系统  
图2 干式喷砂去污装置结构原理图

Fig.2 Structure diagram of dry abrasive blasting decontamination device

具有回收磨料功能的干式喷砂去污装置结构原理如图2所示。该干式喷砂装置的流体

输送器中的介质为压缩空气,其结构主要包括:(1)通过预过滤器、袋式过滤器以及高效空气过滤器(high efficiency particulate air, HEPA)与普通通风设备相连接的去污作业区域(通风橱);(2)手持式气喷砂枪或压缩空气喷射器;(3)磨料和污染物的回收系统;(4)磨料和污染物的分离系统,通常为旋风除尘系统。磨料在旋风除尘系统中收集并回收。污染物和细小的磨粒疏散到过滤系统中收集和过滤。去污团队须采取防尘措施来控制粉尘和气体污染物,如通过在工作区域使用过滤式真空系统来减少粉尘和气体污染物。该干式喷砂系统已应用于许多核设施的退役工程,并取得了良好的去污效果。例如,应用于比利时布诺谷普斯公司(Belgoprocess)的自动化去污系统中,实现了金属部件的自动装载、去污和卸载。

### 2.3.6 打磨、抛光和刷洗去污工艺

市场上常见的角磨机(安装砂轮或钢丝刷)包括:直柄打磨机、直磨机、刮刀、风管、抛光机、拉丝机等多种用于打磨、抛光和刷洗的去污设备。砂带是使用黏结剂将磨料黏结在纸或布等可挠性材料上制成的一种带状工具,是涂附磨具的一种主要形式,可用于磨削和抛光。砂带由基材、磨料和黏结剂组成。磨砂辊又称为消光辊,其基材为优质的无缝钢管或合金钢等金属,光辊的表面加以磨砂或喷砂应力后,其表面不再具有光洁度,成为可对金属表面进行机械打磨和抛光的滚筒。市场上的砂带、磨砂辊具有种类多、型号齐全、尺寸范围大等特点。同一打磨、抛光和刷洗设备可用于不同功能、不同类型污染物表面的去污。由于打磨、抛光、刷洗去污作业会产生粉尘,因此要求去污团队在通风的环境中开展去污操作,并穿着防护服(面罩或通风服)。

一般而言,机械去污可单独使用,也可与其他去污技术结合使用,以提高去污效果。机械去污是对多孔表面污染物进行去污的唯一方法。机械去污的缺点包括:(1)要求污染物表面具有可达性(可触及)。(2)去污过程易产生粉尘。因此去污团队在实施机械去污作业前,要清除



障碍物(如管道、电缆、支撑物等),去污作业过程中除须保持良好的通风环境以外,还须采取降尘和除尘的措施,以保护工作人员的身体安全和安全。

## 2.4 熔炼去污

金属熔炼是一种将放射性污染的金属(如碳钢、不锈钢、铸铁、铜、铝、镍等有色金属)加热到其熔化温度以上,加入造渣剂和氧化剂使其与金属材料发生化学反应,在此过程中不同元素及其放射性同位素在铸锭、炉渣和粉尘之间进行重新分布的高温去污技术。一些与铁化学性质相似的元素,如钴、镍、铬、锌、锰等,主要残留在熔体中。更多的挥发性元素,如铯、碘或氙,离开熔体并转移到尾气或熔渣中。超铀元素以及一些裂变产物容易氧化并转移到熔渣中。

虽然熔炼去污工艺的主要目的是回收和利用金属,但由于许多放射性同位素从熔体中分离出来,并集中在熔渣或通风过滤器中,因而在熔炼过程中同时实现了金属的去污。 $^{137}\text{Cs}$ 是一种挥发性核素,积聚在粉尘中,由通风机过滤器捕集。铸锭中主要剩余核素为 $^{60}\text{Co}$ 。其他核素的半衰期较短。因此,放射性比活度较低的铸锭可自由释放,或者经过短暂的贮存、衰变后再释放。放射性比活度低于(国家或行业)标准限值的铸锭可回收和再利用,并用作屏蔽块或屏蔽容器的基材。由于放射性废金属冶炼厂的规模比非放射性金属冶炼厂的规模小,去污团队须将放射性污染金属切割成较小的碎块以装入熔炼炉。碳钢和不锈钢成为回收利用的首选合金材料。铅易于回收,熔融温度低,只要采取必要的卫生和安全防护措施,就可在现场进行回收利用,无须投入昂贵的资本。其他金属(如铝、黄铜、铁素体钢和镍基合金等)须在有资质的专用冶炼厂熔炼。

对于大型核电厂去污项目,已经建成了集中的熔炼设施,如英国的卡彭赫斯特(Capenhurst)和法国的斯柯德(SOCODEI)熔炼厂。大型商业熔炼设施已在世界各地建成,接收来自国外的放射性废金属,并开展金属的熔炼去污。例如,德国的辛佩尔坎普(Siempelkamp)、

瑞典的斯图斯维克(Studsвик)和美国的能源解决方案(Energy Solutions)熔炼厂。

金属熔炼去污技术的优点包括:(1)能有效去除金属废物中放射性核素,达到净化金属废物的目的。研究表明,金属废物中的放射性核素及其子体的去污效率可达到99%。(2)能实现金属资源的回收和再利用,金属废物通过熔炼,放射性核素大部分已转移到炉渣中,经过熔炼后的部分金属可达到清洁解控水平,从而实现金属的回收和再利用。(3)可在放射性废物处理过程中实现放射性核素的包容。废金属经熔炼后,绝大部放射性核素进入炉渣中,废渣质量约为金属质量的4%,从而大幅减少了需处理的废物量;此外,产生的炉渣可用水泥进行固化,以实现放射性核素的包容。熔炼去污技术的缺点为:(1)前期处理工序复杂;(2)去污成本较高;(3)烟气产生量大。

## 2.5 其他去污技术

使用泡沫、化学凝胶和化学浆料的去污技术用于特定用途核设施的退役阶段(如形状复杂热室和部件的去污)。

### 2.5.1 泡沫去污工艺

泡沫去污工艺是利用表面活性剂产生的泡沫作为化学去污剂的载体,使去污剂与污染表面的放射性核素保持较长时间的接触,然后用水漂洗或喷淋,以实现放射性去污目的。泡沫去污技术成熟,应用广泛,尤其适用于形状复杂或体积较大的部件。泡沫去污技术的优点包括:(1)可应用于形状复杂部件表面的去污;(2)由于泡沫中空气占有90%以上的体积,去污过程中二次废物的产生量少;(3)泡沫去污设备价格低廉,操作简单,适合去污团队人工或远程遥控操作。其缺点是:通过一次性应用泡沫(分批去污)去污难以获得良好的DF值,并且不适用于填充式的大空腔、有裂缝的部件表面或有较深或复杂裂缝部件的去污。

### 2.5.2 化学凝胶去污工艺

化学凝胶作为化学去污剂的载体,是含有各种去污试剂(如 $\text{H}_2\text{SO}_4$ 、 $\text{H}_3\text{PO}_4+\text{Ce}^{4+}$ )、脱漆剂和其他组分的黏性溶液。在去污过程中,将化



学凝胶喷雾或涂刷到待去污件的表面,形成一层持久的液膜,在成膜过程中,高分子链上的官能团(如羟基、羧基、胺基等)以及其中的络合剂,与引起放射性污染的核素发生物理化学反应,使放射性核素从污染物表面进入液膜中;经过一段去污时间,然后开展擦洗、擦拭、抽真空、冲洗或剥离。典型的试剂组合为:硝酸、氢氟酸和草酸的混合物,与羧甲基纤维素胶凝剂混合的非离子洗涤剂,硝酸铝(作为氟的螯合剂)。化学凝胶去污技术的优点包括:(1)可有效地从大型部件中去除原地的可涂抹性污染物;(2)二次废物的产生量少;(3)易实现远距离遥控操作;(4)可获得高达100的DFs。化学凝胶去污技术的缺点是:(1)操作工艺复杂,至少需要经过两次喷涂和两次水冲洗流程;(2)只有在长时间接触的情况下,才能显现效果,此外,须最大限度地减少浪费。化学凝胶喷涂是处理几何形状简单的低碳钢管道上 $\beta$ 和 $\gamma$ 发射体的良好去污工艺。

### 2.5.3 化学浆料去污工艺

化学浆料广泛应用于不锈钢等金属表面的去污,由填料、载体和活性剂(酸或酸的混合物)组成。化学浆料去污技术需在浆料中加入磨料。磨料的机械作用有助于破碎表面的污染物薄膜,从而提高化学浆料的去污效果。

## 3 建筑物表层的去污

建筑物表面材料的自由释放,可能涉及去除污染物或活化材料(如反应堆的生物屏蔽层和加速器外壳的建筑材料)。因此,待去污的建筑物表面厚度从几毫米到几米不等。表面去污通常采用简单的去污工艺,如清洗、擦洗和真空清洗;也用作拆解前或拆解过程中的第一步,为采用具有侵蚀性的去污技术(如粗琢、铣削、刨削和液压、气动锤击)做好前期准备。

### 3.1 粗琢去污工艺

粗琢去污是一种纯机械过程,利用(碳化钨材质)活塞头的上下往复运动或高速旋转冲击待去污建筑物表层的混凝土,使混凝土破碎,以实现去除混凝土表面污染层的目的。破碎后的

混凝土废物依靠高效真空集尘装置吸走,并收集到包装容器中。市场上常见粗琢机的活塞头数量从1个到7个不等。对于难以到达的去污场所,可采用全角度粗琢机(去污设备)。粗琢机一般采用电机驱动或气体驱动方式工作。粗琢机按操作方式分为手持式和远距离操作式两种类型。粗琢去污技术属于干式去污技术,即不需要水、化学试剂或磨料。产生的废物仅由清除的碎屑组成。由于混凝土成分、特性和抗压强度的多样性,以及所选择粗琢机的活塞头数量的差异性,因此,去污团队难以估算去污的工作速率。去污实践表明,手动操作式粗琢机的每个活塞头在每小时内可去除0.3 cm厚度的混凝土表面层,面积为5 m<sup>2</sup>。对于7个活塞头的粗琢机,其去除效率为35 m<sup>2</sup>/h。粗琢机适合去除厚15~25 mm的污染混凝土薄层。建议在下列情况中使用:(1)限制或避免去污过程中产生气载废物;(2)混凝土表面去污后需重新使用;(3)废物量最小化;(4)拆除前混凝土需要去污。粗琢后的混凝土表面整体较为平整。该去污技术既适用于大面积的开阔区域,也适用于小面积狭窄区域的去污作业。美国洛斯阿拉莫斯国家实验室的钷工厂曾用粗琢机对300 m<sup>2</sup>的混凝土进行了去污,美国的钠冷堆实验装置(Sodium Reactor Experiment, SRE)退役项目使用了含有7个活塞的手动式地面粗琢机对混凝土开展去污,去污效果良好。

### 3.2 研磨去污工艺

研磨去污又称铣削(刨削)去污,是另一种纯机械加工过程。研磨机主要由动力源、研磨头、集尘装置和辅助装置组成。其工作原理为:动力系统带动研磨轮高速旋转,研磨轮上的硬质合金圆盘与混凝土表面摩擦,粉碎混凝土,依靠高效真空集尘装置收集破碎的污染混凝土,从而达到清除混凝土表面污染的目的。

研磨轮的磨料主要有水冷金刚石粗颗粒磨料、多层碳化钨磨料。对于高强混凝土(含有硬骨料)表面,适合选择金刚石颗粒磨料。软骨料混凝土,则不适合选择金刚石颗粒磨料。去污试验和工程应用表明:带金刚石磨轮的转盘式

地面研磨机每天可去除混凝土几百立方米,去除深度约为 1 cm;若去污团队对研磨机进行适当控制,混凝土表面去除深度可达 2~3 cm。

根据研磨(铣削、刨削)设备的经验反馈,比利时布诺谷普斯公司(Belgoprocess)研发了一种远程控制的金钢石墙面研磨(铣削)系统,作为大型混凝土表面去污的方案。研磨(铣削)系统由下列部件组成:(1)用于远程遥控铣削机器的水力和电力控制柜;(2)真空系统用于固定临时真空垫,以保持铣削单元呈水平或垂直状态;(3)简单的 XY 框架系统,包含水平导轨、垂直导轨和用于安装铣削头的行车支架;(4)一种快速更换的金钢石旋转铣削头,带有防尘盖,可连接到现有的除尘系统。整个研磨(铣削)系统分节搭建,可由一名操作者携带;以可控和无振动的方式去除混凝土层;每次去污深度在 1~15 mm 可控,并产生光滑的表面。

旋转铣削头设计成可跟随去污表面的轮廓,深度的调整以 1 mm 增量进行手动设置,以最大限度地减少废物的产生。使用 300 mm 和 150 mm 宽的旋转铣削头,既能进入宽敞的区域,也能进入狭小的角落开展去污作业。当垂直导轨安装在铣削头剃刮的墙壁上时,水平导轨可以断开并向前移动,从而保证去污作业的连续性。研磨(铣削)系统的去污速率取决于混凝土的结构和硬度、深度设置、铣削速度和铣削头所使用的金钢石类型。每个铣削头剃刮去污面积可达 2000 m<sup>2</sup>,无须更换。美国在圣奥诺弗雷核电厂(San Onofre Nuclear Generating Station, SONGS)1 号机组采用地面研磨机和手动式研磨机研磨去污,成功实现了对混凝土表面的去污。

### 3.3 液压或气压锤击去污工艺

核设施的污染层或活化物深度通常达到几十厘米。对于此深度的污染或活化层,粗琢和铣削(刨削)去污过程过于缓慢,且属于劳动密集型作业。为了清除几十厘米深度的污染地面和墙壁,去污团队可以使用岩石破碎机或气锤等机器。混凝土建筑物的切割和去污可利用液压或气压锤;既可手动操作,也可借助电动、液压控制的支撑臂进行自动操作。后者可配备液

压锤、掘进机支架或其他工具,适合地面和墙壁的去污。重 350 kg 的小型电动、液压锤击装置常用于污染物已深入混凝土表面区域的去污作业,增加了去除污染物的可能性,并显著减少了操作人员的工作量。

### 3.4 热磨划去污工艺

热磨划法主要用于混凝土去污,利用火焰或等离子体提供的热能来冲击、破碎混凝土的表面,从而达到去污的目的。根据热源的不同,待去污对象的表面将出现飞溅和熔融两种热磨划现象。当待去污对象表面下的矿物质中的较大晶体对突然喷入的能量(热量)产生反应,从而改变其晶间结构时,就会在待去污对象表面下释放晶间力,从而使去污对象以小片形式从表面喷射出来,形成飞溅现象。对于高度晶化和无定形矿物质则不会发生飞溅现象,而是发生熔融过程。熔融过程中产生玻璃状的熔制小球,停留在待去污对象的表面,通过机械方法将这些小球或小片从去污对象的表面去除,从而达到去污的目的。

典型的火焰磨划采用氧-乙炔燃烧器,最高温度可达 3200℃。去污实践表明:一次火焰磨划操作对于粒径小于 33 cm 的粗粒径混凝土,剥离深度为 2.5~3 mm,而对于粒径小于 8 cm 的细粒径混凝土,剥离深度为 1.4~1.5 mm。

## 4 影响选择去污技术的因素

核设施退役项目中存在各种类型的待去污部件,主要包括拆解前或拆解后的金属部件、工具、设备、包装和建筑材料。因此,在一个核设施退役项目中通常采用几种去污技术的组合开展去污。去污作业方、管理方和监管方根据成本效益分析结果,选择去污技术。这种分析通常伴随着对样本开展大量试验。为了选择合适的去污技术,去污作业方、管理方和监管方须考虑以下三个方面的因素:(1)待去污部件的特征。包括:(A)部件的类型、材料和表面状态;(B)部件在运行过程中的使用情况,如待去除污染物的种类、组成和分布等信息;(C)部件的历史,如部件在其运行寿命期内是否已经过某种处理或

去污。(2)去污的目的。是减少剂量,还是无限制重复使用。(3)哪些去污技术符合该部件的去污条件且可采用。需要考虑的因素包括:(A)针对污染物所采用去污技术的有效性,已获得证实,以及来自其他退役项目的经验反馈;(B)去污设备的可用性、经济性和复杂性,包括管理二次废物所需的设备;(C)申请退役许可文件所需的时间和退役计划的影响;(D)健康、安全和环境问题;(E)是否具有训练有素的去污工作人员;(F)为开展去污,须对现有核设施进行升级改造的程度(如隔离系统、封闭系统及通风空间);(G)从去污准备阶段到二次废物管理的整个去污过程中,去污作业方、管理方和监管方职业剂量的摄入。

是否对核设施退役项目中的部件开展去污和去污技术的选择,取决于上述因素在现行通用标准下成本、时间、安全等方面的最佳综合平衡。

## 5 去污技术在 BR3 反应堆退役中的应用

BR3 压水堆核电厂由美国设计和制造,并出口到比利时。该核电厂从 1957 年开工建设,1962 投入商业运行,是欧洲第一座建造和投入运行的压水堆核电厂。其额定热功率为 40 MW,电功率为 10.5 MW,具有商用压水堆核电厂的回路系统和特性,主要用于比利时核电厂操作员的培训,后用作全压水堆条件下新型核燃料(MOX 燃料、毒物的消耗、高能耗)的试验平台,于 1987 年停闭并进入退役阶段<sup>[21]</sup>。自 1987 年以来,SCK·CEN 参与了 BR3 压水堆的源项调查、拆除解体、去污、废物管理、辐射检测、辐射防护、场址清污等退役工作。

作为 BR3 反应堆退役的一部分,退役现场采用了多种去污技术来去除金属污染物。例如,(1)人工清洗或超声波清洗部件外表面轻度污染的碎块;(2)用研磨机和抛光机对金属进行人工抛光;(3)对形状简单、重量达 3 t、长度达 3 m 的锈蚀或喷漆部件开展湿式磨料去污;(4)MEDOC 去污技术的硬化学去污。MEDOC 去污装置设

计用于不锈钢部件的去污。这些不锈钢件被活度高达 20000 Bq/cm<sup>2</sup> 的 <sup>60</sup>Co 污染(应用 CORD 去污技术实施 FSD 后的压水堆一回路);每批次去污面积为 20 m<sup>2</sup>,最大待去污部件重量为 1000 kg。根据去污实验和测试程序结果,在 MEDOC 去污装置中使用铈去污。去污结果表明:待去污部件可达到自由释放水平。在同一核设施中,采用了合适的化学方法对碳钢去污(无 Ce<sup>+4</sup> 和臭氧化反应)。

去污决策过程中的关键问题是:证明“在经济方面,投资 MEDOC 去污设施以消除 215000 kg 的污染物直至达到自由释放水平,具有合理性”。在该决策作出的 1995 年,据评估,使用 MEDOC 去污技术的自由释放成本相当于实施“不开展去污”方案并因此在放射性状态下处理废物成本的 45% 左右。根据 2010 年的经济形势,这一比例已降至 28%。在核设施退役项目实施期间,经济状况的变化不仅很难预测,还在去污决策过程中扮演着重要角色。

尽管 MEDOC 装置是为核设施退役的批量去污而设计的,但研究人员 Ponnet 提出了另一种去污想法。即将 MEDOC 去污装置应用于核电厂蒸汽发生器、稳压器等大型部件的去污,然后将其切割成较小的部件。通过将大型待去污部件与 MEDOC 设备集成在一个回路中,实现对大型部件的去污。该去污工艺具有的优点包括:(1)减少了全身受照剂量;(2)减少了化学试剂和二次废物的数量,最终降低了部件管理成本。由于稳压器内衬不锈钢存在缺陷,去污操作的主要风险来自去污液与蒸汽发生器二次侧碳钢,或与壳体碳钢的接触。为了避免产生的 H<sub>2</sub> 达到爆炸浓度,须将蒸汽发生器二次侧置于惰性氮气中。去污过程中,氮气不断地吹过二次侧,同时不断地向稳压器上部吹入压缩空气,并安装氢气浓度探测器。此外,在 H<sub>2</sub> 存在异常的情况下,立即注入脱盐水以中止酸腐蚀。MEDOC 去污技术还成功应用于 Inconel-600 材料制造的蒸汽发生器传热管的去污,其放射性污染水平高达 50000 Bq/cm<sup>2</sup>。对铝样品开展去污试验的结果表明:MEDOC 去污装置也可用于



铝制碎块的去污。退役去污工程实践表明:经验丰富和训练有素的去污方人员在施工现场工作,有助于选定去污工艺和优化设施的使用。

## 6 新兴去污技术与未来发展趋势

近年来,在放射性废物管理研究和发展计划的框架内,研究人员提出了许多新兴去污技术。新兴去污技术大多是由化学、电化学、微生物、机械、激光、超临界萃取、等离子体消融、微波粗琢、超声波去污技术中的一种或多种组成的混合技术。新兴去污技术的目标是提高现有去污技术的效果,或使去污技术缺点最小化。由于微生物或电极去污属于缓慢的去污工艺,过去几年的研发投入和应用程度有所下降。

激光去污技术利用透镜组合,将激光束聚集到微小区域,产生高达几千度或几万度的高温,对受污染的核设施金属部件和设备的表面进行加热,使之汽化、蒸发、瞬间膨胀破裂;通过蒸汽流带动污染物层脱离待去污物体表面,在焦点附近上方区域进一步加热电离形成等离子体,以达到降低核设施金属部件、设备的放射性水平或回收再利用金属部件的目的。激光去污过程中激光与物质的相互作用,是多种物理和化学作用的复杂混合过程。激光去污过程中产生的挥发性物质由真空系统或多级过滤器捕集,有机物可使用活性炭床捕集。

微生物是一类形体微小的单细胞或个体结构比较简单的多细胞,甚至是没有细胞结构的低等生物;是眼看不见,手摸不着,有生命的微小生物,只有借助光学显微镜和电子显微镜才能看到。微生物包括细菌、病毒、真菌等。微生物去污是一种利用细胞膜的吸收作用、沉积作用、离子交换作用,以及微生物的诱捕作用、甲基化作用、脱羟作用、氧化还原作用、催化作用、降解作用等对待去污的核设施进行去污的单一的或综合性的去污技术。微生物去污工艺流程包括:(1)用滚筒、毛刷、喷雾器等工具将微生物溶液涂抹并覆盖到待去污部件的表面,微生物穿过表面接触污染面;(2)待微生物对污染物完成消耗后,再使用洗涤剂或溶剂对反应物和大

多数污染物进行洗涤;(3)对洗涤废液进行干燥,以破坏残留的微生物,若未破坏,可通过加热或化学处理方法(如酸洗或表面活性剂洗涤)对其进行进一步处理,使微生物失去活性;(4)使用新鲜溶剂洗涤掉物体基质表层残留的污染物及其衍生物。在微生物去污过程中,需确保待去污物体表面保持适当的温度。微生物去污技术适用于地板、墙面、开放性装置、集油槽、阀门、管道、贮存罐等残留物的去污。

微波粗琢去污利用微波照射混凝土表面,使其中的结合水汽化,在表层产生机械应力和热应力,使混凝土表层发生爆裂,从而达到去污的目的。该去污方法不适用于金属和含水量过低的混凝土的去污。

超临界流(液)体(Supercritical fluid, SCF)是指温度和压力均高于临界点的流体,如二氧化碳、氨、乙烯、丙烷、丙烯、水等。处于超临界状态时,超临界流体的气液两相性质非常相近,液体兼有气液两相的双重物理特性,既有与气体相近的高扩散系数、较低的黏度和良好的渗透性,又有液体相近的密度和良好的溶解能力。应用较多的超临界流体是二氧化碳,它具有无毒、不燃烧、与大部分物质不反应、价廉等优点;其密度对温度和压力变化十分敏感,且与溶解能力在一定压力范围内成正比,因此,可通过控制温度和压力改变物质的溶解度。超临界流体萃取去污以超临界液体作为萃取剂,通常分为萃取和分离两个阶段。在萃取阶段,超临界流体将所需组分从原料中萃取出来;在分离阶段通过改变某些操作参数或方法,使萃取组分从超临界液体中分离出来,分离后的超临界流体经净化、加压后可再循环使用。超临界液体(CO<sub>2</sub>)萃取去污过程包括:(1)将污染物置于萃取室与超临界流体(CO<sub>2</sub>)接触,加压到 300 atm(标准大气压),通过加热温度升高到 80℃,维持 20 min;(2)然后抽出 CO<sub>2</sub>,减压升温,使超临界流体(CO<sub>2</sub>)变为普通液体,把萃取的放射性核素“释放”出来,以达到去污的目的。临界萃取去污技术的优点包括:(1)可对几何形状和结构复杂的设备和部件进行有效去污,超临界流体的



表面张力较低,与液体相比,其扩散能力较强,在去污过程中超临界流体可进入设备或部件的微孔,从而有效去除污染物;(2)去污时间较短,去污效率高;(3)超临界流体可循环使用,二次废物的产生量少;(4)对去污对象的腐蚀作用小。超临界萃取去污技术的缺点包括:(1)由于去污过程在高压环境中开展,去污设备的一次性投资较大;(2)去污属于非连续性操作,工作效率较低。

热处理去污技术是一种新兴的建筑物表面去污技术,主要适用于涂层的去除,也适用于薄矿物质或有机层的剥离和分层。通过对待处理物体表面施加热量,或吸收热量,导致材料性质在高温或低温,或在温度梯度下发生变化,即利用低温脆性和热诱导张力作用去污。张力由涂层和母体材料的不同热膨胀系数,以及材料表面和深度方向的局部温差产生。此外,软力学机制用于在不损伤母体材料的情况下,破坏涂层的结合力。用液氮(-196℃)和固体二氧化碳(-78℃)作冷却介质,通过激光、微波或火焰引入热量,把多种技术相结合,以最大限度地提高热应力。

此外,近十余年改进的 DFD 技术取得了最新进展。DFD 技术的改进,主要涉及使用电化学离子交换池去除金属和溶解放射性核素。在一个工业化的、考虑成本效益的核设施退役项目中,新兴去污技术的应用仅限于完成一个测试方案之后的特定情况。

## 7 挑战与经验教训

去污在核设施的退役工程中是一个重要环节,涉及经济、社会、技术、环保、安全等诸多领域。去污必须在核设施的退役许可文件中进行详细描述。去污工艺、技术和类型须经国家核安全监管机构批准后才能组织实施。现有的各种去污技术均存在一定的局限性。母体材料、污染物种类、去污对象等,均对去污技术的选择存在着制约作用<sup>[22]</sup>。去污通常需要联合使用几种去污技术,而非仅仅使用一种去污技术。选择去污技术时应考虑的因素包括:核设施的类型和生产工艺,核设施的运行历史,待去污对象

的材料类型、污染状态,去污对象的材质、表面状态、化学性质与核素种类等,与去污技术相匹配的去污剂等。

在选择去污技术的过程中,去污作业方、管理方和监管方须对“倘若去污目标仅部分达到,或者根本未达到,将对整个核设施退役工程产生哪些影响”进行充分评估和论证,开展与健康、安全和环境因素相关的评估工作,以实现核设施退役项目的去污工艺最佳化。例如,受照剂量、二次废物的产生量和废物的处置与管理等问题。在不影响受照剂量、费用和废物处置路线最佳化的前提下,优先采用现场去污技术。此外,去污技术需要根据核设施去污作业的实际情况做出调整。

为了扩大现有核设施去污工艺的适用范围,提高现有去污技术的效果,去污作业方、管理方和监管方还需进一步开展去污的试验研究、工程应用、技术改进等方面的工作,研制出技术更先进、性能更优越的去污设备或化学试剂,探索出一套适合中国经济和社会发展水平、快速和简单的核设施去污技术,使中国的核设施去污技术向环境友好型、复合型和高效型发展。

## 参考文献

- [1] IAEA. Decommissioning of nuclear installations [EB/OL]. Vienna: IAEA (2022-12-30) [2023-01-08]. <https://www.iaea.org/topics/decommissioning>.
- [2] 汪萍, 廖运璇, 刘新华, 等. 核设施退役中若干环境相关问题的探讨 [J]. 核安全, 2012, 1(1): 51-55.
- [3] Michele L. Nuclear decommissioning [M]. Cambridge: Woodhead Publishing Limited, 2012.
- [4] Colin B, Kevin L. Nuclear Decommissioning, Waste Management, and Environmental Site Remediation [M]. Oxfordshire: Butterworth-Heinemann, 2003.
- [5] Michele L. Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning [M]. Duxford: Woodhead Publishing, 2003.
- [6] Stiepani C, Harper K. CORD Decontamination technologies for decommissioning: continuous improvement over thirty years [R]. Idaho Falls: Decommissioning, Decontamination, and Reutilization Topical Meeting 2010, August 29-September 2, 2010.

- [ 7 ] Morris R. Chemical decontamination of decommissioning ( DFX ) and DFDX [ R ] . Tsukuba: ASME 2010 13th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, 2010.
- [ 8 ] IAEA. Methods for the minimization of radioactive waste from decontamination and decommissioning of nuclear facilities: Technical Reports Series No. 401 [ R ] . Vienna: IAEA, 2001.
- [ 9 ] 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.
- [ 10 ] VALENTIN J. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection: ICRP Publication 103 [ R ] . Ottawa : The International Commission on Radiological Protection, 2007 .
- [ 11 ] Dadoumont J, Massaut V, Vermeersch F. The BR3 Decommissioning project: A Pilot for Submarine Reactors [ R ] . Boeretang: SCK · CEN, 1997.
- [ 12 ] Ashot A, Sarkisov A, Tournyol C. Analysis of Risks Associated with Nuclear Submarine Decommissioning, Dismantling and Disposal [ M ] . Moscow: Springer Science+Business Media, B.V., 2003.
- [ 13 ] Yves Demeulemeester. The European Nuclear Decommissioning Training Facility II ( EUNDETRAF II ) [ R ] . Bruges: SCK·CEN ( Belgium ), 2009.
- [ 14 ] Mathieu P, Michel K, Vincent M, et al. Thorough Chemical Decontamination With the MEDOC Process: Batch Treatment of Dismantled Pieces or Loop Treatment of Large Components Such as the BR3 Steam Generator and Pressurizer [ R ] . Tucson: WM'03 Conference, February 23 -27, 2003.
- [ 15 ] Ponnet M, Klein M. Thorough Chemical Decontamination MEDOC®: An Effective Way to Reduce Metallic Waste Volume of the Dismantled Materials: ICEM2001-1308 [ R ] . Bruges: ASME 2001 8th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation, 2001.
- [ 16 ] Reiko F, Masami E, Tetsuo M. REDOX Decontamination Technique Development [ J ] . Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, 26 ( 3 ): 339-349, 1989.
- [ 17 ] 王俊峰. 核设施退役工程 [ M ] . 北京: 中国原子能出版社, 2013.
- [ 18 ] Harald W, Bertholdt H O, Fernando R. Chemical Decontamination With the CORD UV Process: Principle and Field Experience [ R ] . Bled: Proceedings of 4th Regional Meeting Nuclear Energy in Central Europe, 1997.
- [ 19 ] DOE. Decommissioning Handbook: DOE/EM-0142P [ R ] . Washington, D.C.: DOE, 1997.
- [ 20 ] 赵木, 范仲, 石伯轩, 等. 核设施退役专业化成套装备研制总体考虑 [ J ] . 核安全, 2021, 20 ( 4 ): 66-71.
- [ 21 ] Noynaert L, Verstraeten I. Decommissioning of the BR3 Reactor: Status and Perspectives ( ICEM07-7128 ) [ R ] . Bruges: Proceedings of the 11th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, 2007.
- [ 22 ] 华正韬. 核设施去污技术研究进展 [ R ] . 银川: 中国核学会核化工分会 2014 年学术交流年会, 2014.

# Decontamination Process and Technology of Nuclear Facilities Decommissioning Project

Yao Zhimeng

(Production Service Department of Yangjiang Nuclear Power Co., Ltd., Yangjiang 529525, China)

**Abstract:** The reasons, objectives, decision-making factors of decontamination, licensing documents of decontamination of decommissioned nuclear facilities, and decontamination processes and techniques commonly used on metal parts and building surfaces in nuclear facility decommissioning projects are briefly introduced in this paper. At the same time, the factors affecting selection of decontamination processes and technology are listed and discussed. The application examples of decontamination technology, Challenges and lessons learned in the decommissioning of BR3 reactor in Belgium are summarized too. Furthermore, the emerging techniques and future trends of decontamination technology are analyzed in this paper. It can provide reference for the decontamination of nuclear facilities decommissioning projects in China.

**Key words:** nuclear facilities decommissioning; decontamination; recycling; waste minimization; dose reduction

(责任编辑：许龙飞)

王春,王德军,王广金,等. 质保分级管理在核电设备供货中的研究及应用[J]. 核安全, 2023, 22(5): 44-50.

Wang Chun, Wang Dejun, Wang Guangjin, et al. Research and Application of Quality Assurance Hierarchical Management in Nuclear Power Equipment Supply [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(5): 44-50.

## 质保分级管理在核电设备供货中的研究及应用

王春<sup>1,\*</sup>, 王德军<sup>2</sup>, 王广金<sup>1</sup>, 张军平<sup>1</sup>, 付正中<sup>1</sup>

(1. 中国核动力研究设计院, 成都 610041; 2. 生态环境部, 北京 100006)

**摘要:** 质量保证是确保物项、服务和工艺质量的有效管理措施。在核电厂物项/活动实施过程中, 项目人员对物项/活动进行有效的分级管理, 可以合理分配有限的资源, 从而最大限度地确保核电厂建设中重要物项/活动的质量。本文结合核电厂某监测系统供货项目特点, 分析和探讨了该项目实施中基于精细化管理的质保分级控制实践, 实现了管理效益的最大化, 建立了相应的质保分级管理体系及管理措施, 希望为核电项目的质保分级管理提供一定参考。

**关键词:** 核电设备; 质量保证; 分级管理

**中图分类号:** X946 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)05-0044-07

质量保证分级是核电行业质量管理体系有别于其他行业的重要特点, 对确保核安全物项和活动有序进行、实现核安全目标具有重要意义<sup>[1]</sup>。核安全法规要求核电厂物项、服务和工艺等须根据其安全的重要性规定相应的控制和验证方法, 以保证物项、活动的质量<sup>[2,3]</sup>。大部分核岛设备的制造过程是一个复杂的系统工程。实际工作中, 质量需在一定资源条件下与进度和成本统筹考虑, 在满足客户需求的前提下实现最优化控制<sup>[4]</sup>。

在有限的资源条件下, 项目人员须对各物项进行分级并确定管理要求, 以实现资源的合理分配, 最大限度确保核电产品的质量。通过对物项核安全/可用率的重要性、技术成熟度、复杂性等因素的综合分析, 项目人员将核电厂的物项划分为不同质量保证级别, 并根据重要

性和综合因素制定不同的控制验证水平, 以及进行系统的、规范化的管理<sup>[5]</sup>。实际执行中, 因存在对分级方法的理解和认识不足, 项目人员对物项涉及的工作往往是定性分析, 在涉及物项或要素太多的情况下, 难以系统性地判断, 无法有效甄别要求的高低, 对安全重要性、复杂性及成熟性的把握和判断不精准。此外, 可直接用于质保要求分级、确定不同质保等级的参考资料较少, 由此会导致分级时项目人员出于保守原则往往将质保等级定得过高, 造成资源的浪费和不合理使用<sup>[4,6]</sup>。

为此需要建立系统化的、更加科学合理可行的质保分级管理原则和要求, 既能满足必要的质量保证要求, 又能充分合理利用资源<sup>[7]</sup>。本文结合核电厂某监测系统供货项目特点, 分析和探讨了该项目实施中基于精细化管理的质

收稿日期: 2023-07-25 修回日期: 2023-09-09

作者简介: 王春(1985—), 男, 副研究员, 硕士研究生, 现主要从事质量安全管理工

\* 通讯作者: 王春, E-mail: 6501500wang@163.com



保分级控制实践,建立了相应的质保分级管理体系及管理措施,希望为相关核电项目的质保分级管理提供一定参考。

## 1 质保分级原则

核电设备的质保分级应考虑的因素包括:(1)设备对电厂安全和运行的重要性;(2)设计制造的成熟度、复杂性;(3)采购经验、标准化程度;(4)经济性。因技术路线不同,质保分级的方式也不同,一种常见的核电厂物项/服务质保分级方式为QA1、QA2、QA3、QNC四个级别(核质保1、2、3级和非核质保级)。

基于精细化管理的实践总结,本文按设备实施不同阶段的特点,将质保分级划分为质量保证大纲等级、设计质保分级、采购质保分级、制造质保分级和安装质保分级等。

质量保证大纲等级应按系统和设备最高质保等级(某些系统中的设备可能有不同的质量保证等级)制定。根据设计、采购、制造、安装调试活动对设备实现功能的不同影响程度,相应质量保证活动的等级可适应降低,但至少有一项活动(一般不是采购活动)的质量保证等级应

与质量保证大纲等级一致。

项目人员对组成设备的组件、部件、零件及材料进行质保分级时,应考虑作用在上述物项的设计、采购、制造、安装调试活动的细化程度及相应活动对设备整体功能和性能的影响程度。如某一设备作为总体进行设计,涉及的专业单一,接口简单,则不需要将设计活动的质保等级细化到零部件。如果该设备相应的组件、部件、零件有不同的制造工艺,且相应的制造活动对设备质量的影响程度不一样,则应将制造活动按组件、部件、零件进行分级。

图1建立了核电设备及零部件质保分级的流程。

以核电厂某监测系统为例进行的设备质保分级见表1。

该监测系统总体按核安全3级设计,但没有直接的安全功能,总体质保等级为QA2级。在具体分级管理中,总体质保等级根据其核安全分级对应而来,系统中的设备在不同阶段(如设计、采购、制造等阶段)按不同级别管控,以最大限度地节省资源、降低项目成本,实现精细化管理。

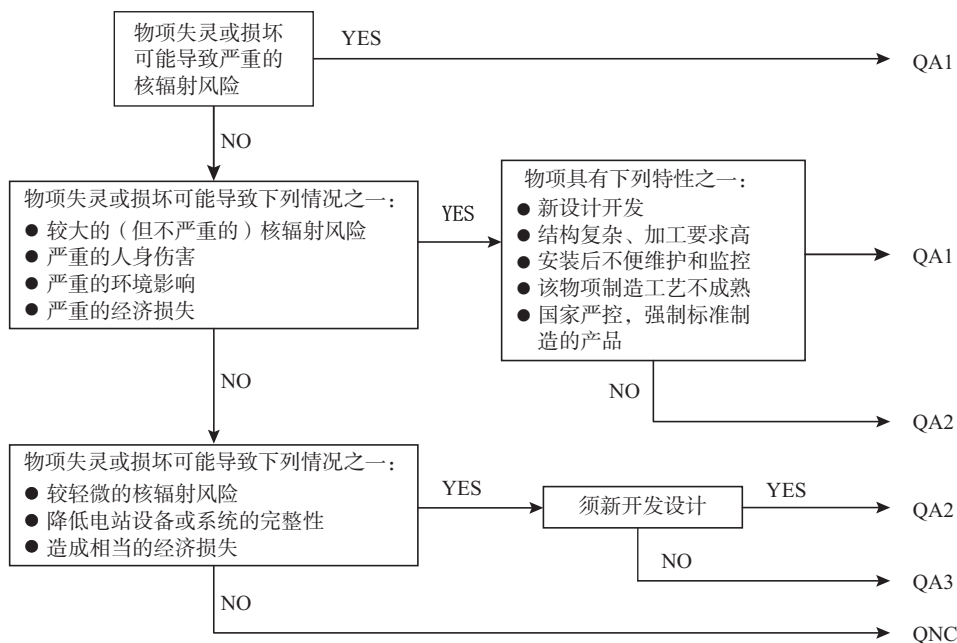


图1 质保分级流程

Fig.1 Diagram of quality assurance grading

表1 核电厂某监测系统设备质保分级表  
Table 1 Table of equipment quality assurance grading for a monitoring system of nuclear power plant

序号	物项	QA等级	备注
1	某监测系统	QA2	
1.1	监测系统 01 主管线	QA2	
1.1.1	监测系统 01 主管线手动减压阀	QA2	
1.1.2	监测系统 01 主管线流量计下游隔离阀	QA3	
1.1.3	监测系统 01 回流管线调节阀	QA2	
1.1.4	监测系统 01 手动取样快装接头隔离阀	QNC	
.....	.....	.....	
1.2	监测系统 02 主管线	QA2	
1.2.1	监测系统 02 主管线手动减压阀	QA2	
1.2.2	监测系统 02 主管线流量计下游隔离阀	QA3	
1.2.3	监测系统 02 pH 仪下游隔离阀	QA3	
1.2.4	监测系统 氢气瓶出口隔离阀	QNC	
.....	.....	.....	

在总体设计中,根据该系统中各设备的功能差异、涉及的放射性情况进行分级管理。其中,系统前段设备因执行安全隔离功能,并与放射性介质直接接触,定为核3级设备,质保等级定为QA2级;系统中段的设备因不涉及隔离放射性功能,且为非核级设备,但是有放射性废液的接触,所以将相关设备质保等级降为QA3管理;对于系统后段的取样快装隔离设备,主要为普通工业品,不涉及接触放射性,因此将其质保等级降为QNC级进行管理。

针对具体设备,项目人员可根据其在设计、采购、制造、安装等阶段的不同特点,结合复杂性、成熟度,差异化分级管控。

以该监测系统中的核级调节阀为例。在前

期工程中,该设备已通过同等条件的设计验证和供货,相应设计较为成熟,只需对以往设计验证进行评估,不需要对该设备的设计重复进行验证,其设计质保等级可适当降低;作为监管的民用核安全设备,要求制造厂必须为核级持证单位,存在不确定因素,其采购质保等级设定需要较高;安装焊接环节,要求核级焊工焊接,质保等级也需要提高。事实证明,采购阶段的高质保等级管控在一定情况下有利于降低风险。上述设备的厂家在制造过程中出现了因过程违规被监管当局叫停的情况,因该设备采购质保等级较高,采购方按照要求派驻监造人员定期进行监督和跟踪,及时掌握该设备的制造信息,及时识别出了该风险,在未造成实质性的工程影响后果前,对该设备进行了重新采购。

本文再以该系统中的某型换热器为例。该换热器为普通的U型管式换热器,其结构简单、制造工艺也简单,但其换热性能未被验证过,设计时考虑得较为复杂,需要通过换热性能计算并评审换热计算的分析方法,此外还需通过样机鉴定试验的方式验证其换热能力。该设备的关键过程在于设计,其设计质保等级高,但其制造过程简单,所以其采购质保等级和制造质保等级可以降低一个等级,而现场安装过程中,该设备涉及和核级管路连接的问题,其安装质保等级又需要提高。

因此,在核电项目设备具体分级管理中,系统或设备在不同阶段(如设计、采购、制造、安装等阶段)可根据具体情况进行评估,按不同级别管控。我们结合相关标准及核电厂某监测系统的具体实践及经验反馈,建立了一套较为完善的质保分级管理系统,并列举了部分质量管理分级控制措施。

## 2 质保分级管理体系的建立

### 2.1 质量保证大纲分级

合同执行中,项目人员根据买方合同或设备技术规格书中确定的设备质量保证等级制定同一等级的质量保证大纲。当合同中涉及多种物项且有不同质量保证等级时,项目人员按最

高质保等级的物项制定质保大纲;未规定物项质量保证等级时,其参照《压水堆核电厂物项分级》(GB/T 17569)和《核电厂仪表和控制系统及其供电设备质量保证分级》(GB/T 15475)确定设备总的质保等级,制定相应等级的质量保证大纲。

设备研发阶段,当需要实施分级的质量管理要求时,项目人员参照电厂已有设备或类似设备确定相应的质量保证大纲等级。研发的设备超出《压水堆核电厂物项分级》(GB/T 17569)和《核电厂仪表和控制系统及其供电设备质量保证分级》(GB/T 15475)的范围且非现役电厂固有时,项目人员依次按以下原则确定质量保证大纲等级:

(1)机械安全一、二级(SC-1、SC-2)和电气1E级设备按QA1级进行管理;

(2)非安全级设备或非1E级电气设备,但设备失效会对电厂的利用率造成重大影响的按QA1级进行管理;

(3)机械安全三级(SC-3)按QA2级管理;

(4)非安全级设备或非1E级电气设备,设备有抗震或(和)耐辐照要求时,按QA3级管理。

(5)其他设备按QNC级管理。

## 2.2 设计质保分级

一般情况下,核岛设备设计活动的质量保证等级应与质量保证大纲等级一致,即与设备总的质保等级一致。设计活动满足下列全部条件时,可适当降低一个等级,但不低于QA3级:

- (1)设备的功能和性能已通过实验充分验证;
- (2)设计接口简单;
- (3)设备在电厂有运行历史,业主未针对设备功能和可靠性提出反馈意见;
- (4)设计仅针对现役电厂设备的简单拷贝;
- (5)与电厂的设计接口参数与现役设备完全一致。

当一个核岛设备作为一个整体进行设计,设计输入、设计输出、设计评审、设计验证、设计变更等活动实施均针对设备整体进行时,我们一般不要求对设计活动的质量保证分级细化到组件或部件。满足下列要求之一时,可考虑对不同的组件、部件实施不同的设计质量保证等级:(1)系统比较复杂,设计活动针对构成系统的

设备或部件展开,且设备或部件对系统功能的影响程度不一样;(2)被设计的设备是在成熟设备上的改进或升级,新设计的部件与其余部件设计验证的方法及设计验证的深度存在区别。

若需要对构成系统的设备或构成设备的组件、部件进行设计的质保分级,项目人员首先应考虑的是该设备或部件失效或缺陷对产品功能的影响程度,其次应考虑的是设计的复杂性、设计验证能够达到的深度。当设备或部件满足下述条件之一时,项目人员可考虑对设备或部件在产品总的设计质保等级上放宽一级:(1)设计成熟并经过充分验证;(2)在产品总体设计上已考虑了冗余;(3)该设备或部件较易更换,且在总体设计上已考虑了备件;(4)该设备或部件失效或缺陷对产品的功能无影响,仅影响外观。

## 2.3 采购质保分级

采购活动的质保分级应根据采购对象来划分,应考虑的因素包括:物项对产品功能的影响程度、制造的复杂性、是否有核级要求(如核级容器、核级材料、抗震、耐辐照等)。

采购物项满足下列条件之一时,其质保等级应与设备质保等级一致:(1)国家核安全监管部监管名录内的物项;(2)不在国家核安全监管部监管名录内的物项,但买方提出了附加的核安全管理要求(如核级焊工、核级无损检测资质等);(3)物项易失效且失效直接影响设备的可用性。

已有成熟经验的采购物项,但满足下述条件之一,采购活动的质保等级可在设备总体质保等级上放宽一级:(1)与产品研发阶段使用的同一制造商的物项,且物项的性能在设计开发阶段经过充分验证;(2)虽然与研发阶段使用的物项非同一厂家,但材料、设备、制造工艺一致,并能提供充分的检验试验证据;(3)设计要求的所有指标均易于检测。

不满足上述任一条件的采购物项,其采购活动的质保等级可定为QNC。此外,根据物项制造的复杂度和标准化程度,也可进一步细分为:

QNCa:制造比较复杂,进度要求高或含较



多特殊过程的工艺;

QNCb:不含特殊过程的普通工艺;

QNCc:市售标准物项。

## 2.4 制造质保分级

核用设备制造的质量保证等级主要根据制造工艺的成熟度或复杂程度来划分。满足下列条件之一的核用设备,其制造活动的质保等级应与设备质保等级一致:(1)使用了新材料或新工艺;(2)工艺流程中含较多的特殊过程;(3)设备中含能动部件、零部件尺寸要求较高或设备装配精度要求较高。当制造活动仅仅是简单的集成或组装,但该工艺过程已外包,设备制造的质保等级可在总的质保等级上放宽一级。

核用设备组件、部件或零件的质保等级应根据该组件、部件或零件实现设备功能的重要程度及工艺实现的复杂程度来划分。满足下列条件之一的组件、部件或零件,其制造的质量保证等级与设备的制造总质量保证等级一致:(1)该组件、部件或零件易失效且失效会直接影响设备的可用性;(2)新材料或新工艺;(3)影响设备的可维修性;(4)制造中含特殊过程;(5)尺寸要求较高或设备装配精度要求较高。不满足上述要求的组件、部件或零件,其制造活动的质保等级可在设备制造总的质保等级上放宽一级。

## 2.5 物项质保分级表

根据前文描述的原则和方法进行质保分级,具有系统性、精细化的特点。为保证质量控制措施的精准有效加载,通常要求按设备(或系统)制定质量保证分级表。质量保证分级可参考如下流程进行:

(1)确定设备总的质保等级(质量保证大纲等级);

(2)分别确定设计、采购、制造、安装调试活动总的质保等级;

(3)考虑设计的复杂程度,确定组件或部件设计的质保等级;

(4)考虑采购对象及拟选厂家,确定采购物项的质保等级;

(5)根据制造的工艺流程,确定组件、部件或零件的质保等级。

另,表2、表3分别提供设备设计(或制造)活动质保分级表和设备采购物项质保分级表供参考。

表2 设备设计(或制造)活动质保分级表  
Table 2 Table of quality assurance grading for equipment design or manufacturing activities

序号	物项	QA 等级	备注
	XX 系统		
	设备 1		
	组件 1-1		
	部件 1-1-1		
	.....		
	部件 1-1-X		
	.....		
	组件 1-X		
	设备 2		
	.....		
	设备 X		

表3 设备采购物项质保分级表  
Table 3 Table of quality assurance grading for equipment purchase items

物项名称	型号 / 规格	用途	QA 等级	备注
1	物项 1			
2	.....			
3	物项 X			

## 2.6 质保分级控制措施

根据核电设备的不同质保等级,我们制定了不同质保等级的质量管理分级控制措施,在满足法律法规要求的前提下,使管理流程和资源分配更加科学合理。针对不同质保等级,本文对质保大纲编制、检验和过程控制、不符合项控制、监查管理等要素提出了分级控制措施制定思路以供参考,见表4。根据不同项目的合同和监管要求,具体分级控制措施会有所差异。



表 4 质量管理分级控制措施  
Table 4 Table of quality management hierarchical control measures

要素	分级控制措施			
	QA1	QA2	QA3	QNC
质保大纲	按 HAF003 的要求制定质量保证大纲, 质量保证大纲满足标准及合同的全部要求		核级或核安全相关设备按 HAF003 要求编制质量保证大纲; 客户有要求时, 非核级设备也可按 ISO9001 条款、参照 HAF003 要求编制质量保证大纲	无须编制质量保证大纲
.....	.....	.....	.....	.....
设计控制	针对设计活动, 单独制定了分级控制措施			
检验和过程控制	编制设计验证计划、文件编制计划、制造质量计划、对设计活动进行监督; 设置重要工序质量控制点, 对制造过程进行监督, 选点率不低于 70%, H 点不低于 30%; 编制检验控制程序及重要设备的检验规程; 进行开工前和试验前状态检查	编制设计验证计划、文件编制计划、对设计活动进行监督; 编制制造质量计划, 设置重要工序质量控制点, 对制造过程进行监督, 选点率不低于 60%, H 点不低于 20%; 编制检验控制程序及重要设备检验规程; 进行开工和试验前状态检查	编制设计验证计划、文件编制计划、对设计活动进行监督; 编制制造质量计划, 设置重要工序质量控制点, 对制造过程进行监督, 选点率不低于 50%, H 点不低于 15%; 进行开工和试验前状态检查	按实施单位程序进行生产或试验前状态检查
不符合项控制	编制不符合项控制程序; SC-1 设备的最高级及次一级不符合项和 SC-2 设备最高级不符合项报国家核安全监管部门审查	执行核电产品不符合项控制程序或项目专用不符合项控制程序 (合同有要求时)		执行实施单位管理程序
监查	每年制订监查计划进行项目专项质量保证监查, 监查应涵盖质保大纲涉及的各个部门, 具体按程序进行。针对 QA3 级 (含) 以上分包物项的分包方, 至少进行一次外部监查	除非合同专门约定, 一个合同周期内进行 1~2 次监查, 涉及同一买方的类似设备可同时进行; 持续供货 QA3 级 (含) 以上物项分包方, 应至少进行一次外部监查		结合实施单位质量体系内部审查进行
.....	.....	.....	.....	.....

### 3 结语

本文结合核电厂某监测系统供货项目特点, 分析和探讨了该项目实施过程中基于精细化管理的质保分级控制实践, 建立了较为规范的质保分级管理体系及管理措施, 此质保分级管理措施已在项目上成功实施并取得良好效果, 有效地提升了核电项目管理水平, 节约了项目资源, 对核电项目质量管理控制起到了较好的借鉴作用。

### 参考文献

- [1] 高雯, 蓝理益, 王晓敏, 等. 设备零部件最小单元化质量保证分级管理 [J]. 中国石油和化工标准与质量, 2019, 39 (20): 80-81+83.
- [2] 国家核安全局. 核电厂质量保证安全规定: HAF003 [S]. 北京: 国家核安全局, 1991.
- [3] 国家核安全局. 核电厂质量保证大纲的制定: HAD003/01 [S]. 北京: 国家核安全局, 1988.
- [4] 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.

- [5] 裴红伟, 张子强, 孟广国, 等. 核电数字化仪控系统外协制造产品的质量管理与实践 [J]. 自动化仪表, 2019, 40(12): 91-93.
- [6] 陆秋生, 江振铭, 刘山旺. 田湾核电站运行阶段质量保证分级管理 [J]. 机械工业标准化与质量, 2022 (6): 42-45.
- [7] 江澜, 章拓霆. 核电厂关键敏感设备采购质保管理创新与实践 [J]. 核标准计量与质量, 2022 (1): 43-47.

## Research and Application of Quality Assurance Hierarchical Management in Nuclear Power Equipment Supply

Wang Chun<sup>1\*</sup>, Wang Dejun<sup>2</sup>, Wang Guangjin<sup>1</sup>, Zhang Junping<sup>1</sup>, Fu Zhengzhong<sup>1</sup>

(1. Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China; 2. Ministry of Ecology and Environment, Beijing 100006, China)

**Abstract:** Quality assurance is an effective management measure to ensure the quality of items, services and workmanship. During the implementation of nuclear power plant items or activities, effective hierarchical management of items or activities can rationally allocate limited resources, thereby maximally ensuring the quality of important items or activities in nuclear power plant construction. Combining with the characteristics of a monitoring system supply project of nuclear power plant. This article analyzes and discusses the quality assurance hierarchical control practice based on refined management in the implementation of the project, realizes the maximization of management benefits, establishes the corresponding quality assurance hierarchical management system and management measures, and hopes to provide some reference for the quality assurance hierarchical management of nuclear power projects.

**Key words:** nuclear power equipment; quality assurance; hierarchical management

(责任编辑: 许龙飞)

曾建国,叶彤,刘镇江. 国外核安全研究现状、热点和趋势——基于 CiteSpace 的可视化分析[J]. 核安全,2023,22(5):51-61.

Zeng Jianguo, Ye Tong, Liu Zhenjiang. Current Status, Hot Spots, and Trends of Foreign Nuclear Safety Research—A Visual Analysis Based on Citespace [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(5): 51-61.

# 国外核安全研究现状、热点和趋势——基于CiteSpace的 可视化分析

曾建国<sup>1,\*</sup>, 叶彤<sup>2</sup>, 刘镇江<sup>1</sup>

(1. 南华大学马克思主义学院, 衡阳 421001; 2. 南华大学经济管理与法学学院, 衡阳 421001)

**摘要:** 本文从促进核安全治理及良好发展的角度出发, 将 Web of Science 中与核安全有关的 2002—2021 年的文献收集起来, 采用聚类分析、关键词共现分析和共被引文献分析等文献计量方法, 对国外核安全领域研究的现状、热点与趋势等进行研究。结果表明: 近年来, 核安全研究呈现出快速发展的态势; 核安全事故、国际核安全治理、公众态度等, 是核安全研究的主要关注热点; 将现代信息技术引入核安全研究领域是今后发展的重要趋势; 结合中国国情, 我国应重点进行核安全命运共同体、数字技术与核安全治理深度融合等方面的研究。

**关键词:** 核安全; 研究现状; 研究热点; 研究趋势; 可视化分析

**中图分类号:** C93 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 05-0051-11

全球核电和核技术利用事业方兴未艾, 防范事故风险成为国际核安全面临的普遍问题<sup>[1]</sup>。核电和核技术领域的潜在风险并无国界可言, 一旦发生核事故, 没有一个国家可以单独凭借其本国的力量控制住核影响。因此, 加强核安全治理研究, 对于任何国家(地区)来说都是刻不容缓和至关重要的。

在过去的 70 多年里, 国内外的研究者、专家和政府官员从不同的角度围绕核安全相关领域进行研究或解释, 积累了丰富的成果。从文献计量学的角度来看, 对这些研究成果进行科学性总结回顾, 可为未来核安全的研究与发展奠定坚实的基础。因此, 有必要对国外核安全

研究的现状进行分析, 了解其热点, 总结和分析相关趋势, 以促进我国更好地分析和研究核安全的热点及趋势, 提出改进建议, 为推进核安全治理发展提供参考。

## 1 研究目的与研究方法

### 1.1 研究目的

利用文献计量学方法, 分析国外主题为核安全的文献, 并运用可视化分析方法, 进一步提取、筛选和呈现指标结果, 从而了解国外核安全研究的热点包括哪些, 研究现状和未来研究趋势的大方向, 最终为国内核安全的研究提供借鉴和参考, 更好地促进核安全

收稿日期: 2022-11-20 修回日期: 2023-02-10

基金项目: 国家社会科学基金一般项目“习近平总书记核安全思想及其当代价值研究”, 项目编号: 18BKS142

作者简介: 曾建国(1975—), 男, 教授, 博士

\* 通讯作者: 曾建国, E-mail: cglzz@126.com

治理的良好发展。

## 1.2 研究方法

本文主要使用文献计量学及可视化分析的方法。文献计量学是图书情报学的分支学科,文献计量法是凭借文献不同的特征数量,诸如关键词、摘要、发表的机构等,应用数学和统计学方法来表述、评估和推断该领域当前的研究趋势。然而,单独采用文献计量法得出的结果可参考性不高,因此,本文借助文献分析工具,用图形来阐释结论,这样更加直观,一定程度上可以提高可参考性。

## 2 数据的分析与获取

### 2.1 数据获取

为求准确、完整地获取本研究所需要的数据,本文选择了世界上最大和最俱全的 Web of Science 数据库进行文献检索,此数据库涵盖了广泛的学科,足以为本研究提供资源。依照本文的研究目的,只要是涉及核安全相关思想的文献都可以纳入本研究的范围。该研究采用了主题词检索,具体搜索标准如下:主题=“nuclear safety”或主题=“nuclear security”,数据库选择“Web of Science 核心合集数据库”,时间范围为2002-01-01到2021-12-31,于2022年2月16日进行检索。为了提高检索的精确性和准确性,对检索到的文献进行了人工分类和筛选,操作完成后,共得到393篇文献,将这393篇文献的书目信息以纯文本文件格式导出,作为“全纪录与引用的参考文献”。

### 2.2 数据分析

#### 2.2.1 时间与发文量的分析

对393篇文章的发表日期进行比较,得到图1中的统计数据。

如图1所示,2002—2021年,平均每年约发表19篇文献,如果以平均值为分界点,那么2002—2008年对核安全的研究处于初步发展期,2009—2021年则是快速发展期,所发表的文献占85%以上,由此可知:国外核安全领域绝大多数的产出成果来源于快速发展期。2010年首次召开中心主题为“建立核安全的国际共识”的

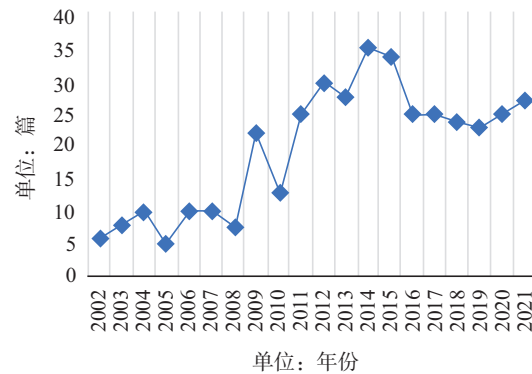


图1 时间与发文量统计图

Fig.1 Graph of time and volume statistics

核安全峰会,此次峰会的成功召开在一定程度上提升了国际社会对核安全的关注度,核安全渐渐成为各个国家的热门议题。2011年3月11日,日本地震引发的福岛核事故受到了全球的关注,再一次让全球人民认识到核安全不会也不可能是某一个国家的责任和义务,而是涉及全球安全。因此,福岛核事故推动了核安全快速发展期的到来。

#### 2.2.2 研究热点分析

在本文中,运用可视化分析软件VOSviewer对研究热点进行聚类分析,将从Web of science中导出的文本文件导入,通过技术处理提取出每篇文献的标题和摘要中的名词性短语以及关键词。结果如图2所示。

人们对核安全的关注与核科学技术的发展有着密不可分的联系。自核武器诞生以来,核安全就进入人们的视线,核电发展、核安全事故等都推动了核安全研究的进展。由图2可得出:核安全的研究热点大致可以分为四类(经处理后,将蓝色节点和紫色节点并作一类),用不同的颜色进行表示,每个圆点表示一个研究内容,圆点越大,此研究内容在核安全领域中受到的关注程度和重视程度就越高。

第一类由红色节点代表,一共包含59个项目。与其他节点密切相关且圆点较大的是fukushima(福岛),chernobyl(切尔诺贝利),radiation(辐射),radiation protection(辐射防护),nuclear accident(核事故)等。涉及的内容主要







份,关键词共现的频次数量越多,则两个节点之间的连线越紧凑,节点的大小与关键词在该研究领域中的重要性程度呈正相关的关系。

2002—2008 年是核安全的研究逐渐兴起时期,即图 1 中的初步发展期。图 3 中较为重要的词语大部分是出自这一时期,如 behavior(行为)、model(模型)、design(设计)、system(系统)、validation(验证)等。这一时期,各种人因研究、模型、设计等的涌现为下一时间段的研究成果现世打下了坚实的基础。Stephen M.Hess<sup>[10]</sup>等认为,核电厂安全管理和运行的影响因素模型是一个动态系统,该系统确定了核电厂管理技术对核安全风险会产生重大影响的事实,并解释了核电厂安全管理和运行对商业核电厂安全风险影响的相关特征。Isaac J. Obadia<sup>[11]</sup>等介绍了一种适用于核及其他危险技术的适应性组织管理系统,该系统是基于以下假设开发的,即在组织中,安全是组织竞争力的关键战略因素,强化安全文化的存在是安全的关键条件,而强化安全文化意味着组织变革。巴西核研究与开发机构——核工程研究所持续开发的管理系统,其结果验证了开发管理系统中的理论假设,并得出结论,即开发的管理系统包括一个基于日常的综合适应性框架,其持续和系统化的运行为危险技术组织的持续绩效改进做出了许多贡献,诸如管理体系使积极的安全文化增强成为可能,从而以积极的方式促进安全改进,进一步减少可能导致事故发生的人为或组织因素。

而在 2009—2021 年的上升期中,第一届核安全峰会最大的成就则是把核安全全球治理提上了日程,management(管理)、research and development(研究和发展)、governance(管理)、efficiency(效率)等词开始出现在学者的研究中。Chung Sch-yong<sup>[12]</sup>通过核安全峰会讨论了核安全治理建设。该学者认为非国家行为者对核恐怖主义的威胁日益增加,这就需要加强有关具有法律约束力和不具有法律约束力的规约之间的协调。但在有效应对核恐怖主义方面缺乏有效的协调机制。为了解决这个问题,首届核安全峰会在美国华盛顿按计划进行并收获

了诸多成果。此外,随着以往研究成果的积累和 IT 环境的快速发展,涌现出大数据、人工智能、人工神经网络等技术,使得这一时期的关键词有 algorithm(算法)、artificial intelligence(人工智能)、artificial neural network(人工神经网络)、computer code(计算机代码)等,大数据,人工智能的快速普及为核安全提供了技术支持。Kyung Mo Kim<sup>[13]</sup>认为,提高核电厂的安全运行和应急能力可以通过应用第四次科技革命的创新技术来实现,如大数据处理、无人机、人工智能以及 3D 打印等。Tae Ho Woo<sup>[14]</sup>指出人工智能已经成为解决复杂工业系统中人为错误的另一种方法,尤其是在核电厂受到地震极端自然灾害挑战的情况下,基于人工智能的控制系统可以在地震事件中表现出非常好的反应能力。因此,核安全系统需要将基于人工智能的预警技术,与核电厂的传统纵深防御原则相结合。

从研究前沿来看,针对核安全的研究除了模型设计、政策法规、安全文化之外,利用现代信息技术开辟核安全研究新思路成为核安全学者关注的新方向。在全球化形式日趋复杂的情况下,我们面临的挑战显然无法以过往的经验、眼光来对待。因此,关注现代信息技术的变化,以及如何将复杂多元的信息技术有针对性地运用到核安全研究中就显得尤为重要,这也是国外学者研究的新方向。

#### 2.2.4 国家地区分析

在 CiteSpace 5.8 R3 中,选择国家作为分析节点,可以获得各国发表的研究成果量以及他们之间的合作状况。节点圆点的大小正比于节点所代表的国家(地区)的研究成果数量,而节点之间连线越多,说明国家(地区)之间的合作程度越紧密。节点圆点显示的颜色越浅,说明这个国家(地区)研究核安全问题的时间越近,如图 4 所示。

从图 4 中可以看出,法国、中国、美国、德国、韩国节点较其他国家更大,产出的研究成果占多数,且研究的时间跨度大,持续的时间也比较久,大致从 2002 年延续到 2021 年。由 CiteSpace 的统计数据可知,法国出现的频次为



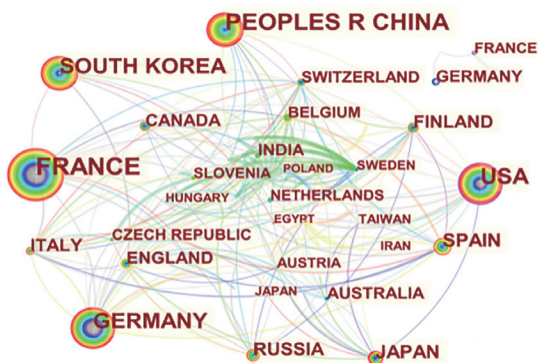


图4 核安全研究主要区域分布图

Fig.4 Distribution of major countries (regions) for nuclear safety research

258次,中国出现的频次为187次,美国出现的频次为152次,韩国出现的频次为137次,德国出现的频次为137次。对各国出现的频次进行降序排列处理,前20名的国家(地区)都是出现在2010年之前,这表明截至2010年,各国的研究已经为核安全的进一步发展奠定了坚实的基础。美、韩、德三国之间连线最多,表明三国合作最为紧密。“核安全命运共同体”意识日渐深入各国人心,作为在全球具有强大影响力的中美两国亦基于本国利益,逐渐加深核安全合作。在这令世界关注的重要进程中,交流沟通平台的搭建及形成的协商机制无疑为核安全全球治理的推进起到重要作用。

### 2.2.5 共被引文献分析

在CiteSpace中,在节点类型里选择Reference,然后导入要处理的数据,可以获得核安全研究文献的共同引用。一些主要的文献来源见表1。

表1 主要共被引文献(部分)  
Table 1 Main co-cited literature (partial)

序号	次数	发表时间	其他
1	6	2014	Lacoste V., 2014, RADIAT PROT DOSIM, 110, 135 <sup>[15]</sup>
2	6	2014	Steinhauser G., 2014, SCI TOTAL ENVIRON, 470, 800 <sup>[16]</sup>
3	5	2011	Noggerath J., 2011, B ATOM SCI, 67, 37 <sup>[17]</sup>

续表

序号	次数	发表时间	其他
4	5	2004	Gressier V., 2004, RADIAT PROT DOSIM, 110, 523 <sup>[18]</sup>
5	4	2018	Federici G., 2018, FUSION ENG DES, 136, 729 <sup>[19]</sup>
6	4	2001	Fuketa T., 2001, NUCL TECHNOL, 133, 50 <sup>[20]</sup>
7	4	2015	Richardson DB., 2015, BMJ-BRIT MED J, V351, P0 <sup>[21]</sup>
8	4	2013	Qiang W., 2013, RENEW SUST ENERG REV, 17, 126 <sup>[22]</sup>
9	4	2013	Aldemir T., 2013, ANN NUCL ENERGY, 52, 113 <sup>[23]</sup>
10	4	2014	Zio E., 2014, NUCL FUSION, 280, 413 <sup>[24]</sup>

如表1所示,前10名共同引用中有70%是在快速发展时期发表的。其中Steinhauser, G<sup>[16]</sup>于2014年在SCI TOTAL ENVIRON上发表的文献在Web of Science中被称为高被引文献,截至2021年,此高被引论文基于对应领域和出版年的高被引阈值,其被引频次已进入Environment/Ecology学术领域最优秀的1%之列。该文章着重比较了切尔诺贝利核事故和福岛核事故对环境的影响,文章指出,这两次核事故几乎在所有方面(如环境、生命安全、食品安全等)都产生了影响,切尔诺贝利核事故的后果明显超过了福岛核事故的后果。这两起核事故除造成了这些实质性的影响,还透支了公众的信任。

### 2.2.6 研究趋势分析

结合图1所示的出版物数量,我们可以看到,2009年以后发表的文章数量正在迅速增长。因此,通过CiteSpace计算的2002—2008年和2009—2021年的关键词联合出现率,所得到的可视化数据如图5和图6所示。图5和图6展示了由此产生的可视化效果,图5显示,在缓慢发展期,关键词之间的关系不是很密切,虽然关键词的数量较多,但分布却较为散乱,表明这一



时期的专家学者对核安全的研究处于多方向探索阶段,重点方向和热点方向尚未明确。图 6 与前一阶段相比,关键词之间的线条颜色更深,表明该研究更具有可持续性,对核安全后续研究的发展有所帮助。比较两个阶段的关键词的频率,结果见表 2。前后两个阶段的关键词词频差异悬殊(见表 2),例如在最初的缓慢发展阶段,最大的关键词风险(risk)频率是 16,说明研究进展速度较第二阶段慢,对于核安全的核心内容的研究深入程度还不够。在快速发展时期,风险(risk)频率达到 109,与前一阶段研究比较起来,出现了全面而深入的研究成果。accident(事故)词频从 7 次增加到 65 次,说明通过第一阶段的发展,对于核安全领域的核心内容已经有学者进行了一定的探索研究。同时,neural network(神经网络)、algorithm(算法)、artificial intelligence(人工智能)等概念均进入核安全研究的范畴之中,而且出现的词频不断刷新。这说明现代信息技术不断地融入核安全研究领域,产生了新的研究增长点,既拓宽了该研究领域新的研究视角,又形成了新的理论观点,如核安全治理数字化转型等。

表 2 2002—2021 年核安全研究关键词和词频 (部分)  
Table 2 Keywords and word Frequencies for both phases (partial)

编号 (2002—2008)	关键词	频次	编号 (2009—2021)	关键词	频次
1	risk	16	1	power	166
2	performance	9	2	risk	109
3	behaviour	9	3	climate change	96
4	policy	9	4	policy	74
5	model	9	5	energy	74
6	radiation	8	6	model	69
7	nuclear safety research	8	7	Attitude	68
8	accident	7	8	accident	65
9	consumption	7	9	acceptance	63
10	decision	5	10	perception	53
11	politics	5	11	renewable energy	44

续表

编号 (2002—2008)	关键词	频次	编号 (2009—2021)	关键词	频次
12	nuclear power plant	5	12	System	43
13	impact	5	13	impact	43
14	benefit	4	14	politics	42
15	reliability	4	15	Fukushim	40
16	United states	4	16	trust	40
17	system	4	17	risk perception	18
18	power	4	18	neural network	16
19	neural network	3	19	evolutionary algorithm	14
20	artificial intelligence	2	20	artificial intelligence	10

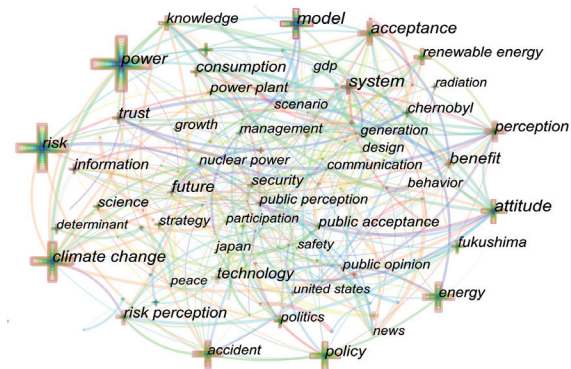


图 5 2002—2008 年关键词  
Fig.5 Keywords 2002—2008



图 6 2009—2021 年关键词  
Fig.6 Keywords 2009—2021

从研究趋势来看,针对核安全不再是分散化地进行单项浅层次的研究,而是进行系统化深入的研究。通过梳理研究项目之间的关系来分析核安全研究的现状与不足,同时借助人工智能、神经网络等现代信息技术,赋予核安全研究以科学性、严谨性与时代性。

### 3 结论与启示

#### 3.1 结论

在本文中,Web of Science 数据库被用来从文献计量学的角度分析核安全文献,总结了目前的研究现状、热点问题,分析了核安全未来可能的研究方向,然后得出结论如下:

第一,核安全的研究现状。从论文的发表数量以及关键词间的紧密联系程度来看,当前国外对核安全研究呈现出快速发展的形势。越来越多的研究者<sup>[25-33]</sup>及相关研究机构基于自身学科发展的背景,对核安全进行了程度不一的有益探索,并获得了较丰富的研究成果。其中选择国家作为节点的分析结果为:法国、中国、美国、德国、韩国排在前五名。现实中,这些国家一方面大力发展核能事业,一方面推动着核安全研究。我国核安全的研究与国外比较起来起步较晚,但是研究潜力不容小觑,并时刻关注国外研究走向,日渐起到主要作用。

第二,核安全研究热点。核事故、国际核安全治理、公众沟通等是核安全研究的主要关注热点。进入 21 世纪以来,世界各国民用核项目步入复苏期。而核安全研究与人类和平利用核能实践紧密联系在一起。因此,核事故、国际核安全治理等问题便自然而然地成为了国外学者<sup>[34-38]</sup>及相关研究机构关注的热点。

第三,核安全研究趋势。越来越多的学者将现代信息技术<sup>[39-44]</sup>(neural network, algorithm, artificial intelligence 等)引入核安全研究领域,不仅拓宽了核安全领域新的研究视角,而且形成了新的理论观点,如核安全治理数字化转型等。同时,一些学者不断地尝试将多种分析工具结合起来灵活运用,这样既可以有效弥补过去单一方法的局限性,又可以增强研究结论的

科学性和可靠性。

#### 3.2 启示

本文的目的在于通过分析该领域的国外研究热点、研究前沿、研究趋势来为我国核安全研究提供基础和启示,从而助力于核安全全球治理实践的发展和进步。中国作为负责任的大国和有核国家,理应为核安全治理做出贡献,提供有效的中国方案。笔者从本文的研究结果出发,再结合中国国情,对我国核安全治理提出以下两点建议:

第一,突出核安全命运共同体研究。众所周知,核安全问题从来都不是一个国家或一个地区的问题。核安全关系着整个人类的福祉安康,没有哪个国家可以独自应对核安全事件的发生,也不存在哪个国家可以不受其害。在 2016 年的第四届核安全峰会上,习近平总书记第一次提出构建“核安全命运共同体”,这既为新时代我国核安全发展指明了方向,也为实现全球持久核安全提供了中国方案,体现了中国作为负责任大国的担当。同时,中国将继续同各国携手合作,共同打造“核安全命运共同体”,为增进人类福祉做出更大贡献。这也将推动我国及全球核安全命运共同体的研究。

第二,加强数字技术与核安全治理融合研究。现代信息技术正深刻改变着人类的生产和生活方式。正如习近平总书记在 2019 年致中国国际智能产业博览会的贺信中指出:“当前,以互联网、大数据、人工智能等为代表的现代信息技术日新月异,新一轮科技革命和产业变革蓬勃推进,智能产业快速发展,对经济发展、社会进步、全球治理等方面产生重大而深远影响。”核电安全是国家安全的重要基石,核电机组是当今世界上技术最复杂的设备之一。要保障这种技术最复杂、安全运行要求极高且运行寿命很长的设备系统安全运行,只有走数字化转型的道路,才能极大地提升其安全运行水平,这就要求我们深入核安全治理数字化转型研究,以指导快速发展的核安全治理实践。

## 参考文献

- [1] 傅小强. 从全球治理角度认识国际核安全问题 [J]. 现代国际关系, 2016 (03): 1-4+63.
- [2] Yang, J. E. Fukushima dai-ichi accident: lessons learned and future actions from the risk perspectives [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2014, 46 (1): 27-38.
- [3] Boureston, J., Ogilvie-White, T. Expanding the IAEA's nuclear security mandate [J]. Bulletin of the Atomic Scientists, 2010, 66 (5), 55-64.
- [4] Zhong, X., Wang, J., Zhao, XG., et al. Editorial: Artificial Intelligence Applications in Nuclear Energy [J]. Frontiers in Energy Research, 2022 (10).
- [5] Adamantiades, A. and I. Kessides. Nuclear power for sustainable development: Current status and future prospects [J]. Energy Policy, 2009, 37 (12): 5149-5166.
- [6] Poortinga, W., Aoyagi, M., Pidgeon, N. F. Public perceptions of climate change and energy futures before and after the Fukushima accident: A comparison between Britain and Japan [J]. Energy Policy, 2013, 62, 1204-1211.
- [7] Wang, XL., Yu, JT., Zhang, MM., et al. Nuclear, Renewables and Low Carbon Growth: A Comparative Study on China, US, France and Japan [J]. Polish Journal Of Environmental Studies, 2019, 28, 4: 2889-2899.
- [8] Kitada, A. Public opinion changes after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident to nuclear power generation as seen in continuous polls over the past 30 years [J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2016, 53 (11), 1686-1700.
- [9] CHOI, Y. S., LEE, B. W. Analysis of Policy Alternatives on the Public Acceptance of Nuclear Power plant in Korea [J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 1995, 32 (3), 218-225.
- [10] Hess, SM., Albano, AM and Gaertner, JP. Development of a dynamical systems model of plant programmatic performance on nuclear power plant safety risk [J]. Reliability Engineering & System Safety, 2005, 90 (1): 62-74.
- [11] Obadia, IJ., Vidal, MCR and Melo, PFFFE. An adaptive management system for hazardous technology organizations [J]. Safety Science, 2007, 45 (3): 373-396.
- [12] Suh-yong, C. Global Nuclear Security Governance Building through the Nuclear Security Summit [J]. Korean Journal of Defense Analysis, 2012, 24 (1): 1-16.
- [13] Kim, K. M. and I. C. Bang. Design and operation of the transparent integral effect test facility, URI-LO for nuclear innovation platform [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2021, 53 (3): 776-792.
- [14] Woo, T. H. Analysis of earthquake management design for nuclear power plants (NPPs) incorporated with artificial intelligence (AI) method [J]. Energy Sources Part a-Recovery Utilization and Environmental Effects, 2019, 41 (17): 2104-2113.
- [15] Lacoste, V., Gressier, V., Muller, H., et al. Characterisation of the IRSN graphite moderated Americium-Beryllium neutron field [J]. Radiation protection dosimetry, 2014, 110 (1-4): 135-139.
- [16] Steinhauser, G., Brandl, A and Johnson, TE. Comparison of the Chernobyl and Fukushima nuclear accidents: A review of the environmental impacts [J]. Science of the Total Environment, 2014, 470: 800-817.
- [17] Noggerath, J., Geller, RJ and Gusiakov, VK. Fukushima: The myth of safety, the reality of geoscience [J]. Bulletin of the Atomic Scientists, 2011, 67 (5): 37-46.
- [18] Gressier, V., Lacoste, V., Lebreton, L., et al. Characterisation of the IRSN CANEL/T400 facility producing realistic neutron fields for calibration and test purposes [J]. Radiation protection dosimetry, 2004, 110 (1-4): 523-527.
- [19] Federici, G., Bachmann, C., Barucca, L., et al. DEMO design activity in Europe: Progress and updates [J]. Fusion Engineering and Design, 2018, 136: 729-741.
- [20] Fuketa, T., Sasajima, H and Sugiyama, T. Behavior of high-burnup PWR fuels with low-tin Zircaloy-4 cladding under reactivity-initiated-accident conditions [J]. Nuclear Technology, 2001, 133 (1): 50-62.
- [21] Richardson, DB., Cardis, E., Daniels, RD., et al. Risk of cancer from occupational exposure to ionising radiation: retrospective cohort study of workers in France, the United Kingdom, and the United States (INWORKS) (vol 351, h5359, 2015) [J]. Bmj-British Medical Journal, 2015: 351.
- [22] Qiang, W., Xi, C and Xu, YC. Accident like the Fukushima unlikely in a country with effective nuclear regulation: Literature review and proposed guidelines [J]. Renewable & Sustainable Energy Reviews, 2013, 17: 126-146.
- [23] Aldemir, T. A survey of dynamic methodologies for probabilistic safety assessment of nuclear power plants [J]. Annals of Nuclear Energy, 2013, 52: 113-124.
- [24] Zio, E. Integrated deterministic and probabilistic safety assessment: Concepts, challenges, research directions [J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 280: 413-419.

- [ 25 ] Tan, K., Li, MK., Gu, HX., et al. A radiation avoiding algorithm of path optimization for radiation protection of workers and robots [ J ] . *Annals of Nuclear Energy*, 2020: 135.
- [ 26 ] Goldblum, BL., Suzuki, E and Vujic, J. Nuclear Security Science & Society: The Nuclear Policy Working Group [ J ] . *Abstracts of Papers of the American Chemical Society*, 2014: 248.
- [ 27 ] Rousse, C., Cillard, P and Godet, JL. Experience feedback of events notified to the French Nuclear Safety Authority [ J ] . *Radioprotection*, 2014, 49 ( 1 ): 61–67.
- [ 28 ] Saunders, E. N. The Domestic Politics of Nuclear Choices—A Review Essay [ J ] . *International Security*, 2019, 44 ( 2 ): 146.
- [ 29 ] Shen, W. and F. Doyle. CANDU Safety R&D Status, Challenges, and Prospects in Canada [ J ] . *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2015, 1–9.
- [ 30 ] Sohn, H. The 2020 NPT Review Conference and the Role of the ROK [ J ] . *Korean Journal of Defense Analysis*, 2019, 31 ( 3 ): 375–397.
- [ 31 ] Wang, Q. and X. Chen. Regulatory failures for nuclear safety—the bad example of Japan—implication for the rest of world [ J ] . *Renewable & Sustainable Energy Reviews*, 2012, 16 ( 5 ): 2610–2617.
- [ 32 ] Xu, H., Zhang, BR and Liu, YC. New safety strategies for nuclear power plants: A review [ J ] . *International Journal of Energy Research*, 2021, 45 ( 8 ): 11564–11588.
- [ 33 ] Zeng, M., Liu, YX., Ouyang, SJ., et al. Nuclear energy in the Post-Fukushima Era: Research on the developments of the Chinese and worldwide nuclear power industries [ J ] . *Renewable & Sustainable Energy Reviews*, 2016, 58: 147–156.
- [ 34 ] IAEA Nuclear Safety Meeting [ J ] . *Journal of Nuclear Medicine*, 2011, 52 ( 6 ): 28N–30N.
- [ 35 ] Arnhold, V. The Ordinary Apocalypse: The Normalisation of the Fukushima Accident by Nuclear Safety Organisations [ J ] . *Sociologie Du Travail*, 2019, 61 ( 1 ) .
- [ 36 ] Choi, Y. S. The logic of the post-Fukushima nuclear safety regulation: Residual risk and practical elimination [ J ] . *Progress in Nuclear Energy*, 2019, 114: 164–170.
- [ 37 ] Juraku, K. and S. E. Sugawara. Structural Ignorance of Expertise in Nuclear Safety Controversies: Case Analysis of Post-Fukushima Japan [ J ] . *Nuclear Technology*, 2021, 207 ( 9 ): 1423–1441.
- [ 38 ] King, A. and M. V. Ramana. The China Syndrome? Nuclear Power Growth and Safety After Fukushima [ J ] . *Asian Perspective*, 2015, 39 ( 4 ): 607–636.
- [ 39 ] Ramana, M. V. and A. Kumar. ‘One in infinity’: failing to learn from accidents and implications for nuclear safety in India [ J ] . *Journal of Risk Research*, 2014, 17 ( 1 ): 23–42.
- [ 40 ] Saito, H. The Sacred and Profane of Japan’s Nuclear Safety Myth: On the Cultural Logic of Framing and Overflowing [ J ] . *Cultural Sociology*, 2021, 15 ( 4 ): 486–508.
- [ 41 ] Kim, J. H., Kim, CM., Lee, YH., et al. Electroencephalography-Based Intention Monitoring to Support Nuclear Operators’ Communications for Safety-Relevant Tasks [ J ] . *Nuclear Technology*, 2021, 207 ( 11 ): 1753–1767.
- [ 42 ] Wu, Y. C. Development and application of virtual nuclear power plant in digital society environment [ J ] . *International Journal of Energy Research*, 2019, 43 ( 4 ): 1521–1533.
- [ 43 ] Leal, L., Leclaire, N., Fernex, F., et al. Nuclear data and applications at the nuclear safety and radioprotection institute: Analysis, evaluation and application [ J ] . *Annals of Nuclear Energy*, 2019, 134: 244–249.
- [ 44 ] Fink, JK., Sofu, T and Ley, H. International Nuclear Safety Center database on thermophysical properties of reactor materials [ J ] . *International Journal of Thermophysics*, 1999, 20 ( 1 ): 279–287.



# Current Status, Hot Spots, and Trends of Foreign Nuclear Safety Research—A Visual Analysis Based on Citespace

Zeng Jianguo<sup>1\*</sup>, Ye Tong<sup>2</sup>, Liu Zhenjiang<sup>1</sup>

(1. School of Marxism, South China University, Hengyang 421001, China; 2. School of Economics, Management and Law, South China University, Hengyang 421001, China)

**Abstract:** In this paper, from the perspective of promoting the good development of nuclear security governance, the literature related to nuclear security in Web of Science from 2002–2021 was collected, and bibliometric methods such as cluster analysis, keyword co-occurrence analysis and co-citation literature analysis were used to study the current situation, hot spots and trends of foreign research in the field of nuclear security. The results show that: In recent years, nuclear safety research has shown a rapid development. Nuclear safety accidents, international nuclear safety governance, public attitudes, etc. are the main focuses of nuclear safety research. The introduction of modern information technology into the field of nuclear safety research is an important trend in its future development. In the light of China's national conditions, China should highlight the research on nuclear security community of destiny and the deep integration of digital technology and nuclear security governance.

**Key words:** nuclear safety; research status; research hotspots; research trends; visualization analysis

(责任编辑：徐晓娟)

张恩昊,靖剑平,张春明,等. 国内外先进热工水力系统程序研发进展[J]. 核安全,2023,22(5):62-71.

Zhang Enhao, Jing Jianping, Zhang Chunming, et al. The Worldwide Progress of Thermal Hydraulic System Code Development [J]. Nuclear Safety, 2023,22(5):62-71.

## 国内外先进热工水力系统程序研发进展

张恩昊<sup>1</sup>, 靖剑平<sup>2</sup>, 张春明<sup>2</sup>, 杨军<sup>1,\*</sup>

(1. 华中科技大学能源与动力工程学院核工程与核技术系, 武汉 430074; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 核电软件的自主化水平在一定程度上反映了一个国家的核电技术水平, 其中热工水力系统程序是了解核反应堆运行特性和进行事故分析的重要工具。自从核电软件开始大规模应用以来, 国外已开发和验证了RELAP5、TRACE、ATHLET、CATHARE等较成熟的热工水力系统程序, 目前仍在持续更新这些程序, 不断提高程序的计算精度与范围。同时, 国内也有cosFlow、ARSAC、LOCUST、TRANTH等相关程序处于开发或验证确认阶段。国际上也组织过多次专题会议, 出版专题报告来总结和交流相关分析程序的开发和使用情况。本文综合介绍了目前国内外热工水力系统程序的最新研发进展, 研判了热工水力系统程序的发展方向, 可为我国自主化热工水力系统程序的开发与验证、认证等工作提供一定参考。

**关键词:** 核电软件; 热工水力; 系统程序; RELAP5

**中图分类号:** TL333 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)05-0062-10

目前与核电相关的各类计算程序已达上千个, 包括热工水力系统程序、堆芯子通道程序、堆芯中子物理程序、安全壳分析程序、燃料性能分析程序等多种类别, 其中用于反应堆热工水力分析的计算程序约占10%<sup>[1,2]</sup>。在核电厂设计和事故研究中, 反应堆热工水力系统程序的开发需要大量的理论模型和工程经验, 因此, 是否具有自主化的热工水力系统程序在一定程度上代表着国家在核电领域的技术水平<sup>[3]</sup>。在目前的核能数字化转型潮流中, 热工水力系统程序计算效率与模拟精度的提高也将为数字化核

电及核电厂数字孪生的实现提供重要的内核支撑<sup>[4]</sup>。

在过去的几十年中, 因为缺乏自主化的反应堆与核电程序, 国内研究人员普遍使用RELAP5、CATHARE等国外较为成熟的热工水力系统程序<sup>[2]</sup>来进行相关的设计和分析工作, 这影响了我国的核电“走出去”战略。2010年前后, 众多单位开始将自主化核电工程软件的研发列为重点项目<sup>[5]</sup>。目前, 中核集团、中广核集团、国家电投集团、中国科学院及相关高校开发的第一批反应堆热工水力系统程序已进

收稿日期: 2022-11-24 修回日期: 2023-02-13

基金项目: 国家科技重大专项课题: 核动力厂安全分析用计算机软件评估基准题及共享平台开发(项目编号: 2019ZX06005001); 华中科技大学自主创新研究基金项目(项目编号: 5003120076)

作者简介: 张恩昊(1999—), 男, 硕士研究生, 现主要从事反应堆热工水力方面的研究

\* 通讯作者: 杨军, E-mail: yang\_jun@hust.edu.cn

入了初步验证确认阶段。国家核安全局颁布了一系列标准与法规对核电相关软件的验证过程进行规范,如《核电厂设计安全规定》<sup>[6]</sup>与《核动力厂安全评价与验证》<sup>[7]</sup>,这些标准和法规要求,必须对核电厂安全分析中使用的计算机程序进行验证与确认,而《核动力厂安全分析用计算机软件开发与应用(试行)》<sup>[8]</sup>则对安全分析相关软件的验证与确认做了具体要求。

近年来国家核安全局已经启动了对国产自主化软件的认证和评估工作<sup>[9]</sup>,截至2021年10月,共有25款程序提交给了国家核安全局<sup>[10]</sup>。程序评估的重点包括功能完整性、相关关系式适用性、验证充分性、结果保守性、输入敏感性、不确定性、质量保证性等。但仍有一些关键问题限制了程序的评估工作:缺乏可用的实验数据以进行程序的验证、不确定性与保守性软件的评估需要大量的确认工作、程序的认证仍需

要一段时间。

一些国外研究者已经对核电领域的热工水力系统程序进行了系统性的介绍。Alessandro Petruzzi<sup>[11]</sup>等人对目前热工水力系统程序的特点和局限进行了介绍,并对程序的评估方法与未来发展进行了讨论。Glenn A. Roth<sup>[12,13]</sup>等人对一些典型热工水力系统程序的控制方程、流型划分、数值方法、闭合关系式、程序假设等方面进行了比较和讨论,并指出了程序未来的改进方向。国内的刘志弢<sup>[1]</sup>等人与靖剑平<sup>[2]</sup>等人也都对几种典型的热工水力系统程序进行了介绍,并分析了我国热工水力系统程序的发展路线。

本文总结了国外主流的热工水力系统程序及其发展方向,对我国目前正在开发的几种热工水力系统程序进行了介绍,并对目前热工水力系统程序的发展趋势进行了讨论。具体程序如表1所示。

表1 国内外热工水力系统程序  
Table 1 Worldwide thermal hydraulic system analysis codes

研发单位	程序	最新版本	程序计算范围或特点			
			失水事故	非失水事故	三维模型	新型流体
美国爱达荷国家实验室	RELAP5-3D	V4.4.2	√	√	√	√
美国爱达荷国家实验室	RELAP-7	-	√	√	√	√
美国洛斯阿拉莫斯实验室	TRACE	V5.840	√	√	√	
法国原子能委员会	CATHARE 3	V2.1	√	√	√	√
德国核安全技术咨询和安全分析中心	ATHLET	3.3	√	√	√	√
美国电力研究院	RETRAN-3D	-	√	√	√	√
美国西北太平洋国家实验室	COBRA/TRAC	-	√	√	√	
韩国原子能研究院	MARS	KS1.5	√	√	√	√
韩国电力研究院	SPACE	-	√	√		
中国广核集团	LOCUST	1.2	√	√		
中国核动力研究设计院	TRANTH	V2.0		√		
中国核动力研究设计院	ARSAC	-	√	√		√
国家电力投资集团	cosFlow	-	√	√		
中国广核集团	GINKGO		√	√		

## 1 国外热工水力系统程序

国外的核电技术及核电软件的开发都起步较早,在20世纪末已经有了多个热工水力系统程序,如RELAP、CATHARE、ATHLET等。随着核电技术与计算机技术的进步,这些程序还在不断完善和扩展。

本节介绍了一些目前仍在使用且不断更新的国外典型热工水力系统程序最新开发进展情况。

### 1.1 RELAP

RELAP(Reactor Excursion and Leak Analysis Program)程序是由美国爱达荷国家实验室(INL)开发的轻水堆瞬态分析程序,其RELAP5版本也是目前世界上使用最广泛的热工水力系统程序。RELAP程序主要有两个开发方向,分别是RELAP5-3D和RELAP-7。

RELAP5-3D<sup>[14]</sup>程序包含多维流体力学模型、多维中子动力学模型和BPLU(Border Profiled Lower Upper)矩阵求解器,其主要特点是可以对反应堆组件进行三维模拟。此外,程序中包含25种工作流体,可用于第四代堆的安全分析。RELAP5-3D程序的最新版本为2018年6月发布的RELAP5-3D Version 4.4.2。

RELAP-7是INL于2011年启动开发的下一代反应堆系统安全分析程序。RELAP-7在计算体系结构、软件设计、数值方法和物理模型等方面都进行了较大的改进,预计可以将程序的分析能力扩展至几乎所有的反应堆系统模拟场景。

相比于RELAP5,RELAP-7的主要改进有:(1)建立了七方程两相流模型(液体、气体和界面压力);(2)数值近似在空间和时间上都具有二阶精度;(3)对于长时间瞬态的隐式紧耦合时间积分;(4)具有与高保真度物理场紧密耦合的能力;(5)易于与正在开发的多维堆芯模拟器进行耦合。

### 1.2 TRACE

TRACE(TRACE/RELAP Advance Computer Engine)程序是在TRAC-P、TRAC-B、RELAP

基础上由NRC主导开发的旗舰性热工水力系统程序<sup>[15]</sup>。

TRACE程序中使用了两流体三场模型,来提高对两相流动的预测精度。此外程序可以使用VESSEL组件来进行三维几何模型的建立<sup>[16]</sup>,该组件主要用于模拟压力容器,也可以用于其他反应堆部件的模拟。

TRACE程序从1997年开始开发,最新版本为TRACE V5.840<sup>[17]</sup>。目前TRACE程序的一个长期目标是将原有的两流体、两场模型过渡到两流体、四场模型。NRC通过程序评估与维护计划(CAMP)<sup>[17]</sup>等软件组织在全世界范围内对TRACE等程序进行验证和确认工作。

### 1.3 CATHARE

CATHARE(Code for Analysis of Thermal-Hydraulics during an Accident of Reactor and Safety Evaluation)程序是由法国原子能委员会(CEA)联合法国电力集团(EDF)以及法国核安全防护研究所(IRSN)共同开发的热工水力系统程序<sup>[18]</sup>。

CATHARE程序使用两流体六方程模型且组件中包含三维模块,可以模拟多种热工水力瞬态工况<sup>[19]</sup>。目前程序可以与流体特性数据库REFPROP结合,使CATHARE的工作范围可以扩展到许多非核系统。

CATHARE 3的研发始于2006年。目前的最新版本为2021年12月发布的CATHARE 3 V2.2.0。CATHARE 3程序目前改进的方向包括:更先进的两相流模型,如改为多场模型或增加湍流方程;对三维模型进行改进;使用精细且非均匀的结构网格;与其他尺度的热工水力系统程序耦合;使程序适用于第四代反应堆等。

### 1.4 ATHLET

ATHLET(Analysis of Thermal-Hydraulic of Leaks and Transients)程序是由德国核设施与反应堆安全研究中心(GRS)开发的热工水力系统程序,主要用于分析核电厂的运行工况、异常瞬态以及各种失水事故<sup>[20]</sup>。

ATHLET程序提供了五方程模型与两流体六方程模型来模拟瞬态运行中的流体动力学行



为,提供了一个专门用于稳态计算的四方程模型,并加入了全范围漂移通量模型来计算流体相间的相对速度。ATHLET 程序的工作流体主要为轻水和重水,为方便未来第四代堆的设计分析,还可将流体设置为氦、钠、液态铅、铅铋共晶、熔融盐和用户自定义的流体等,而程序提供的两种流体动力学模型也可以支持这些流体的模拟。

ATHLET 程序的最新版本为 2021 年 11 月发布的 ATHLET 3.3。目前程序的更新方向包括:物理模型的修正、工作流体类型的拓展、对三维模块的完善等。

### 1.5 RETRAN-3D

RETRAN (RELAP4 TRANSIENT) 程序是由美国电力研究院 (EPRI) 开发的系统性瞬态热工水力系统程序,用于分析轻水反应堆的运行瞬态、小破口失水事故等事件<sup>[21]</sup>。

RETRAN-3D 程序由 RETRAN-02 程序发展而来。程序中的流动模型以一维均匀平衡态 (HEM) 模型 (三方程) 为基础,增加两种可以用于提高两相流模拟精度的可选模型:通过增加滑移流模型选项来模拟两相流动过程中速度的差异 (四方程),通过增加滑移流模型和蒸汽连续性方程来计算两相速度的不均匀性和温度的不平衡性 (五方程)。程序中的堆芯物理模型可以选择一维或三维中子动力模型,以及点堆模型。

### 1.6 COBRA/TRAC

COBRA/TRAC (Coolant Boiling in Rod Arrays Code/Transient Reactor Analysis Code)<sup>[22,23]</sup> 程序是由美国西北太平洋国家实验室 (PNNL) 开发的最佳估算系统性热工水力系统程序,由 COBRA-TF 与 TRAC-PD2 组合而成,主要用于分析反应堆大破口失水事故。

TRAC-PD2 程序由美国洛斯阿拉莫斯国家实验室开发,用于模拟反应堆一次侧系统,求解一维五守恒方程漂移通量模型。

COBRA-TF<sup>[24]</sup> 程序最初在 1980 年由 PNNL 在 NRC 赞助下开发,也被宾夕法尼亚州立大学 (PSU) 的反应堆动力学和燃料建模小组

(RDFMG) 改进和更新过,用于对反应堆容器进行三维建模,求解两流体三场的八个三维守恒方程。在 COBRA/TRAC 程序中 COBRA-TF 作为 TRAC-PD2 的堆芯模块,两者互为边界条件。

COBRA/TRAC 于 1983 年开发,后由西屋公司发展为 WCOBRA/TRAC,用于 AP 系列反应堆的大破口失水事故最佳估算。WCOBRA/TRAC 程序也被用于对我国 CAP1400 堆型的大破口失水事故进行评估<sup>[25]</sup>。

### 1.7 MARS

MARS<sup>[26]</sup> (Multi-dimensional Analysis of Reactor Safety) 是由韩国原子能研究院 (KAERI) 通过整合与重组 RELAP5/MOD 3.2.1.2 和 COBRA-TF 开发的多维热工水力系统程序,用于对轻水堆瞬态进行多维、多用途的真实热工水力系统分析。

MARS 程序于 1996 年开始开发,目前的最新版本为 MARS -KS1.5。MARS 程序最初可以对轻水堆一维和三维热工水力系统及燃料的瞬态响应进行分析。在之后的开发中,其模拟能力逐渐扩展到重水反应堆、研究型反应堆和许多先进反应堆类型<sup>[27]</sup>。

在开发出 MARS 后,KAERI 开始开发 CUPID 程序,用于分析核反应堆中组件级的瞬态多维两相流现象,以满足多维分析的需求<sup>[28]</sup>。CUPID 可以与系统程序耦合,在系统的特定部分进行 CUPID 模拟,对其他部分进行系统程序模拟,从而为系统程序提供局部缩放的能力。

### 1.8 SPACE

SPACE (Safety and Performance Analysis Code for Nuclear Power Plants)<sup>[29-31]</sup> 程序是由韩国核工业的多家单位共同开发的多维热工水力系统程序。SPACE 程序从 2006 年开始开发,参与者包括韩国电力研究院 (KEPRI)、韩国电力工程公司 (KOPEC)、韩国核燃料有限公司 (KNF)。

SPACE 程序采用了多维两流体三场模型,可以模拟压水堆各种瞬态与假定事故中遇到的两相流现象。程序中的网格系统包括结构化 / 交错网格和非结构化 / 同位网格,可以对反应堆系统中的复杂几何模型进行建模。

目前已通过两相空泡流与两相环状流等验证实验,验证了 SPCAE 程序中的多维两流体三场模型。

## 2 国内热工水力系统程序

为突破核电软件这一核电国际化发展的“卡脖子”问题,近年来国内各单位大力推动自主化核电软件的开发。本节介绍了国内目前一些自主化反应堆热工水力系统程序的开发现状。(如图 1 所示)

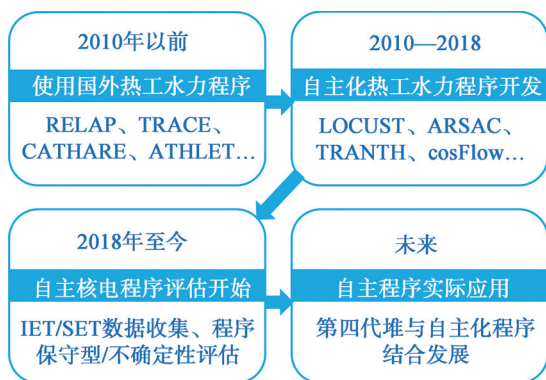


图 1 国内热工水力系统程序总体发展

Fig.1 Development of domestic system thermal-hydraulic code

### 2.1 LOCUST

LOCUST 程序为中国广核集团有限公司 (CGN) 自主研发的两相流热工水力系统程序,主要用于压水堆失水事故分析计算,目前版本为 1.2 版<sup>[32]</sup>。LOCUST 程序使用的两相流模型为两流体六方程模型,可以模拟反应堆运行及事故过程中的热工水力现象。同时为满足保守分析的需求,程序设置有满足美国联邦法规 10 CFR 50 附录 K 要求的保守模型。

目前中广核已经开展了 11 个典型验证算例的分析计算,结果表明程序能正确地反映物理现象的响应过程,并针对华龙一号开展了分离效应台架和整体效应台架试验确认,结果表明软件可以合理地预测有关事故的进程及关键现象。

### 2.2 ARSAC

ARSAC (Advanced Reactor System Analysis

Code) 为中国核动力研究设计院 (NPIC) 开发的自主化热工水力系统程序<sup>[33]</sup>,主要用于对压水堆热工水力响应特性进行分析。该程序从 2010 年开始规划,2014 年正式开展程序研发,目前已完成程序的编制、测试和部分验证工作。

ARSAC 程序的流动模型以气液两相非均匀流和非平衡态流体动力学模型为基础,可以对核电厂的热工水力瞬态和事故过程进行模拟分析。程序的主要特点为较先进的矩阵求解算法和物性分析模块、较精细化的壁面换热模型和再淹没分析模型。ARSAC 程序的验证需要获取大量可靠的实验数据<sup>[34]</sup>。对于大破口失水事故过程,动力院计划采用 LOFT、UPTF、PKL、LOBI 等台架的相关工况开展验证工作;对于小破口失水事故,计划采用 SEMISCALE、BETHSY、PKL、ATLAS 等台架的相关工况开展验证。除此之外,已经使用 ARSAC 程序对华龙一号大破口失水事故进行了模拟,验证了该程序对三代核电站的瞬态热工水力分析及事故分析的能力。

### 2.3 TRANTH

TRANTH (TRansient ANalysis code of Thermal Hydraulics) 是由 NPIC 自主研发的具有完全自主知识产权的压水堆瞬态分析软件<sup>[35]</sup>,是由中国核工业集团有限公司 (CNNC) 开发的应用于“华龙一号”等三代核电机组的核电设计与分析软件包 NESTOR 的一部分<sup>[36]</sup>。

TRANTH 程序主要适用于二代和三代先进压水堆设计与安全分析。程序可模拟多环路压水堆冷却剂系统边界完整情况下的所有瞬态,即非失水事故工况和蒸汽发生器传热管破裂的情况。

TRANTH 已完成 V2.0 版本的开发,目前的软件研发工作主要围绕华龙系列堆型的非能动余热排出功能开展,根据非能动系统的要求为程序增加相应的模块。

### 2.4 cosFlow

2010 年,国家电力投资集团中央研究院 (SPICRI) 开始联合国内 10 余家单位,研发具有完全自主知识产权的核电厂安全分析与工程

设计一体化软件包 COSINE (COre and System INtegrated Engine for design and analysis) [37]。

cosFlow 是 COSINE 软件包中的热工水力与安全分析程序 [38,39], 包含子通道分析程序 cosSUBC [40]、反应堆系统分析程序 cosSYST [41]、安全壳程序 cosCONT [42] 等。程序采用一维瞬态两流体模型, 计算范围覆盖从正常运行到设计基准事故的各类工况。

cosFlow 程序目前已大量用于全范围模拟机的热工水力建模工作。除此之外, cosFlow 还可以与严重事故堆芯机理分析程序 cosSA 耦合来对严重事故过程进行计算。

## 2.5 GINKGO

GINKGO [43-45] 程序是由 CGN 自主开发的热工水力系统程序, 主要用于研究压水堆核电厂运行或非失水事故瞬态过程中一二回路系统响应。

GINKGO 程序使用了点堆模型以及两相流模型、控制系统模型等模拟压水堆瞬态过程, 可以对反应堆系统热工水力相应、燃料-冷却剂传热、蒸汽发生器内相变过程等进行模拟。程序可用于压水堆核电厂的系统设计、安全分析与设备校验。

## 2.6 其他

除上述几个针对传统轻水反应堆开发的大型热工水力系统程序外, 国内也开发了一些针对某一堆型或某类堆型的微型热工水力程序。(如表 2 所示)

西安交通大学的秋穗正等人 [46] 基于模块化建模思想开发了钠冷快堆瞬态热工水力及安全分析软件 THACS (Transient Thermal-Hydraulic Analysis Code for Sodiumcooled fast Reactors), 程序中建立了钠冷快堆系统关键部件的热工水力模型和辅助模型, 并通过了国际基准题 EBR-II SHRT-17 实验的初步验证。魏诗颖等人 [47] 建立了用于铅铋冷却沸水快堆 (PBWFR) 主回路系统热工水力分析的数学物理模型, 开发了适用于 PBWFR 的热工水力系统程序 SACOL。王伟伟等人 [48] 针对 AP1000 的具体结构和运行特点, 使用 FORTRAN 语言开发了 AP1000 非

失水事故瞬态热工水力程序 RETAC (REactor Transient Analysis Code)。

NPIC 的刘伟 [49] 等人针对板型燃料反应堆的堆芯结构及系统特点, 开发了板型燃料反应堆系统瞬态热工水力程序 SYSTRAN。

西北核技术研究所的田晓艳 [50] 等人建立了热管冷却双模式空间堆 (HP-BSNR) 的热工水力模型, 采用 FORTRAN 语言开发了用于 HP-BSNR 堆芯概念设计和安全分析的稳态程序 STHA\_HPBSNR。

表 2 国内其他热工水力程序开发情况  
Table 2 Development of other domestic thermal hydraulic analysis code

开发单位	程序	应用范围
西安交通大学	THACS	钠冷快堆瞬态热工水力分析
	SACOL	铅铋冷却沸水快堆热工水力分析
	RETAC	AP1000 非失水事故热工水力分析
中国核动力研究设计院	SYSTRAN	板型燃料反应堆瞬态热工水力分析
西北核技术研究所	STHA_HPBSNR	HP-BSNR 堆芯概念设计和安全分析

## 3 热工水力系统程序发展趋势

目前的热工水力系统程序仍存在一些局限性 [51], 限制了系统程序计算精度与范围的提升, 主要的限制可以分为三类: (1) 部分物理模型存在精度不足或适用范围小等缺陷, 程序无法适用于新的反应堆型或事故工况; (2) 目前程序已经达到了两流体六方程模型的内在局限性; (3) 由于计算机性能限制, 反应堆回路和组件在建模时必须被简化, 降低了模拟的准确性。

程序物理模型中缺陷存在的原因主要有两种: 一是程序开发时仅重点关注了部分较为敏感的现象, 对于重要性较低的现象模拟精度较差; 二是部分复杂物理现象的模型建立主要依靠实验数据, 对于超出实验数据范围的工况计



算结果的可靠性较差。对于这些问题,需要建立实验台架收集大量实验数据来验证并完善系统程序中的物理模型,如我国的 ACME<sup>[52]</sup>台架、韩国的 ATLAS<sup>[53]</sup>台架、德国的 PKL<sup>[54]</sup>台架等。此外,许多国外系统程序中还加入了三维模型,以更方便地研究压力容器、蒸汽发生器等部件的复杂热工水力现象,而国内热工水力系统程序的开发则对三维模型关注较少。

对于两流体六方程模型的限制,需要对现有的两相流方程进行改进。目前已经有一些系统程序在这方面做出了尝试,如 RELAP-7 程序中使用了七方程两相流模型;普渡大学的 Ishii<sup>[55]</sup>等人建立了界面面积输运方程来为两流体模型提供界面面积浓度,该方法已经被用于 TRACE 的两流体三场模型中<sup>[56]</sup>;SPCAE 程序中也使用了两流体三场模型;此外 TRACE 程序还正在开发两流体四场模型。

关于回路与组件在建模时被简化所导致的问题,目前的解决方法仍是对程序中的物理模型进行改进。如 RELAP5 程序中设置了许多特殊过程模型,这些模型可以由使用者决定是否在某些组件中开启,来更精确地模拟这些组件中由于节点简化可能被忽略的物理现象。

除了对系统程序本身进行改进外,一些热工水力系统程序也开始与严重事故分析程序、子通道程序、计算流体力学(CFD)程序、中子物理计算程序等耦合来形成具备多尺度、多物理场模拟能力的计算平台,提高程序的计算能力。例如,将 RELAP5 程序与 SCDAP 程序耦合来将 RELAP5 的计算范围扩展至严重事故过程;将 MARS 程序与 CUPID 程序耦合来对局部现象进行更精确的模拟;将 GINKGO 程序与堆芯程序 COCO 耦合来对堆芯进行更准确的模拟与建模等。

## 4 结论

本文介绍了目前国内外热工水力系统程序的最新发展现状,并对未来热工水力系统程序的发展方向进行了探讨,主要结论如下:

(1) 国外一些成熟的热工水力系统程序已经

可以较全面地对核电厂的各种系统瞬态及事故工况进行计算。其中部分程序中加入三维模型来模拟堆芯中的复杂现象,并设置了多种工作流体以满足新型反应堆设计与分析的需求。

(2) 国内的热工水力系统程序开发和验证已取得了较大的进展,部分热工水力系统程序在计算能力、适用范围等方面已经可以比肩国外的主流程序。但这些程序仍需要大量的实验数据进行验证,且经过核安全局评估后才能正式应用到核电厂的安全分析中。

(3) 目前热工水力系统程序的发展主要分为两方面,一是对系统程序本身进行改进,通过修改程序中的物理模型、改进两相流方程等方式突破以往程序的限制,提升程序的计算能力;二是与其他类型的程序进行耦合来扩展程序的计算范围,或对局部现象进行更精确的模拟。

## 参考文献

- [1] 刘志弢, 秦本科, 解衡, 等. 压水堆核电站热工水力系统程序的研发现状与趋势 [J]. 原子能科学技术, 2009, 43 (11): 966-972.
- [2] 靖剑平, 张春明, 陈妍, 等. 浅谈核电领域中的热工水力分析程序 [J]. 核安全, 2012 (03): 70-74.
- [3] 刘余, 邓坚, 冷贵君, 等. 热工水力与安全分析关键软件自主研发 [C] // 华北电力大学. 第十五届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室学术年论文集, 2017.
- [4] 胡梦岩, 孔繁丽, 余大利, 等. 数字孪生在先进核能领域中的关键技术与应用前瞻 [J]. 电网技术, 2021, 45 (07): 2514-2522.
- [5] 国家电投集团中央研究院. 以核为始 以核为先 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 156-160.
- [6] 国家核安全局. 核电厂设计安全规定: HAF102 [S]. 北京: 国家核安全局, 2004.
- [7] 国家核安全局. 核动力厂安全评价与验证: HAD102/17 [S]. 北京: 国家核安全局, 2006.
- [8] 国家核安全局. 核动力厂安全分析用计算机软件开发与应用 (试行) [S]. 北京: 国家核安全局, 2017.
- [9] GAO X, Jing J, Han X, Jia B, et al. Status and assessment method of safety analysis software for NPPS in China [J]. Frontiers in Energy Research, 2021.
- [10] Gao X, Jing J, Han X, Jia B, et al. Status and Assessment



- Method of Nuclear Safety Analysis Software in China [ J ] .  
Frontiers in Energy Research, 2021, 9.
- [ 11 ] Petrucci A, D'Auria F. Thermal-Hydraulic System Codes in Nuclear Reactor Safety and Qualification Procedures [ J ] .  
Science and Technology of Nuclear Installations, 2008: 460795.
- [ 12 ] Roth GA, Aydogan F. Theory and implementation of nuclear safety system codes-Part I: Conservation equations, flow regimes, numerics and significant assumptions [ J ] .  
Progress in Nuclear Energy, 2014, 76: 160-182.
- [ 13 ] Roth GA, Aydogan F. Theory and implementation of nuclear safety system codes-Part II: System code closure relations, validation, and limitations [ J ] .  
Progress in Nuclear Energy, 2014, 76: 55-72.
- [ 14 ] INL. About RELAP5-3D [ M/OL ] . 2015. <https://relap53d.inl.gov/SitePages/About.aspx>.
- [ 15 ] Mesado C, Miro R, Barrachina T, et al. Modeling 3D Cores for PWR Using Vessel Components in TRACE v5.0P3 [ C ] // proceedings of the International Agreement Report, 2016.
- [ 16 ] Gurgun A. Chapter 11-System-level code TRACE [ M ] // WANG J, LI X, ALLISON C, HOHORST J. Nuclear Power Plant Design and Analysis Codes; Woodhead Publishing, 2021: 261-276.
- [ 17 ] Bajorek SM, Bernard M, Gingrich C, et al. DEVELOPMENT, VALIDATION AND ASSESSMENT OF THE TRACE THERMAL-HYDRAULICS SYSTEMS CODE [ C ] // proceedings of the NURETH-16, Chicago, 2015.
- [ 18 ] 黄彦平, 曹念, 文彦, 等. CATHARE 程序的主要特征及应用 [ J ] .核动力工程, 2003 ( 06 ): 540-544.
- [ 19 ] Emonot P, Souyri A, Gandrille JL, et al. CATHARE-3: A new system code for thermal-hydraulics in the context of the NEPTUNE project [ J ] . Nuclear Engineering and Design, 2011, 241 ( 11 ): 4476-4481.
- [ 20 ] GRS, ATHLET 3.2 Program Overview [ C ] //2019.
- [ 21 ] 刘建阁, 朱建敏, 陈军, 等. RETRAN-3D 和 RELAP5 程序壁面换热模型比较研究 [ J ] . Nuclear Science Technology, 2015, 03 ( 9 ): 60-69.
- [ 22 ] Kucukboyaci V, sung y, Salko R. COBRA-TF PARALLELIZATION AND APPLICATION TO PWR REACTOR CORE SUBCHANNEL DNB ANALYSIS [ M ] .2015.
- [ 23 ] Thurgood MJ, Guidotti TE, Sly GA, et al. COBRA/TRAC-A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor Vessels and Primary Coolant Systems, 1983.
- [ 24 ] Salko Jr R, Avramova M, Wysocki A, et al. CTF Theory Manual ( V.4.2 ) [ M ] .2020.
- [ 25 ] Cai X, Shi G, Yan J, et al. Applicability Assessment of Accident Analysis Codes and Determination of Testing Facility for Validation of the CAP1400 [ C ] . proceedings of the International Conference on Nuclear Engineering, American Society of Mechanical Engineers, 2021.
- [ 26 ] Jeong JJ, Ha KS, Chung BD, et al. Development of a multi-dimensional thermal-hydraulic system code, MARS 1.3.1 [ J ] .  
Annals of Nuclear Energy, 1999, 26 ( 18 ): 1611-1642.
- [ 27 ] Kim H, Shin C, Yang Y, et al. Simulation of Fuel Behavior During LOCA Condition Using FRAPCON/FRAPTRAN and the Coupled MARS-KS Code 1011-4289978-92-0-163919-6 [ R ] . International Atomic Energy Agency ( IAEA ), 2019.
- [ 28 ] Kyu Park I, Young Yoon H, Jun Lee S, et al. A three-dimensional PWR LBLOCA simulation using the CUPID code [ J ] .  
Annals of Nuclear Energy, 2021, 162: 108503.
- [ 29 ] Choi K-Y, Yun B-J, Park H-S, et al. Development of a wall-to-fluid heat transfer package for the space code [ J ] .  
Nuclear Engineering and Technology, 2009, 41.
- [ 30 ] Park C, Choi J, Lee G, et al. Multidimensional Hydraulic Solver Using Structured and Unstructured Meshes for the System Thermal-Hydraulic Code SPACE [ J ] .  
Nuclear Technology, 2018, 205: 1-17.
- [ 31 ] Ha S-J, Park C-E, Kim K-D, et al. Development of the space code for nuclear power plants [ J ] .  
Nuclear Engineering and Technology, 2011: 43.
- [ 32 ] 徐财红, 琚忠云, 袁红胜, 等. 两相流热工水力系统分析软件 LOCUST-1.2 开发概述 [ C ] // 中国核学会. 2021 年热工流体力学学术年会论文集, 2021.
- [ 33 ] 丁书华, 邓坚, 吴丹, 等. 自主化 LOCA 分析平台及分析方法开发研究 [ C ] // 中国核学会. 中国核学会 2019 年学术年会论文集, 2019.
- [ 34 ] 黄涛, 邓坚, 丁书华, 等. 先进反应堆系统分析程序 ( ARSAC ) LOCA 类整体性效应实验验证 [ C ] // 中国科学院近代物理研究所. 第十六届全国反应堆热工流体力学学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室 2019 年学术年会论文集, 2019.
- [ 35 ] 徐青蓝, 邱志方, 喻娜, 等. TRANTH 软件基于稳压器安全阀组流量试验的确认与评估 [ J ] .核动力工程, 2021 ( 06 ): 1-4.
- [ 36 ] 刘东, 李庆, 卢宗健, 等. “华龙一号”设计分析软件包 NESTOR 的研发与应用 [ J ] .中国核电, 2017, 10 ( 04 ): 532-536.
- [ 37 ] 葛炜, 杨燕华, 刘飒, 等. 大型先进压水堆核电站关键设计

- 软件自主化与 COSINE 软件包研发 [J]. 中国能源, 2016, 38 (07): 39-44.
- [38] 王泽吉, 郭张鹏, 常岩, 等. 严重事故程序 cosSA-Flow 对 PHEBUS FPT1 试验的模拟 [C] // 中国科学院近代物理研究所. 第十六届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室 2019 年学术年会论文集, 2019.
- [39] 沙会娥, 张昊, 吴照国, 等. 基于动力学原理的 cosFlow 软件主泵模块研发及验证 [J]. 核科学与工程, 2018, 38(01): 141-147.
- [40] 陈俊, 罗彬, 吴照国, 等. COSINE 子通道均相流分析程序的研发 [J]. 核科学与工程, 2017, 37 (04): 684-690.
- [41] 古若愚, 阮神辉, 文青龙, 等. 基于全压自然循环试验的 CosSYST 程序的评价与验证研究 [C] // 中国科学院近代物理研究所. 第十六届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室 2019 年学术年会论文集, 2019.
- [42] 李剑, 李宇, 陈俊, 等. 基于 COSINE 安全壳程序的单节点算例验证 [C] // 华北电力大学. 第十五届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室学术年会论文集, 2017.
- [43] 贺青云, 罗静怡, 陈俊, 等. Non LOCA-三维物理 GINKGO/COCO 耦合程序的开发与验证 [J]. 核动力工程, 2020, 41 (05): 15-19.
- [44] 白宁, 任志豪, 陈明岸, 等. 中广核热工水力系列软件研发 [C]. 中国核物理学会. 第五届反应堆物理与核材料学术研讨会、第二届核能软件自主化研讨会论文集, 2011.
- [45] 周洛稼, 张薇, 王凯, 等. CPR1000 核电厂汽轮机旁路排放系统控制模式优化研究 [J]. 核科学与工程, 2022, 42(04): 838-843.
- [46] 秋穗正, 张大林, 宋莘, 等. 钠冷快堆瞬态热工水力及安全分析程序开发 [J]. 原子能科学技术, 2019, 53 (10): 1941-1950.
- [47] 魏诗颖, 王成龙, 苏光辉, 等. 铅铋冷却沸水快堆热工水力系统安全分析程序开发 [J]. 核动力工程, 2018, 39 (04): 67-70.
- [48] 王伟伟, 苏光辉, 田文喜, 等. AP1000 主回路系统热工水力瞬态计算程序 RETAC 的开发 [J]. 原子能科学技术, 2011, 45 (10): 1185-1190.
- [49] 刘伟, 张勇, 蒋孝蔚, 等. 板型燃料元件反应堆瞬态热工水力分析程序的开发与验证 [J]. 核动力工程, 2019, 40 (05): 18-22.
- [50] 田晓艳, 江新标, 陈立新, 等. 热管冷却双模式空间堆堆芯稳态热工水力分析程序开发 [J]. 核动力工程, 2017, 38 (05): 34-39.
- [51] Bestion D. System thermalhydraulics for design basis accident analysis and simulation: Status of tools and methods and direction for future R&D [J]. Nuclear Engineering and Design, 2017, 312: 12-29.
- [52] 朱升. ACME 台架程序建模及试验初始条件确定方法研究 [J]. 原子能科学技术, 2016, 50 (7): 7.
- [53] Baek W-P, Song C-H, Yun B-J, et al. KAERI integral effect test program and the ATLAS design [J]. Nuclear Technology, 2005: 152.
- [54] Bryk R, Dennhardt L, Schollenberger S. Experimental investigation of PWR accident scenarios at the PKL test facility [J]. E3S Web of Conferences, 2019, 137: 01016.
- [55] Ishii M, Kim S, Uhle J. Interfacial area transport equation: model development and benchmark experiments [J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 2002, 45 (15): 3111-3123.
- [56] Talley JD, Kim S, Mahaffy J, Bajorek SM, et al. Implementation and evaluation of one-group interfacial area transport equation in TRACE [J]. Nuclear Engineering and Design, 2011, 241 (3): 865-873.

# The Worldwide Progress of Thermal Hydraulic System Code Development

Zhang Enhao<sup>1</sup>, Jing Jianping<sup>2</sup>, Zhang Chunming<sup>2</sup>, Yang Jun<sup>1,\*</sup>

(1. Department of Nuclear Engineering and Technology, School of Energy and Power Engineering, Huazhong University of Science and Technology, Wuhan, 430074, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center Beijing, 100082, China)

**Abstract:** The autonomy level of nuclear power software indicates the level of nuclear power technology of the country, in which the thermal–hydraulic (TH) system code is an important tool for understanding the operating characteristics of nuclear reactors and conducting accident analysis. With the wide application of nuclear power software, more mature TH system codes such as RELAP5, TRACE, ATHLET and CATHARE have been well developed and verified abroad, and these codes are still being updated. At the same time, there are cosFlow, ARSAC, LOCUST, TRANTH and other related codes in development or verification stage in China. This article comprehensively introduces the latest development of foreign TH codes and the development and verification of independent thermal–hydraulic codes in China, based on which proposes the development direction of thermal–hydraulic codes, providing a certain reference for the verification of independent thermal–hydraulic codes in China.

**Key Words:** nuclear power software; thermal–hydraulic; system code; RELAP5

(责任编辑：徐晓娟)

陈家铎, 蒋诗平, 王琳, 等. 电子加速器屏蔽设计方法研究[J]. 核安全, 2023, 22(5): 72-78.

Chen Jiaduo, Jiang Shiping, Wang Lin, et al. Research on Shield Design Method of Electron Accelerator [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(5): 72-78.

## 电子加速器屏蔽设计方法研究

陈家铎<sup>1</sup>, 蒋诗平<sup>1,2,\*</sup>, 王琳<sup>1,2</sup>, 吴君<sup>1</sup>

(1. 中国科学技术大学国家同步辐射实验室, 合肥 230029; 2. 中国科学技术大学核科学技术学院, 合肥 230027)

**摘要:** 电子加速器的屏蔽设计主要通过经验公式、蒙特卡罗模拟以及工程实践经验等方法确定。不同经验公式计算结果存在差异, 经验公式与蒙特卡罗模拟的结果也存在差异, 这将影响屏蔽设计的准确性, 需要明确差异的来源并对两种方法进行补充修正。本文以合肥先进光源 (Hefei Advanced Light Facility, HALF) 锯齿墙屏蔽为研究对象, 说明了不同方法得出的结果有较大差异, 通过进一步计算不同能量的电子作用于不同靶产生的剂量分布, 分析不同方法计算结果差异的来源并更新了蒙特卡罗模型。利用更新的模型重新计算电子储存环的辐射剂量, 并给出了与经验公式计算相近的结果。研究表明, 经验公式比蒙特卡罗方法更保守; 结果差异主要来源于韧致辐射; 可以针对不同的需要使用不同的经验公式。

**关键词:** 合肥光源; 辐射屏蔽设计; 经验公式; 蒙特卡罗

**中图分类号:** TL72 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 05-0072-07

电子加速器运行时形成瞬发的韧致辐射和中子的混合辐射场。屏蔽设计常用的经验公式包括 Moe 在设计 APS 屏蔽时提出的经验公式<sup>[1]</sup>和 Jenkins 提出的针对侧向屏蔽的公式<sup>[2]</sup>。一些研究表明 Jenkins 经验公式计算结果比蒙特卡罗模拟结果保守; 对单一屏蔽材料, 经验公式可简单、保守地完成对高能电子加速器的屏蔽计算, 对于多种屏蔽材料, 采用蒙特卡罗模拟方法更合适; 靶的尺寸和材料都会影响屏蔽体外的剂量<sup>[3-6]</sup>。

已有研究仅指出了经验公式与蒙特卡罗方法之间存在的差异但缺少不同经验公式之间的比较, 也缺少对差异来源的分析。有些研究定性指出靶的改变对结果有影响, 缺少量化分析,

也缺少对蒙特卡罗建模的优化方法, 当前研究将针对这些不足之处进行补充说明。

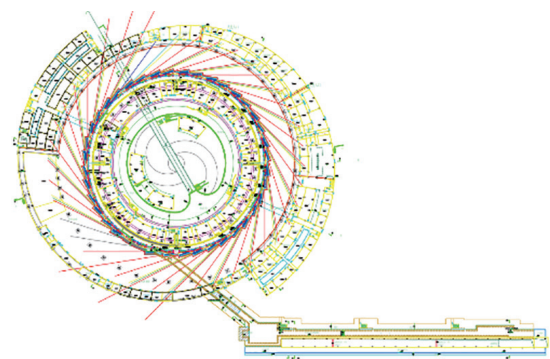


图 1 合肥先进光源布局图

Fig.1 Layout of HALF

收稿日期: 2023-02-23 修回日期: 2023-06-02

作者简介: 陈家铎 (1999—), 男, 博士研究生, 现主要从事辐射防护工作

\* 通讯作者: 蒋诗平, E-mail: spjiang@ustc.edu.cn



### 1 计算模型

HALF 是第四代同步辐射光源,由 2.5 GeV 电子直线加速器、电子储存环、同步辐射光束线站组成。其中储存环大厅高 350 cm, 储存环管道周长 480 m, 管道内径 26 mm, 外径 28 mm, 距离地面 120 cm, 电子能量 2.5 GeV, 电流 500 mA。正常运行工况下,电子受磁铁的

作用在管道内做圆周运动,丢束工况下,假设某处弯转磁铁瞬间失效,电子沿着管道的切线方向继续运动,与管壁发生相互作用,形成瞬发辐射场。

距离管道 4 m 处用环状内墙屏蔽,在储存环外放置锯齿墙屏蔽,锯齿墙距离管道最近 1.8 m。光源的整体布局如图 1 所示,锯齿墙与管道相对位置和参数如图 2 所示。

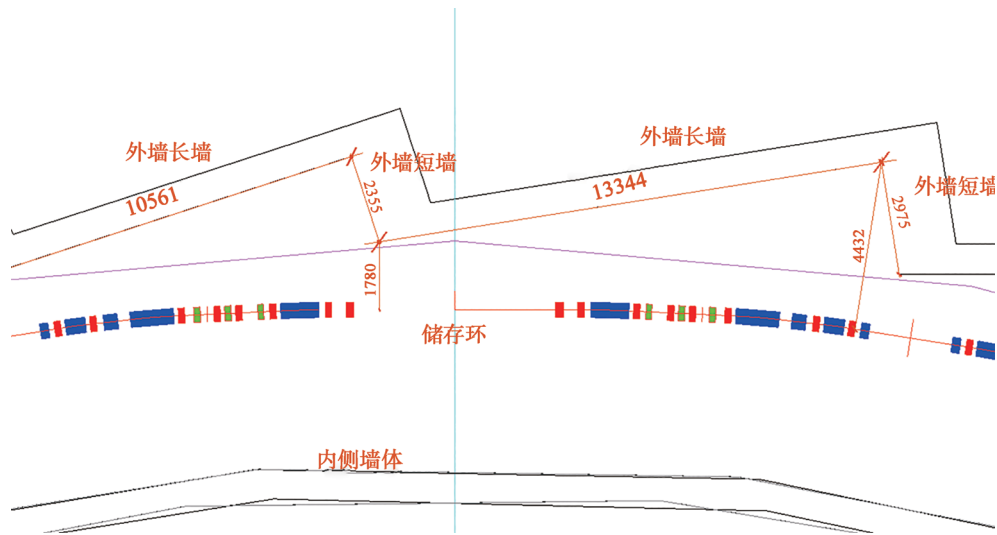


图 2 储存环与屏蔽体相对位置示意图

Fig.2 Relative position diagram of storage ring and shielding wall

Moe、Jenkins 经验公式用于计算电子损失在一点时屏蔽体外的剂量。

Moe 经验公式如公式(1)~(3)所示<sup>[1]</sup>。

$$H = 1.6 \times 10^{-6} NE_0 (F_{BREM} e^{-\frac{\rho d}{\lambda_{BREM} \sin \theta}} + F_{GRN} e^{-\frac{\rho d}{\lambda_{GRN} \sin \theta}} + F_{MEN} e^{-\frac{\rho d}{\lambda_{MEN} \sin \theta}} + F_{HEN} e^{-\frac{\rho d}{\lambda_{HEN} \sin \theta}}) / r^2 \quad (1)$$

$$F_{BREM}(\theta_B) = \begin{cases} 83 \cdot E_0, \theta_B = 0 \\ 0.028, \theta_B = 90 \\ 167 \cdot 2^{-\frac{\theta_B E_0}{0.1}} E_0 + 8.33 \cdot 10^{-\frac{\theta_B}{21}} + 0.25 \cdot 10^{-\frac{\theta_B}{110}} \end{cases} \quad (2)$$

$$\begin{cases} F_{GRN} = 3.82 \cdot 10^{-4} Z^{0.66} \\ F_{MEN} = 3.3 \cdot 10^{-4} \cdot C_z / (1 - 0.75 \cos \theta_n) \\ F_{HEN} = 8.3 \cdot 10^{-5} \cdot C_z / (1 - 0.72 \cos \theta_n)^2 \end{cases} \quad (3)$$

公式(1)~(3)中,H——N 个能量为(GeV)的电子产生的剂量当量,单位为 mSv;

$F_{BREM}, F_{GRN}, F_{MEN}, F_{HEN}$ ——单位能量的电子打靶产生的韧致辐射、巨共振中子、中能中子、高能中子引起的靶周围 1 m 处的剂量当量,单位为  $mSv \cdot m^2 \cdot J^{-1}$ ;

$R_{BREM}, R_{GRN}, R_{MEN}, R_{HEN}$ ——韧致辐射、巨共振中子、中能中子、高能中子的衰减长度,单位为  $g \cdot cm^{-2}$ ;

$\rho, d$ ——屏蔽体的密度和厚度,单位为  $g \cdot cm^{-3}, cm$ ;

$\theta$  的含义如图 3 所示,单位为 rad;

$\theta_B, \theta_n$  含义与  $\theta$  相同,单位为度;

$r$ ——靶到屏蔽体外探测点的距离,单位为 cm;

$Z$ ——靶材料的原子序数,  $C_z$  是  $Z$  的函数,

对于铁和铜,  $C_z=1$ 。

Jenkins 公式如公式(4)和(5)所示<sup>[2]</sup>:

式中,  $E_0, \rho, d, \theta$  的含义及单位与 Moe 公式相同;

$D.E.()$  表示归一化源电子引起的中子或光子的剂量当量, 单位为  $Sv \cdot e^{-1}$ ;

$\lambda_1, \lambda_2, \lambda_3$  分别表示高能中子、巨共振中子、中能中子的衰减长度, 单位为  $g \cdot cm^{-2}$ ;

$\frac{\mu}{\rho}$  ——光子的衰减系数, 单位为  $cm^2 \cdot g^{-1}$ ;

$a$  ——靶到屏蔽体的距离, 单位为  $c$ 。

两经验公式给出的屏蔽材料的衰减长度如表 1 所示。

$$D.E. (neutron) = 10^{-13} \cdot E_0 \cdot \left(\frac{\sin\theta}{a+d}\right)^2 \cdot \left[ \frac{\exp\left(\frac{-d\rho}{\lambda_1 \sin\theta}\right)}{(1-0.72\cos\theta)^2} + \frac{10}{1-0.75\cos\theta} \cdot \exp\left(\frac{-d\rho}{\lambda_3 \sin\theta}\right) + 3.79 \cdot z^{0.73} \cdot \exp\left(-\frac{d\rho}{\lambda_2 \sin\theta}\right) \right] \quad (4)$$

$$D.E. (photon) = 10^{-13} \cdot E_0 \cdot \left(\frac{\sin\theta}{a+d}\right)^2 \cdot \left[ \frac{\exp\left(\frac{-\mu}{\rho} \cdot \frac{d\rho}{\sin\theta}\right)}{133(1-0.98\cos\theta)^{1.2}} + \frac{0.267 \cdot \exp\left(\frac{-d\rho}{\lambda_1 \sin\theta}\right)}{(1-0.72\cos\theta)^2} \right] \quad (5)$$

表 1 经验公式给出的混凝土的衰减长度

Table 1 Attenuation length of concrete in empirical formula

	材料	密度 / $g \cdot cm^{-3}$	$\lambda_{BREM} / g \cdot cm^{-2}$	$\lambda_{GRN} / g \cdot cm^{-2}$	$\lambda_{MEN} / g \cdot cm^{-2}$	$\lambda_{HEN} / g \cdot cm^{-2}$
Moe	混凝土	2.35	49	40	65	115
Jenkins			41.7	30	55	120

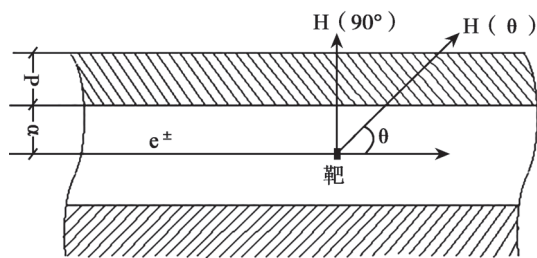


图 3 经验公式模型

Fig.3 Calculation model of side shield of empirical formula

Moe 和 Jenkins 分别利用 APS 储存环和斯坦福储存环的测量结果, 结合已有研究, 通过数据拟合和理论推导得到经验公式。Moe 和 Jenkins 将次级辐射分为韧致辐射、巨共振中子 ( $<20$  MeV)、中能中子 (20~100 MeV) 和高能中子 ( $>100$  MeV) 四部分, 并假设电磁簇射在靶中完全发展且产生的次级辐射不被靶和空气吸收, 所有的辐射都在屏蔽体内指数衰减。Moe

出于保守估计, 使用的衰减系数比 Jenkins 给出的更小<sup>[7]</sup>。Moe 公式适用于计算高能电子作用于厚靶时全空间的剂量分布。Jenkins 公式适用于计算高能电子作用于厚靶时与初始电子入射方向夹角 20~160 度范围内的剂量分布。有研究指出经验公式更适用于几何简单、屏蔽体单一的情况<sup>[1,2,6]</sup>。

## 2 计算结果

FLUKA (FLUktuierende KAskade) 是由 CERN 开发的一款通用的蒙特卡罗粒子输运工具。利用经验公式和 FLUKA 计算储存环中所有电子损失在管壁一点时屏蔽体外的辐射剂量当量。FLUKA 建模与计算结果如图 4 所示。模拟中使源电子在管道内沿管道切线方向运动, 以 0.004 度打入外侧管壁, 在管壁中穿行的有效距离约 5 cm, 形成瞬发的韧致辐射和中子的混

合辐射场,部分辐射穿过屏蔽体产生能量沉积。FLUKA 通过探测不同位置的通量,经过系数转换得到不同位置的剂量当量。经验公式与蒙卡

方法得到的屏蔽体外剂量当量如表 2 所示。可知两经验公式的结果差异较大,与 FLUKA 的结果也不相同。

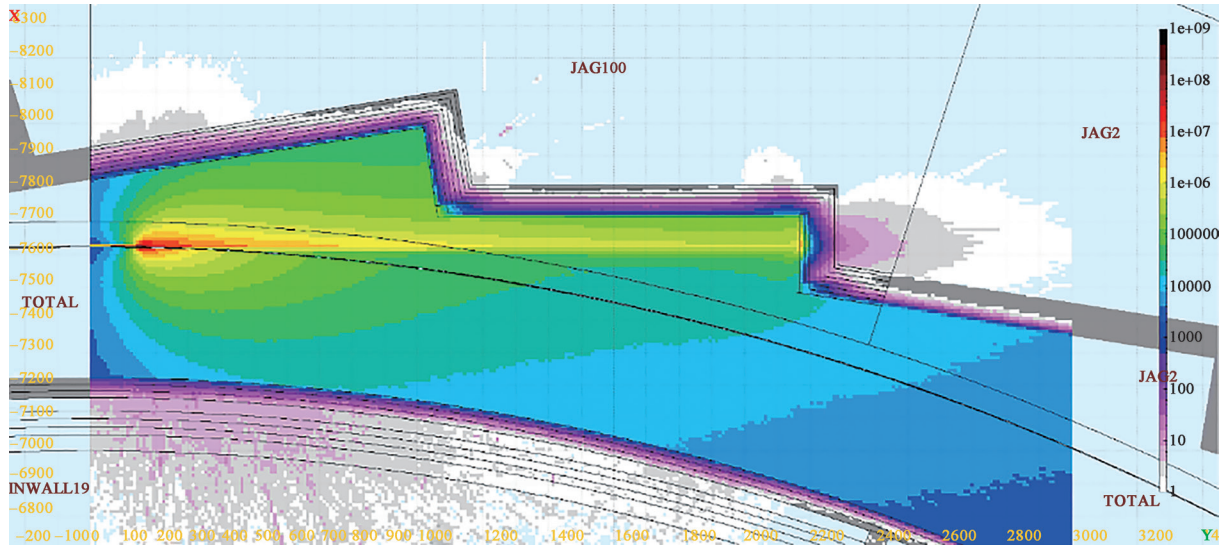


图 4 储存环中电子点损(单位 μSv)

Fig.4 Electron in the storage is lost at one point (unit is μSv)

表 2 FLUKA 与经验公式计算得到屏蔽体外的剂量当量

Table 2 Dose equivalent outside the shield calculated by FLUKA and empirical formula

装置	探测点	铅厚度/cm	混凝土厚度/cm	Moe 剂量/μSv	Jenkins 剂量/μSv	FLUKA 剂量/μSv
储存环	锯齿墙长墙外	0	100	42.3	7.8	2.5

### 3 侧向屏蔽的分析与改进

模拟 2.5 GeV 电子作用于半径 2 cm,长 6 cm 的圆柱铜靶,在靶周围放置包围靶的半径为 170~350 cm 的圆环柱混凝土屏蔽体,计

算屏蔽体内剂量分布,比较 FLUKA 与经验公式的计算结果。图 4 和图 5 分别给出了在束流平面,与粒子入射成 90 度和 45 度的方向上屏蔽体内的各组分剂量随屏蔽体厚度的变化。

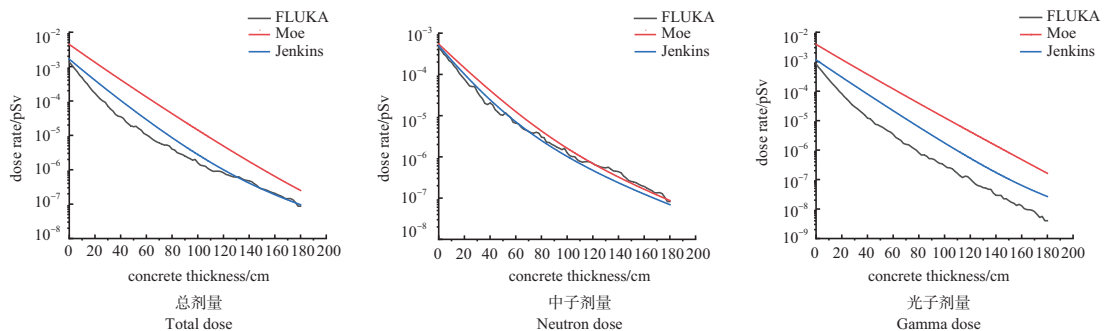


图 5 与粒子入射成 90 度的方向上剂量随屏蔽体厚度变化

Fig.5 Dose varies with thickness of the shield in the direction of 90 degree from the direction of the particle incident

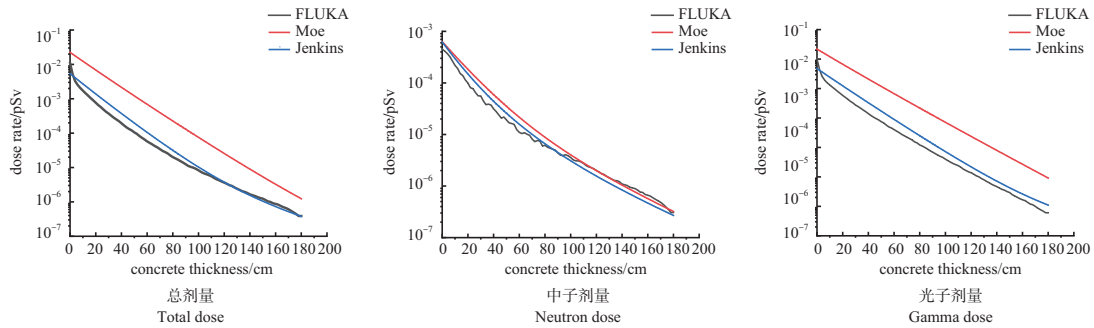


图6 与粒子入射成45度的方向上剂量随屏蔽体厚度变化

Fig.6 Dose varies with thickness of the shield in the direction of 45 degree from the direction of the particle incident

从图5和图6可以看出,Moe公式给出的剂量大于Jenkins公式与FLUKA的结果。和Jenkins公式相比,Moe公式中光子、低能中子、中能中子衰减更慢,高能中子衰减更快,因此在屏蔽体不是特别厚时,巨共振中子与光电的剂量贡献占主导,Moe公式预测的剂量较大,Jenkins预测的结果更准确。

然而在表2对锯齿墙长墙的计算结果中,Moe和Jenkins公式给出的结果都比FLUKA的结果大很多。这是由于经验公式适用于电子损失在厚靶的情况。电子打靶过程中,随着靶加厚,电子能量更多损失在靶上,侧向发射更多的次级粒子,侧面屏蔽体外的剂量更大。而储存环的管壁只有1 mm厚,粒子在靶中实际穿行距离只有5 cm,没有达到厚靶的标准。出于辐射防护保守估计的考虑,计算侧向屏蔽时应当选择尺寸合适的靶。靶的尺寸包括厚度与横截面

大小,由于储存环和加速器的主要材料组成为铁和铜,两者原子序数相近、辐射的相互作用差距小<sup>[8,9]</sup>,本文不区分材料对结果的影响。在简单模型下认为靶为铜制圆柱,分别考虑半径与厚度对侧面剂量的作用。

首先给定足够厚的靶,改变靶的半径,利用FLUKA模拟电子从底面中心平行于侧面发射,收集射出的与侧面法线方向角度小于45度的次级粒子并据此计算侧向能注量。计算得到的侧向能注量随半径变化如图7所示。

由图7可以看出,当靶半径在0.1 cm到1 cm之间变化时,能注量存在2~3倍的差异。随着靶半径增大,中子能注量增大,且在半径大于0.4 cm后接近定值;光子能注量先增大后减小,在半径约为0.5 cm时达到最大。

给定靶半径为0.5 cm,改变靶的厚度,比较不同厚度靶侧面能注量。图8给出了侧向次

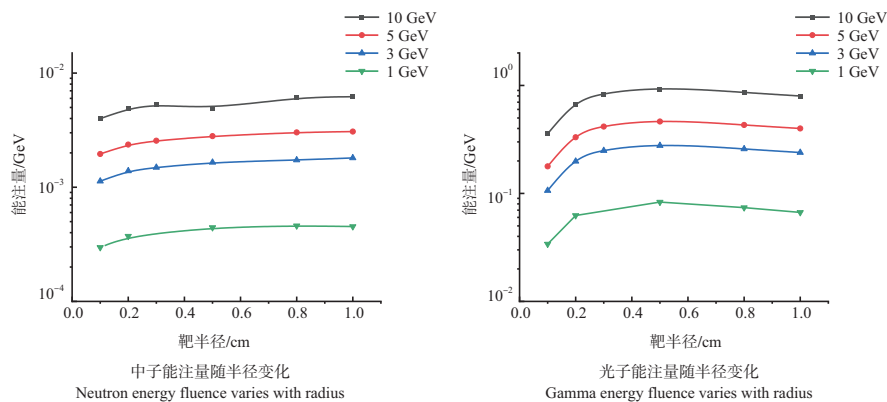


图7 次级粒子能注量随初始电子能量与靶半径的变化

Fig.7 Energy fluence of secondary particles varies with energy of primary electron and radius of target



级粒子能注量随厚度的变化,随着靶的加厚次级粒子的能注量持续增长,最终在靶厚度达到15 cm时接近饱和。

更新 FLUKA 建模,将靶设计为15 cm厚,

半径0.5 cm的铁靶,重新计算储存环点损模式下2.5 GeV电子打靶的结果,得到侧向屏蔽体外最大剂量为7.5  $\mu\text{Sv}$ ,与 Jenkins 公式给出的7.8  $\mu\text{Sv}$ 符合良好。

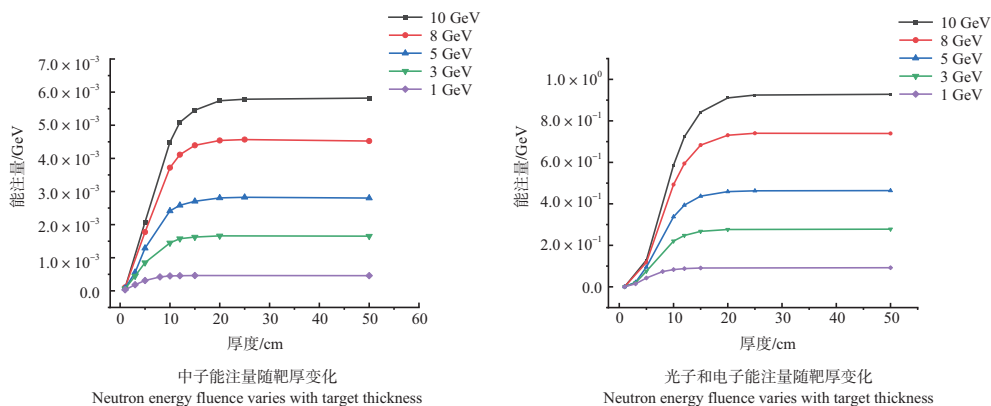


图8 侧向能注量随初始电子能量与靶厚的变化

Fig.8 Side energy distribution varies with energy of primary electron and thickness of target

## 4 结论

(1) 在利用蒙特卡罗方法计算侧面屏蔽时,应当使用半径0.5 cm,厚度大于15 cm的靶。

(2) Jenkins 公式的结果与蒙特卡罗符合的更好, Moe 公式结果更保守。

### 参考文献

- [1] Moe, H. J. Radiological considerations for the operation of the Advanced Photon Source storage ring—revised, APS-LS-295 [R]. Illinois. University of North Texas Libraries, UNT Digital Library, <https://digital.library.unt.edu>; crediting UNT Libraries Government Documents Department, 2002.
- [2] Jenkins, T. M. NEUTRON AND PHOTON MEASUREMENTS THROUGH CONCRETE FROM A 15 GEV ELECTRON-BEAM ON A TARGET—COMPARISON WITH MODELS AND CALCULATIONS [J]. Nuclear Instruments & Methods, 1979, 159 (2-3): 265-288.
- [3] Fang, K. M., X.J. Xu, J.H. Cai. Calculation and design for SSRF's bulk shield [J]. Radiation Measurements, 2006, 41: S256-S259.
- [4] Hiroshi Nishimura, Barry Bailey, Ken Baptiste, et al. Advanced light source's approach to ensure conditions for safe top-off operation [J]. Nuclear Instruments & Methods in Physics Research Section a—Accelerators Spectrometers Detectors and Associated Equipment, 2009, 608 (1): 2-18.
- [5] K.Ott. Fluka simulations of the loss of the stored electron beam at BESSY [C]. 20th Biennial Particle Accelerator Conference, Portland, OR, Ieee, 2003.
- [6] Zhen Zhang; Xuetao Wang, Changsong Hou, et al. Shielding calculation and discussion on high energy light source storage ring and synchrotron [J]. Chinese Journal of Radiological Medicine and Protection, 2021, 41 (2): 146-150.
- [7] Moe., H.J. Shielding estimates for the ANL 6.0 GeV synchrotron light source, APS-LS-55 [R]. Argonne Laboratory. 1987.
- [8] International Commission on Radiation Units and Measurements. Basic Aspects of High Energy Particle Interactions and Radiation Dosimetry [R]. ICRU Report 28, 1978.
- [9] Nayak, M. K., T.K. Sahu, Haridas G. Nair, et al. Optimum target source term estimation for high energy electron accelerators [J]. Radiation Physics and Chemistry, 2016, 122: 77-81.

# Research on Shield Design Method of Electron Accelerator

Chen Jiaduo<sup>1</sup>, Jiang Shiping<sup>1,2,\*</sup>, Wang Lin<sup>1,2</sup>, Wu Jun<sup>1</sup>

(1. National Synchrotron Radiation Laboratory, University of Science and Technology of China, Hefei 230029; 2. School of Nuclear Science and Technology, University of Science and Technology of China, Hefei 230027)

**Abstract:** The shielding design of electron accelerators is primarily determined through methods such as empirical formulas, Monte Carlo simulations, and engineering practices. Different empirical formulas can yield varying results, and there are also differences between empirical formulas and Monte Carlo simulations. These differences can affect the accuracy of the shielding design, necessitating a clear understanding of their origins and supplementary adjustments to both methods. In this study, the sawtooth wall shielding of the Hefei Advanced Light Facility (HALF) is taken as the research subject, demonstrating significant differences in results obtained from different methods. Further calculations are performed on the dose distribution resulting from electron interactions with different targets at different energies. The sources of differences in calculation results from various methods are analyzed, and the Monte Carlo model is updated accordingly. By utilizing the updated model, the radiation dose of the electron storage ring is recalculated, yielding results similar to those obtained from empirical formulas. The study indicates that empirical formulas are more conservative compared to the Monte Carlo method. The differences in results primarily stem from bremsstrahlung radiation, and different empirical formulas can be used based on specific needs.

**Keywords:** HALF; radiation shielding design; empirical formula; Monte Carlo

(责任编辑: 梁 晔)

侯钢领,解玉建,吴震,等.以核电站建设为例探讨土木水利专业人才培养模式[J].核安全,2023,22(5):79-83.

Hou Gangling, Xie Yujian, Wu Zhen, et al. Exploration of the Training Mode of Civil Engineering and Hydraulic Conservancy Professionals by Taking the Construction of Nuclear Power Plants as an Example [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(5): 79-83.

## 以核电站建设为例探讨土木水利专业人才培养模式

侯钢领<sup>1</sup>, 解玉建<sup>1</sup>, 吴震<sup>1</sup>, 潘蓉<sup>2</sup>, 贺敏<sup>1,\*</sup>

(1. 哈尔滨工程大学烟台研究院, 哈尔滨 150001; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

**摘要:** 针对土木水利专业人才培养难以满足核电站建设的内在需求情况, 以核设施建设安全发展为创新驱动动力, 遵循交叉学科创新型人才成长规律为主线, 提出基础理论课、交叉融合课、能力拓展课和校企共建课“四位一体”的课程新模式, 形成核电站建设新方向知识体系。开展双导师制与企业开展深度合作, 共建研究设计、施工管理和防灾减灾安全等创新实践平台, 提供专业硕士工程实践的新模式。课程体系构建和工程实践平台创新为专业硕士提供了新的人才培养模式。

**关键词:** 专业硕士; 核电站建设; 新方向; 课程体系; 创新平台

**中图分类号:** G643 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 05-0079-05

绿色、清洁、高效的核能发电是确保能源安全、优化能源结构、改善生态环境的重要组成部分;是应对全球气候变化的重要手段和推动国民经济高质量发展的新兴战略性新兴产业;也是实现“碳达峰、碳中和”目标的重要保障。党的二十大报告指出:积极稳妥推进“碳达峰、碳中和”,积极安全有序发展核电,加强能源产供储销体系建设,确保能源安全<sup>[1]</sup>。该报告提供了我国核能技术体系和产业发展的根本遵循,也为该领域相关专业的高等教育指明了发展方向。

人才短缺是全球核电发展面临的共有问题,而我国面临的矛盾尤其突出。其主要原因有:一是由于核电属于新兴产业,并且其建设周期很长、人才需求多,比如一座压水堆核电站从浇灌第一罐混凝土到投入商业运行,一般需

要 5 年到 6 年时间,需要各类专业技术和管理人员上千人;二是核电发展起伏较大,长期以来缺乏持续性的人才培养,并且核电安全对人才有特殊要求,导致核电人才出现一定程度的青黄不接<sup>[2]</sup>。根据我国核能行业协会数据:截至 2022 年 10 月底,我国商运核电机组共 53 台,机组数量及装机容量均列世界第三;已核准及在建核电机组共 23 台,连续多年位列世界第一。《中国核能发展报告(2022)》蓝皮书预计:我国“十四五”期间将保持每年 6 台至 8 台核电机组开工。核电人才不能满足核电安全发展需求的矛盾日益突出<sup>[3]</sup>。

土木水利专业在我国现代高等工科教育中一直发挥着重要作用。目前,全国有二百多所高校招收土木水利专业硕士。一些土木学科强

收稿日期: 2023-01-11 修回日期: 2023-03-23

基金项目: 烟台市校地融合发展项目(项目编号: 22MZ03CD012); 中核集团领创科研项目(项目编号: KY90200210017)

作者简介: 侯钢领(1973—),男,现主要研究方向为重大结构与核设施地震安全、结构优化

\* 通讯作者: 贺敏, E-mail: hemin@hrbeu.edu.cn

校结合“卓越工程师教育培养计划”和“新工科”，对该专业人才培养模式进行了系统的改革和创新，显著地提高了人才培养质量。然而，由于历史和发展的原因，国内外还没有高校专门设置核电站建设专业方向的研究生人才培养模式。高校需要发展土木水利专业硕士核电站建设新方向，以满足国家核能快速发展的实际需求。

本文以满足国家核安全发展需求为目标，遵循交叉学科创新型人才成长规律为主线，给出核电站课程建设模式和工程实践新模式，力图实现核科学与技术与土木水利学科的交叉融合，更好地满足国家绿色能源发展的人才需求。

## 1 土木水利专业新方向——核电站建设

### 1.1 土木水利专业发展历程及未来趋势

我国从20世纪90年代就开展了高层次应用型研究生的培养。2009年增加了专业硕士学位，更有利于培养高水平应用型人才<sup>[4]</sup>。2018年国务院学位委员会、教育部对工程专业学位类别进行了调整，土木水利正式成为独立学位专业类别，包括了土木工程、水利工程、船舶与海洋工程、建筑材料工程、建筑安全工程、建筑管理等多领域专业<sup>[5]</sup>。显然，土木水利专业硕士随着社会发展不断被赋予了新的内涵，具有多学科交叉和满足国家需求的属性。

创新是土木水利发展的驱动力，而满足国家发展需求是其创新发展的根基。周绪红院士提出“整体工程观”，指导并引领了新时代土木工程教育创新与变革<sup>[6]</sup>。土木水利创新发展产生了土木与交通工程、土木与海洋工程、智能建造专业等多种创新型人才培养模式和研究成果，并为土木水利新工科人才的培养提供了宝贵的实践经验。

### 1.2 设置核电站建设方向的需求

由于涉及放射性和高能量等原因，核能发电有特殊的安全要求。自核能发电诞生之日开始，核安全就一直是核电运营者和社会关注的焦点问题。为确保核电站安全可靠地发电运行，除了先进工艺设计和优良设备质量之外，核电站建设和运维专业人员的安全行为习惯、专业

知识技能和管理能力水平至关重要。

以前，由于我国核电属于起步阶段，在核电建设领域人才供需矛盾暂未凸显，因而我国没有设置相应的核电站建设专业。随着我国自主研发的三代“华龙一号”核电站成功发电，我国必将成为世界上核电建设大国和核电强国。要满足我国核电发展需求，必须培养大量核电建设相关领域的高层次应用型人才，而土木水利专业硕士的人才特征契合我国核电建设对高层次应用型人才的需求。因此，必须弥补我国缺少核电站建设领域硕士人才的短板，其必要性原因有：

(1) 满足国家核能发展需求：我国高等教育要满足新时代发展的“五位一体”整体战略布局，发展新理念、新技术和新专业等满足我国经济安全发展的实际需求。国内外学者对“新专业”有不同的观点，但一致认为满足国家发展的实际需求是我国高等教育的基本属性<sup>[7]</sup>。随着“碳达峰、碳中和”的稳步推进，核能发展以及核电站的大力建设对土木水利专业硕士的培养提出了新的人才需求。

(2) 满足核电特殊的安全需求：核电站建设方向专业人才需要掌握核电领域的安全技术及管理技能。核电属于高技术行业，技术含量高、安全要求严。作为一名合格的核电从业者，必须准确地理解核电站建设的关键环节，掌握核电系统的工作流程，能够熟练应用多学科知识和技能，确保核电站系统的安全。同时，核电人应该掌握核安全文化及其行为模式<sup>[8]</sup>。核安全技术和文化对核电站建设领域的人才培养提出了特殊要求。

(3) 满足土木水利专业发展需求：随着时代和新工科的发展，传统工科专业的代表，土木水利专业的创新发展也得到了应有的重视<sup>[9]</sup>。随着核电新堆型的发展和新技术发展，核电站建设应该成为土木水利专业发展的重要组成部分之一，也必将成为其发展的源动力之一。

## 2 核电站建设课程新体系

核电站建设涉及土木水利、核科学与技术、



安全管理等多领域专业,这要求人才具备多学科交叉的知识体系。然而,土木水利、能源动力和安全工程学等相关研究生课程体系不能满足核电站建设的特殊需求<sup>[5]</sup>,需要发展新的课程体系以满足核电站建设交叉学科的实际需求。

现有人才培养体系学科缺乏交叉性课程体系,不能满足核电站硕士生交叉型人才的培养需求。如果对不同专业领域的课程进行简单的组合,容易导致课程之间的逻辑关联不强,衔接不够紧密。基于此,笔者提出了“基础理论课+交叉融合课+能力拓展课+校企共建课”四位一体的课程体系,具体内容见表1。专硕的培养有别于学硕的培养,除了需要掌握基础理论外,更需要培养其解决实际问题的能力,所以这四个层次课程的设置,层层递进,有助于土木水利专硕在核电建设领域的学以致用和能力提升。

表1 “四位一体”专业课程体系

Table 1 “Four in one” professional curriculum system

课程类别	课程名称
基础理论课程	反应堆结构力学(弹塑性力学、流体力学)、高等混凝土结构理论、高等钢结构设计、先进反应堆设计
交叉融合课程	核电站结构智慧建与维护、核安全文化与质量管理(施工管理类);结构动力学与核电站结构地震安全、核与辐射防护安全(防灾减灾类);结构可靠度与核电站结构设计、隔震减震与核电站新型结构、有限元方法与核设施结构分析(结构设计类)
校企共建+能力拓展课程	核岛新型结构设计与性能提升(结构设计类);核电站 BIM 施工管理、核电站结构健康监测与工程实践(施工管理类);核电站防灾减灾技术、核结构安全评价与应急救援(防灾减灾类)

(1)基础理论课程:设置反应堆结构力学、高等混凝土结构理论和先进反应堆设计等课程,帮助学生逐步建立核电站建设所需的基础理论知识体系,夯实核电站建设研究的理论功底。从简单到复杂,从孤立到系统地进行研究生培养,逐步深入多层次安排后续教学内容,提供了

交叉学科理论基础知识。

(2)交叉融合课程:设置核电站施工与管理类、核电站防灾减灾类和核电站结构设计类等对应的交叉融合课程,共同服务于复合型人才培养目标。这些课程体现核电站方向的交叉特性,兼容多专业知识技能,为不同本科专业的研究生补齐交叉学科的知识短板,并帮助他们建立系统的交叉学科思维,掌握交叉学科的核心知识。交叉融合课程为培养核电站建设高层次人才提供专业知识。

(3)校企共建+能力拓展课程:以研究生为中心,以培养其创新能力为目标,从知识应用、实践能力、专业视野等多层次教育出发,创新实践课程模式。采用“企业专家为主、校内教师为辅、校内外教师共同授课”的新模式<sup>[10]</sup>,解决核电建设领域的难点和痛点问题,提升研究生的学习兴趣和创新能力。

### 3 核电站建设工程实践新体系

工程实践是专硕人才培养的重要环节,是理论联系实际的关键纽带,也是提升研究生解决实际工程能力的最佳途径<sup>[11]</sup>。创新平台是工程实践最好的载体之一。笔者依托工程实践创新平台,邀请核电企业专家全程参与核电站建设人才培养,具体包括:(1)成立土木水利专业指导委员会,共同制定研究生培养计划;(2)企业专家参与课程建设;(3)开展校企联合科学研究,并鼓励学生到企业开展课题研究;(4)校企联合组织核电站建设知识和创新竞赛,培养研究生解决复杂工程问题的综合能力;(5)校企合作开展研究生质量评价。

根据核电站建设人才培养需求以及核电站建设与运维面临的实际难题,笔者构建了结构设计类、施工管理类、防灾减灾安全类三大类工程实践创新平台(如图1所示),全方位服务不同兴趣的研究生。详细内容如下:

(1)研发设计类平台:以“请进来、走出去”的方式,与核电设计类研究所建设多层次的校企合作平台,打通研究院与人才培养的通道。建立从宏观战略到微观课堂等多级次校企合作

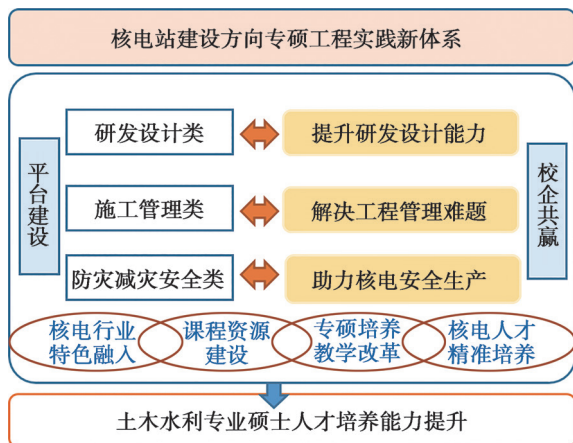


图1 核电站建设方向工程实践体系图

Fig.1 Engineering practice system diagram of nuclear power plant construction direction

渠道,通过科研院所-学校-专业-课程四个层次的逐层深入,提升研究生的研发设计能力。

(2)施工管理类平台:该平台服务学生解决工程施工难题的能力,与核电施工企业联合成立核电站施工管理类的实践基地,实施校企双方共同决策、合作运行、共同管理,为核电企业全程参与人才培养提供保障。鼓励研究生深入核电建设现场,深入了解核电站的构造特点和运行机制。

(3)防灾减灾安全类平台:与核电建设单位共建研究生安全管理实训基地,聘请现场安全管理人员作为指导专家传授现场安全管理经验,并鼓励学生深入生产实际的现场安全管理活动。与企业共建“情景式”核电安全管理仿真实训环境,企业专家深度参与指导实训,加强学生工程实践能力的培养;针对核电站建设安全生产的需要,不断提升学生安全管理能力。

此外,通过构建上述工程创新平台,探索核电站建设领域订单式人才培养模式,实现核电建设领域人才的精准培育。订单式人才可以实现共享优质教学资源,为校企深度合作培养人才提供支撑,并实现互利共赢。

## 4 结语

人才是我国核电事业安全发展的基石和

重要保障。本文以满足国家核能安全发展,核电站建设人才需求为目标,以土木水利专业为依托,构建了核电站建设方向课程体系,提出了工程实践新培养模式,提供了土木水利专业核电站建设方向研究生培养的新模式。该模式不仅能够满足核能行业对人才的需求,也为土木水利专业的发展提供了新方向和新动力。

## 参考文献

- [1] 习近平. 高举中国特色社会主义伟大旗帜, 为全面建设社会主义现代化国家而团结奋斗——在中国共产党第二十次全国代表大会上的报告 [R]. 北京: 人民出版社, 2022.
- [2] 苏林森, 邴金荣, 杨辉玉, 等. 核电发展人才先行——创建适应核电多基地安全发展的运营人才培养体系 [J]. 中国电力教育, 2014, 30 (28): 34-36.
- [3] 张廷克, 李闽榕, 尹卫平, 等. 中国核能发展报告 2022 [R]. 北京: 中国核能行业协会, 2022.
- [4] 金玉珍, 徐康. 机械工程专业型硕士研究生培养模式现状调查与分析 [J]. 2017, 4 (23): 4-6.
- [5] 全国专业学位研究生教育指导委员会. 专业学位研究生核心课程指南 (一、二) [M]. 北京: 高等教育出版社, 2020.
- [6] 周绪红. 凝聚高校优势回归工程实践——写在《高等建筑教育》一流课程建设专刊发刊之际 [J]. 高等建筑教育, 2020, 29 (1): 1-2.
- [7] 蒲清平, 雷洪鸣, 王馨瑶. 新发展阶段、新发展理念、新发展格局视域下新工科建设的三重逻辑 [J]. 重庆大学学报 (社会科学版), 2021, 27 (4): 160-170.
- [8] 王铁骊, 高山, 刘永, 等. 核安全文化与核安保文化的共生性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 70-75.
- [9] 廖宜顺, 许成祥, 姜天华, 等. “新工科”背景下地方高校土木工程专业创新型人才培养模式研究 [J]. 大学教育, 2022, 22 (5): 190-193.
- [10] 夏虹, 刘正, 马福秋, 等. “订单+联合”大核电人才培养模式探拓——校企协同在理论教学中的成效研究 [J]. 黑龙江科学, 2020, 11 (3): 6-9.
- [11] 车伟, 孙俊利, 杨震铂. 新工科背景下土木工程专业实习实践教学体系创新与实践——以中国地质大学 (北京) 为例 [J]. 高等建筑教育, 2022, 31 (4): 70-75.

# Exploration of the Training Mode of Civil Engineering and Hydraulic Conservancy Professionals by Taking the Construction of Nuclear Power Plants as an Example

Hou Gangling<sup>1</sup>, Xie Yujian<sup>1</sup>, Wu Zhen<sup>1</sup>, Pan Rong<sup>2</sup>, He Min<sup>1\*</sup>

(1. Yantai Research Institute of Harbin Engineering University, Harbin 150001, China)

**Abstract:** Civil engineering and hydraulic conservancy graduate training is difficult to meet the needs of nuclear power plant construction. Taking the safety development of nuclear facility construction as the driving force of innovation and following the law of growth of innovative talents in cross-discipline, a new model of four-in-one curriculum of basic theory course, cross-integration course, ability development course and school-enterprise co-construction course was proposed to form a new direction knowledge system of nuclear power plant construction. Through the dual mentorship system and in-depth cooperation with enterprises, innovative practice platforms for research and design, construction management and disaster prevention and mitigation safety were built, providing a new mode of professional master's engineering practice. The curriculum system construction and engineering practice platform innovation provide a new talent cultivation mode for the new direction of professional master.

**Key words:** professional master's degree; nuclear power plant construction; new direction; curriculum system; innovation platform

(责任编辑：梁 晔)

苏夏,崔满满,程会方.核电站乏燃料池虹吸破坏效应实验研究[J].核安全,2023,22(5):84-89.

Su Xia, Cui Manman, Cheng Huifang. Experimental Study on Siphon Breaking in Spent Fuel Pool [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(5): 84-89.

## 核电站乏燃料池虹吸破坏效应实验研究

苏夏, 崔满满, 程会方

(上海核工程研究设计院, 上海 200233)

**摘要:** 为了保证核电站乏燃料池的贮存安全, 工程中一般通过在管线上设破虹吸孔的方式防止池水由于虹吸效应而持续流失。破虹吸孔的尺寸是成功断流的关键因素, 通过 1:1 的实验方式, 研究在一定的管径、高差和阻力范围内, 有效破坏虹吸流动所需的临界孔径, 为工程中虹吸孔尺寸的选取提供参考依据。对实验结果的进一步分析表明, 虹吸破坏成功时的安全液位高差与虹吸孔径之间呈幂指数递减关系, 与管线阻力系数之间呈对数递减关系, 通过调整孔径或管线阻力可以有效减小安全液位高差。

**关键词:** 乏燃料池; 虹吸流; 破虹吸孔; 临界孔径

**中图分类号:** TL421+1 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 05-0084-06

核电站的乏燃料贮存在乏燃料池中, 池水的容积用于确保乏燃料组件的贮存安全, 包括衰变热导出和辐射屏蔽。核电站乏燃料池设有池水循环冷却系统, 用来降低池水温度, 同时导出乏燃料的衰变热。为了达到充分、均匀的冷却效果, 冷却系统的吸水管和回水管尽量布置在乏燃料池的对角位置, 同时回水管线尽量深入乏燃料池内部。如果回水管线池外部在较低位置发生了破口, 池水容积就会由于虹吸效应而持续流失, 威胁乏燃料组件的贮存安全。工程上通常在回水管线适当位置开一个破虹吸孔, 当液位下降到破虹吸孔高度时, 大气通过开孔与管内流动混合形成两相流, 破坏虹吸流负压, 阻断管内水流, 以达到虹吸破坏效果。破虹吸孔的尺寸是成功断流的关键因素。

J. Howard Arthur<sup>[1]</sup>等对小尺寸管道的虹吸破坏进行了实验研究和分析计算, 但国

内各核电厂乏燃料池回水管线的管径通常在 DN80~DN250 之间, 小尺寸管内两相流动的相关经验关系式并不能很好地预测实际工程。郑伊芸<sup>[2]</sup>等通过实验的方式对低压系统中非能动虹吸破坏进行了机理研究, 区分了竖直下降两相流的 4 种流型。在数值模拟方面, 岳芷廷<sup>[3]</sup>等针对 49-2 池式反应堆的 265 mm 主管道双端断裂事故, 使用 RELAP5 建模分析了破虹吸孔的虹吸破坏过程。冯健<sup>[4]</sup>等使用 RELAP5 对某电厂乏燃料池的虹吸破坏管的安全性进行了验证分析, 表明现有的虹吸管设计能保证乏燃料池的安全。综上所述, 工程上大尺寸虹吸管道内气液两相流动问题较为复杂, 目前还没有足够精确的计算模型或实验结果可以直接用于指导工程的设计。而核电领域中有关虹吸破坏的研究多采用数值模拟的方法分析具体问题, 缺乏工程尺度上的实验研究。

本文采用 1:1 的实验台架, 在核电厂乏

收稿日期: 2023-02-01 修回日期: 2023-03-15

作者简介: 苏夏 (1981—), 女, 现从事核电站工艺系统设计



燃料池常用管径范围内,对破虹吸孔的作用效果开展实验研究,并进一步研究高差、管径、阻力等影响因素对虹吸破坏效果的影响,给出推荐的临界孔径及相关因素的影响关系,用于指导核电站乏燃料池或类似大水池的虹吸破坏设计。

## 1 实验描述

### 1.1 电厂设计

国内各核电厂乏燃料池回水管线的管径通

常在 DN80~DN250 之间,管线的布置一般包含上升段、水平段、下降段、各类弯管/弯头以及必要的阀门。图 1 给出了某核电站典型乏池回水管线的立体图。回水管线在乏燃料池外的布置一般连续向下,管道破口则假定位于管线布置的最低点。根据工程经验,核电站乏燃料池破虹吸孔径一般取 25 mm,而孔的标高位置则无明确规定,破虹吸孔与管道破口之间的高差 $\Delta H$ 最多可达到 15 m,在工程条件下,该高差下的虹吸流量预计会达到约 1200 m<sup>3</sup>/hr。

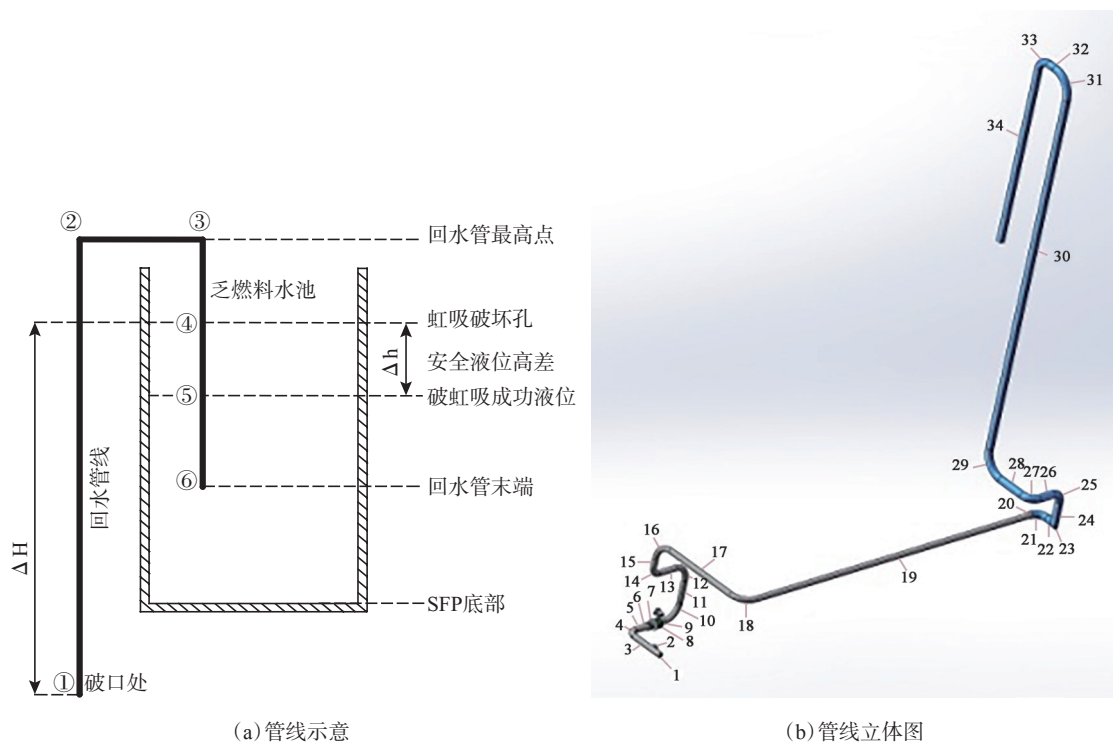


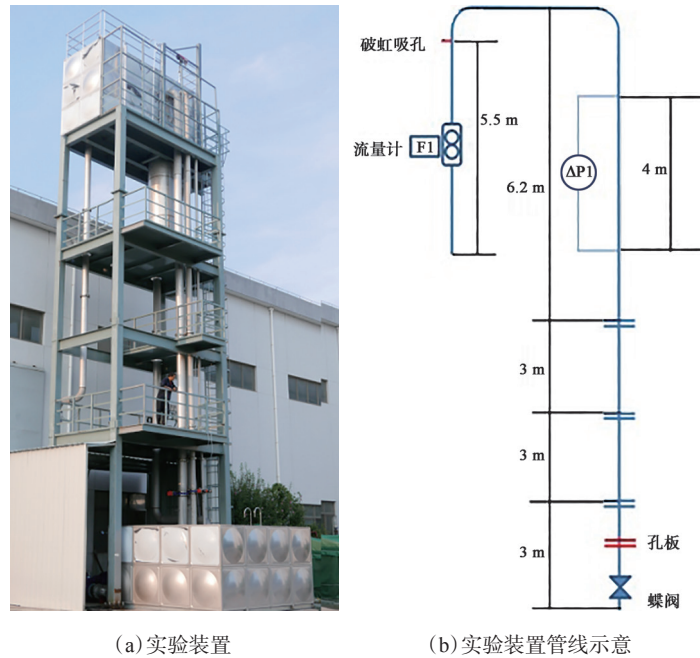
图 1 某核电站乏燃料水池管线示意图

Fig.1 Layout of spent fuel pool return line

### 1.2 实验装置

虹吸破坏实验装置如图 2 所示。实验装置由模拟乏池的水箱、1:1 管径的回水管线、阻力孔板、出口阀门、给水泵以及相关的流量、液位和压力仪表组成。乏燃料池回水管线的管路布置较为复杂,实验中不便 1:1 模拟,因此使用孔板来模拟管线阻力,某电厂回水管线的阻力件主要包括:1 个 DN150 蝶阀、1 个 200×150 大小头、11 个 DN200 弯管/弯

头以及直管。孔板设置于实验管道出口处,可更换。实验还设计了多个孔板模拟不同管线阻力,以拓展研究管线阻力大小对虹吸破坏效果的影响,例如表 3 中的孔板 2,模拟了某电厂的实际管线阻力,其余孔板用于拓展研究。出水口由阀门进行开关控制,模拟管道破口工况。实验时监测模拟水箱的液位、回水管的流量、下降直管段的压降和孔板处的局部压降。



(a) 实验装置

(b) 实验装置管线示意

图 2 虹吸破坏实验装置示意图

Fig.2 Experiment facility for siphon breaking research

### 1.3 实验工况

实验的目的是在改变管径、阻力和高差的条件下,研究有效破坏虹吸流动所需的临界孔径(最小孔径)。出于工程实施考虑,孔径以 $\Phi 25\text{ mm}$ 为起始,5 mm为一个阶梯递增,直至可以成功实现虹吸破坏。通常虹吸破坏后的稳定液位低于破虹吸孔的标高,两者之间的高差称为安全液位高差 $\Delta h$ ,认为安全液位高 $\Delta h$ 差小于1 m是判定虹吸破坏成功的准则,同时也满足工程实际的要求。表1中列出了实验工况范围,由于各电厂乏燃料池回水管线的管线布置、阀门类型、仪表数量等设计差异较大,实验中为每种管径的回水管线设计了一组孔板,用来模拟不同阻力系数 $\xi$ 。

表 1 实验工况范围  
Table 1 Experimentcondition

实验条件	实验工况范围
管径	DN80, DN150, DN200, DN250
管线阻力	无孔板<孔板 1<孔板 2<孔板 3<孔板 4
高差 $\Delta H$	12 m, 15 m
破虹吸孔径 $\Phi$	25 mm, 30 mm, 35 mm, 40 mm, 45 mm

## 2 实验结果分析

### 2.1 虹吸破坏的过程

图3给出了虹吸破坏过程的流量和液面高度随时间的变化曲线。出口阀门开启后,模拟水箱中的水从下降管流出,流量快速上升到约 $1180\text{ m}^3/\text{h}$ ,并维持了大约15 s的稳定阶段,此时管内是单相流动,随着水箱液位降低,流量略有下降。当36 s左右液位下降到破虹吸孔位置时,空气从破口进入管道,并被下降流夹带形成两相流,流量曲线突然下降,此时对应的两相流态可能是泡状流<sup>[5]</sup>。至50 s左右,流量下降趋势明显减缓,这是因为随着液位高度逐渐下降和含气率不断升高,下降流的夹带作用减弱<sup>[5]</sup>,随后虹吸流量进一步下降,当水箱液位下降至足够低时,驱动压头不能继续维持虹吸流动,流量快速降为零,虹吸破坏成功。

图4给出了下降直管段的压降曲线。出口阀门开启后,随着下降流量快速上升,直管段压降快速增加,然后下降到一个稳定阶段,这是由于下降段中的残余气体被排出,流动回到了稳定的单相流状态。在36 s左右,液位

降低到虹吸孔露出水面,空气被动进入管道,开始形成气液两相流,沿程阻力增加,阻力曲线上升。至120 s左右,虹吸破坏成功,流动停止,直管段压降最终保持为引压管内的重力压降。

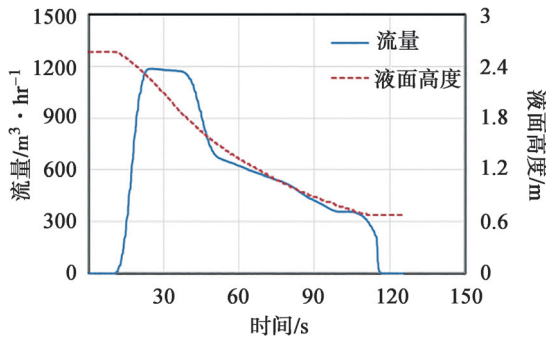


图3 虹吸破坏曲线图

DN250,孔径 35 mm,孔板 2, $\Delta H=15$  m

Fig.3 Flow rate and water level:

DN250, hole diameter 35 mm, orifice 2,  $\Delta H=15$  m

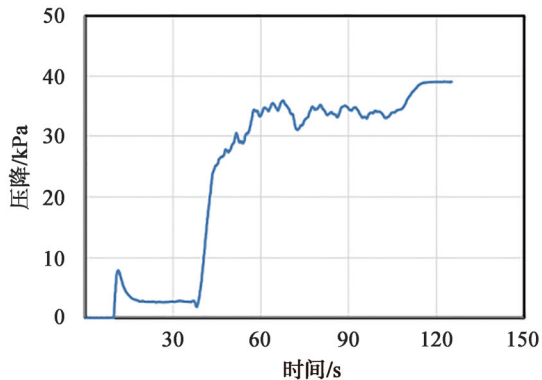


图4 虹吸破坏曲线图——4 m 直管段压降曲线

DN250,孔径 35 mm,孔板 2, $\Delta H=15$  m

Fig.4 Pressure drop of vertical pipe

DN250, hole diameter 35 mm, orifice 2,  $\Delta H=15$  m

## 2.2 临界虹吸孔径

表2给出了不同阻力特性条件下实验得到的临界破虹吸孔径。实验结果表明,在15 m高差范围内,对于DN80和DN150的回水管线,工程常用的25 mm破虹吸孔即可在最不利的管线阻力特性(无阻力孔板)下有效阻断虹吸流动,并且安全液位高差 $\Delta h$ 符合 $\leq 1$  m的要求。其中DN80管线的最终破虹 $\Delta h$ 为0.12 m, DN80管线的最终虹吸破坏 $\Delta h$ 为0.66 m。

表2 临界破虹吸孔径实验结果 ( $\Delta H=15$  m)

Table 2 Critical diameter of siphon break hole

回水管径	孔板阻力特性	临界虹吸孔径 $\Phi$	安全液位高差 $\Delta h$
DN80	无孔板	25 mm*	0.12
DN150	无孔板	25 mm*	0.66

注:实验中选取的最小破虹吸孔径为工程常用的25 mm,当25 mm孔可以成功虹吸破坏时,不再实验真实临界虹吸孔径。

从表3中可以看出,回水管线管径越大,虹吸破坏所需的临界孔径越大,而管线阻力的作用则相反。这是因为流速降低时,对空气的夹带作用也相应减弱,由破虹吸孔进入流体的空气更容易聚合,中断了连续的虹吸流动。对于DN250的大尺寸管道,即使在最大管线阻力下,也需要设置至少35 mm的破虹吸孔。

表3 临界破虹吸孔径实验结果

Table 3 Critical diameter of siphon break hole

回水管径	孔板阻力系数 $\xi$	临界虹吸孔径 $\Phi$ ( $\Delta H=15$ m)	安全液位高差 $\Delta h$	
DN200	孔板 4	25.60	25 mm	0.49 m
	孔板 3	21.81	25 mm	0.55 m
	孔板 2	8.60	30 mm	0.83 m
	孔板 1	5.27	35 mm	0.69 m
	无孔板	2.52	35 mm	0.72 m
DN250	孔板 3	22.42	35 mm	0.80 m
	孔板 2	7.28	40 mm	0.25 m
	孔板 1	4.32	40 mm	0.68 m

以DN200、孔板2工况的实验结果分析高差 $\Delta H$ 对临界破虹吸孔径的影响(表4),管道最低点破口与虹吸孔之间的高差越大,重力势能差产生的虹吸驱动力越强,虹吸破坏所需的临界孔径就越大。在相同的管径和阻力条件下, $\Delta H$ 为15 m所需的临界破虹吸孔径比12 m大一档(大5 mm)。

表4 不同 $\Delta H$ 下的临界虹吸孔径实验结果Table 4 Critical diameter of siphon break hole under different  $\Delta H$ 

孔板 2	临界虹吸孔径 $\Phi$	
管径	$\Delta H=12\text{ m}$	$\Delta H=15\text{ m}$
DN200	25 mm	30 mm
DN250	35 mm	40 mm

### 2.3 影响因素分析

综上所述,本文认为安全液位高差 $\Delta h$ 小于1 m即可满足核电站乏燃料池的设计要求,但工程实际中部分核电厂乏燃料池的 $\Delta h$ 裕量可能小于1 m,需要更快的虹吸破坏进程。上文实验结果表明:在其他条件相同时,破虹吸孔孔径越大,虹吸破坏过程越迅速, $\Delta h$ 就越小。本节以DN200, $\Delta H=15\text{ m}/12\text{ m}$ 工况为例,分析 $\Delta h$ 与破虹吸孔径 $\Phi$ 之间的关系,以及 $\Delta h$ 与管线阻力之间的关系。

图5给出了DN200, $\Delta H=15\text{ m}$ 工况的实验结果:相同阻力孔板的条件下,破虹吸孔径越大,安全液位高差 $\Delta h$ 就越小,两者之间呈典型的幂指数递减关系,且在不同阻力条件下的递减趋势一致。

图6给出了不同高差下,安全液位高差 $\Delta h$ 与破虹吸孔径之间的关系。从图中可以看出,12 m高差和15 m高差情况下,两者之间的趋势具有很好的一致性,均呈幂指数递减关系。

工程中安全液位高差裕量不足时,可通过调整破虹吸孔径,确保虹吸破坏成功时的最终液位满足乏燃料池的安全要求。

图7给出了不同破虹吸孔尺寸条件下,安全液位高差 $\Delta h$ 与管线阻力系数的关系。管径和高差 $\Delta H$ 不变时,回水管线上的阻力件(如阀门、弯头等)越多,阻力越大,管内虹吸流越容易被破坏。因为流动会在阻力的作用下放缓,使空气的夹带作用减弱<sup>[6]</sup>,两相流中的气泡更容易聚合,连续的虹吸流动更容易被打断。安全液位高差 $\Delta h$ 与管线阻力之间呈对数递减关系。

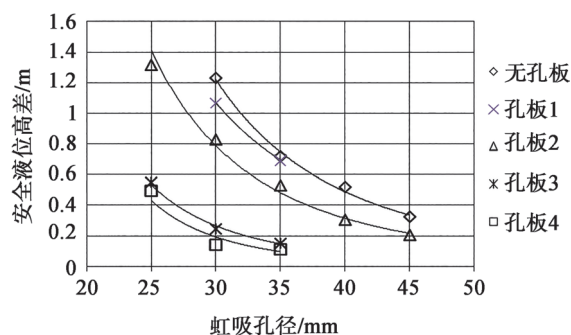


图5 虹吸孔径与安全液位高差的关系:DN200, $\Delta H=15\text{ m}$   
Fig.5 Effect of Critical diameter on the undershooting height: DN200, $\Delta H=15\text{ m}$

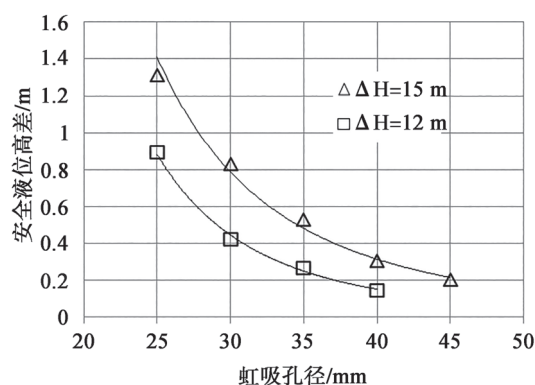


图6 虹吸孔径与安全液位高差的关系:DN200,孔板2  
Fig.6 Effect of Critical diameter on the undershooting height: DN200, orifice 2

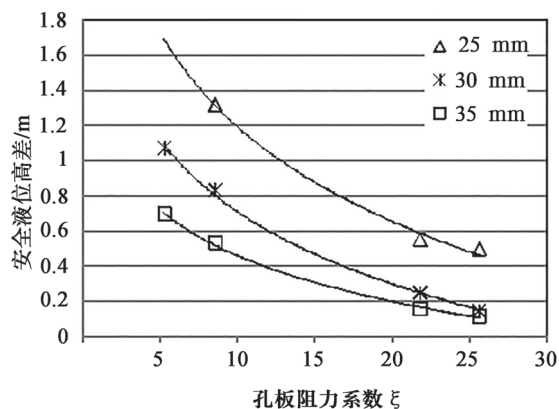


图7 管线阻力与安全液位高差的关系:DN200, $\Delta H=15\text{ m}$   
Fig.7 Effect of line resistance on the undershooting height: DN200, $\Delta H=15\text{ m}$



### 3 结论

本文对核电站乏燃料池回水管线上破虹吸孔的虹吸破坏效应进行了实验研究,并对虹吸破坏效果的影响因素进行了分析,得出以下结论:

(1) 在破虹吸孔与管道破口之间的高差 $\leq 15\text{ m}$ 时,对于 DN80 和 DN150 的回水管线,工程常用的 25 mm 的破虹吸孔即可在最小的管线阻力下(无阻力孔板)有效阻断虹吸流动,且安全液位高差 $\Delta h$ 符合 $\leq 1\text{ m}$ 的要求。

(2) 破虹吸孔与管道破口之间的高差是驱动虹吸流的驱动力,高差越大,临界孔径就越大。

(3) 安全液位高差 $\Delta h$ 受管线阻力和破虹吸孔径大小的影响。 $\Delta h$ 与虹吸孔径之间呈典型的幂指数递减关系,与管线阻力系数之间呈对数递减关系。

### 参考文献

- [1] Arthur J, Morgan CD, Engelhard CD, et al. Investigation of a Two-Phase Siphon: Pressure Drop Characteristics, Flow Prediction, and Flow Regime Change Prediction [A]. ASME. ASME proceedings [C]. Volume 3: 487-496.
- [2] 郑伊芸, 黄善仿, 郭啸宇, 等. 低压系统中非能动虹吸破坏的机理研究 [J]. 核动力工程, 2016, 37(2): 156-159.
- [3] 岳芷廷, 宋云鹏, 刘兴民, 等. 49-2 泳池式反应堆非能动虹吸破坏孔方案设计及计算分析 [J]. 原子能科学技术, 2014, 48(9): 1601-1604.
- [4] 冯健, 贺群武, 周拥辉. 核电站乏燃料水池冷却系统虹吸破坏管性能安全分析 [J]. 原子能科学技术, 2014, 48(6): 997-1003.
- [5] 彭燕, 张东辉. 中国实验快堆虹吸破坏装置两相流动分析 [J]. 核科学与工程, 2009, 29(1): 33-38.
- [6] 江斌. 非能动虹吸破坏的实验研究 [A], 第 14 届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室 2015 年学术年会论文集 [C].

## Experimental Study on Siphon Breaking in Spent Fuel Pool

Su Xia, Cui Manman, Cheng Huifang

(Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, Shanghai 200233, China)

**Abstract:** To ensure spent fuel safety in nuclear power station, a siphon breaking hole is generally designed in the water pipeline to prevent liquid level from draining out due to the siphon effect. The size of the siphon breaking hole is the critical factor for siphon breaking. Experimental researches were carried to study the relations between the size of the siphon breaking hole and the pipe diameter, the height difference, the pressure drop and the undershooting height. Experimental result could provide references for the calculation of siphon hole size in the project. Further analysis show there is a decreasing power functional relation between the level drop  $\Delta h$  and the hole size, and a decreasing logarithmic functional relation between the level drop  $\Delta h$  and the pressure drop.

**Key words:** spent fuel pool; siphon flow; Siphon breaking hole; critical diameter

(责任编辑: 梁 晔)

长孙欣政,董辰.基于指数分布寿命试验区间估计的核电厂设备可靠性研究[J].核安全,2023,22(5):90-94.

Zhangsun Xinzheng, Dong Chen. Research on Equipment Reliability of Nuclear Power Plant by Interval Estimation of Exponential Distribution Life Test [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(5): 90-94.

# 基于指数分布寿命试验区间估计的核电厂 设备可靠性研究

长孙欣政<sup>1</sup>, 董辰<sup>2,\*</sup>

(1. 海南核电有限公司, 昌江 572700; 2. 生态环境部华南核与辐射安全监督站, 深圳 518038)

**摘要:** 为了研究不同的统计分布对核电厂设备可靠性分析的影响, 本文基于指数分布截尾寿命试验的参数区间估计对电厂设备的失效概率或失效率进行分析。在与对数正态分布估计进行比较后, 探究了指数分布适用的可靠性分析场景。研究结果表明, 指数分布截尾估计作为经典估计方法, 用于数据处理具有合理性, 同时也能应用于复杂场景下的可靠性分析。因此, 利用指数分布寿命试验可进行设备可靠性数据的处理工作。

**关键词:** 可靠性研究; 指数分布寿命试验; 失效概率; 卡方分布

**中图分类号:** T **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 05-0090-05

设备可靠性数据的处理工作是核电厂开展概率安全分析(PSA)、维修规则(MR)、以可靠性为中心的维修(RCM)等安全评价和可靠性分析相关工作的重要基础,其准确性将直接影响PSA、MR和RCM等工作的质量<sup>[1]</sup>。设备可靠性数据的处理工作应根据设备的失效机理和故障性质选取合适的概率分布形式进行分析。由于核电厂某些执行安全功能的部件和设备的失效机理为偶然失效,因此本研究基于设备的寿命试验,对此类偶然失效的指数分布特征和失效率的区间估计进行了研究,并以定量计算的方式探讨了其适用性。

## 1 核电厂可靠性研究现状

美国核管会(NRC)于20世纪70年代开始

从事设备可靠性数据的研究<sup>[2]</sup>,2007年发布了《美国商业核电站部件和始发事件的行业平均性能》(以下简称NUREG/CR-6928),对美国核电厂的设备可靠性数据进行了分析和评价。

我国2022年发布的《中国核电厂设备可靠性数据报告》(以下简称《国家报告》)通过对国内多家核电厂设备可靠性数据进行收集,分析计算了核电厂各类设备的失效率或失效概率,用以指导中国核电厂的概率安全分析工作。

目前《国家报告》对数据处理的原则为:对于失效次数不小于5次的设备类,其可靠性参数按经典估计方法处理;对于失效次数大于0次小于5次且NUREG/CR-6928中有对应数据的设备类,其可靠性参数按贝叶斯估计<sup>[3]</sup>方法处理;对于失效次数为0次且NUREG/CR-6928

收稿日期:2023-04-07 修回日期:2023-08-03

作者简介:长孙欣政(1988—),男,现主要从事核安全分析工作

\*通讯作者:董辰, E-mail: kewinye@126.com

中有对应数据的设备类,其可靠性参数直接使用 NUREG/CR-6928 通用数据,计算方法采用  $\beta$  分布或  $\gamma$  分布<sup>[4]</sup>;对于失效次数小于 5 次<sup>[5]</sup>且 NUREG/CR-6928 中没有对应数据的设备类,其可靠性参数暂不进行估计,等失效次数积累足够多时再开展<sup>[6]</sup>。

## 2 指数分布寿命试验

根据设备的典型失效率曲线,失效可分为早期失效期、偶然失效期及损耗失效期。设备在偶然失效期的寿命分布接近指数分布,设试验样本数为  $n$ ,规定时间  $t_0$  时进行试验,在试验结束时共有  $r$  个样本失效。对具有一定精度要求的平均寿命  $\theta$  所处的范围,设置置信区间  $(\theta_L, \theta_U)$ ,置信上限  $\theta_L$ ,置信下限  $\theta_U$ 。对于定时截尾寿命试验<sup>[7]</sup>,其分布密度函数是  $f(x)$ ,置信度为  $(1-\alpha)$ 。则其分布密度表达式为:

$$f(x) = \frac{1}{2^r (r-1)!} e^{-x/2} x^{r-1}$$

这符合卡方分布的概率密度函数,则平均寿命置信区间  $(\theta_L, \theta_U)$  的表达式为:

$$\theta_L = \frac{2t}{\chi_{\frac{\alpha}{2}}^2(2r+2)}$$

$$\theta_U = \frac{2t}{\chi_{1-\frac{\alpha}{2}}^2(2r)}$$

式中,  $t=nt_0$ , 代表试验的总时间。平均寿命置信区间的倒数即是失效率  $\lambda$  或失效概率  $P$  的置信区间,记作  $(\lambda_L, \lambda_U)$  或  $(P_L, P_U)$ ,一般取  $\alpha=0.1$ 。由公式可知,失效率的置信上限和置信下限的自由度与试验样本中的失效次数和试验样本的试验总时间(次数)相关。

## 3 指数分布截尾估计的特点

### 3.1 指数分布截尾估计随自由度增大的变化趋势

可通过一组定期试验数据计算比对说明。《国家报告》中采集到全国各核电厂应急空气压缩机组启动失效的次数,并通过正态分布计算了其启动失效率。置信区间上限为 95% 时,其启动失效率为  $3.96 \times 10^{-4}$ ,取 5%

的置信下限时,启动失效率为  $2.71 \times 10^{-4}$ ,其均值为  $3.29 \times 10^{-4}$ ,误差因子 1.21<sup>[8]</sup>(误差因子 =  $\sqrt{95\% \text{ 置信上限} \div 5\% \text{ 置信下限}}$ )。

电厂日常运行时,应急空气压缩机组处于备用状态,每次按固定周期启动应急空气压缩机进行试验可以看作独立的随机事件,符合定时截尾试验的定义。因此,可以使用指数分布定时截尾试验模型进行失效率计算,见表 1。

表 1 使用指数分布截尾估计方法计算应急空气压缩机失效率

Table 1 Using exponential distribution truncation estimation method to calculate the failure rate of emergency air compressors

启动次数 $T$	246225
启动失效次数 $r$	81
上限自由度 $\Phi=2r+2=164$	下限自由度 $\Phi=2r=162$
置信度上限(95%)失效率 $\lambda_L = \chi_{1-\frac{\alpha}{2}}^2(2r+2)/2T$	$\chi^2(1-0.05)=194.88$ $3.94 \times 10^{-4}$
置信度下限(5%)失效率 $\lambda_U = \chi_{\frac{\alpha}{2}}^2(2r)/2T$	$\chi^2(0.05)=133.57$ $2.71 \times 10^{-4}$

对数正态分布估计和指数分布两者在置信区间内的概率值基本一致。这说明统计到的失效数较多时,指数分布截尾区间估计和按照失效数的对数正态分布区间估计结果趋同。因此,可以利用卡方分布对对数正态分布进行验证。

### 3.2 指数分布截尾估计随自由度减小的变化趋势

卡方分布的性质为当自由度较低时,临界值随自由度变化敏感,因此在运用指数分布截尾估计对小样本容量进行可靠性分析时,需考虑卡方分布的这一特性,下面举例进行说明。

某核电厂对应急空气压缩机组定期开展试验。3年内共进行应急空气压缩机启动试验次数  $n=635$ ,启动失效次数  $r=3$ <sup>[9]</sup>,采用对数正态分布计算的启动失效概率均值为  $4.72 \times 10^{-3}$ ,取置信度为 0.9,查标准正态分布表<sup>[10]</sup>,上分位点  $z_{\frac{\alpha}{2}}=1.6$ ,下分位点  $z_{1-\frac{\alpha}{2}}=-1.6$ ,则根据失效次数估计失效率区间公式得置信度上限失效率  $\lambda_L=9.12 \times 10^{-3}$ ,置信度下限失效率  $\lambda_U=3.70 \times 10^{-4}$ ,

误差因子为 4.96。按失效数利用正态分布进行区间估计的表达式<sup>[10]</sup>如下:

$$\lambda_L = \ln n - \ln \left[ n - r + z_{\frac{\alpha}{2}} \sqrt{\frac{r(n-r)}{n}} \right]$$

$$\lambda_U = \ln n - \ln \left[ n - r + z_{1-\frac{\alpha}{2}} \sqrt{\frac{r(n-r)}{n}} \right]$$

若采用指数分布定时截尾估计进行计算,置信度上限失效率  $\lambda_L=1.22 \times 10^{-2}$ ,置信度下限失效率  $\lambda_U=1.29 \times 10^{-3}$ ,误差因子为 3.08。

可见,即使统计到了足够多的样本数,但其中统计到的失效事件次数很小(小于 5 次),不管采用哪种方法,计算出的区间估计的范围均较大,失效次数的增减引起的估计区间变化也较敏感。使用失效时间的指数分布截尾估计虽然误差略小于对数正态分布计算,但误差因子仍较大。此时,应考虑使用多种统计学方法对设备的失效率进行计算(如先验分布、贝叶斯插值计算等),对计算的结果进行适当性分析。

## 4 指数分布截尾估计的应用

### 4.1 指数分布截尾估计的加和应用

由于卡方分布具有可加性<sup>[11]</sup>,因此,根据系统的构成,某些设备的失效率可以拆分为引起该设备失效的各独立部件失效率的加和,这些系统中任一组成部件的失效都会导致整个系统失效被称为串联系统的失效。在指数分布截尾估计中,可构建模型说明该问题,如图 1 所示。

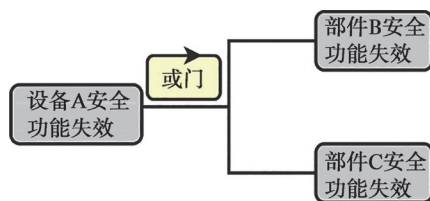


图 1 “或门”设备的可靠性分析结构

Fig.1 Reliability Analysis Structure of “OR Gate” Equipment

判定 A 设备安全功能失效的原因为 B 部件的安全功能失效或 C 部件的安全功能失效,部件 B 和 C 的功能独立,两者均通过同频率的定期试验来验证其可靠性。其对应的卡方临界值

可以加和用以计算设备 A 失效率的临界值,即  $\chi^2(A)=\chi^2(B)+\chi^2(C)$ ,设备 A 的安全功能失效率即为  $P(A)=P(B)+P(C)$ 。因此,在对电厂型此类模型进行可靠性分析时,可利用可加性进行失效率的区间估计。当定时试验的周期延长时,设备的失效率的增加和部件失效率增加的速率一致,是随试验周期(次数)变化的一次线性函数。

### 4.2 指数分布截尾估计的乘法应用

当一个系统的所有组成单元都发生故障时,系统失效的情况被称为并联系统失效。使用指数分布截尾估计,两个独立的样本可进行乘法计算,可构建模型予以说明。

某电厂具有 8 台设备 A,按照每周一次的频次开展定期试验,用以验证设备 A 中部件 B 和 C 的安全功能,设备 A 的安全功能失效需部件 B 和 C 的安全功能同时失效,部件 B 和 C 的运行和试验的工艺条件相互独立,如图 2 所示。

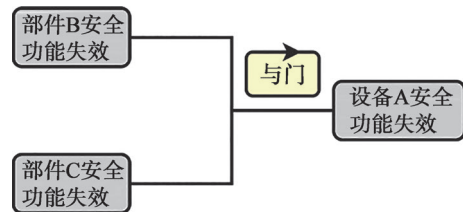


图 2 “与门”设备的可靠性分析结构

Fig.2 Reliability Analysis Structure of “AND Gate” Equipment

3 年内,部件 B 安全功能失效 6 次,部件 C 安全功能失效 5 次,设备 A 失效 0 次。设备 A 失效率为部件 B 与 C 失效率的乘积。同时,也可对设备 A 整体的失效率利用指数分布估计的方法进行计算,比较见表 2。

设备和部件安全功能的偶然失效率在定期试验成功后重置为 0,之后失效率随着与最后一次试验时间的间隔的延长逐渐增大,在新的一次定期试验开始时达到最大。因此,设备和部件安全功能的偶然失效率为定期试验期间的一半。因此,对不同试验周期下设备和部件的失效率计算见表 3。



表 2 设备 A 及部件 B/C 通过指数分布估计的失效率

Table 2 The failure rate estimated by exponential distribution for equipment A and component B/C

	部件 B	部件 C	设备 A (总体)	设备 A (B × C)
失效次数 f	6	5	0	1
上限自由度 $\Phi_L=2f+2$	14	12	2	NA
下限自由度 $\Phi_U=2f$	12	10	0	NA
卡方分布临界值上限 $\chi^2(\Phi_L, 1-0.95)$	23.68	21.03	5.99	NA
卡方分布临界值下限 $\chi^2(\Phi_U, 1-0.05)$	5.23	3.94	0	NA
累计运行时间 T	8760 × 3 × 8=210240 h	210240 h	210240 h	210240 h
失效率上限 $\lambda_L=\chi_L^2/2T$	$5.63 \times 10^{-5}/h$	$5.00 \times 10^{-5}/h$	$1.42 \times 10^{-5}/h$	$2.82 \times 10^{-9}/h$
失效率下限 $\lambda_U=\chi_U^2/2T$	$1.24 \times 10^{-5}/h$	$9.37 \times 10^{-6}/h$	0	$1.16 \times 10^{-10}/h$
误差因子	2.13	2.31	NA	4.99

表 3 设备 A 及部件 B/C 不同试验周期下的失效率 (95% 置信度)

Table 3 Probability of failure of equipment A and component B/C under different test cycles (95% confidence level)

	部件 B 失效率 P(B)	部件 C 失效率 P(C)	设备 A 失效率 P(总体)	设备 A 失效率 P (A=B × C)
每周一次试验 $\lambda \times (168 h/2)$	$4.73 \times 10^{-3}$	$4.2 \times 10^{-3}$	$1.19 \times 10^{-3}$	$1.99 \times 10^{-5}$
每月一次试验 $\lambda \times (744 h/2)$	$2.09 \times 10^{-2}$	$1.86 \times 10^{-2}$	$5.28 \times 10^{-3}$	$3.89 \times 10^{-4}$

采用指数分布截尾估计计算失效率时,在统计到的系统整体的失效数较小时,如果能已知系统各部分的失效率,进而计算总体的失效率,比直接计算设备总体的失效率更为妥当<sup>[12]</sup>,所得到的可靠性估计更接近真实水平。当系统复杂度上升时,如果采用通过部分失效率的乘积计算总体失效率时,延长设备定时试验的周期会使设备失效率随相关系统的复杂度呈几何级数增长,这是因为虽然各部件的寿命仍然符合指数分布的特征,但该系统总体的寿命已经不再服从指数分布了<sup>[13]</sup>。通过乘积计算的设备失效率的误差因子不仅大于各部件独立的误差因子,同时也大于将设备作为整体计算失效率的误差因子。在收集了数十年数据并进行统计和处理后,NUREG/CR-6928 建议对于对数正态分布,一般将误差因子整固为 3 或者 10<sup>[14]</sup>。因此,为了保证估计区间的精度,参考了《国家报告》内数据和行业经验,当误差因

子超过 10 的复杂系统,一般不建议采用指数分布截尾估计进行分析。

## 5 总结及建议

随着核电厂概率安全分析工作在我国逐渐深入,需使用合理的统计方法对核电厂的可靠性分析进行指导。随机原因导致的设备验证试验过程中的失效服从指数分布,根据其特点,可以利用指数分布截尾估计进行可靠性研究,同时也应注意,当分布的自由度较低时,失效数的变化导致估计的置信区间变化敏感,误差因子也较大。指数分布截尾估计对于复杂系统的可靠性分析也具有一定的实用性,在进行失效次数较小的系统或设备可靠性分析时,可先进行子系统或部件的拆分,再展开分析,但随着复杂度升高,误差因子也会呈几何级增加,估计的精度随之下降,需和其他统计模型参照使用。

## 参考文献

- [1] 国家核安全局. 中国核电厂设备可靠性数据报告 (2022 版) [R]. 北京: 国家核安全局, 2022: 11-12.
- [2] U.S. NRC. NUREG/CR-1278, Handbook of human-reliability analysis with emphasis on nuclear powerplant applications [R]. Washington D.C.: NRC, 1983: 1-2.
- [3] 国家核安全局. 核动力厂一级概率安全分析 [Z]. 北京: 国家核安全局, 2022: 18-19.
- [4] U.S. NRC. NUREG/CR-6928 (INL/EXT-06-11119), Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants [R]. Washington D.C.: S.A. Eide et al, 2007: 9-14.
- [5] 国家核安全局. 中国核电厂设备可靠性数据报告 (2022 版) [R]. 北京: 国家核安全局, 2022: 17.
- [6] 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]. 北京: 核安全, 2016, 3 (54): 21-26.
- [7] 陈洪根, 方鹏亚, 李镇. 可靠性工程 [M]. 北京: 化学工业出版社, 2022: 202-207.
- [8] 李庆扬, 王能超, 易大义. 数值分析 (第五版) [M]. 北京: 清华大学出版社, 2008: 8-12.
- [9] 苏州热工研究院有限公司. PT SAP001 试验周期延长论证分析 [R]. 苏州: 苏州热工研究院有限公司, 2020: 18-20.
- [10] 陈洪根, 方鹏亚, 李镇. 可靠性工程 [M]. 北京: 化学工业出版社, 2022: 208-209.
- [11] 盛骤, 谢式千, 潘承毅. 概率论与数理统计 (第五版) [M]. 北京: 高等教育出版社, 2019.
- [12] U.S. ASME. Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications [S]. Washington D.C.: ASME, 2000: 32.
- [13] 陈洪根, 方鹏亚, 李镇. 可靠性工程 [M]. 北京: 化学工业出版社, 2022: 34.
- [14] U.S. NRC. NUREG/CR-6928 (INL/EXT-06-11119), Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants [R]. Washington D.C.: S.A. Eide et al, 2007: 4.

## Research on Equipment Reliability of Nuclear Power Plant by Interval Estimation of Exponential Distribution Life Test

Zhangsun Xinzhen<sup>1</sup>, Dong Chen<sup>2,\*</sup>

(1. Hainan Nuclear Power Co., Ltd., Changjiang 572700, China; 2. South of China Radiation Office, Shenzhen 518026, China)

**Abstract:** In order to study the effects of different statistical distributions on reliability analysis of plant equipment, this study analyzed the failure probability or failure rate of plant equipment based on parameter interval estimation of exponential distribution truncated life test. After comparing with the lognormal distribution estimates, the reliability analysis scenarios applicable to the exponential distribution are explored. The research results show that exponential truncation estimation, as a classical estimation method, is reasonable in data processing and can also be applied to reliability analysis in complex scenarios. Therefore, the exponential distribution life test can be used to process equipment reliability data.

**Key words:** reliability study; Exponential distribution life test; Failure probability; Chi Square Distribution

(责任编辑: 梁 晔)

李晨,黄波,信敬平,等.预时效对高载热中子靶用 CuCrZr 合金导热与力学性能影响研究[J].核安全,2023,22(5):95-101.

Li Chen,Huang Bo,Xin Jingping,et al. Effect of Pre-aging Treatment on Microstructure and Properties of CuCrZr Alloy Used for Cooling base of High Heat Carrying Neutron Target [J]. Nuclear Safety,2023,22(5):95-101.

## 预时效对高载热中子靶用CuCrZr合金导热与力学性能影响研究

李晨<sup>1,2</sup>,黄波<sup>3,4</sup>,信敬平<sup>3,4</sup>,杨琪<sup>3,4</sup>,宋勇<sup>1,4,\*</sup>,周涛<sup>1,4</sup>,凤麟核团队

(1. 中国科学院合肥物质科学研究院,合肥 230031; 2. 中国科学技术大学,合肥 230026; 3. 中子科学研究院(重庆)有限公司,重庆 401331; 4. 中子科学国际研究院,青岛 266199)

**摘要:** CuCrZr 合金作为一种性能优异的高强度高导合金,是强流氙中子源中子靶散热基底材料的最佳选择之一。中子靶的制备需要经过长时间的高温处理,工作时需要承受高能束流轰击产生很高的热载荷,对靶基底的散热性能和力学性能提出了很高的要求。本文研究了预时效对提高 CuCrZr 合金高温环境下组织和性能稳定性的作用及机制。结果表明,经过预时效处理,CuCrZr 合金中析出了细小、弥散的富 Cr 相和 Cu-Zr 金属间化合物,提高材料热导率的同时有效抑制了第二相的长大,从而保证了 CuCrZr 合金具有良好的导热性能及高温力学性能,进而为中子靶散热基底的性能及寿命提供了保障。

**关键词:** 中子靶; CuCrZr 合金; 预时效; 导热性能; 力学性能

**中图分类号:** TL8 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)05-0095-07

强流氙中子源是一种高流强中子的发生装置,广泛用于聚变反应堆材料辐照实验、反应堆相关参数测量、辐射放疗等多个领域,并已取得诸多重要成果<sup>[1-5]</sup>。中子靶是强流氙中子源的关键部件,工作过程中靶面将受到高能束流轰击,承受很高的热载荷,若不能及时将热量导出,靶面温度过高时,靶膜中的氙就会大量释放,从而极大地降低中子产额,这就要求靶基底材料具有良好的导热性能<sup>[6]</sup>。同时,强流氙中子源的中子靶往往采用高速旋转的方式来降低靶面的平均热载<sup>[7]</sup>,对中子靶基底材料的力

学性能也提出了较高的要求。

CuCrZr 合金具有良好的导热性能及力学性能,被认为是最优异、最有发展前景的高强度高导铜合金之一<sup>[8-10]</sup>,常作为中子靶散热基底的首选材料。如图 1 所示,中子靶 CuCrZr 基底内部具有复杂的内部冷却流道,一般采用热等静压(Heat Isostatic Pressing, HIP)扩散焊接进行部件制备,焊接处理后 CuCrZr 合金一般处于固溶态<sup>[11-13]</sup>。靶基底制备后需要长时间在 500℃以上的高温环境下进行氙吸附处理<sup>[14-16]</sup>,这将对 CuCrZr 合金产生高温时效作用,引起材料组织和性能的变化。

收稿日期: 2023-04-27 修回日期: 2023-07-26

基金项目: 国家重点研发计划(项目编号: 2020YFB1901901); 中国科学院 A 类战略性先导科技专项(项目编号: XDA22010504); 重庆市杰出青年科学基金(项目编号: CSTB2023NSCQ-JQX0010)

作者简介: 李晨(1996—),男,在读博士,现主要从事强流氙中子源旋转靶关键技术研究

\* 通讯作者: 宋勇, E-mail: yong.song@fds.org.cn

化。针对高温时效对 CuCrZr 合金性能的影响,许多学者对此进行了研究,均表明长时间高温时效将导致 CuCrZr 合金的力学性能下降,而且高温时效下其导热性能也可能下降,这将对中子靶的散热性能和机械强度等造成较大影响<sup>[17-19]</sup>。

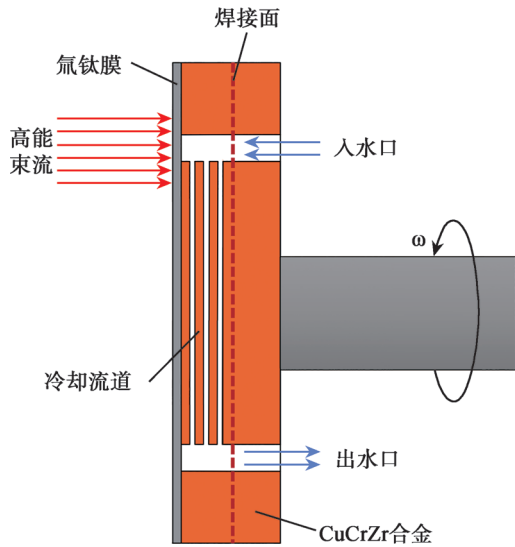


图1 旋转靶散热基底结构示意图

Fig.1 The schematic diagram of structure diagram of rotating target cooling base

根据热处理的遗传性特点,通过对合金进行预时效处理,即先进行相对低温的时效处理,可以降低长时间高温服役环境对材料综合性能的不利影响。大量研究表明,预时效处理对很多合金材料的综合性能有着积极影响,在铝合金、镁合金等领域已有十分成熟的应用<sup>[20-22]</sup>,但预时效对 CuCrZr 合金性能影响的研究相对较少。

本文通过分析中子靶制备过程中高温时效及预时效状态下 CuCrZr 合金的微观组织、力学性能及导热性能,重点研究预时效对提高 CuCrZr 合金在高温环境下性能稳定性的效果及机制,为提高 CuCrZr 合金的综合性能提供依据,进而提高中子靶的散热基底散热性能和力学性能,以提升强流中子源的可靠性与使用寿命。

## 1 实验方法

### 1.1 实验材料

实验选用 CuCrZr 合金牌号为 C18100,化

学成分如表 1 所示。实验样品设定为圆片状,根据旋转靶冷却流道层的铬锆铜设计参数选定样品厚度为 2 mm,根据导热性能和力学性能等测试的仪器要求确定样品直径为 10 mm。

表 1 C18100 CuCrZr 合金成分表  
Table 1 Composition of C18100 CuCrZr

成分	Cr	Zr	Mg	Cu
质量分数 /%	0.78	0.11	0.04	99.06

### 1.2 热处理工艺

为了方便后续分析,将样品编号分为 ABCD 四组。四组样品均先进行固溶处理(960℃保温 5h 后炉冷至室温),用于模拟热等静压焊接的工艺环境,然后分别进行不同的热处理。A 组为固溶态;B 组进行预时效处理(450℃保温 4 h 后炉冷);C 组进行高温时效处理(550℃保温 24 h 后炉冷),用于模拟中子靶吸氙的工艺环境;D 组进行预时效加高温时效处理(450℃保温 4 h 后炉冷至室温,再在 550℃保温 24 h 后炉冷),相关的热处理工艺参数如表 2 所示。

表 2 四组样品的不同热处理方式参数

Table 2 Different heat treatment parameters of four groups of samples

分组	热处理状态	热处理工艺
A 组	固溶态	960℃保温 5 h 后炉冷至室温
B 组	预时效态	960℃保温 5 h 后炉冷至室温,然后 450℃保温 4 h 后炉冷
C 组	高温时效态	960℃保温 5 h 后炉冷至室温,然后 550℃保温 24 h 后炉冷
D 组	预时效 + 高温时效态	960℃保温 5 h 后炉冷至室温,然后 450℃保温 4 h 后炉冷至室温,再在 550℃保温 24 h 后炉冷

### 1.3 性能及微观组织测试方法

#### 1.3.1 导热性能测试

材料导热性能通过导热系数进行表征,根据闪射法原理使用 LFA 467 闪射法导热仪开展导热系数测试,如图 2 所示,在室温条件下,由激光脉冲源在瞬间发射一束光脉冲,均匀照射在样品前端面,使其表层吸收光能后温度瞬时升高。使



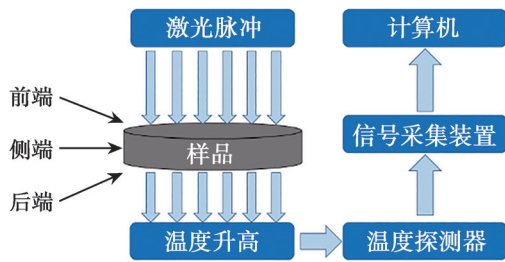


图2 闪射法导热仪测量原理图

Fig.2 The schematic diagram of the laser thermal conductivity meter

用红外检测器连续测量背面中心部位的相应升温过程,得到试样上表面温度升高到最大值  $T_M$  的一半时所需要的时间  $t_{1/2}$  (半升温时间),根据 Fourier 传热方程计算出热扩散率  $\alpha_{(T)}$  [23]:

$$\alpha = 0.1388 \frac{L^2}{t_{1/2}} \quad (1)$$

式中,  $L$  为样品厚度,单位是 m。

材料的导热系数  $\lambda_{(T)}$  可表示为:

$$\lambda_{(T)} = \alpha_{(T)} \cdot \rho_{(T)} \cdot C_{p(T)} \quad (2)$$

式中,  $\rho_{(T)}$  为材料密度,单位是  $\text{kg/m}^3$ ;  $C_{(T)}$  为材料比热容,单位是  $\text{J}/(\text{kg}\cdot\text{K})$ 。

每个样品随机取 3 个点测量导热系数,计算不同点位测量结果的平均值作为该组样品的导热系数结果。

### 1.3.2 力学性能测试

力学性能通过显微硬度来体现,显微硬度测量采用 TMVS-1 数显显微硬度仪,根据 CuCrZr 原材料的基本力学性能,实验人员设置加载载荷为 100 g,加载时间为 10 s,每个样品随机取 5 个点测量维氏硬度,计算不同点位测量结果的平均值作为该组样品的维氏硬度的测量结果。

### 1.3.3 微观组织观测

为了表征样品的微观结构,实验人员在使用  $\text{FeCl}_2$  腐蚀样品后,用金相显微镜 (Axio Observer Z1, Zeiss) 进行样品金相组织分析;用热场发射扫描电镜 (SEM, Apreo, FEI) 进行微观表面形貌表征及 EDS 能谱分析,评估热处理后的微观结构与成分变化;此外,实验人员利用 X 射线衍射仪 (XRD, X'Pert PRO, 帕纳科) 进行相结构表征。

## 2 实验结果

### 2.1 不同热处理态 CuCrZr 的显微组织表征结果

四组样品的金相表征结果如图 3 所示,图 3 (a) 显示固溶态材料晶粒较小、晶界间有较大的析出颗粒,晶粒内也分布有少量的颗粒状析出相;图 3 (b) 显示固溶态材料预时效 450 °C 保温 4 h 处理后,材料晶粒略微长大,有很多纳米级的细小析出相分散在材料内部;图 3 (c) 显示固溶态材料在 550 °C 保温 24 h 后,材料晶粒增大、析出物聚集长大;图 3 (d) 显示固溶态材料在预时效 + 高温时效后,相比于高温时效态材料晶粒长大程度较低,材料表面析出颗粒聚集粗化程度降低。

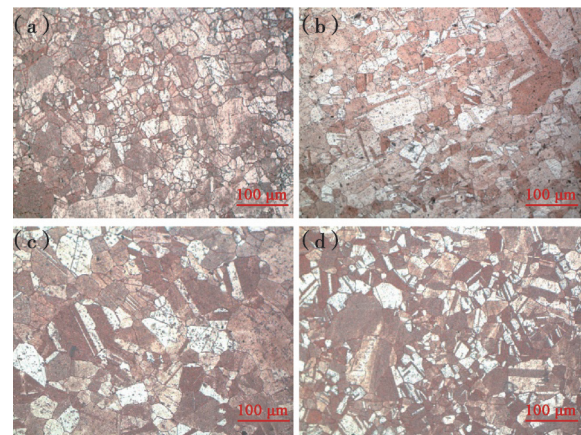


图3 四组样品的金相组织:(a)A组,(b)B组,(c)C组,(d)D组

Fig.3 Metallography of four groups of heat-treated materials:(a) Group A, (b) Group B, (c) Group C, (d) group D

如图 4 所示,A 组(固溶态)样品析出相的形状为四边形或不规则形状,析出相颗粒较大;B 组的析出相为球状,球状的析出相对合金的性能具有积极影响[24],且析出相细小而分布均匀;C 组的析出相相较于 B、D 两组都较为粗大,分布不均,说明高温时效会促使析出相的聚集,而粗大的析出相容易对材料的力学性能造成不利影响[25];D 组的析出相明显比 C 组更为细小分散,表明预时效处理可以有效抑制后期长时间高温热处理所产生的析出相聚集。

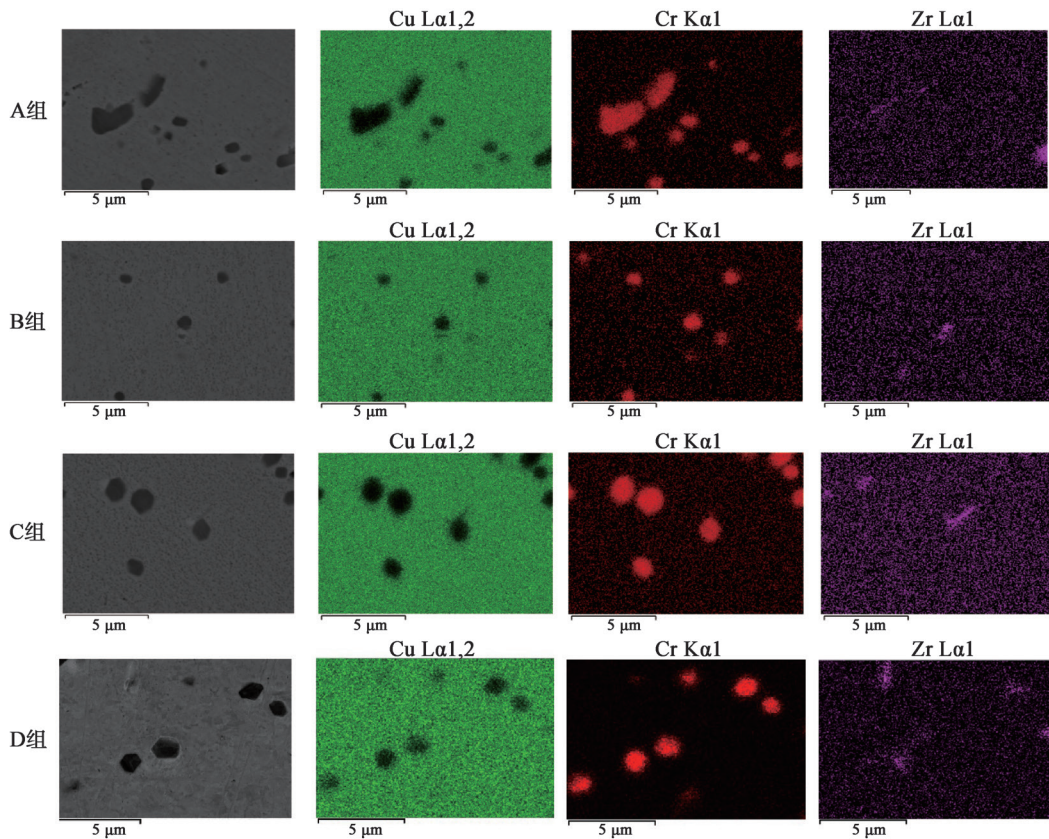


图 4 四组热处理材料微观形貌及能谱分析图

Fig.4 Microstructure and EDS analysis of four groups of materials

图 5 给出了材料 XRD 的表征结果,在图 5 中可以明显看到的相结构为  $\alpha$ -Cu 相,没有看到 Cr 和 Zr 相关相的衍射峰,这是由于 Cr 和 Zr 在样品中含量太少,一般含量低于 5 wt% 难以出现衍射峰<sup>[26]</sup>,但是通过对最强峰使用高斯函数进行拟合后,可以看出经过预时效、高温时效处理后样品的半高宽要小于固溶态样品的半高宽,说明预时效、高温时效处理后样品的晶格畸变程度减小,说明溶质原子已从基体内部析出。结合图 4 的 EDS 能谱图,富 Cr 区的 Cu 和 Zr 的含量极少,尤其是富 Cr 区在 Cu 元素的面扫描图谱中的对应位置呈现明显贫 Cu 和贫 Zr, Cr 和 Cu 无法形成化合物相,因此 Cr 元素主要以 Cr 单质形式存在;在富 Zr 区域,Cu 含量同样很高,且 Zr 和 Cu 可形成多种金属间化合物,如  $\text{Cu}_8\text{Zr}_3$ 、 $\text{CuZr}_2$  等,且 Zr 在材料中含量很低,所以可以确定析出相主要为 Cr 相和少量的 Cu-Zr 化合物(如  $\text{Cu}_8\text{Zr}_3$ 、 $\text{CuZr}_2$  等)<sup>[24]</sup>。

## 2.2 不同热处理态 CuCrZr 导热性能和力学性能测试结果

图 6 给出不同热处理态 CuCrZr 合金的热导率和硬度,B 组样品(预时效态)硬度最高 58.7 HV,并且导热率为  $305.18 \text{ W}\cdot(\text{m}\cdot\text{K})^{-1}$ ,明显高于 A 组,这说明预时效可以很好地强化 CuCrZr 合金的综合性能。C 组(高温时效态)样品的硬度最低 51.26 HV,但热导率最高达  $337.51 \text{ W}\cdot(\text{m}\cdot\text{K})^{-1}$ ,这说明长时间高温时效会大幅削弱 CuCrZr 合金的硬度,但是有利于提升导热性能。D 组样品硬度达 56.02 HV,导热系数达  $330.95 \text{ W}\cdot(\text{m}\cdot\text{K})^{-1}$ ,相比 C 组样品导热率相当,硬度得到了改善,这说明预时效可以减弱高温时效对材料力学性能带来的不利影响,使得旋转靶同时获得良好的力学性能和传热性能,以承受更强的高转速和热载荷,有利于提高旋转靶的性能指标和使用寿命。



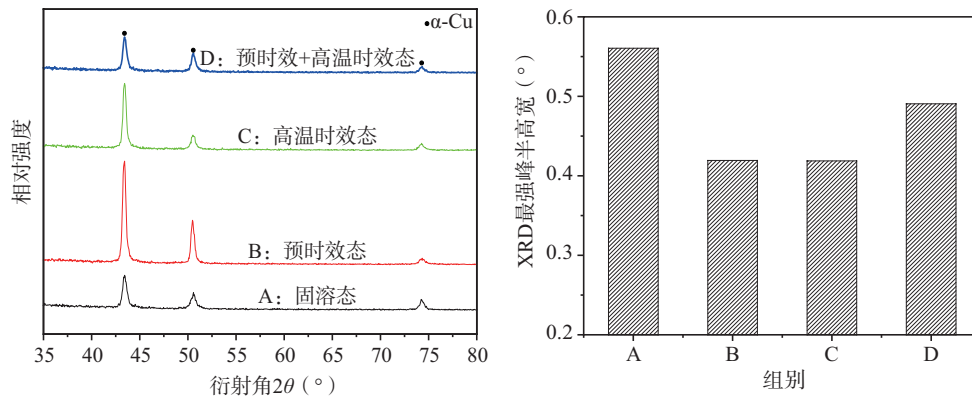


图5 四组样品的 XRD 谱图(左)和最强峰半高宽图(右)

Fig.5 XRD patterns (left) and FWHM of strongest peak (right) of the four groups of samples

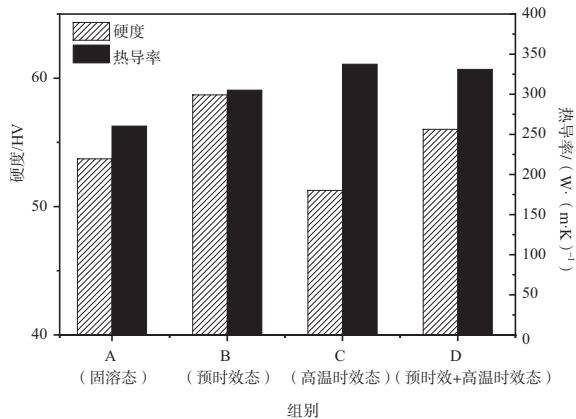


图6 硬度对比图和导热率参数对比图

Fig.6 Comparison of hardness and thermal conductivity parameters

### 3 分析与讨论

#### 3.1 预时效对 CuCrZr 合金性能的影响及机理

通过 B 组的实验结果可知,预时效能够明显地强化 CuCrZr 合金的综合性能,其原因在于,相对低温的预时效过程,在微观组织观测结果中可以看出,促使细小弥散的强化相可以在较短的时间内大量析出,细小的析出相产生沉淀强化作用,使得合金的显微硬度迅速增大<sup>[27]</sup>,与 B 组同理,预时效处理后 Cr 相和 Cu-Zr 化合物相的析出,降低了对声子的散射,导热率升高<sup>[28-30]</sup>。

#### 3.2 吸气工艺的热环境对 CuCrZr 合金性能的影响及机理

通过 C 组的实验结果,可以看出,550 °C 保温 24 h 的吸气工艺热环境会对 CuCrZr 合金

的性能产生较大的影响,具体原因如图 4 中 C 组样品的微观组织观测所示,长时间的高温时效使得 Cr 相和 Cu-Zr 化合物相在铜基体中的扩散速度较快,在短时间内大量析出并聚集长大<sup>[21]</sup>,虽然第二相的快速且充分地析出大幅减小了铜晶格的畸变程度,降低了声子的散射,使得材料的导热性能得到明显的提高,但第二相在析出后的聚集形成了粗大的析出相,这对 CuCrZr 合金的力学性能会产生不利影响。

#### 3.3 预时效对 CuCrZr 合金性能稳定性的影响及机理

通过对比 C、D 两组结果可知,同样是经过高温热处理,预时效处理过的 D 组样品并没有因为高温时效而大幅削弱力学性能,因为在相对低温的预时效过程中,固溶体饱和度增加,析出物晶核增多,可以获得弥散度较大且稳定的第二相,使得样品在后续高温时效过程中具有更多的形核核心,降低了第二相的长大程度,硬度没有大幅降低,且在高温时效的过程中第二相析出更为充分,铜晶格畸变减小,提高材料的导热性能的同时保证其具有良好的硬度,所以预时效能提高材料性能的稳定性,削弱高温时效为材料带来的不利影响,使得旋转靶能够承受更高的旋转应力和热应力等载荷,提高了旋转靶的可靠性及安全性。

### 4 结论

本文主要研究了预时效对提高 CuCrZr 合

金高温环境下微观组织和性能稳定性的作用,并重点分析讨论了预时效对铬锆铜长期高温服役的影响和机理。得到以下结论:

(1) 450℃保温 4 h 的预时效可以使细小弥散的球状强化相在较短时间内大量析出,细小的球状析出相具有强的沉淀强化作用,材料硬度提高;同时,形成了大量细小沉淀物,使铜晶格的畸变减小,降低了对声子的散射,从而提高了材料的导热率。

(2) 550℃保温 24 h 的高温时效后,会使 CuCrZr 合金内部晶粒长大,并形成粗大的富 Cr 相和 Cu-Zr 金属间化合物,相比固溶态合金,材料硬度降低,导热性能提升,说明吸氚工艺的热环境一定程度上可以提升材料的导热性能,但会导致力学性能明显下降。

(3) 相比于单段时效,先进行 450℃保温 4 h 的预时效可以形成弥散且稳定的第二相核心,在后续 550℃保温 24 h 的吸氚过程中,即便材料长时间处于高温环境,材料内部仍能保持稳定的细小球状析出相形态和分散的析出相分布,降低了长时高温环境对样品力学性能的不利影响,同时高温时效使固溶体析出更充分,进一步提高了导热性能,进而提高了中子靶基底的综合性能,使得旋转靶能够承受更高的旋转应力和热应力等载荷,为中子靶的设计与制备提供了优化思路。

## 致谢

本工作得到了凤麟核团队其他成员的支持,以及得到了国家重点研发计划 2020YFB1901901、中国科学院 A 类战略性先导科技专项 XDA22010504 和重庆市杰出青年科学基金 CSTB2023NSCQ-JQX0010 的资助,在此表示感谢。

## 参考文献

- [1] 张宽, 杨智, 赵雯文, 等. 轴向通流球冠形旋转靶流动与传热数值研究 [J]. 价值工程, 2019, 38 (06): 165-168.
- [2] Bishnoi, S.Sarkar, P. S.Thomas, et al. S. C.Preliminary Experimentation of Fast Neutron Radiography with D-T Neutron Generator at BARC [J]. Journal of Nondestructive Evaluation, 2019, 38 (1).
- [3] 张杰, 王俊润, 张宇, 等. 基于 D-T 紧凑型中子源的快中子照相准直屏蔽体设计及中子束特性模拟研究 [J]. 原子核物理评论, 2017, 34 (04): 762-767.
- [4] Marco C, Antonino P, Lina Q, et al. 14 MeV Neutrons for 99Mo/99mTc Production: Experiments, Simulations and Perspectives [J]. Molecules, 2018, 23 (8): 1872.
- [5] 朱益楠, 林作康, 卢林远, 等. 基于氘氚中子源硼中子俘获治疗的中子慢化整形研究 [J]. 核技术, 2022, 45 (01): 31-38.
- [6] 王刚, 于前锋, 王文, 等.  $10^{12}$ n/s 氘氚聚变中子发生器旋转靶设计与传热分析 [J]. 核科学与工程, 2015, 35 (01): 13-17.
- [7] 姚泽恩, 陈尚文, 苏桐龄, 等. 高速旋转靶系统设计和靶温度的数值模拟 [J]. 核技术, 2004 (10): 787-791.
- [8] 叶权华, 刘平, 刘勇, 等. 高强高导 CuCrZr 系合金的研究现状 [J]. 河南科技大学学报 (自然科学版), 2005 (5): 1-4+105.
- [9] 冯培, 陈文革, 闫芳龙, 等. 高强高导 CuCrZr 系合金的研究进展 [J]. 电工材料, 2019 (2): 11-17.
- [10] 代雪琴, 贾淑果, 范俊玲, 等. 高强高导铜合金的强化机理与研究热点 [J]. 材料热处理学报, 2021, 42 (10): 18-26.
- [11] 王钦, 杨发展, 朱海龙, 等. W/CuCrZr 合金热等静压焊接 [J]. 中国有色金属学报, 2015, 25 (2): 360-366.
- [12] Wei R, Li Q, Wang W J, et al. Microstructure and properties of W-Cu/CuCrZr/316L joint bonded by one-step HIP technique [J]. Fusion Engineering and Design, 2018, 128: 47-52.
- [13] Nishi H, Enoda M. Effect of HIP temperature on microstructure and low cycle fatigue strength of CuCrZr alloy [J]. Journal of Nuclear Materials, 2011, 417 (1-3): 920-923.
- [14] 黄刚, 曹小华, 龙兴贵, 等. 钎吸氢、氘和氚的动力学同位素效应研究 [J]. 材料科学与工程学报, 2005 (6): 850-853.
- [15] Papazoglou T P, Hepworth M T. Diffusion of Hydrogen in  $\alpha$  Titanium [J]. Trans Met Soc Alme, 1968, 242: 682.
- [16] Wasilewski R J, Kehl G L. Diffusion of Hydrogen in Titanium [J]. Metallurgia, 1954, 50: 225.
- [17] Wallis C, Buchmayr B. Effect of heat treatments on microstructure and properties of CuCrZr produced by laser-powder bed fusion [J]. Materials Science and Engineering, 2019, 744 (JAN.28): 215-223.
- [18] 蒋佳琳, 黄维刚, 陈乐, 等. 热处理工艺对 ITER 级 CuCrZr 合金性能的影响 [J]. 热加工工艺, 2010, 39 (08): 149-151.
- [19] 王明家, 刘学民, 朱德强, 等. 结晶器用 CuCrZr 合金的导热性研究 [C] // 中国金属学会. 第四届发展中国家连铸国际会议论文集, 2008: 5.
- [20] 陈志龙, 李茂华, 杨延清, 等. 预时效对 7475 铝合金微观组织和力学性能的影响 [J]. 塑性工程学报, 2022, 29



- (11): 240–247.
- [21] 魏茂源, 王洪真, 张红, 等. 预时效处理对 Al–Zn–Mg–Cu 合金硬化响应及微观组织的影响 [J]. 金属热处理, 2020, 45 (7): 90–93.
- [22] Takata K, Ushioda K, Kikuchi M. Precipitation behavior of Mg and Si at RT in pre-aged Al–Mg–Si alloys [C]//10th International Conference on Aluminium Alloys (ICAA–10). 2006.
- [23] 张振威, 蒋锐, 赵洁, 等. 基于激光闪射法测量某内燃机铝合金活塞的热物性参数 [J]. 理化检验 – 物理分册, 2022, 58 (3): 26–28+36.
- [24] 陈文革, 李永华, 邵菲, 等. 铬青铜和铜铬铝热处理前后的显微组织 [J]. 材料热处理学报, 2011, 32 (8): 68–73.
- [25] 潘振亚. 高强高导 CuCrZr 合金组织和性能的研究 [D]. 上海: 上海交通大学, 2015.
- [26] 秦永强, 庄翌, 罗来马, 等. 时效温度对 CuCrZr–WC 复合材料显微组织及性能影响 [J]. 材料热处理学报, 2022, 43 (06): 19–25.
- [27] 杨才福, 张永权. Cu 时效硬化钢中 Cu 的析出 [J]. 钢铁, 2005, 40 (4): 5.
- [28] Hatakeyama M, Toyama T, Yang J, et al. 3D–AP and positron annihilation study of precipitation behavior in CuCrZr alloy [J]. Journal of Nuclear Materials, 2009, 386 (C): 852–855.
- [29] Hatakeyama M, Toyama T, Nagai Y, et al. Nanostructural Evolution of Cr–rich Precipitates in a CuCrZr Alloy During Heat Treatment Studied by 3 Dimensional Atom Probe [J]. Materials Transactions, 2008, 49 (3): 518–521.
- [30] Zhang S, Li R, Kang H, et al. A high strength and high electrical conductivity CuCrZr alloy fabricated by cryorolling and intermediate aging treatment [J]. Materials Science & Engineering A, 2017, 680 (JAN.5): 108–114.

## Effect of Pre–aging Treatment on Microstructure and Properties of CuCrZr Alloy Used for Cooling base of High Heat Carrying Neutron Target

Li Chen<sup>1,2</sup>, Huang Bo<sup>3,4</sup>, Xin Jingping<sup>3,4</sup>, Yang Qi<sup>3,4</sup>, Song Yong<sup>1,4,\*</sup>, Zhou Tao<sup>1,4</sup>, FDS Consortium

(1. Hefei Institutes of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China; 2. University of Science and Technology of China, Hefei 230026, China; 3. Institute of Neutron Science (Chongqing) Co., Ltd., Chongqing 401331, China; 4. International Academy of Neutron Science, Qingdao 266199, China)

**Abstract:** CuCrZr alloy is a high strength and high conductivity alloy with excellent properties, which is one of the best choices for neutron target cooling base materials. The neutron target of neutron source needs to be subjected to high–energy beam bombardment, which produces a high thermal load on the target surface, and the preparation of neutron target usually requires a long time of high temperature treatment which puts forward a high requirement on the heat dissipation and mechanical properties of the target base. This paper intends to analyze the effect and mechanism of pre–aging on improving the microstructure and property stability of CuCrZr alloy under high temperature service environment. The results show that after the pre–aging treatment, fine and dispersed Cr–rich phase and Cu–Zr are separated out from the CuCrZr alloy, which improves the thermal conductivity of the material and effectively inhibits the abnormal growth of the second phase and avoids the formation of the coarse second phase, thus ensuring the CuCrZr alloy has good mechanical properties and thermal conductivity at high temperature.

**Key words:** Neutron target; CuCrZr alloy; Microstructure; Thermal conductivity; Mechanical property

(责任编辑: 许龙飞)

杨悦. 核电设备监造人员的资格认定依据与方法探究[J]. 核安全, 2023, 22(5):102-106.

Yang Yue. Research on the Basis and Method of Qualification Identification of Nuclear Power Equipment Supervisors [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(5):102-106.

# 核电设备监造人员的资格认定依据与方法探究

杨 悦

(上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233)

**摘要:** 核电作为清洁能源代表之一, 以“国和一号”“华龙一号”为代表的三代核电技术带动了全产业链的蓬勃发展。但因“核安全高于一切”的特殊性, 为满足设计要求, 涉核安全重要设备的国内外供应商在研发、生产时, 需要有合格的人员在设备制造现场进行监督、监造。在现行法律法规没有明确监督监造人员如何进行资格认定的情况下, 本文通过对监造人员的职能职责进行分析, 从而确定其资格认定所依据的法规标准, 再据此探索研究核电设备制造现场监造人员的资格认定方法。

**关键词:** 质量监造人员; 监造人员资格; QS; 资格管理

**中图分类号:** TL372+3 **文献标识码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 05-0102-05

在国家“双碳”(即 2030 年前实现碳达峰, 2060 年前实现碳中和)战略目标的引领下, 绿色、环保、低碳的新能源发电模式受到大力倡导, 核电作为清洁能源代表之一, 也进入了发展的快车道。以“国和一号”“华龙一号”为代表的三代核电技术的推广, 更是带动了全产业链的蓬勃发展。但因“核安全高于一切”的特殊性, 涉核安全重要设备的国内外供应商在紧锣密鼓地研发、生产时, 还要接受国家核安全监管机构以及采购方的监督。承担这项工作的, 就是设备监造人员(以下简称监造人员)。

目前, 国内核电工程项目通常是由核电 AE 公司进行总承包, 业主授权总包公司对核级设备制造过程进行监造。监造人员的主要任务是: 依据核安全相关法规、与制造方签订的设备采购合同、设计文件以及单位内部监造手册, 去复核供应商制造的设备是否满足设计要求。但根

据我国的核质保法规《核电厂质量保证安全规定》(HAF 003)<sup>[1]</sup>要求, 所有从事影响质量活动的人员需进行资格考核, 而在核安全法规及其导则中, 并没有明确对监造人员如何进行资格认定。本文通过对监造人员的类型归属进行研究, 确定资格认定时使用的法规标准依据, 并据此对资格认定方法进行分析。

## 1 监造人员认定依据及归属类型探究

HAF 003<sup>[1]</sup>第 3 章中规定“必须根据从事特定任务所要求的学历、经验和业务熟练程度, 对所有从事影响质量的活动的人员进行资格考核”, 核质保导则《核电厂质量保证组织》(HAD 003/02)<sup>[2]</sup>在附录 V、附录 VI 中列举了对检查和试验人员、监查人员的资格考核方法, 监造人员依据哪个方法进行资格授权, 则需要进一步研判。

收稿日期: 2022-11-10 修回日期: 2022-11-17

作者简介: 杨悦(1989—), 女, 工程师, 学士学位, 现主要从事核电工程质量管理工

## 1.1 法规要求分析

法规中明确: 监查是通过对外观证据的调查、检查和评价等方法, 来确定被监查方所制定的大纲、程序、细则、技术规格书、规程、标准、管理计划、运行大纲等文件是否齐全、适用, 核实被监查方是否切实遵守这些文件并确认相应的运行情况及其实施效果, 而进行的审核工作。这与确认设备是否满足技术要求的监造, 显然是不一样的。所以, 监造人员不能按照监查人员的资格要求进行授权。

根据我国核质保导则《核电厂物项和服务采购中的质量保证》(HAD 003/03)<sup>[3]</sup>中的规定, 买方必须制定和实施用于验证活动的程序, 以此来保证所采购的物项和服务符合设计规格书、行业标准、核质保等要求。而且, 供方工作验证活动(包括校核、检查、见证或监查等活动)必须由合格的人员完成, 并且, 这些人员应具备在能尽早发现缺陷的阶段进行验证的能力。根据上述规定我们可以了解到, 验证活动主要分为“检查”和“监查”两类, “监查”活动应由监查人员完成, “检查”活动是否应由质量监造人员完成, 需要继续分析。

## 1.2 监造人员工作性质分析

一方面, 监造人员并不是设备或物项的实际制造操作人员, 亦非检查、试验物项是否满足技术规格书要求的设备供应商的检查和试验操作人员, 仅仅是“在旁边看其操作”的买方监督人员。但根据《核电厂质量保证安全规定》(HAF 003)<sup>[1]</sup>中的名词解释, “检查”是指“通过检验、观察或测量等手段, 确定材料、零件、部件、系统、构筑物及工艺和程序是否符合规定要求的活动”。我们可以了解到: “在旁边看”即“观察”, 观察操作者的操作是否规范、是否符合程序和技术规格书的要求, 还会观察“检查和试验”操作者的操作结果是否与所记录的保持一致, 既然“在”观察, 当然要“会”观察, 理应具备相关技术操作活动的知识, 从而起到“监督”的作用。

另一方面, 在工程质量管理实践中, 质量监造人员负责设备或物项的出厂验收检查和质量

放行等活动, 客观上承担了验证物项本身质量是否满足技术规格书要求的管理职能, 符合《核电厂质量保证安全规定》(HAF 003)<sup>[1]</sup>关于“检查”的名词定义。

## 1.3 监造人员授权依据

《核电厂物项和服务采购中的质量保证》(HAD 003/03)<sup>[3]</sup>7.4节中还对人员资格如何评定作出说明: 负责履行过程验证活动的人员(即监造人员), 须通过对学历、经验和业务熟悉程度进行资格评定, 以满足工作需要。同时指明: 有关人员资格的进一步说明见3.3节。此“3.3节”即是前文所述的《核电厂质量保证安全规定》(HAF 003)<sup>[1]</sup>3.3节, 也就是“安全导则HAD 003/02列有执行本安全规定这一部分要求的可行方法”。

通过上述分析, 监造人员属于“检查人员”, 按照HAD 003/02<sup>[2]</sup>附录V“检查和试验人员资格”中列举的资格考核方法对其进行资格考核和授权是合理的、合规的。

而实际上, 在运AP1000三代核电厂在建造时期, 是由国内核电总包单位与美国西屋公司、Shaw公司组成的依托项目管理团队, 是以ASME NQA-1要求2“质量保证大纲”中的302“检查和试验”作为依据, 开展监造人员相关资格认证。通过对比, 相关要求与HAD 003/02<sup>[2]</sup>附录V“检查和试验人员资格”一致。

总结见表1:

表1 人员资格类型和适用依据  
Table 1 Personnel qualification type and applicable basis

序号	人员类型	适用依据
1	(主)监查员	《核电厂质量保证组织》(HAD 003/02) <sup>[2]</sup> 附录VI 质量保证大纲监查人员的资格
2	监造人员	《核电厂质量保证组织》(HAD 003/02) <sup>[2]</sup> 附录V 检查和试验人员资格

## 2 监造人员资格授权方法

根据《核电厂质量保证组织》(HAD 003/02)<sup>[2]</sup>

附录 V “检查和试验人员资格”, 监造人员授权主要分为三个步骤, 即“初始授权”“颁发证书”和“持续评价业务熟练程度”。

## 2.1 初始授权

初始能力应通过对申请人的学历、经验、培训、测验结果和能力考查的评价来确定, 同时申请人还应满足身体素质要求。

关于“学历”和“经验”, 在 HAD 003/02<sup>[2]</sup> 附录 V.5 “学历和经验”中有细致的指导, 本文不再赘述。HAD 003/02<sup>[2]</sup> 法规要求: 应根据“学历和经验”以及具备的能力, 将监造人员划分为三级, 级别与职务或职称无关。

“培训”和“测验结果”两者是相互依托的。培训内容通常应包括质量保证基础知识、大纲体系、被授权专业的技术能力等, 培训结束时需要用书面测验来检验培训效果, 测验结果令人满意时才能认为满足“证书候选人”的要求。其中, 技术能力培训内容应根据监造活动的专业性进行划分, 根据上海核工院实践经验, 可按表 2 进行监造人员专业划分。(见表 2)

表 2 监造人员专业划分及专业培训课程  
Table 2 Professional division and training courses of supervision personnel

序号	专业	专业培训课程
1	机械	机械专业技术知识培训
2	焊接	焊接专业技术知识培训
3	无损检测	无损检测-VT(目视检测)专业技术知识培训 无损检测-LT(泄漏检测)专业技术知识培训 无损检测-ET(涡流检测)专业技术知识培训 无损检测-PT(渗透检测)专业技术知识培训 无损检测-MT(磁粉检测)专业技术知识培训 无损检测-RT(射线检测)专业技术知识培训 无损检测-UT(超声波检测)专业技术知识培训

续表

序号	专业	专业培训课程
4	材料	材料专业技术知识培训
5	电气	电气专业技术知识培训
6	仪控	仪控专业技术知识培训

“能力考查的评价”, 应参考 HAD 003/02<sup>[2]</sup> 附录 V.3 “资格”中的描述, 由职能工作负责人或具备指导“证书候选人”工作能力的人员进行。考查方式除书面评价外, 还应包括在岗实践考查。在岗实践考查是通过实践活动来对“证书候选人”的实际工作能力进行考查。即“证书候选人”在完成质量基础知识和专业技术理论知识培训后, 还应参加在岗实操, 如 II 级人员授权前需要在已获得相关专业 II / III 级资格人员的监督下, 累计完成 20 小时的在岗实操, 这样通过实际活动提高监造人员对拟授权专业的工作职责、工作流程等的熟悉程度。

“身体素质”要求, 在设备制造的焊接和无损检测活动中是必然要有的。这就要求监造人员掌握相关技能、满足相关身体素质要求, 以确认其结果的符合性。根据《民用核安全设备无损检验人员资格管理规定》(HAF 602)<sup>[4]</sup>和《民用核安全设备焊工焊接操作工资格管理规定》(HAF 603)<sup>[5]</sup>, 申请人应满足“身体健康, 裸视或者矫正视力达到 4.8 及以上, 辨色视力正常”的要求。基于工程质量管理实践, 对于具体操作焊接和无损检测的人员, “裸视或者矫正视力”以及“辨色力”即为“特殊身体素质”。执行“监督”和“检查”的监造人员, 则可以参考上述“身体素质”要求。

当“证书候选人”的初始能力合格时, 则应以书面形式给予证明, 为其颁发证书。

## 2.2 颁发证书

资格证书的颁发在 HAD 003/02<sup>[2]</sup> 附录 V.2.3 “资格证书”中有详细的规定, 本文不再赘述。需要注意的是, 附录 V.2.3 明确: 证书应由用人单位指定代表颁发, 内容应包括获证人员姓名、专业、级别、任用单位名称、发证日期及有效期等。



证书有一定期限,并不是持续有效的,在实际资格授权工作中,如何来限定这个“有效期”,我们在“持续评价业务熟练程度”步骤中探讨。

### 2.3 持续评价业务熟练程度

《核电厂质量保证组织》(HAD 003/02)<sup>[2]</sup>附录 V.2.2 中规定,每隔三年都需要重新评价获证人员的工作表现。而附录 V.2.2 中又规定:重新评价工作表现的方法可以是持续从事相关工作且表现良好,也可以是按照 V.2.1 来重新评价人员的能力水平。那么,这个“持续”从事相关工作要如何界定呢? 导则中亦规定:“任何人员如果有一年或一年以上的未从事已取得资格的检查或试验工作,则应按 V.2.1 的要求,通过重新确定是否具有所要求的能力来进行重新评价。”笔者认为,这条规定可以解读为:以一年为界,至少一年内要开展过一次相关的工作,且每一年都要进行复核评定,以保证“持续”。除此之外,附录 V.2.4 “身体素质”中规定:“在初次颁发证书时,应满足相应的要求,并应通过重新检查来验证,这些检查每次间隔不得超过一年。”

解读归纳导则中的要求,即为:

(1) 每年需要对监造人员从事监造活动的情况、身体素质情况进行复核。

(2) 如这一年中未从事所授权资格的活动,则应通过“学历”“经验”“培训”“测验结果”“能力考查的评价”“身体素质”对人员进行重新考核,而实际上“学历”“经验”“能力”短期内是不会变化的,而“培训”“测验结果”“身体素质”则是动态的。所以,重新进行培训、测验来保持业务熟练度即可,同时身体素质情况也要进行复核。

(3) 如三年间都未从事所授权资格的活动,则应重新授权或取消资格。

(4) 鉴于监造人员的资格证书是有有效期的,需每三年重新评价人员的工作表现。综合考虑上述要求,监造人员的资格证书有效期可限定为 3 年,每三年对监造人员的资格进行重新评价,重新进行资格授权和发证。当然,“学历”和“经验”方面可以直接认为已满足要求,

从而合理减轻管理负荷。(见表 3)

表 3 监造人员资格持续评价  
Table 3 Continuous qualification evaluation of supervision personnel

序号	评价内容	评价周期
1	监造人员从事监造活动的业绩 注:若周期内无相关业绩,则通过培训、测验来保持熟练度	每年
2	身体素质情况	每年
3	重新评价监造人员资格并重新发证	每三年

### 3 结语

在三门、海阳依托项目,“国和一号”示范工程项目,以及三门二期、海阳二期、廉江核电项目的核电设备监造活动实践中,核电行业总承包单位参照 HAD 003/02 附录 V 的要求对设备监造人员执行公司内部资格认定和授权。监造人员通过持续从事所授权专业的监造活动,以及周期性的重新评价来维持其熟练度,从而有效保证了设备的安全性。

在核能产业链中,核安全是一个十分重要的属性,而设备的安全,是整个核安全的重要基础之一。监造工作作为业主或者是合同方(买方)的一个主动管理手段,是保障设备安全和设备质量的一个重要环节。对监造人员队伍的有效培养和资格认定,可以较好地确保设备满足设计要求、质量要求,以保障设备安全,进而支撑整个核电厂的安全。

### 参考文献

- [1] 国家核安全局. 核电厂质量保证安全规定: HAF003 [S]. 北京: 国家核安全局, 1991.
- [2] 国家核安全局. 核电厂质量保证组织: HAD003/02 [S]. 北京: 国家核安全局, 1989.
- [3] 国家核安全局. 核电厂物项和服务采购中的质量保证: HAD003/03 [S]. 北京: 国家核安全局, 1986.
- [4] 国家核安全局. 民用核安全设备无损检验人员资格管理规定: HAF602 [S]. 北京: 国家核安全局, 2007.
- [5] 国家核安全局. 民用核安全设备焊工焊接操作工资格管理规定: HAF603 [S]. 北京: 国家核安全局, 2007.

# Research on the Basis and Method of Qualification Identification of Nuclear Power Equipment Supervisors

Yang Yue

(Shanghai nuclear engineering research & design institute Co.Ltd., Shanghai 200233, China)

**Abstract:** Nuclear power is one of the representatives of clean energy, and the three generation nuclear power technologies represented by “Guohe No.1” and “Hualong No.1” have driven the vigorous development of the whole industry chain. However, due to the particularity of “nuclear safety is above everything else”, domestic and foreign suppliers of important nuclear safety related equipment need to have personnel to supervise the manufacturing during the research, development and production. In the case that the upstream method does not specify how to conduct qualification recognition for such personnel, this paper will determine the regulatory standards on which the qualification recognition is based through the analysis of the functions and responsibilities of supervisors, and explore the qualification recognition methods accordingly.

**Key words:** quality supervisor; qualification of supervisors; QS; qualification management

(责任编辑: 徐晓娟)

## 防范化解安全风险 促动力能源高质量发展

游世利

党的十八大以来,面对世界百年未有之大变局,以习近平同志为核心的党中央对安全生产工作予以高度重视,习近平总书记作出一系列关于安全生产的重要论述,强调各级党委和政府要牢固树立安全发展理念,坚持人民利益至上。当前,企业进入高质量发展的新阶段,对安全生产提出了更高要求。为此,企业围绕安全生产目标,建立健全“党政同责、一岗双责、齐抓共管、失职追责”的安全生产责任体系,积极落实“三管三必须”工作机制,聚焦部门安全生产监管责任和主体责任,始终坚持“警钟长鸣”,举一反三、常抓不懈,防范化解重大安全风险,为企业高质量发展做好动力能源保障。

一是提高政治站位,统筹安全发展。安全生产事关人民福祉,事关经济社会发展大局。强化理论武装,依托党委理论学习中心组、干部

半日制、三会一课等形式认真学习贯彻习近平总书记关于安全生产的重要论述及党中央、国务院、企业的各项重大决策部署,做到第一时间传达,第一时间部署,常态化长效化开展学习,深刻提高思想认识,强化安全风险意识,以安全生产为抓手,以企业高质量发展为主题,以改革创新为根本动力,统筹安全与发展,将安全与生产工作同部署、同检查、同考核,牢固树立红线意识,把安全工作列入单位党委、党支部重要议事日程,形成齐抓共管的安全生产良好局面,提升安全生产监管水平,不断开拓安全生产新局面。

二是强化安全理念,健全责任体系。对于生产经营单位的安全生产主体责任,新《安全生产法》建立了两项制度,分别是全员安全生产责任制和安全风险分级管控机制、重大事故隐患





排查及报告制度。通过制度约束,明确生产经营单位应当履行的各项安全生产保障义务,从根本上防范和减少安全生产事故的发生,同时明确各级部门、人员责任,强化隐患排查治理,从源头上控制、预防和减少生产安全事故。要始终秉持以人为本的安全发展理念,以安全责任为切入点,做好风险辨识和管控治理。坚持党建引领,强化安全理念,坚守红线底线意识,压实筑牢各级领导责任、主体责任、岗位责任和监督责任,让“党建+安全”理念入脑入心。定期召开安全生产专题会议,协调解决制约安全生产的难点和堵点。践行“党建+安全”,带领广大党员主动作为、拉高标杆、奋勇争先,筑牢安全生产防线。把安全管理纳入党支部“评星定级”的重要内容,企业全员签订安全环保目标责任书,带头落实安全生产责任,有效提升安全生产执行力,进一步完善安全管理责任体系和安全管理机构,配足配强安全管理人员,将安全责任层层分解,形成人人有责、人人尽责的安全生产格局。

三是加强风险管控,排查治理隐患。居安思危、未雨绸缪,聚焦安全生产,强化认识,在思想上提高警惕,在行动上形成合力。以目标导向、问题导向、结果导向为引领,强化政治意识、大局意识、忧患意识、责任意识和危机意识,认真全面开展重大安全风险排查,围绕重点项目

建设、重点设施、重点场所、重点装置,进行重大安全风险摸排,实现清单化建档立档,落实项目化管控措施,实现及时精准治理。安全生产党员先行,依托党员责任区,建立“安全隐患随手拍”三级联动工作机制,每天在所属区域开展安全隐患排查工作,针对岗位上存在的安全风险进行拍照上传至小程序并提出解决措施。二级管理员对所属问题向相关车间进行反馈,生产单元在接到反馈后及时研判制定相应措施,限期整改。三级管理员定期对隐患整治情况进行回访,做到闭环管理。在全体党员范围内开展“我是党员我先行,安全遵章当先锋”的安全承诺宣誓,积极投身到党员安全“两无”活动和“党员一带二”行动中,领衔挂靠结对,包干区域,进行安全教育和隐患排查,党群联合“一个都不能少”。党员在每一个岗位,亮身份、亮职责、亮承诺,以一带二、星火相连,加强监管,防患于未然,筑牢安全生产的铜墙铁壁。树立“隐患无处不在、成绩每天归零”的意识,视隐患为事故,建立全员参与、全岗位覆盖、全过程衔接的隐患排查机制,修订完善企业隐患排查治理制度,完善隐患排查管理的程序、方法和标准,明确全过程各环节的管理要求,提高员工参与隐患排查的积极性。

四是突出工作重点,深化监督整治。深入推进企业安全文化提升三年行动,强化安全生





产企业主体责任和部门监管责任,落实问题隐患、制度措施。明确负责部门和职责要求,配备专门人员,制定完整性管理方案,开展动态管理,在行动落实上同向发力,同频共振,创新“1+365”工作体系,明确一个使命任务,实施“三红”工程,落实六项重点任务,完善五级组织链条,狠抓重点部位、重点岗位的隐患排查和治理,做好监督考核,对发现的问题督促立即整改,强化工作落实,确保安全生产专项整治三年行动成果,进一步提高动力能源安全发展水平。强化对安全生产工作的领导,认真研究解决安全生产工作中的重大问题,研究、落实防范安全生产事故的根本措施,推动安全生产管理向本质安全迈进,保证企业持续健康发展,保障职工的幸福生活。确保安全生产方针贯彻落实,各级职能部门切实履行安全生产主体责任,切实做到安全投入到位、教育培训到位、基础管理到位、应急救援到位。

五是培树安全习惯,弘扬安全文化。依托班前班后会、班组安全例会、民主生活会、专项劳动竞赛、“安全生产月”活动、“安康杯”竞赛活动等,大力宣传安全文化三年提升行动“863基本动作要领”,多角度、全方位宣传贯彻安全生产政策,深刻剖析案例警示,深入开展安全生产宣传教育和培训,广泛普及生命至上的安全发展理念,持续增强员工的安全意识和应急救援能力。建立健全监督机制,拓宽监督渠道,使

广大职工成为安全管理的参与者、安全环境的营造者、安全文化的实践者、安全成果的受益者,营造出人人讲安全、事事为安全、时时想安全、处处要安全的浓厚氛围。不仅要提高党员领导干部的安全意识和安全法治观念,更要注重全体员工安全意识和安全法治观念的宣传教育。加强全员安全生产培训,突出抓好特种作业人员、一线作业人员培训。加强职工安全防护管理,严格按照规定开展职工职业健康检查,定期提供和更新符合国家标准或者行业标准的劳动防护用品,督促、教育职工正确佩戴、使用,鼓励员工之间相互监督检查。

安全是企业发展的前提和根本,与企业的生存发展息息相关,企业必须把安全生产工作放在第一位,全面落实安全生产责任制,预防安全隐患,遏制生产安全事故的发生,从源头把控危及安全生产的隐患。安全生产是底线,也是红线,更是高压线,要秉承“安全事故可防可控”的思想,坚定“零容忍”的态度,切实增强安全忧患意识,落实安全责任,传递安全压力,催生安全动力,筑牢安全生产根基,要格外重视安全生产风险防范,绝不能有任何麻痹大意和自满情绪,深刻认识到安全生产永远在路上,坚持以底线思维来推动安全生产工作,不断研究新情况、解决新问题、探索新机制,全面提高安全生产工作水平,营造稳定的安全生产环境,促进企业高质量发展。

## 《核安全》近年可被引文献目录

为更好地服务作者与读者,便于广大科研工作者查阅、引用《核安全》近年文章,减少作者在编写参考文献时的工作量,本刊编辑部对近年发表在《核安全》的论文进行了整理,参考国标 GB/T7714-2015,给出了各篇文章的参考文献标准格式。各位作者在撰写论文、引用文献时,可直接参考此目录。

### 2017 年第一期

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

### 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流场的影响分析 [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. 田湾核电厂 3、4 号机组风险指引型防水淹设计改进措施研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 29-34.
- [7] 焦峰, 赵丹妮, 褚倩倩, 等. 核电厂薄壁大直径贮水容器承压变形事件经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 35-41.
- [8] 谌登华, 姜宏, 张翔宇, 等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 42-49.
- [9] 杨丽丽, 宋大虎, 张巧娥, 等. 核电厂数字化仪控系统信息安全监管要求探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 50-55.
- [10] 刘宇生, 许超, 谭思超, 等. 矩形通道内脉动湍流流动特性实验研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 56-62.
- [11] 魏超, 李铁萍, 温爽, 等. 堆芯下支承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. 基于三维运输方法的压水堆主冷却剂~(16)N 源项计算分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 69-73+79.
- [13] 徐小照, 潘保林. 基于 BP 神经网络的核电厂核安全文化评级模型研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 74-79.

- [14] 何孝园, 朱鹏树, 李大伟, 等. 核电厂应急柴油发电机组修改试验启动方式的分析和讨论 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 80-84.
- [15] 刘卓, 金卉馨, 李晓洋, 等. 基于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. 核电厂 1E 级电缆一致性判别方法的研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 12-17.
- [4] 张亚平, 施国龙, 钟志民, 等. 堆外中子剂量计在 RPV 辐照监督中的应用 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 18-23.
- [5] 王冠, 蒋忠湧, 翟国庆. 输变电设施电磁环境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. 核电厂应急水箱 (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. 核电厂放射性废树脂处理技术对比研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 55-61.
- [11] 杨德锋, 肖小祥, 张晔, 等. 基于 RELWVER 程序的 WWER 型核电厂燃料棒破损分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 62-67.
- [12] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 考虑结构-地基-结构相互作用作用的核电厂结构地震响应分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 68-74.
- [13] 张舒, 吴鹏, 张丹, 等. 先进三代核电 AP1000 丧失正常给水事故研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 75-84.
- [14] 奚坤, 沈曙光, 杨晓强, 等. WWER-1000 反应堆 APP 工作棒组的选取及其氦瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 90-94.

### 2017 年第四期

- [1] 肖志, 陶书生, 韦力, 等. 关于加强国内核安全经验反馈工

作的思考 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 1-5.

- [2] 袁嘉琪, 马刚, 杨志义. 核电厂后福岛时代的核安全独立监督 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 6-10.
- [3] 马凤金, 郭京, 陈荣达. 浅谈运行核电厂核安全监督的核安全文化建设 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 11-15.
- [4] 邓冬, 张发云, 赵立彬, 等. 核电厂稳压器 SEBIM 安全阀自主化检修经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 16-21.
- [5] 冯燕, 路燕, 刘景宾, 等. 中国 AP1000 的人因工程安全审评的几个问题 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 22-28.
- [6] 张瑾珠, 吕钢, 李佩, 等. 乏燃料海运实物保护系统初步设想 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 29-34.
- [7] 周卫国. 核电站控制棒驱动机构驱动杆组件锁紧销安装质量管理案例分析与回顾 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 35-38.
- [8] 孙树海, 马国强, 邹象, 等. 核电厂火灾异常重要性判定方法简介及适用性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 39-45.
- [9] 毕金生, 靖剑平, 乔雪冬, 等. 严重事故下安全壳内氢气行为与风险分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 46-52.
- [10] 卞玉芳, 周林, 李晶, 等. 国家核安全局核与辐射安全法规标准管理信息系统设计及关键技术研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 53-60.
- [11] 房永刚, 王庆, 苏岩, 等. LBB 和 BP 在核电厂高能管道上应用的差异性研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 61-65.
- [12] 胡安中, 赵国斌, 黄炳臣, 等. 浅析我国焊工资格考核的技术区别 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 66-70.
- [13] 胡健, 温丽晶, 石兴伟, 等. 基于 WGOthic 程序的非能动安全壳冷却系统传热特性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 71-77.
- [14] 胡文超, 靖剑平, 赵传奇, 等. 基于 AP1000 型反应堆嬗变  $^{237}\text{Np}$  制备  $^{238}\text{Pu}$  研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 78-83.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 中国散裂中子源辐射安全联锁门禁系统的设计 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 84-89+94.
- [16] 赵勇. 核电厂堆芯水箱抗震分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 90-94.

### 2018 年第一期

- [1] 甘学英, 蒋婧, 祝兆文, 等. 核电厂放射性有机废液安全管理的建议 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 1-5+94.
- [2] 凌礼恭, 孙海涛, 高晨, 等. M310 改进型机组压力容器辐照监督要求及其在高温气冷堆辐照监督中的实践 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 6-11.
- [3] 孙树海, 陶书生, 郑丽馨, 等. 近年来核电厂执照运行事件趋势分析 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 12-19.
- [4] 张晓杰, 吕云鹤, 路燕. AP1000 核电厂设备鉴定概述 [J].

- 核安全, 2018, 17(1): 20-25.
- [5] 梅金娜, 蔡振, 韩姚磊, 等. EPRI《蒸汽发生器完整性评估导则》解读[J]. 核安全, 2018, 17(1): 26-33.
- [6] 张发云, 赵立彬, 严得忠, 李海涛, 胡安中. 小尺寸支管接头(BOSS头)焊接质量影响分析及其工艺改进[J]. 核安全, 2018, 17(1): 34-37.
- [7] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 田湾核电站3号机组物理启动专用测量系统特性分析与调试研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 38-43.
- [8] 赵丹妮, 李娟, 李明, 等. 9·11事件和福岛核事故后美国核电站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. 我国核电站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. 确定我国核电站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.
- [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] 姜子英. 浅议核能、环境与公众[J]. 核安全, 2018, 17(2): 1-5.
- [2] 张露, 汪萍, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址无限制开放利用[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, 崔贺铎, 庞宗柱, 等. 非能动核电厂非安全系统实施监管时的若干问题[J]. 核安全, 2018, 17(2): 18-25.
- [5] 孙颀, 刘锐, 杨未东, 等. 某研究堆一回路冷却剂泄漏事件的审评[J]. 核安全, 2018, 17(2): 26-30.
- [6] 焦振营, 张建文, 于枫婉, 等. CPR1000核电厂乏燃料水池重力补水的有效性分析[J]. 核安全, 2018, 17(2): 31-37.
- [7] 贺振宇, 张发云, 邓冬, 等. 高温气冷堆压力容器内壁浅表性缺陷检验规则的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 38-42.
- [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. 伴生放射性矿固体废物的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 核电站 SGTR 事故长期阶段的分析研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 10-16.
- [4] 熊冬庆, 石红, 王娅琦, 等. 核电厂阻尼器试验台的设计分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 17-23.
- [5] 张国辉, 吴金晔. 核电站经验反馈工作的发展和管理改进 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 24-29.
- [6] 邵明刚, 李春阳, 文富平, 等. 放射性废物库退役源项的调查 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 30-36.
- [7] 路燕, 初起宝, 徐宇, 等. 核动力厂蒸汽发生器模态分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 37-43.
- [8] 刘泽军, 李华升, 刘宇, 等. 核电厂应急给水系统的设计配置及多样性问题研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 44-50.
- [9] 陈钊, 崔大伟, 石秀安. 加速器驱动次临界系统束流瞬态分析模型的开发 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 51-58.
- [10] 祝璐颖, 旻佳龙. 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, 李天鹤, 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  $^{60}\text{Co}$  源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

### 2018 年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚. 《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电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.  $\times\times$  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. 中美核电厂领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. 三代核电堆芯补水箱制造中不符合项及处理意见 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 77-82.
- [11] 肖军, 曾广建, 梁梅燕, 等. 浙江省辐射应急演练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氚的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 12-17.
- [4] 王杰, 周兆宇, 陈运利, 等. 飞凤山处置场各阶段活动许可取证的经验反馈 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 18-23.
- [5] 于世昆, 肖春梅. 核电厂放射性废气处理工艺设备的抗震设计要求 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 24-27.
- [6] 王聪, 朱文韬, 王高鹏, 等. 严重事故下核电厂设备可用性论证 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 28-32.
- [7] 贾梅兰, 刘敏, 李澎, 等. 日本乏燃料的安全管理及对我国的启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 33-40.
- [8] 王梦溪, 龙亮, 薛娜, 等. 华龙一号事故后食品污染水平评价? [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 41-47.
- [9] 崔军, 鲍杰, 时维立. 核电厂传热管破裂后防止蒸汽发生器

满溢的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 48-55.

- [10] 马应林, 李俊刚, 张会杰, 等. 大型粒子加速器安全联锁钥匙系统的设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 56-62.
- [11] 庄少欣, 王娅琦, 孙微, 等. 基于 TRACE 的大功率非能动核电厂 SBLOCA 事故计算及敏感性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 63-69.
- [12] 王飞, 宋辉. 核动力装置混合式状态监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 70-78.
- [13] 杨旭, 邱金荣, 杨永强, 等. 反应堆准确实时仿真程序的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 79-86.
- [14] 米宇豪, 曾志, 马豪, 等. 非人类物种剂量评价低水平放射性测量的应用进展 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 87-94.

### 2019 年第五期

- [1] 陈胜. 民用核安全设备成套供货质量保证大纲的建立及运行特点 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 1-5.
- [2] 刘成运, 张延云, 王玢, 等. 核电厂运行安全性能指标的监督检查 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 6-12.
- [3] 霍嘉杰, 郑岳山, 姚琳, 等. 乏燃料干法贮存标准和监管要求浅析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 13-18.
- [4] 赵潇, 闫平, 张国光. 移动式车辆检查系统调试场地的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 19-25.
- [5] 孙娜, 王占元, 张杰. 核电厂仪控系统纵深防御体系 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 26-32.
- [6] 梁贵渊, 邓飞, 陈万良, 等. 大亚湾核电基地周围海洋沉积物的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 33-37.
- [7] 黄甦. 基于 TXS/T2000 核电厂 DCS 信号失效下质量位设置 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 38-42.
- [8] 张适, 张博平, 初永越, 等. M310 机组维修风险评价和管理的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 43-48.
- [9] 杨智, 吴彩霞. 维修规则功能失效判断准则研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 49-53.
- [10] 王飞, 宋辉, 毛伟. 基于神经网络的核电厂环境监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 54-61.
- [11] 张祥, 薛艳芳, 刘宇生, 等. 压力容器外部冷却沸腾临界过程数值模拟研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 62-67.
- [12] 陈文涛, 陈万良, 李灵娟. 应急情景下便携式高纯锗  $\gamma$  能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修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.  $\gamma$  射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. AP1000 核电站严重事故下熔融物与混凝土相互作用的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 37-43.
- [8] 付浩, 王列辉, 甄飞强, 等. 超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 44-48+55.
- [9] 耿璞, 凌礼恭. 核电厂核级管道与支管管座焊缝质量问题的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 49-55.
- [10] 王照, 冯丙辰. 浮动核电厂的海浪灾害设计基准探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 56-61.
- [11] 周涛, 秦雪猛, 朱亮宇, 等. 超临界水喷放泄压因素的权重计算 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 62-66.
- [12] 刘大虎, 张强升, 江国梁. 基于反应谱法的 1E 级配电盘抗震性能试验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 67-73.
- [13] 杨智博, 周国良, 杨宇, 等. 核电站地震后的处置及恢复策略 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 74-79.
- [14] 李华, 孟祥盖, 霍嘉杰, 等. 核电站关键设备事故工况下抗震性能研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 80-84.
- [15] 张盼, 潘昕悱, 赵传奇, 等. 核电厂反应堆小幅功率提升技术的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 85-90.

### 2020年第一期

- [1] 张子杰, 赵坤, 刘勇, 等. 以案例来探讨人员素质与辐射安全的关系 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 1-7.
- [2] 李中华, 王超, 任廷伟, 等. 一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 8-31.

- [3] 黄高峰, 宫宇, 方立凯, 等. CANDU6 核电厂无过滤安全壳通风模式的研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 32-35.
- [4] 米宇豪, 以恒冠, 廖运璇, 等. 油气工业中放射性废物的处理和处置 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 36-42.
- [5] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 摇摆条件下两环路自然循环回路特性分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 43-49.
- [6] 夏凡, 廉超, 王明煌, 等. 空气污染排放视角下中国核电的健康效益 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 50-57.
- [7] 陈永祁, 崔禹成, 马良喆. 核电厂阻尼器的应用及创新 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 58-67.
- [8] 王璟增. 一回路核级设备磨损的监测模型 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 68-74.
- [9] 徐园, 孔海宇, 王希涛, 等. 水体环境中的放射性污染及测量 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 75-79.
- [10] 马谷剑, 魏松林, 陈平. 核电厂埋地管的综合监测及评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 80-84.

### 2020年第二期

- [1] 王海峰, 于家欢, 赵锋, 等. 新冠肺炎疫情响应与核应急的异同及经验互鉴 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 1-6.
- [2] 邹屹峰. 新冠肺炎给核应急工作带来的三点启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 7-12.
- [3] 肖鹏, 张文芊, 喻正伟, 等. 雄安新区  $\gamma$  辐射剂量率水平初步调查 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 13-17.
- [4] 熊铁军, 钟丁生, 蔡小杰, 等. 核辐射探测实验中核辐射场模拟与安全研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 18-22.
- [5] 黄伊林, 陈宝才, 冯亮亮, 等. 海域自动连续监测辐射剂量率影响机制初步研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 23-28.
- [6] 林天龙, 苏志勇, 王用超, 等. 减少反应堆内活化腐蚀产物进入保存水池的方案研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 29-32.
- [7] 李华, 赵英昆, 孟祥盖, 等. 核电站关键设备存储装置的抗震性能研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 33-38.
- [8] 傅小城, 黄晓冬, 杜风雷. 城镇化对我国核电厂厂址选择的影响研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 39-44.
- [9] 刘燕芳, 李楠, 田瑞. 提高核电站 DCS 机柜中保险丝检测效率的一种方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 45-50.
- [10] 王登辉, 赵宗方, 何振林, 等. 锂玻璃探测器辐射特性的试验研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 51-55.
- [11] 赵培祥, 江俊, 曾毅, 等. 实物保护系统的定量评估模型之研究现状及发展 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 56-63.
- [12] 徐智, 高泉源. 熔盐堆非安全级电源向安全级仪控系统供电的设计评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 64-71.
- [13] 邓纯锐, 张明, 张航. 概率安全评价在核电厂安全设计中的应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 72-77.



- [14] 吴鹏, 王冠一, 张阳. CPR1000 核电厂全厂断电事故情况下严重事故缓解措施有效性研究 [J]. 核安全, 2020, 19(2): 78-85.

### 2020 年第三期

- [1] 邹屹峰. 普及核安全知识助力全面建成小康社会 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 1-5.
- [2] 陈小兰, 伍则文, 蓝浩洋, 等. 公众对于核能利用的认知研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 6-13.
- [3] 杨丰兆, 周鑫, 李学法, 等. PSA 风险重要度分析在高温堆调试监督中的应用探索 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 14-18.
- [4] 韩凯. 国和一号与 CPR1000 的 SGTR 事故响应比较 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 19-25.
- [5] 张瑞光, 刘瑞翔, 李中林. 热带气旋对田湾核电站的影响 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 26-33.
- [6] 李小花, 王翔年, 王家豪, 等. 2014 年秘鲁 192Ir 工业探伤辐射事故概况与分析 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 34-52.
- [7] 闫怀超, 陈政熙. 核电行业工控网络安全整体解决方案研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 53-58.
- [8] 高业栋, 韩良文, 夏星汉, 等. HFETR80MW 运行时二次侧水流量衰减瞬态分析 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 59-64.
- [9] 毕树茂, 张丹, 邱志方, 等. 模块化小堆稳压器安全阀容量设计方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 65-69.
- [10] 李志华, 刘敏, 曹俊杰. 对我国运行核电厂退役准备的思考与建议 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 70-75.
- [11] 韩良文, 高业栋, 夏星汉, 等. 基于 MCNP 的 HPGe 探测器无源效率刻度 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 76-80.
- [12] 李华, 霍嘉杰, 赵英昆, 等. 核电厂关键设备事故工况下密封性能研究 [J]. 核安全, 2020, 19(3): 81-85.

### 2020 年第四期

- [1] 周兆宇, 王杰. 飞凤山低、中放固体废物处置场运行与处置管理实践 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 1-7.
- [2] 丁超, 徐朋, 杨志义. 严重事故氢气监测仪定期试验现场监督 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 8-12.
- [3] 郝丽娜, 柴蕊, 王茂杰, 等. 我国核电厂运行许可证内容演化概论 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 13-19.
- [4] 刘国柱. 1250 MW 核电机组汽轮发电机组非核蒸汽冲转实践 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 20-25.
- [5] 郭鑫, 安洪振, 朱剑伟, 等. 技术状态管理方法在核电厂设计过程中的应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 26-30.
- [6] 温玉姣, 封祯, 梁海燕, 等. 英国核安全监管实践 (2018—2019) 研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 31-38.
- [7] 马若群, 吕云鹤, 盛朝阳, 等. 浅析美国核电厂执照更新的物

项筛选原则 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 39-44.

- [8] 王不二, 汪振, 陈超, 等. 核电厂定量安全目标溯源及其存在问题剖析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 45-52.
- [9] 杨晓. 乏燃料后处理屏蔽小室地震下安全性能分析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 53-62.
- [10] 卢俊晶, 朱柏霖, 张天琦, 等. 熔融物与混凝土相互作用时熔池内的化学反应研究 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 63-70.
- [11] 胡玉杰, 王杰, 程芳权, 等. 一种基于 AES 和 RSA 的核应急安全数据通信系统 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 71-75.
- [12] 周家驹, KIKURA Hiroshige. LFCM 炉内流动特性的数值分析 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 76-82.
- [13] 谢树青, 安宁, 吴磊, 等. 中子周围剂量当量率测量技术的发展与现状 [J]. 核安全, 2020, 19(4): 83-87.

### 2020 年第五期

- [1] 汤日辉. 核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 1-4.
- [2] 程芳, 窦义芳, 王玉超. 辐射环境政府信息服务体系的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 5-10.
- [3] 滕磊, 王帅, 彭婧. 浅谈我国核电厂退役安全监管现状 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 11-15.
- [4] 蔡军, 徐杰, 黄文博, 等. 电子辐照实验装置辐射安全连锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 16-21.
- [5] 陈德育, 汤泽平, 龚杰. 我国城市放射性废物库潜在污染因素分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 22-26.
- [6] 黄彦君, 沙向东, 祝兆文, 等. 压水堆核电厂流出物监测的关键核素研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 27-34.
- [7] 丁超, 徐朋, 仇苏辰, 等. 核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 35-40.
- [8] 宫宇, 王宝祥, 詹文辉, 等. 风险指引型安全分级及应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 41-48.
- [9] 赵世成, 王凯佩, 杨静远. 经验反馈在核电厂建设过程中的作用 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 49-52.
- [10] 马帅, 魏超, 贾斌, 等. 核电厂主泵转子临界转速研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 53-57.
- [11] 刘宇生, 吴鹏, 刘希瑞, 等. 浮动小型堆堆芯热工水力验证能力分析 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 58-63.
- [12] 陈一伟, 张正春, 张强升, 等. 核级过滤器的抗震计算方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 64-68.
- [13] 刘春容, 陈薪正, 贺东钰, 等. CPR1000 核电厂严重事故环境条件计算分析 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 69-74.
- [14] 乔宁, 刘景宾. 故障树方法计算核电厂数字化保护系统可靠性 [J]. 核安全, 2020, 19(5): 75-79.

## 2020 年第六期

- [1] 项媛媛. 浅谈核电工程 EPC 和独立监理模式下的业主质量管理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 1-5.
- [2] 栾海燕, 封祎, 韩福春, 余少青, 逯馨华. 全球新冠肺炎疫情时期的核安全监管 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 6-11.
- [3] 负彦祺, 任坤贤, 王强, 李晨晖. 某高速公路绿色通道 X 射线车辆检查系统环境辐射剂量率计算与实测对比研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 12-16.
- [4] 徐永良. 浅谈核电厂工作场所放射性空气污染应对措施 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 17-22.
- [5] 滕磊, 刘志辉, 袁和川. 我国核电厂退役过程监管要求及建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 23-28.
- [6] 吴敏, 郑佳强. 某核电站高压空压机高温报警停机故障处理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 29-35.
- [7] 盛美玲, 丘锦萌, 唐辉, 杨志义. 华龙一号余热排出系统破口事故分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 36-43.
- [8] 董晓璐, 孔静, 刘景宾. 核电站控制室布置与盘台设计中的人因工程准则 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 44-49.
- [9] 姜韶堃, 赵罗生, 杨志义, 詹惠安, 陶志勇, 赵宁, 丁超. 严重事故下氢气爆燃环境模拟试验 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 50-53.
- [10] 吴廉巍, 闫超星, 杜为安, 张翼, 刘成洋. 摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 54-59.
- [11] 韩瑞, 段亚飞, 赵懿珺, 纪平, 康占山, 王韶伟. 气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 60-66.
- [12] 陈玉修, 王煜宏, 罗海英. 英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 67-72.
- [13] 胡帮达, 贾晗. 日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 73-79.
- [14] 王桂敏, 张瀛, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏, 李杨. 核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 80-85.
- [15] 张瀛, 王桂敏, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏. 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 86-92.
- [16] 高晨, 盛朝阳, 初起宝, 马若群, 贾盼盼. 核电机设备国产化材料力学性能验收值确定方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 93-98.
- [17] 朱光昱, 全峰阳, 曾骁, 元一单. 压水堆核电厂安注管线内不凝性气体聚集现象仿真研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 99-103.
- [18] 申红, 吉辉, 张志保, 杨晓伟, 张宇, 刘运陶, 阙骥, 赵

善桂, 刘天舒. 液化均质系统两种工艺改进方案的安全性及适用性分析比较与建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 104-107.

- [19] 陈一伟, 黄炳臣, 沈伟, 石红, 张强升. 核级设备抗震分析中螺栓应力的评定方法 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 108-110.
- [20] 孙海涛, 吴彩霞, 吕云鹤, 张晏玮, 初起宝, 车树伟, 侯春林, 马若群. 全国核电厂关键物项材料老化数据平台建设分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 111-115.
- [21] 王杨, 王海理, 苾瑾.  $^{60}\text{Co}$  辐照装置退役存在的问题及解决对策 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 116-120.
- [22] 刘景宾, 乔宁, 董晓璐, 陈子溪. 核电厂仪控系统的网络安全等级防护研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 121-126.
- [23] 刘健, 李帷, 张琨, 王一川, 李扬, 兰兵. 压水堆核电厂氡产生量的影响因素计算与分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 127-132.
- [24] 张强升, 王德军, 史强, 陈一伟, 沈伟, 李亮. 核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计与抗震分析研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 133-141.
- [25] 程芳, 姜启英, 阙丽萍, 窦义芳. 微塑料污染防治的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 142-146.

## 2021 年第一期

- [1] 孙海涛, 吴彩霞, 马若群, 等. 核电厂通用老化经验报告分析与编制建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 1-5.
- [2] 张发云, 张强升, 贺振宇, 等. 民用核安全设备许可审评中的常见问题及建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 6-10.
- [3] 苏超丽, 梁明浩, 邓飞, 等. 浅析锆钛矿选矿工艺的辐射防护和辐射环境安全 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 11-16.
- [4] 高鹏, 刘陆, 甘睿琳, 等. 北京市地铁站台及车厢内氡浓度水平调查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 17-21.
- [5] 张义科, 彭军, 李福春, 等. 反应堆管道系统水锤现象不利影响及防治措施研究进展 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 22-26.
- [6] 郑成成, 陈永祁, 郑久建, 等. 核电厂主蒸汽管道阻尼减振与抗震分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 27-35.
- [7] 白日亮, 原瑜. 核电仪表罐焊接工艺研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 36-40.
- [8] 史国宝, 郭东海, 陈松, 等. API1000 依托项目中压移动电源应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 41-47.
- [9] 王逊, 田宇, 黄力. 美国核安全管理体系与法律体系探究及启示 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 48-53.
- [10] 刘姚锋, 耿波, 高星, 等. 核电厂高风险作业项目跟踪管理系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 54-58.

- [11] 孙明, 郁杰. 铅铋快堆一回路充排系统可靠性分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 59-64.
- [12] 李冲, 高业栋, 韩良文, 等. HFETR 热功率测量系统误差分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 65-69.
- [13] 王铁骊, 高山, 刘永, 等. 核安全文化与核安保文化的共生性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 70-75.
- [14] 赵鹏, 李松发, 韩良文, 等. 状态报告管理在 HFETR 上的应用分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 76-81.
- [15] 赵国志, 郝悦, 曲鹏, 等. 浅谈除核电外核燃料循环中物料泄漏事故的隐患排查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 82-86.
- [16] 戴立操, 高山, 刘永. 核安全科学的未来发展方向——组织弹性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 87-92.
- [17] 中核建中核燃料元件有限公司. 初心与使命铸就最强“核能芯” [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 93-95.
- [18] 广西壮族自治区辐射环境监督管理站. 落实监测监管技术帮扶帮助企业发展成效显著 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 96-97.

### 2021 年第二期

- [1] 刘成运, 张国旭, 李学法, 等. 安全性能指标在核安全监管中的应用实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 1-6.
- [2] 李宁, 徐俊龙, 崔毅, 等. 优化核级阀门变更审查流程, 提高核安全治理精细化水平 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 7-11.
- [3] 王鑫, 林权益, 王叶, 等. 推进海洋核应急能力建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 12-17.
- [4] 刘新利. 海阳核电站设备监造管理实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 18-24.
- [5] 凌礼恭, 李小龙, 贾盼盼. 滨海核电机组海水系统部件腐蚀与防护现状 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 25-31.
- [6] 谢梅, 张远奎, 刘亚军, 等. 核安全设备竣工文件质量改进建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 32-37.
- [7] 赵玄, 周小龙. 蒸汽发生器传热管氨检漏定量定位分析及验证 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 38-43.
- [8] 李小华, 王翊年, 李俊杰, 等. 1998 年伊斯坦布尔 60Co 源辐射事故概况与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 44-58.
- [9] 胡攀, 蔡汉坤, 张浩. 核电厂事件编码体系对比研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 59-66.
- [10] 程坤, 邱志方, 陈宝文, 等. 海洋条件下浮动反应堆运行特性的数值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 67-72.
- [11] 王振宇, 黄伟奇, 孙健, 等. 核电厂事故机器人应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 73-78.
- [12] 郭丹丹, 刘洁, 刘冰. 核电厂安全壳内碎片迁移关键问题探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 79-84.
- [13] 袁伟, 李貌, 李霄, 等. 某型装备典型核事故仿真动态演示

系统的开发及实现 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 85-91.

- [14] 顾培文, 方立凯, 王佳赞. 基于 CFD 的氢气扩散火焰燃烧分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 92-97.
- [15] 冯梅, 韦应靖, 唐智辉, 等. 通道式辐射监测仪的能窗法应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 98-105.

### 2021 年第三期

- [1] 项建英, 王进, 杨凯, 等. EPR 首堆机组调试监督及经验浅谈 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 1-6.
- [2] 高思旂, 刘婷, 龚宇, 等. 我国放射性同位素和射线装置监督管理系列法规标准体系现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 7-11.
- [3] 王茂杰, 郝丽娜, 徐晋, 等. 核电厂流出物监督性监测实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 12-16.
- [4] 王天运, 王世琦, 高纓. 环境污染事故放射性气溶胶扩散的应急控制及消除方法 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 17-24.
- [5] 赖立斯, 夏星汉, 韩良文, 等. 基于 MCNPX 的 HFETR 典型裂变产物逃脱率系数分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 25-29.
- [6] 沈大伟. 放射性流出物异常类应急行动水平制定与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 30-35.
- [7] 刘亚伟, 包志彬, 张炎. 滨海压水堆核电厂冷源安全研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 36-40.
- [8] 杜南麟, 王平春, 梁汉天. 某核电站安全壳内临时通风数值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 41-45.
- [9] 王臣, 张锴, 刘畅, 等. 我国核电厂役前检查异常情况汇总与典型案例分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 46-52.
- [10] 杨永灯. 核电厂系统设备不可用管理问题分析与改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 53-58.
- [11] 郑军伟, 赵东阳, 刘东亮. 某核电机组汽轮机超速保护控制反复动作原因分析与处理 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 59-64.
- [12] 王进, 马成辉, 邹青. 华南地区核电厂冷源安全保障能力现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 65-71.
- [13] 包博宇, 郝建生, 姚琳. 乏燃料容器垂直吊具衬套变形事件分析和设计优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 72-77.
- [14] 李志刚, 韦应靖, 张庆利, 等. 基于蒙特卡罗方法的 HPGe 探测器模型参数优化方法研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 78-85.
- [15] 刘帅, 唐兴龄, 姚琳. 乏燃料转运容器制造过程中的设计改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 86-90.
- [16] 李炳营, 刘焯, 黄国庆, 等. 2MWT 液态燃料钍基熔盐实验堆仪控系统纵深防御设计与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 91-97.

- [17] 张鹏, 郑兴国, 赵幽竹, 等. 环境地表  $\gamma$  辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 98-103.
- [18] 徐学敏. 核电站安全级电气设备热老化试验方法概述解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 104-107.
- [19] 不忘初心逐梦前行复兴核能创新奉献——华中科技大学核工程与核技术系 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 108-109.

### 2021 年第四期

- [1] 熊骁, 张根, 任丽丽, 等. 核电站放射性废物管理路径研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 1-6.
- [2] 车树伟, 曾珍, 吕云鹤, 等. 核电站安全重要修改的分类统计及分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 7-11.
- [3] 黄彦君, 黄东辉, 上官志洪, 等. 我国核电站辐射本底调查的标准要求分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 12-20.
- [4] 杨丽丽, 郑洁莹, 杨岩飞, 等. 核电建设中常见弄虚作假行为的法律责任分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 21-26.
- [5] 伞振雷. 某核电站辐射监测系统仪表性能优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 27-31.
- [6] 何建东, 杜东晓, 熊文彬, 等. 非能动核电站风险指引管理中的风险接受准则研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 32-39.
- [7] 孙锋, 潘蓉, 孙造占, 等. 核电站海域取水工程抗震分类及分析方法探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 40-44.
- [8] 王臣, 刘畅, 王玮洁, 等. 核电站设备超声检测显示性质判定准则的对比与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 45-50.
- [9] 梅华平, 魏世平, 何梅生. 聚变堆氟材料衡算测量系统研究初探 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 51-55.
- [10] 李红波, 胡攀. 核电站人因事件定义及原因因素分类研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 56-60.
- [11] 宋慧斌. 人因工程人员绩效监督大纲在核电站的应用概述 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 61-65.
- [12] 赵木, 范仲, 石伯轩, 等. 核设施退役专业化成套装备研制总体考虑 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 66-71.
- [13] 杨震, 连茜雯, 沈钢, 等. 气态流出物取样不具代表性的案例浅析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 72-76.
- [14] 邓云李, 韩良文, 李子彦, 等. HFETR 的老化管理研究与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 77-83.
- [15] 王韶轩, 郭丁情, 李学礼, 等. 动态故障树技术及其在复杂核能系统概率安全评估中的应用展望 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 84-91.
- [16] 李文蛟. 冬季 SEC 泵备用状态下积气形成机理的理论及模拟实验研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 92-99.
- [17] 中国核动力创新发展之路——从第一度核电到“华龙一号”

[J]. 核安全, 2021, 20 (4): 100-103.

### 2021 年第五期

- [1] 侯癸合, 刘桐, 刘建, 等. 某核电基地设备应急抢修人力资源管理现状和风险分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 1-8.
- [2] 刘畅, 王娟, 刘建华, 等. 湖北省伴生放射性矿开发利用的放射性水平调查与评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 9-15.
- [3] 童一周, 徐俊龙, 崔毅. 基于模糊层次分析法的核安全设备持证单位量化评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 16-20.
- [4] 杨安义, 邹宇飞. 浅谈设计基准威胁 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 21-26.
- [5] 郑丽馨, 陶书生, 王倩, 等. 核电站运行事件报告准则研究及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 27-33.
- [6] 毛位新, 王磊, 林明媚, 等. 防城港核电站外围环境气溶胶中  $\gamma$  核素放射性状况及趋势 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 34-38.
- [7] 高鹏, 黄微, 胡翔, 等. 浅议塑料制品中的辐射安全问题 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 39-42.
- [8] 阳小华, 刘征海, 曾铁军, 等. 基于自主安全智能的放射性物质信息物理融合安防系统 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 43-48.
- [9] 何先华, 王爱玲, 张羽. 以“绩效改进”为特征的核电站一体化安全管理体系的建立 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 49-55.
- [10] 孙海涛, 吕云鹤, 王逊, 等. 中美核电站运行许可证延续监管分析与建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 56-60.
- [11] 郭丹丹, 向文娟, 王高阳. 核电站安全壳喷射碎片问题研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 61-65.
- [12] 吴利杰, 吴其尧, 马若群, 等. 核电站国产化核级仪表卡套接头低温渗碳装置研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 66-72.
- [13] 杨文, 陈艳芳, 巢飞, 等. 海洋核动力平台装卸料过程辐射后果评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 73-80.
- [14] 姚伟达, 矫明, 林绍萱, 等. 关于流弹性失稳激励机理中容易混淆问题的解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 81-87.
- [15] 周建明, 彭祥阳, 路广遥, 等. 反应堆压力容器主螺栓孔定位和寻迹技术研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 88-92.
- [16] 马若群, 王臣, 盛朝阳, 等. 核电站蒸汽发生器老化管理分析研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 93-99.
- [17] 于家欢, 王海峰, 张晓峰. 核电站场外应急洗消站选址方法与建设规范研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 100-106.
- [18] 韩勃, 雍诺, 夏冬琴, 等. 心理距离对核电风险认知的影响研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 107-113.



## 2021 年第六期

- [1] 吕云鹤, 初起宝, 王臣, 等. 核电厂老化管理审查方法分析与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 1-7.
- [2] 徐同喜, 王威. 中国实验快堆首炉燃料和控制棒组件继续运行审评实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 8-11.
- [3] 孟令飞, 刘沧, 杨飞莹, 等. 基于梯度上升算法的丢失放射源搜寻方法 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 12-16.
- [4] 徐宇, 张敏, 盛朝阳, 等. 压水堆核电站高能管道破裂动态效应消除方法及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 17-23.
- [5] 许友龙, 刘莞, 郑丽馨. 关于我国 M310 及其改进型核电机组的应急柴油发电机抗震性能不足问题的分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 24-29.
- [6] 余毅, 张敬, 孙兴见. 核电厂控制系统软件共因故障应对及评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 30-35.
- [7] 俞雅静, 郭景远, 余慧平. 某三代核电厂首堆安全管理实践探讨 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 36-42.
- [8] 赵雷. 核燃料循环设施构筑物相关核安全标准的研究与建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 43-47.
- [9] 车皓, 韩建伟, 乔睿. 智能配电系统在核燃料后处理厂中的应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 48-55.
- [10] 高超, 杨广宇, 蒋林中, 等. 核电厂开式循环冷却水系统机械老化管理应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 56-61.
- [11] 梅华平, 陈超, 张思伟, 等. 商业核电站产氦概念设计及安全影响评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 62-67.
- [12] 孙超杰, 刘长亮, 朱京梅, 等. 非能动安全壳空气冷却系统换热影响因素研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 68-72.
- [13] 杨江, 罗汉炎, 刘仲昊, 等. 基于不确定分析的 CPR1000 核电厂大破口事故研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 73-79.
- [14] 张萌, 张志刚. 后福岛时代我国公众对核电发展支持度的研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 80-87.
- [15] 李彪, 郭明, 吴飞. 基于 PLOAS 方法的安全性评估及其发展历程 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 88-93.
- [16] 李淑庆, 苟渊, 王丽娜, 等. 核电维修与技术服务企业核安全文化建设的探索与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 94-97.
- [17] 杨永灯. 严重事故缓解系统薄弱环节分析与对策 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 98-102.
- [18] 邢晓峰, 张正楼, 汤建明, 等. 核电厂冷源取水海洋生物堵塞问题探析 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 103-109.
- [19] 王逊, 黄力, 李小丁, 等. 突发公共事件视角下对核事故应急管理问题的探讨和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 110-113.

## 2022 年第一期

- [1] 于嵘, 黄美琴, 姚宗林, 等. 省级核安全“十四五”规划编制思路与重点工作研究——以广西为例 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 1-6.
- [2] 陈爽, 何庆驹, 周强. 基于 MC 方法的高放废液玻璃固化厂屏蔽窗辐射屏蔽性能设计研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 7-12.
- [3] 李焯, 赵厚钦. 核电厂主泵专用变压器 1 级能效限值推算 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 13-18.
- [4] 张蔚华, 张一民, 郭海峰, 等. 运行核电厂放射性固体废物管理实践与探讨 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 19-25.
- [5] 郑海龙, 宋光耀, 田士蒙. 某核电厂主泵变频器故障分析与可靠性提升 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 26-30.
- [6] 李敏, 于成波, 廖路, 等. 反应堆中心孔道辐照材料的中子与  $\gamma$  释热研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 31-35.
- [7] 杨文, 姚世卫, 邵云, 等. 基于 MCNP 程序的海洋核动力平台堆芯核设计校核计算研究 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 36-41.
- [8] 杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 关于贫化铀容器露天存放的安全分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 42-50.
- [9] 甘学英, 徐春艳, 张宇, 等. 废树脂热态压实废物包自辐照产气的初步计算分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 51-58.
- [10] 何燕玲, 夏冬琴, 雍诺. 信源可信度对核电公众接受影响的研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 59-68.
- [11] 李薇, 施建锋, 秦玉龙, 等. CAP1400 控制棒提升极限分析方法研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 69-74.
- [12] 刘建昌, 陈忆晨, 余剑, 等. 华龙一号失水事故后安全壳内气溶胶自然沉降现象研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 75-81.
- [13] 许友龙, 刘莞, 郑丽馨. 浅谈我国核电厂重要厂用水系统换热器隔离阀门与放射性监测仪表配置优化 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 82-88.
- [14] 卢洋, 许俊俊, 刘治刚. 群厂核安全监管数据治理研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 89-92.
- [15] 姚彦贵, 熊珍琴, 唐力晨, 等. 抗震分析中关于反应谱与功率谱密度函数之间关系的解析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 93-103.
- [16] 张根, 熊晓, 任丽丽, 等. 核电厂放射性废物管理策略研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 104-111.

## 2022 年第二期

- [1] 杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 铀浓缩厂事故安全监管分析

- [J].核安全, 2022, 21(2): 1-7.
- [2] 黄力, 刘婷, 常猛, 等. 浅析核安全责任主体的几个问题[J].核安全, 2022, 21(2): 8-13.
- [3] 吴利杰, 李文宏, 曾珍, 等. 核电厂核级金属石墨密封垫片国产化替代核安全审查要点[J].核安全, 2022, 21(2): 14-19.
- [4] 朱毅. 上海市高风险移动放射源在线监控系统设计及应用[J].核安全, 2022, 21(2): 20-25.
- [5] 梁任, 李润鹏, 魏来, 等. 台山核电厂一号机组部分冷却首堆试验与理论预测分析比较[J].核安全, 2022, 21(2): 26-31.
- [6] 林燕, 罗汉炎, 李强, 等. ACPR1000 热态满功率 MSLB 事故分析[J].核安全, 2022, 21(2): 32-37.
- [7] 刘建昌, 陈韵茵, 陈忆晨, 等. 华龙一号蒸汽发生器传热管 6 mm 破口事故放射性后果分析[J].核安全, 2022, 21(2): 38-42.
- [8] 王常明. 重水堆核电厂压力管泄漏的识别与处理[J].核安全, 2022, 21(2): 43-50.
- [9] 王海霞, 曾正魁, 张思纬, 等. 固态陶瓷氚增殖剂释氦实验研究综述[J].核安全, 2022, 21(2): 51-61.
- [10] 徐苗苗, 乐志东, 林支康, 等. 蒸汽发生器传热管破裂事故缓解措施研究[J].核安全, 2022, 21(2): 62-67.
- [11] 刘姚锋. 核电厂观察指导数据趋势分析方法研究[J].核安全, 2022, 21(2): 68-75.
- [12] 于洋, 李源, 吴静, 等. 高温气冷堆核电厂事故规程体系分析[J].核安全, 2022, 21(2): 76-83.
- [13] 常腾宇, 张玮. 核安全文化建设示范基地浅析和思考[J].核安全, 2022, 21(2): 84-89.
- [8] 臧小为, YARMOLENKO M.A., KOROLEVA M.YU.. 俄罗斯核电站运行事件及原因分析[J].核安全, 2022, 21(3): 46-56.
- [9] 高炳焱. “培养理论”和“文化折扣”视角下的核安全文化落地与传播体系构建[J].核安全, 2022, 21(3): 57-61.
- [10] 化新超, 李星星, 潘良明. 基于分离式热管构成的非能动安全壳冷却系统传热性能影响因素研究[J].核安全, 2022, 21(3): 62-69.
- [11] 彭思桐, 吕云鹤, 曾珍, 等. 基于卧式蒸汽发生器传热管涡流检查数据的堵管准则研究[J].核安全, 2022, 21(3): 70-76.
- [12] 徐维, 阮晨杰, 杨少锋, 等. 基于阳江核电厂冷源拦截网兜材料替换可行性研究[J].核安全, 2022, 21(3): 77-83.
- [13] 郭强, 孙婧, 刘卓, 等. 新型堆芯捕集器竖直冷却管内间歇沸腾现象研究[J].核安全, 2022, 21(3): 84-92.
- [14] 洪宁宁, 刘旌平, 张洪宇. 基于多重参数综合监测方法的核电厂电缆非金属材料一致性研究[J].核安全, 2022, 21(3): 93-98.
- [15] 张亚平, 李国健, 李锴, 等. VVER 机组反应堆压力容器中心子输运计算程序系统的验证[J].核安全, 2022, 21(3): 99-106.

### 2022 年第四期

- [1] 刘玮, 韩善彪, 张伟, 等. 关于加强我国碘化钠伽玛谱仪技术发展的思考[J].核安全, 2022, 21(4): 1-5.
- [2] 邢继, 吴楠, 薛娜, 等. “华龙一号”场外应急优化研究[J].核安全, 2022, 21(4): 6-11.
- [3] 于大鹏, 梁晔, 徐晓娟, 等. 我国核与辐射安全现状研究与探讨[J].核安全, 2022, 21(4): 12-18.
- [4] 曾铁军, 阳小华, 万亚平, 等. 新型放射性物品运输安保系统及其非法移动感知方法[J].核安全, 2022, 21(4): 19-25.
- [5] 张萌, 张志刚. COP 26 减碳目标下核电发展的必要性与可行性研究[J].核安全, 2022, 21(4): 26-31.
- [6] 万芹方, 李响, 李飞, 等. 研究堆老化管理监管现状和相关建议[J].核安全, 2022, 21(4): 32-35.
- [7] 黄平, 段兴彪, 周鹏, 等. CPR1000 核电机组 RPV 辐照监督管提取方案及实践[J].核安全, 2022, 21(4): 36-41.
- [8] 王小信. HPR1000 主控室空调系统防止流感病毒传播能力提升研究[J].核安全, 2022, 21(4): 42-47.
- [9] 王雁启, 杨雪, 李巨峰, 等. 对核电厂质量保证监查的改进建议[J].核安全, 2022, 21(4): 48-54.
- [10] 冯丙辰, 王晗丁, 张晓明. 超强台风情况下 SER 水罐安全影响分析[J].核安全, 2022, 21(4): 55-58.
- [11] 徐东林, 姚守忠, 王生吉. 乏燃料后处理工程关键技术元素
- 2022 年第三期**
- [1] 程丰民, 于现臣, 刘卫东, 等. 一起铯-137 放射源失控事故应急监测探讨[J].核安全, 2022, 21(3): 1-7.
- [2] 朱伟杰, 王常明, 沈国章, 等. 新建核电站项目前期的证照申请与核安全监管浅析[J].核安全, 2022, 21(3): 8-14.
- [3] 董良, 卢桂才, 周天荣, 等. 宁夏铯-192 放射源辐射事故调查及分析[J].核安全, 2022, 21(3): 15-19.
- [4] 梁锦, 邓飞, 余慧婷, 等. 广东放射治疗辐射安全现状[J].核安全, 2022, 21(3): 20-24.
- [5] 杨震. 铀浓缩厂级联系统核安全分析[J].核安全, 2022, 21(3): 25-32.
- [6] 杨少锋, 阮晨杰, 徐维, 等. 基于阳江核电厂水母暴发期间增设水母网效果的研究[J].核安全, 2022, 21(3): 33-37.
- [7] 于洋, 郑丽馨, 于海洋, 等. 高温气冷堆核电厂运行事件准则分析[J].核安全, 2022, 21(3): 38-45.

- 识别方法研究[J].核安全, 2022, 21(4): 59-65.
- [12] 刘宇生, 王庶光, 李东阳, 等. 堆芯补水箱内热工水力现象识别与研究[J].核安全, 2022, 21(4): 66-73.
- [13] 杜南麟, 张松. 系统化培训方法(SAT)在核电厂岗位培训大纲开发中的应用研究[J].核安全, 2022, 21(4): 74-79.
- [14] 张毅. 当追求卓越成为内生动力[J].核安全, 2022, 21(4): 80-83.
- [15] 周涛, 张彪, 张雨飞. 前进中的东南大学核科学与技术系[J].核安全, 2022, 21(4): 84-87.

### 2022 年第五期

- [1] 刘玮, 李飞, 张伟, 等. 关于我国无人系统辐射环境监测技术发展的思考[J].核安全, 2022, 21(5): 1-6.
- [2] 张伟珠, 林淑倩, 孔杜娟, 等. 热释光累积剂量环境监测结果影响因素分析[J].核安全, 2022, 21(5): 7-13.
- [3] 曾宇峰, 滕柯延, 杨洪生, 等. 蒙特卡洛方法在紧凑型水泥固化装置屏蔽设计中的应用[J].核安全, 2022, 21(5): 14-20.
- [4] 毛位新, 蒙美福, 傅煌辉, 等. 核应急指挥系统在核事故应急演练中的应用与思考[J].核安全, 2022, 21(5): 21-27.
- [5] 张红涛, 汤冠军, 孔亮, 等. 我国关停铀矿冶设施辐射环境监测状况及对策探讨[J].核安全, 2022, 21(5): 28-32.
- [6] 刘建昌, 陈韵茵, 欧阳勇, 等. 压水堆 LOCA 源项分析方法保守性评价[J].核安全, 2022, 21(5): 33-40.
- [7] 朱伟, 侯秦脉, 蔡宁. 华龙一号调试试验项目完整性的研究[J].核安全, 2022, 21(5): 41-45.
- [8] 冉文王, 方亮, 吕炜枫, 等. 英国通用设计审查辐射防护监管体系研究与实践[J].核安全, 2022, 21(5): 46-53.
- [9] 刘明海, 徐志燕, 安桂秀. 气溶胶中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 放射性测量方法探索[J].核安全, 2022, 21(5): 54-58.
- [10] 刘时贤, 侯秦脉, 褚倩倩, 等. 基于故障树分析法的乏燃料水池失去冷却事件分析[J].核安全, 2022, 21(5): 59-65.
- [11] 曾珍, 房永刚. 关于建立我国反应堆压力容器辐照监督数据库的建议[J].核安全, 2022, 21(5): 66-71.
- [12] 韩锦程, 王海霞, 李桃生, 等. 基于 COMSOL 的 CFETR TEP 手套箱内氙运输模拟研究[J].核安全, 2022, 21(5): 72-80.
- [13] 苏康, 黎知行, 史骥, 等. 基于启发式算法的乏燃料装料分期计划研究[J].核安全, 2022, 21(5): 81-87.
- [14] 张华, 陈志东, 徐润龙, 等. 环境 $\gamma$ 辐射剂量率比对及宇宙射线响应测量结果与分析[J].核安全, 2022, 21(5): 88-94.
- [15] 张子睿. 核电设备采购管理初探[J].核安全, 2022, 21(5): 95-101.
- [16] 陆宏, 陈芳雷, 王烁, 等. 基于核设施实物保护的风险分析及评估方法研究[J].核安全, 2022, 21(5): 102-110.
- [17] 陈芳雷, 陆宏, 陈晨, 等. 基于核安保事件的模型分析及评估方法研究[J].核安全, 2022, 21(5): 111-120.

### 2022 年第六期

- [1] 张蔚华, 赵坤, 郭海峰, 等. 浅谈运行核电厂放射性物品运输活动监管[J].核安全, 2022, 21(6): 1-5.
- [2] 苏超丽, 陈跃光, 张金帆, 等. 广东省 5G 通信基站电磁辐射环境影响监测与管理[J].核安全, 2022, 21(6): 6-12.
- [3] 滕柯延, 曾宇峰, 谢树军, 等. 我国伴生放射性矿废物处置现状研究[J].核安全, 2022, 21(6): 13-18.
- [4] 张贞. 大亚湾核电基地周围海水氡活度浓度的监测概况[J].核安全, 2022, 21(6): 19-24.
- [5] 王宝, 蔡金平. 福清核电厂放射性流出物排放管理实践[J].核安全, 2022, 21(6): 25-29.
- [6] 殷德健, 雷蕾, 邹象. 国内外小型模块化反应堆的异同和国际合作前景分析[J].核安全, 2022, 21(6): 30-35.
- [7] 邹象, 马国强, 雷蕾, 等. 美国核管会 ITAAC 项目抽样检查方法的研究[J].核安全, 2022, 21(6): 36-41.
- [8] 蔡显岗, 张泽宇, 张路怀, 等. 对核电厂环境影响评价相关问题的探讨[J].核安全, 2022, 21(6): 42-46.
- [9] 陶革, 高轩, 赵传礼, 等. 核电厂老化管理大纲及其要素[J].核安全, 2022, 21(6): 47-54.
- [10] 王逊, 田宇, 荆放, 等. 核动力厂设计扩展工况的思考与建议[J].核安全, 2022, 21(6): 55-60.
- [11] 钟华, 李晓娟, 万亚平, 等. 高放废物地质处置社会公众可接受性及其风险决策伦理探析[J].核安全, 2022, 21(6): 61-66.
- [12] 韩良文, 赵鹏, 邓云李, 等. HFETR 设备可靠性数据库的研究与设计[J].核安全, 2022, 21(6): 67-74.
- [13] 赵雷. 借鉴区块链技术搭建核电厂厂址安全审评信息平台的建议[J].核安全, 2022, 21(6): 75-79.
- [14] 赵旭东, 杨成, 王美英, 等. 商品级物项转化管理要求研究与建议[J].核安全, 2022, 21(6): 80-87.
- [15] 赵永登. 基于区块链技术的核安全管理体系信息化研究[J].核安全, 2022, 21(6): 88-96.
- [16] 樊亦江, 余大利, 刘书勇, 等. 铅铋冷却燃料棒束堵流事故 CFD 模拟与分析[J].核安全, 2022, 21(6): 97-105.
- [17] 刘时贤, 褚倩倩, 刘锐, 等. 应用屏障分析与 ECF 图对 LNA 和 LNC 变压器供电回路不可用事件分析[J].核安全, 2022, 21(6): 106-113.





公益广告

# 人与自然和谐共生 的现代化



中华人民共和国生态环境部

415  
全民国家安全教育

