

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
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4期 总第93期

双月刊 公开发行

2023年8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

叶奇慕
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)

◆ 辐射安全

- 1 关于钷-90 树脂微球核素治疗中的辐射防护研究…………… 负彦祺, 周艳芝, 张彦炆

◆ 核电厂实践

- 7 核电厂电仪设备的服役环境监测…………… 陶 革, 赵传礼, 高 轩, 等
14 核电厂 SBO 事故小幅功率提升风险响应量化评估…………… 杜 芸, 张琴芳
22 田湾核电站配置风险管理体系…………… 顾晓慧, 李友谊, 郎锡野, 等
30 某核电厂放射性流出物及外围环境样品中氡和碳-14 的监测…………… 甄丽颖, 林颖慧, 梁国帅, 等

◆ 研究与探讨

- 40 穿戴式软质保温在 EPR 核电机组的研究应用…………… 段宗辉, 李延韬, 王 硕
46 基于风险指引和性能目标的抗震设计方法在研究堆的应用…………… 刘 锐, 张珊琦, 袁 芳, 等
54 受天然放射性核素污染场地土壤放射性调查工作内容及程序研究…………… 尹海华, 吴 群, 詹国清, 等
60 移动式反应堆在不同公路等级下运输振动响应特性分析…………… 凡天娣, 张 勇, 杨国威, 等
69 实物保护集成管理系统应用与发展…………… 胡洪涛, 林 雯
75 民用核安全设备焊接人员考核组织管理研究与建议…………… 孔 琳, 赵旭东, 陈 明
81 核设施实物保护系统有效性分析方法研究…………… 马 亮, 王子轩, 苑晨亮, 等
88 乏燃料联运数字化应急演练系统研究与应用…………… 潘亚兰, 杨政理, 史 骥, 等
94 β 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度数学模型…………… 于稼驷

◆ 一线风采

- 107 中核建中召开 2023 年度工作会议: 全面贯彻落实党的二十大精神 在新征程上奋力谱写公司高质量发展新篇章

◆ 参考文献

- 109 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 许龙飞)

- 1 Study on Radiation Protection of Yttrium-90 Resin Microsphere Radionuclide Therapy
(Yun Yanqi, Zhou Yanzhi, Zhang Yanyang)
- 7 Service Environments Monitoring of E&IC Equipment during Nuclear Power Plant Operation
(Tao Ge, Zhao Chuanli, Gao Xuan, Tao Jun)
- 14 Quantitative Evaluation of the Impact of Small Power Uprate on Significant SBO Sequence Based on RISMC Methodology
(Du Yun, Zhang Qinfang)
- 22 Configuration Risk Management System of Tianwan Nuclear Power Station
(Gu Xiaohui, Li Youyi, Lang Xiye, Sun Yang, Zhao Pengfei, Yu Wenge)
- 30 Monitoring of Tritium and Carbon-14 in Radioactive Effluent and Peripheral Environmental Samples of a Nuclear Power Plant
(Zhen Liying, Lin Yinghui, Liang Guoshuai, Ouyang Jun, Chen Rirong, Zhang Jiajun)
- 40 Research and Application of Wearable Soft Insulation in EPR Nuclear Power Units
(Duan Zonghui, Li Yantao, Wang Shuo, Bi Doudou)
- 46 Application of Seismic Design Method based on Risk Guidance and Performance Objective in Research Reactor
(Liu Rui, Zhang Shanqi, Yuan Fang, Hou Qinmai, Zhang Huiyi)
- 54 Study on the Content and Procedure of Soil Radioactivity Survey in Sites Contaminated by Natural Radionuclides
(Yin Haihua, Wu Qun, Zhan Guoqing, Hu Ke)
- 60 Analysis of Vibration Responses Characteristics of Mobile Micro-reactor under Different Road Classes
(Fan Tiandi, Zhang Yong, Yang Guowei, Song Yong, Jiang Jieqiong, Zhou Tao)
- 69 Application and Development of Integrated Management System for Physical Protection System
(Hu Hongtao, Lin Wen)
- 75 Research and Suggestions on the Organization and Management of Civil Nuclear Safety Equipment Welding Personnel Examination
(Kong Lin, Zhao Xudong, Chen Ming)
- 81 Vulnerability Analysis of Physical Protection System for Nuclear Facilities
(Ma Liang, Wang Zixuan, Yuan Chenliang, Zhang Xiaocong, Wang Meixuan)
- 88 Research and Application of Digital Emergency Drill System for Combined Transport of Spent Fuel
(Pan Yalan, Yang Zhengli, Shi Ji, Su Kang)
- 94 Mathematical Model for Calculating Sensitivity of Self-powered In-core Neutron Detectors with β Decay
(Yu Jiasi)

负彦祺,周艳芝,张彦场.关于钇-90树脂微球核素治疗中的辐射防护研究[J].核安全,2023,22(4):1-6.

Yun Yanqi, Zhou Yanzhi, Zhang Yanyang. Study on Radiation Protection of Yttrium-90 Resin Microsphere Radionuclide Therapy [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(4): 1-6.

关于钇-90树脂微球核素治疗中的辐射防护研究

负彦祺¹, 周艳芝², 张彦场³

(1. 甘肃省核与辐射安全中心 兰州 730020; 2. 甘肃省妇幼保健院 兰州 730050;
3. 兰州大学第二医院 兰州 730030)

摘要: 本文以钇-90核素体内放射治疗新方法为例,梳理分析其涉源环节,将DSA机房外辐射剂量的实际辐射监测结果与钇-90核素注入过程中所致DSA机房外辐射剂量估算结果叠加,数据表明注入过程中DSA机房屏蔽体外辐射剂量率可以满足相应的限值要求。同时对近台操作医生操作位辐射剂量率进行估算,并以典型钇-90核素体内放射治疗方案为例,选取常见的曝光时间和注入时间,对职业人员和公众的年有效剂量进行估算,结果显示可以满足《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871-2002)中规定的剂量约束值要求和管理限值,上述分析方法和结果可为同类项目辐射环境影响评价提供技术参考。

关键词: 钇-90树脂微球;辐射影响;年有效剂量

中图分类号: TL77 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)04-0001-06

钇-90核素体内放射治疗是一种治疗肝癌肿瘤的新方法,将钇-90放射性药物经肝动脉以导管输送至肝脏肿瘤部位,近距离直接给予癌细胞极高的辐射剂量以达到消除肿瘤的目的。

根据中国国家药监局(NMPA)官网公示,远大医药申报的钇-90树脂微球(SIR-Spheres)已于2022年2月在中国获批。此方法具有医用价值,但在应用过程中会对职业人员、相关场所产生辐射影响,因此开展钇-90树脂微球核素治疗过程中的辐射防护研究具有重要意义,可为日后医疗单位开展此类业务的前期设计、环境影响评价提供参考。

1 钇-90树脂微球介入治疗工艺流程

1.1 钇-90树脂微球特性

钇是一种化学元素,简写符号为Y,原子序数为39。钇在常温下呈银色固体,钇块在空气中较为稳定,但钇金属粉末属于易燃物质。钇-90为钇的一种放射性同位素,发射纯 β 射线,最高能量为2.284 MeV,平均能量为0.9348 MeV,半衰期为64.2 h,辐射范围小,在组织中最大穿透距离为11 mm。治疗使用的钇-90为钇-90树脂微球注射液,钇-90树脂微球主要通过铈-90溶液的衰变,以及钇-90萃取、吸附、固化、清洗、分装等操作进行生产,通过化学

收稿日期: 2023-03-14 修回日期: 2023-05-31

作者简介: 负彦祺(1988—),男,现主要从事核与辐射类建设项目环评文件技术审评工作

方法从铯-90中提取,将其离子键结合在树脂上制成微小颗粒,制得纯度为99.99%的铯-90树脂微球注射液。

1.2 介入治疗流程的产污环节

铯-90微球以DSA介入的形式开展治疗,在此过程中医护人员和周围场所会受到X射线的照射,一般持续20 min,注入结束后需要进行拔管,此过程常见持续5 min,其间医护人员将受到来自患者体内放射性核素所致韧致辐射的照射。完成铯-90树脂微球注入后,医护人员将再次进行透视和拍片工作,主要查看微球注入部位是否达到预期,防止微球错位产生的风险,同时取出放置的注入导管。上述过程可能会在医护人员体表、地面、手术台面产生表面污染,对于表面沾污超过0.8 Bq/cm²限值的部位进行去污,并将相关非解控物品作为放射性固体废物收集于10 mm厚的有机玻璃收集容器中,放置在2 mm铅当量的放射性废物桶内,同时将放射性废物桶转入放射性废物间。

2 铯-90树脂微球核素治疗过程中产生的辐射影响

2.1 铯-90树脂微球辐射环境影响分析

2.1.1 β射线辐射影响分析

根据《放射卫生学》(章仲侯主编,P171),β射线在空气中的射程可根据式(1)近似计算,不同介质中β粒子射程计算见表1:

$$d = \frac{1}{2\rho} E_{MAX} \quad (1)$$

式中: d_{max} —射程(cm);

E_{max} —β粒子最大能量,根据《核医学辐射防护与安全要求》(HJ 1188-2021)取2.284 MeV;

ρ —介质密度,g/cm³。

由表1可知,β射线在各介质中的射程均比较小,基本小于屏蔽体的厚度,因此β射线对周围辐射环境影响很小。

表1 不同介质中β粒子射程计算表

Table 1 In different media β Particle range calculation table

核素	介质密度 / g·cm ⁻³	射程 /cm	介质层最小 厚度 /cm
空气	1.29 × 10 ⁻³	885.27	/
有机玻璃	1.18	0.97	1
砖	1.65	0.69	24
混凝土	2.35	0.49	20
人体组织	3.0	0.38	1.5
铅玻璃	4.2	0.27	0.5
铅	11.3	0.10	0.3

2.1.2 韧致辐射(X射线)影响分析

(1)非屏蔽状态下韧致辐射剂量率预测

在介入手术注入铯-90的过程中,铯-90注入前有有机玻璃吸收β粒子,注入过程中有空气吸收β粒子,注入人体后有人体组织吸收β粒子,根据《辐射防护导论》(P133),韧致辐射剂量当量率可由式(2)计算:

$$D = 4.58 \times 10^{-14} A \cdot Z_e \cdot (\mu_{en}/\rho) \cdot (E_0/r)^2 \quad (2)$$

式中:D—屏蔽层中β粒子产生的韧致辐射在r(m)处空气中的吸收剂量率,Gy/h;

A—放射源活度,取患者最大注入活度2.5 × 10⁹ Bq;

Z_e —吸收β粒子介质(或靶核)的有效原子序数,由《辐射防护导论》表4.4查得;

μ_{en}/ρ —平均能量为 E_0 (考虑韧致辐射平均能量=β粒子平均能量)的韧致辐射在介质中质量能量吸收系数,m².kg⁻¹,由《辐射防护导论》查得;

E_0 —β粒子的平均能量,根据《核医学辐射防护与安全要求》(HJ 1188-2021)取0.934 MeV。

经计算,铯-90微球在注入人体前、中、后非屏蔽状态下的过程中,周围空气吸收剂量率计算参数和计算结果见表2。

表2 不同吸收介质韧致辐射剂量率计算参数及结果表
Table 2 Calculation parameters and results of bremsstrahlung dose rate in different absorbing media

过程	吸收介质	质量能量吸收系数/ $\text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}$	原子序数	0.5 m 处	1 m 处空
				空气吸收剂量率/ $(\mu\text{Gy/h})$	气吸收剂量率/ $(\mu\text{Gy/h})$
注入前	有机玻璃(聚甲基丙烯酸酯)	3.115×10^{-3}	5.85	7.28	1.82
注入中	空气	2.882×10^{-3}	7.36	8.47	2.12
注入后	人体软组织	/	/	1.52	0.38*

*: 根据 Posttherapy Radiation Safety Considerations in Radiomicrosphere Treatment with ^{90}Y -Microspheres (Journal of Nuclear Medicine January 2008) 查得人体软组织韧致辐射常数为 $1.52 \times 10^{-3} \text{ mSv/cm}^2/\text{MBq/h}$, 经计算 2.5 GBq 钇-90 微球注入人体内 1 m 处剂量当量率为 $0.38 \mu\text{Sv/h}$ 。

(2) 近台操作医生操作位辐射剂量率预测

钇-90 微球注入过程中医生与辐射源距离按 0.5 m 考虑,且穿着有 0.5 mm 铅服,韧致辐射经屏蔽体衰减后,屏蔽体外剂量当量率由式(3)(根据什值层定义推导)计算:

$$H = D * Q * 0.1^{(d/TVL)/r^2} \quad (3)$$

式中:H—屏蔽层中 β 粒子产生的韧致辐射在关注点剂量当量率, $\mu\text{Sv/h}$;

Q—韧致辐射的品质因子, β 粒子为 1;

d—屏蔽层厚度, cm;

TVL—屏蔽层在 β 粒子平均能量(即韧致辐射能量)下的什值层厚度, cm, 由《辐射防护导论》查得;

r—关注点距离辐射源的距离, m。

由表 3 得出,医生操作位置韧致辐射剂量当量为 $1.47 \sim 8.22 \mu\text{Sv/h}$ 。

表3 0.5 m 处韧致辐射屏蔽后剂量当量率计算参数及结果表

Table 3 Calculation parameters and results of dose equivalent rate after bremsstrahlung shielding at 0.5 m

屏蔽材料	屏蔽前	0.5 m 处空气吸收剂量率/ $(\mu\text{Gy/h})$	TVL/cm	屏蔽后 0.5 m 处当量剂量率/ $(\mu\text{Sv/h})$
0.5 mm 铅服	注入前	7.28	3.78(铅)	7.06
	注入中	8.47		8.22
	注入后	1.52		1.47

2.2 DSA 血管造影钇-90 注入过程辐射环境影响分析

2.2.1 DSA 血管造影过程中的辐射环境影响分析

(1) 运行工况

医院均是利用已有的 DSA 血管造影装置开展钇-90 树脂微球核素治疗,因此可以通过正常运行情况下开展现状监测获取相应的数据,研究 DSA 运行期间产生的辐射环境影响,本文选取甘肃省某医院 DSA 正常运行情况下开展的监测,监测时 DSA 运行工况见表 4。

表4 监测时 DSA 运行工况表

Table 4 DSA operation condition table during monitoring

运行状态	管电压/kV	管电流/mA	出束方向	曝光时间
拍片	64	296	向上	连续曝光
透视	72	11		

注:该工况为此 DSA 日常所使用的最大工况。

(2) 监测结果

表5 DSA 曝光状态 X- γ 辐射剂量率监测结果

Table 5 DSA Exposure Status X- γ Radiation dose rate monitoring results

点位号	监测位置	X- γ 辐射剂量率($\times 10^{-8} \text{ Gy/h}$)		备注
		平均值	标准差	
1	第一术者位 (距球管 30 cm)	458.8	2.73	透视,铅帘、铅玻璃后,铅衣遮挡

续表

点 位 号	监测位置	X- γ 辐射剂量 率($\times 10^{-8}$ Gy/h)		备注
		平均值	标准差	
2	第一术者位手臂处	2760.0	9.96	透视, 无任何屏蔽
3	第二术者位 (距球管 100 cm)	176.9	2.20	透视, 铅帘后, 铅衣遮挡
4	北侧病人通道门表面	6.5	0.13	拍片
5	北侧墙外病人通道	6.5	0.11	拍片
6	西侧墙外 DSA (二)室	6.8	0.09	拍片
7	南侧控制室门表面	6.7	0.11	拍片
8	南侧控制室铅玻璃表面	6.3	0.07	拍片
9	南侧电缆穿孔处	6.6	0.08	拍片
10	南侧污物通道门表面	7.0	0.12	拍片
11	东侧墙外空置机房	6.1	0.09	拍片
12	楼上 2F 胃镜检查室	6.2	0.10	拍片
13	楼下 -1F 通道	6.9	0.09	拍片

根据监测结果, DSA 在正常运行状态下, 机房周围屏蔽体外 X- γ 辐射剂量率为 $6.1 \times 10^{-8} \sim 7.0 \times 10^{-8}$ Gy/h, 即 $0.07 \sim 0.08 \mu\text{Sv/h}$ (根据《环境 γ 辐射剂量率测量技术规范》, 校准源为 ^{137}Cs , 换算系数为 1.2 Sv/Gy), 满足《放射诊断放射防护要求》(GB Z130-2020) 中对具有透视功能的 X 射线设备在透视条件下检测时, 周围剂量当量率不大于 $2.5 \mu\text{Sv/h}$ 的限值要求。

2.2.2 钷 -90 注入过程 DSA 机房外核素所致的辐射剂量率预测

根据 DSA 机房外屏蔽情况及屏蔽体与辐射源的距离预测辐射剂量, 各屏蔽体表面 0.3 m 处剂量当量率计算参数及结果见表 6。

表 6 DSA 手术室外 (注入过程) 剂量当量率计算参数及结果表

Table 6 Calculation parameters and results of dose equivalent rate in DSA operating room (injection process)

预测 点位 编号	关注点 位置	屏蔽体	TVL/ cm	距离/ m	核素所致 剂量率/ ($\mu\text{Sv/h}$)
1	南侧	20 mm 铅玻璃	12.8	3.6	0.10
2	西侧	370 mm 实心砖(折算混凝土厚度 205 mm)	30.1	4.4	0.02
3	北侧	3 mm 铅	3.78	7.5	0.03
4	东侧	370 mm 实心砖(折算混凝土厚度 205 mm)	30.1	4.4	0.02
5	楼上	200 mm 混凝土	30.1	4.8	0.02
6	楼下	200 mm 混凝土	30.1	3.6	0.03

注: ①手术过程钷致辐射源强取 $1.82 \mu\text{Gy/h}$; ②实心砖和混凝土的厚度采用密度反比进行换算。

由表 6 可知, DSA 手术室周围钷致辐射剂量当量率为 $0.02 \sim 0.10 \mu\text{Sv/h}$, 满足《核医学放射防护要求》(GB Z120-2020) 和《核医学放射防护与安全要求》(HJ 1188-2021) 控制区外人员可达处, 距屏蔽体外表面 0.3 m 处的周围剂量当量率控制目标值应不大于 $2.5 \mu\text{Sv/h}$ 的限值要求。

2.2.3 DSA X 射线剂量率实测值叠加钷 -90 所致辐射剂量率

为保守考虑 DSA 手术室外的剂量率水平, 本文采用 X 射线剂量率实测值叠加核素所致剂量率进行分析, 具体见表 7。

由表 7 可知, 钷 -90 注入过程中 DSA 机房外的剂量率水平为 $0.093 \sim 0.184 \mu\text{Sv/h}$, 满足《放射诊断放射防护要求》(GB Z130-2020) 中具有透视功能的 X 射线设备在透视条件下检测时, 周围剂量当量率不大于 $2.5 \mu\text{Sv/h}$ 的限值要

表 7 DSA X 射线剂量率实测值叠加钇-90 所致辐射剂量率结果表

Table 7 Table of Radiation Dose Rate Results Caused by the Overlay of Measured Values of DSA X-ray Dose Rate with Yttrium-90

预测点位编号	关注点位置	核素所致剂量率 / ($\mu\text{Sv/h}$)	X 射线剂量率实测值 / ($\mu\text{Sv/h}$)	叠加值 / ($\mu\text{Sv/h}$)
1	南侧	0.10	0.084	0.184
3	西侧	0.02	0.082	0.102
4	北侧	0.03	0.078	0.108
5	东侧	0.02	0.073	0.093
6	楼上	0.02	0.074	0.094
7	楼下	0.03	0.083	0.103

求,亦满足《核医学放射防护要求》(GB Z120-2020)和《核医学辐射防护与安全要求》(HJ 1188-2021)控制区外人员可达处,距屏蔽体外表面 0.3 m 处的周围剂量当量率控制目标值应不大于 $2.5 \mu\text{Sv/h}$ 的限值要求。

3 年有效剂量估算

以新增病人数量 50 人为例,单台钇-90 介入植入手术隔室拍片最长时间为 0.5 min,透视最长时间为 20 min,则年拍片时间约为 0.4 h,年透视时间约为 16.7 h,则新增的出束时间约为 17.1 h。单台手术钇-90 树脂微球注入过程最长时间为 30 min,年操作时间为 25 h,因此可以得出职业人员年最大受照剂量为 0.547 mSv/a ,满足《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871-2002)中规定的剂量约束值要求和管理限值“职业人员 5 mSv ”的要求;DSA 机房周围公众年最大受照剂量为 $9.51 \times 10^{-4} \text{ mSv/a}$,满足《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871-2002)中规定的剂量约束值要求和管理限值“职业人员 0.1 mSv ”的要求。

4 结论

本文以钇-90 核素体内放射治疗方法为例,对其介入治疗的工艺流程及产污环节进行了梳理,并以此为基础对利用 DSA 血管造影注入钇-90 产生的辐射环境影响进行分析,对 DSA 机房屏蔽体外的辐射剂量及近台操作位的辐射剂量进行了估算,开展了职业人员和公众的年有效剂量估算,以上结果显示合理安排医生操作时间并采取相应的屏蔽措施后职业照射和公众照射的剂量可以满足《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871-2002)中规定的剂量限值要求和管理限值要求。

参考文献

- [1] 杨勇, 马国学, 赵广翠, 等. (131)I 核素治疗病房辐射环境影响分析与防护建议 [J]. 中国医院建筑与装备, 2021, 22 (5): 3.
- [2] 李飞, 杨浩, 卓忠雄, 等. (90) 钇玻璃微球肝内注射时放射分布研究 [J]. 临床超声医学杂志, 1996, 7 (3):
- [3] 章仲侯. 放射卫生学 [M]. 北京: 原子能出版社, 1985: 171.
- [4] 方杰. 辐射防护导论 [M]. 北京: 原子能出版社, 1991: 73-76.
- [5] 广东省辐射防护协会、生态环境部核与辐射安全中心. HJ1188-2021, 核医学辐射防护与安全要求 [S]. 北京: 中国环境出版社, 2021.
- [6] 严源, 金潇. 临床核医学 I-131 核素治疗环境影响的分析与评价 [J]. 中国辐射卫生, 2018, 27 (5): 3.
- [7] 周秀娟, 王桂丽. 核医学科核素治疗病房的辐射防护及管理探析 [J]. 临床医药文献电子杂志, 2020, 007 (033): 190, 192.
- [8] 赵尧贤, 吴寿明, 宣志强, 等. 放射性核素治疗工作场所设计及放射防护措施评价分析 [J]. 中国辐射卫生, 2010 (4): 2.
- [9] 刘海洋, 裴作升. 放射性核素治疗剂量与防护的研究 [J]. 医学信息, 2016, 29 (009): 179-180.
- [10] 张顺利. 辐射防护在核医学科环境影响评价中的实践分析 [J]. 中文科技期刊数据库 (全文版) 医药卫生, 2016 (7): 00163.

Study on Radiation Protection of Yttrium-90 Resin Microsphere Radionuclide Therapy

Yun Yanqi¹, Zhou Yanzhi², Zhang Yanyang³

(1. Gansu nuclear and radiation safety center, Lanzhou 730020, China; 2. Gansu Maternal and Child Health Hospital, Lanzhou 730050, China; 3. The Second Hospital of Lanzhou University, Lanzhou 730030, China)

Abstract: This article takes the new method of in vivo radiation therapy with yttrium 90 nuclide as an example to sort out and analyze its source related aspects. The actual radiation monitoring results outside the DSA machine room are superimposed with the estimated radiation dose outside the DSA machine room caused by the injection process of yttrium 90 nuclide. The numerical results show that the shielding external radiation dose rate of the DSA machine room during the injection process can meet the corresponding limit requirements. At the same time, the radiation dose rate estimation of the operating position of the near operating doctor was carried out. Taking the typical Yttrium 90 radionuclide in vivo radiotherapy scheme as an example, the common exposure time and injection time were selected to estimate the annual effective dose of its professionals and the public. The results showed that the dose constraint requirements and management limits specified in the Basic Standards for the Safety of Ionized radiation protection and Radiation Sources (GB18871-2002) could be met, The above analysis methods and results can provide technical reference for environmental impact assessment of similar projects, and have certain application value.

Key words: Y-90 resin microsphere; radiation effect; annual effective dose

(责任编辑: 梁 晔)

陶革,赵传礼,高轩,等. 核电厂电仪设备的服役环境监测[J]. 核安全,2023,22(4):07-13.

Tao Ge,Zhao Chuanli,Gao Xuan,et al. Service Environments Monitoring of E&IC Equipment during Nuclear Power Plant Operation [J]. Nuclear Safety,2023,22(4):07-13.

核电厂电仪设备的服役环境监测

陶 革, 赵传礼, 高 轩, 陶 钧

(中核核电运行管理有限公司, 浙江海盐 314300)

摘要: 电仪设备的老化与其服役环境密切相关, 设备的服役环境参数(如温度、辐射和湿度等)决定着设备及部件的老化速率, 影响着设备的寿命和可靠性。本文就核电厂安全重要电仪设备环境监测的通用要求和监测流程, 监测参数和监测仪表, 监测位置和监测频度等内容进行了论述, 可为核电厂电仪设备老化管理、故障根本原因分析、运行许可证延续等所需的电仪设备的服役环境参数获取提供支持和指导。

关键词: 老化管理; 服役环境; 设备服役环境参数

中图分类号: X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 04-0007-07

环境参数(如温度、辐照和湿度等)是影响核电厂设备老化过程和可靠性的关键因素。在核电厂的设计以及安全相关电仪设备的鉴定过程中, 会对电仪设备的运行温度、辐照水平和其他环境参数预先进行设定(也称为“设计假设”)。核电厂电仪设备的选型和设计寿命也都是基于电仪设备的设计服役环境建立的。考虑到“设计服役环境”参数的保守性, 绝大多数电仪设备的实际服役环境较设计环境更为和缓, 但是电厂也可能存在少数的局部恶劣环境区域, 其环境状况比“设计服役环境”还要严酷^[1,2], 如不能对设备的实际服役环境进行有效的识别、评估和管理, 则可能会发生电仪设备提前老化和失效现象, 甚至会对电厂的安全稳定运行造成不利影响。例如, 美国阿肯色州 Arkansas Nuclear One 核电站的 1 号机组, 就发

生过因局部温度超过安全相关设备的环境鉴定温度, 从而导致部分安全相关设备发生降质的事件^[3]。

对电仪设备服役环境进行监测, 不仅有利于识别电厂局部恶劣设备环境并对该环境中电仪设备的老化进行有效管理, 还有助于识别电仪设备环境鉴定参数中的过度保守量, 为延长电仪设备的使用寿命提供基础信息。此外, 对电厂运行期间设备服役环境参数信息的收集, 还可为核电厂运行许可证延续的老化评估提供数据支持。本文对实施核电厂电仪设备服役环境监测(以下简称环境监测)的通用要求和监测流程、监测参数和监测仪表、监测位置和监测频度等内容进行了介绍和论述, 可为国内核电厂实施电仪设备服役环境监测提供指导和参考。

收稿日期: 2022-11-01 修回日期: 2023-03-07

作者简介: 陶革(1967—), 男, 高级工程师, 现主要从事电仪设备的老化管理

1 环境监测目的及基本要求

1.1 环境监测目的

我国核安全导则《核动力厂老化管理》中明确指出要对现场环境状况进行监测,以探测任何与设计值的偏离^[4]。核电厂在运行期间应对“设计环境”参数进行验证,以证明核电厂运行在设计基准之内,确保电厂能够安全稳定的运行^[5]。由于电厂已有测量系统往往是为工艺系统服务而设置的,因此其中真正能用于表征电仪设备服役环境状况的测量仪表并不多;当电厂已获取的实际环境参数信息无法满足老化评估和分析验证需求时,就需要有针对性地开展电仪设备的服役环境参数监测,以获取和补充所需的设备实际服役环境信息。

电仪设备实际服役环境参数的获取可用于以下目的:

- (1) 设计环境参数验证;
- (2) 电仪设备鉴定寿命评估及延长;
- (3) 设备失效根本原因分析;
- (4) 为核电厂申请运行许可证延续提供支持;
- (5) 识别可能影响电厂可用性的恶劣环境并触发相应的纠正行动。

1.2 环境监测的基本要求

本文讨论的电仪设备服役环境监测,是当电厂已有的实际环境参数信息无法满足电仪设备的设计环境参数验证、设备鉴定寿命延长、电厂运行许可证延续、设备失效根本原因分析等任务需求时而采取的“专项测量”活动。实施电仪设备环境监测时应考虑并遵循如下基本要求:

(1) 针对不同的任务需求(如设计环境参数验证、设备鉴定寿命延长、电厂运行许可证延续、设备失效根本原因分析)制定有针对性的环境监测方案;

(2) 环境监测活动不应对电厂的安全和正常运行造成不利影响;

(3) 环境监测仪表的安装不应对电厂的巡检和检修活动造成不利影响;

(4) 获取的环境监测数据必须能代表或包络实际的运行环境状况;

(5) 环境监测活动必须满足核电厂的质保要求,确保监测数据的有效性;

(6) 环境监测相关的所有数据、文件及监测结果应当按照电厂文档管理要求进行存档。

2 环境参数监测流程

电仪设备服役环境监测的通用流程见图1。其中环境监测方案的制定是整个流程中的重点环节,监测方案的具体内容应根据环境监测活动的上游任务需求而制定。上游任务的需求不同,会使得环境参数监测的类型、监测频度、监测仪表的选择等具体方案产生很大的差异。

3 环境监测参数的选择

根据设备服役环境参数对电仪设备寿命和可靠性的影响大小以及可测量性的考虑,电仪设备服役环境监测参数通常包括温度、辐照、湿度三种类型。电厂可根据监测目的的不同有针对性地选择需要监测的参数。典型的监测目的与所需监测的环境参数之间的关系见表1。

表1 典型监测目的与所需的环境参数

Table 1 Typical monitoring purpose and the required environmental parameters

监测参数	设计环境参数验证	运行许可证延续	鉴定寿命评估	根本原因分析
温度(连续温度监测)	X	X	X	X
温度(最高温度监测)	X	X		
温度(等效温度监测)	X	X	X	X
辐照	X	X	X	X
湿度	X			X

3.1 温度

温度是影响大多数电仪设备使用寿命的最重要的环境应力。温度的测量包括三种类型:与时间变化有关的连续温度测量、被测时段内

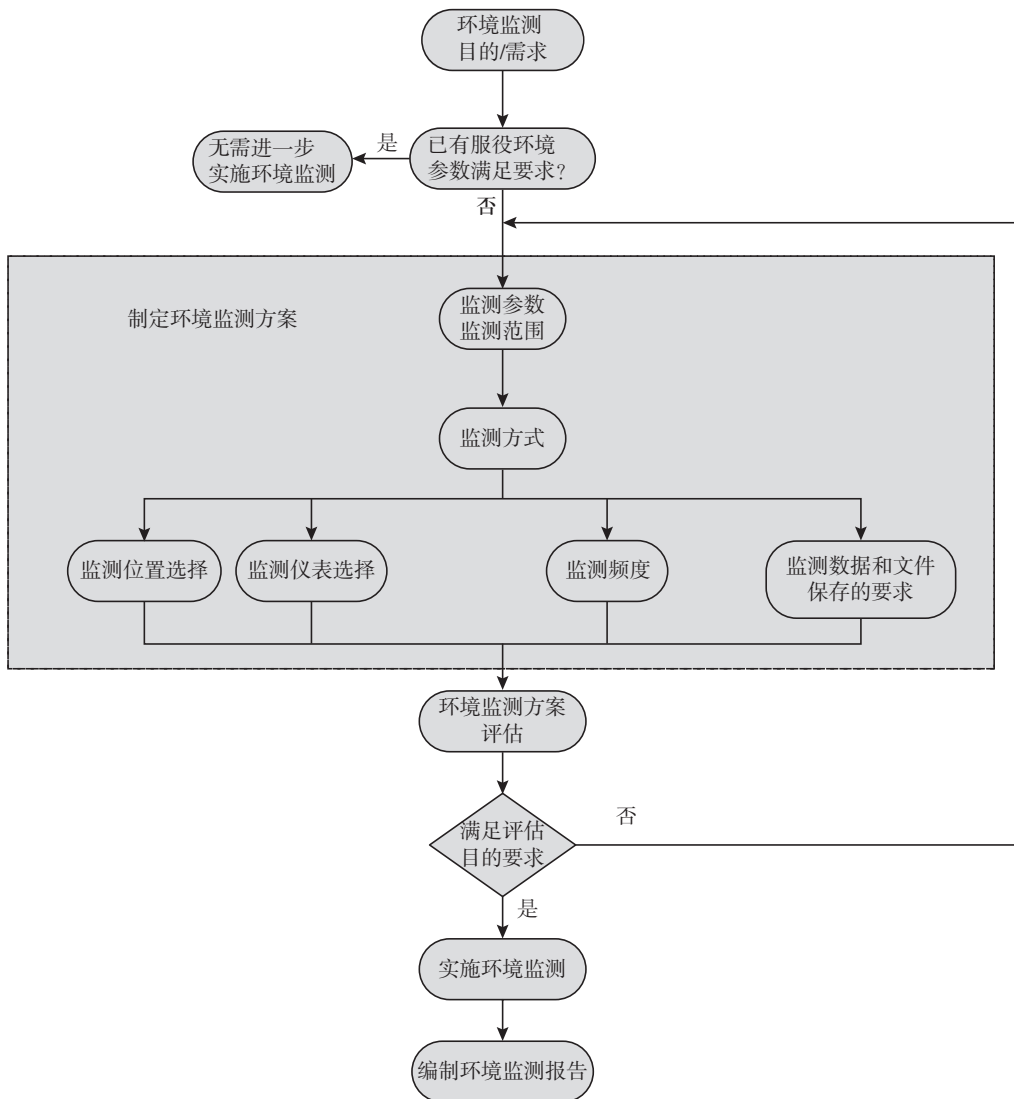


图1 环境监测通用流程

Fig.1 General flowchart of environmental parameters monitoring

的等效温度测量(指所获取的温度可直接用于阿伦纽斯[Arrhenius]模型中进行寿命计算)、最高温度测量。连续温度测量和等效温度测量通常可满足各种评估目的需求,环境监测时只需选择其中一种进行测量即可,最高温度测量通常作为连续温度测量和等效温度测量的补充。

连续温度测量是目前电厂使用最多、最熟悉也最成熟的测量方式,测量装置通常由热电偶或热电阻等温度传感器、传输电缆、信号转换器、记录设备组成,能获取随时间变化的温度值。

等效温度也称“阿伦纽斯等效温度”,其测量装置由光学性能会随时间和温度发生变化的

特殊材料构成,所获取的温度测量数据能够直接用于 Arrhenius 公式中进行计算,以实现设备热降质情况的评估。该测量装置的优点是:属于被动式测量装置,具有体积小、重量轻、易于现场安装的特点,温度测量时长可涵盖一个到数个燃料循环。其缺点是:等效温度测量装置的数据读取无法在现场完成,需返回装置制造厂读取^[6]。

最高温度也称峰值温度,是指测量时段内的温度所能达到的最高值。峰值温度的测量最常用的是采用温度试纸,当温度超过规定的温度时,温度试纸上的预涂材料会发生不可逆的

化学变化并发生颜色变化,以表明温度达到了试纸设定的温度。温度试纸价格低廉,可有多个设定温度。最高温度的测量常用于筛选,可快速确定给定时段(如一个燃料循环或者某一特定的异常事件期间)内出现在所关注位置上的最高温度,以初步分析温度对设备是否有潜在的不利影响,并确定是否需要获取进一步的数据或采取纠正行动。

3.2 辐照和湿度

辐照也是影响电仪设备使用寿命的重要环境应力。核电站的放射性主要来自裂变产物和活化腐蚀产物。核电厂常见的辐照类型有四种: α , β , γ 和中子,其中对电仪设备影响较大的主要是 γ 和中子,中子对电仪设备的影响主要发生在反应堆附近的未屏蔽区域。辐照剂量的测量通常采用累积剂量测量的方法,例如使用热释光剂量测量装置(Thermoluminescent dosimeter, TLD)。

湿度测量结果常用于设计环境参数的验证以及根本原因分析。在服役环境参数的测量实践中,湿度测量不如温度和辐照剂量测量普遍,电厂可根据具体的环境监测目的和需求确定是否需要实施湿度测量。目前比较常见的湿度测量方式是,采用自带温湿度探头和数据保存装置的就地测量仪表来同时收集和保存被测位置的温度和湿度信息,并定期从就地测量装置中导出测量数据并转送到计算机进行处理和分析。

4 环境参数的监测方式

根据环境参数测量数据存储位置的不同,环境参数的监测可分为远程监测和就地监测。

远程环境监测是将就地传感器测量到的现场数据传送到远程计算机上进行存储,其突出的优点是可实现多参数多通道数据的实时采集和存储,并可通过远程计算机上的专用软件对获取的数据进行分析^[6]。其缺点是当现场环境监测点较多时,往往需要敷设大量的测量电缆并需考虑电厂备用的安全壳电缆贯穿件的数量。该监测方式适用于需要存储的数据量较大且要求能实时获取环境参数数据并进行分析的场所。

就地环境监测的参数测量和数据存储都是在就地完成的,较适用于无须获取实时测量数据或测量信号远程传输受限的应用场合。就地环境监测可将来自环境参数测量仪表的信号通过数字信号的形式存贮在就地的数字存储设备上,并根据需要定期从就地数字存储设备上下下载数据用于分析评估。这类监测仪表具有体积小、重量轻、费用低、现场安装方便的特点,不仅减少了仪表电缆的安装量,也无须考虑安全壳电缆贯穿件的问题。这种方法的缺点是,测量时长可能会受限于就地数据存储器的容量以及自带电源的大小(如适用),需要定期从就地数据存储下载数据;另外,该方法对现场测量装置中电子设备的耐高温耐辐照要求较高。

电厂可根据监测任务的具体需求,并综合考虑需监测的数据量大小、监测数据的使用需求情况(如是否要获取实时数据并进行分析)、被监测区域在电厂运行期间的可达性、电厂现有技术和设备资源等信息来选择适合的环境参数监测方式,包括采用远程监测与就地监测的组合方式。

5 监测位置和仪表的选择

5.1 监测位置的选择

环境参数监测位置选取的基本原则是:获取的环境参数必须具有代表性或包容性。测量具体设备的环境参数时,测量位置应尽量靠近被关注的设备^[7](如测量电缆的温度时,测点应当尽量靠近电缆)。测量区域的环境参数时,应选择具有包容性的位置(如温度测点不宜安装在靠近通风系统冷风出口的位置;当温度传感器被固定在某一具体设备上测量环境温度时,必须考虑该设备的运行状态是否会给测量结果带来不利影响)。确定环境参数监测位置时还应综合考虑以下因素:

- (1) 被测量区域是否有重要电仪设备;
- (2) 被测量区域的设备布置及通风情况;
- (3) 被测量位置的可达性;
- (4) 测量装置在被监测位置的可安装性;
- (5) 测量位置的现场供电情况;

(6) 测量仪表的安装对运行操作和巡检的影响;

(7) 测量仪表的安装对维修工作的影响;

(8) 电厂前期实施的服役环境监测反馈。

需要特别注意的是,如果环境监测仪表所选择的位置附近有安全相关的设备存在,则监测仪表位置的选择及其安装方式必须保证监测仪表发生故障时不会影响安全相关设备执行其预期功能。

5.2 环境监测仪表的选择

5.2.1 环境监测仪表的分类

根据环境监测仪表工作时是否需要供电,环境监测仪表可分为能动式测量仪表和非能动式测量仪表。能动式测量仪表需要电源供电才能完成相应的测量工作,绝大多数的测量仪表都属于能动式的,包括使用外供电源的测量仪表与自带电池供电的测量仪表。

非能动式测量仪表不需要电源即可完成相应的测量工作。非能动式测量仪表通常是通过记录被测量参数的累积效应来进行测量的累积效应型测量仪表,如测量辐射剂量用的热释光剂量计和美国西屋公司开发的用于测量等效温度的装置。这种非能动式测量装置获取的数据通常无法直接读取,需要通过专门的读取转换后方可使用。

5.2.2 选择监测仪表需考虑的因素

环境监测仪表的选择需考虑多方面的因素,应包括但不限于以下内容:

(1) 监测仪表的量程(应覆盖监测区域的电厂设计环境参数范围);

(2) 监测仪表是否需要供电及供电方式;

(3) 监测仪表的安装方式;

(4) 监测仪表的精度;

(5) 监测周期内监测位置的环境对仪表精度产生的影响;

(6) 监测仪表的标定有效期。

在选择监测仪表时,也需关注所选监测仪表的自身局限性。例如,温度试纸的测量原理决定了它虽然可以方便地给出所测量位置的峰值温度值,但却无法提供峰值温度存在的时间

长短。如果测量要求是既要获取峰值温度的数值也要获取峰值温度存在的时长,那么使用温度试纸进行测量就不再是理想的选择了,而应考虑采用连续温度测量。

对于同一监测位置有多种参数监测要求(如需同时监测温度和湿度),可考虑采用能同时提供多种参数测量的复合式仪表。对于带有数据存储器的就地监测设备,还应考虑现场环境对数据存储器的影响,防止数据丢失;数据存储器的存储容量应能满足测量时长内监测数据的存储需求。

5.3 监测仪表的标定

对用于环境参数监测的仪表应明确标定要求,包括测量仪表使用前的标定和环境监测结束后用于验证仪表性能的标定。对用于长周期环境监测的仪表,还应根据所用监测仪表的技术规范建立定期标定的要求。

6 监测数据的采样频率

对于能动式(需要电源供电)的环境监测仪表,在制定环境参数监测方案时还需考虑并选取合适的监测数据采样频率。监测数据采样频率的选择对于那些波动较大的参数测量影响较为明显。数据采样频率过低可能无法准确地反映出被测参数的变化,而过高的数据采样频率往往会造成采样数据的浪费,同时使得监测成本上升。例如,对每天波动都较大的温度测量,比较理想的采样频率应是足以获取每天温度峰值的数据采样频率^[8]。环境监测数据的采样频率应根据被测量环境参数的波动速度和频繁程度、预期的监测时间和数据存储装置的存储容量等因素综合考虑确定。

非能动式环境监测仪表是通过记录被测量参数的累积效应来进行数据收集的,因而不存在监测数据的采样频率选择问题。

7 监测频度

电仪设备的环境监测可分为单次临时性环境监测、定期环境监测和长期环境监测。不论采用哪种监测方式,环境监测的时长都应充分

考虑电厂正常运行事件、大修、电厂启停、功率运行、四季变化等产生的影响,最短不应少于一个正常燃料循环。

单次环境监测只实施一个测量周期,是获取有代表性环境参数数据的最低频次要求。定期环境监测需按照监测计划规定的固定间隔时间(如每10年进行1次测量)定期实施环境监测。对于某些重要区域的重要参数的监测,也可采用安装固定式的监测设备进行不间断的长期监测。

相对于单次环境监测,定期监测和长期监测能更加及时有效地反映电厂环境的实际情况,有利于对环境参数变化的趋势进行跟踪,并及时发现因各种原因而导致的设备服役环境变化和新产生的局部恶劣环境。但实施长期监测也意味着需要投入更多的资金、时间和人力,监测时长的频度的选择应当在满足基本监测要求的基础上进行综合考虑。例如,如果环境监测的目的是用于根本原因分析或现场变更后的环境验证,则通常进行单次环境监测就足以满足监测需求;对于那些安装有安全相关的电仪设备且设备服役环境容易受到多种因素影响而时常发生变化的区域,长期监测可能是比较合适的选择。

需要注意的是,若实施监测期间电厂发生了异常运行状态(如非正常的长时间停堆),导致监测数据不具有代表性时,需重新实施监测或延长监测时长,以确保监测数据的有效性^[6]。

8 环境监测的质保要求和文件保存

核电厂安全重要电仪设备服役环境参数的监测必须遵循电厂的质保大纲要求,并贯穿于服役环境参数监测的整个过程,确保获取的环境参数数据真实有效,能够满足电厂设计环境参数验证、设备鉴定寿命延长、电厂运行许可证延续、设备失效根本原因分析的需求。

与电仪设备环境监测活动相关的文件和数据都应按核电厂的文档管理要求以可追溯的方式存档,建议在整个电厂寿期内长期保存,以利于将来对环境数据的利用和验证。

9 结语

核电厂电仪设备的服役环境会因为运行时间的不断增加、现场的维修活动、设备的变更改造等发生变化,电厂往往需要通过获取电仪设备的实际服役环境参数信息来证明安全重要电仪设备仍运行在设计规定的服役条件下,并能够按设计要求实现预期的安全功能;另外,电仪设备鉴定寿命的管理和延长、电仪设备失效根本原因的分析、电厂运行许可证延续等活动也都离不开电仪设备实际服役环境参数的数据支持。本文介绍的核电厂电仪设备服役环境的监测方法已在秦山核电320 MWe机组和方家山2号机组上得到了运用^[9,10],并可对国内其他核电厂获取电仪设备的实际服役环境参数提供支持和指导。

参考文献

- [1] U.S. NRC. NUREG-1801, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report[R]. Washington, DC: U.S. NRC, 2010.
- [2] EPRI. TR-109619, Guideline for the Management of Adverse Localized Equipment Environments[R]. California, USA. EPRI, 1999.
- [3] U.S. NRC. NRC INFORMATION NOTICE NO. 89-30: HIGH TEMPERATURE ENVIRONMENTS AT NUCLEAR POWER PLANTS[R]. Washington, DC: U.S. NRC, 1989.
- [4] 国家核安全局. HAD 103/12-2012, 核动力厂老化管理[S]. 北京: 国家核安全局, 2012.
- [5] IAEA. SSG-48, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants[R]. Vienna: IAEA, 2018.
- [6] EPRI. NP-7399, Guide for Monitoring Equipment Environments During Nuclear Plant Operation[R]. California, USA. EPRI, 1991.
- [7] IAEA. IAEA-TECDOC-1188, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: In-Containment Instrumentation and Control Cables Volume I[R]. Vienna, International Atomic Energy Agency, 2000.
- [8] EPRI. 104873, Methodologies and Processes to Optimize Environmental Qualification Replacement Intervals[R]. California, USA. EPRI, 1996.

[9] 中核核电运行管理有限公司 . Q11-5OLE-RCAM-17033101, 秦山 320 MWe 机组运行许可证延续项目电气设备环境监测报告 [R]. 浙江海盐: 中核核电运行管理有限公司, 2017.

[10] 中核核电运行管理有限公司 . QF9-5AM-RCAM-W00009, 方家山核电机组电缆环境监测数据采集报告 [R]. 浙江海盐: 中核核电运行管理有限公司, 2017.

Service Environments Monitoring of E&IC Equipment during Nuclear Power Plant Operation

Tao Ge, Zhao Chuanli, Gao Xuan, Tao Jun

(CNNC Nuclear Power Operations Management Co., Ltd., Haiyan 314300, China)

Abstract: The aging of Electrical and I&C equipment is significantly affected by their service environments. Equipment environmental parameters (such as temperature, radiation and humidity) govern the rate of aging degradation and affect the useful life and reliability of the equipment. This paper gives the general requirements, monitoring process, environmental parameters to be monitored, instruments can be used, monitoring locations and monitoring cycle for environmental monitoring of E&IC equipment important to safety, which can provide guidance and support for obtaining service environmental parameters of E&IC equipment required for aging management of E&IC equipment, failure root cause analysis, operating license renewal, etc.

Key words: aging management; service environment; equipment service environmental parameters

(责任编辑: 梁 晔)

杜芸,张琴芳.核电厂SBO事故小幅功率提升风险响应量化评估[J].核安全,2023,22(4):14-21.

Du Yun, Zhang Qinfang. Quantitative Evaluation of the Impact of Small Power Uprate on Significant SBO Sequence Based on RISMCM Methodology [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(4): 14-21.

核电厂SBO事故小幅功率提升风险响应量化评估

杜芸^{1,2}, 张琴芳²

(1. 上海交通大学核能科学与工程学院, 上海 200240; 2. 上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233)

摘要: 传统的安全分析方法可用于量化显著的设计变更对核电厂运行的影响,但是对于小幅设计变更的风险变化并不能敏感合理量化。本文综合考虑认知不足不确定性及随机不确定性等多种不确定性的影响,运用风险指引的安全裕度特性分析(RISMCM)方法论,整合现有的两种安全分析方法,以典型三回路压水堆的全厂断电事故中轴封失效为主因的序列为研究对象,着重分析电力恢复时间对事故后果的影响,计算额定功率工况和小幅功率提升(5%)工况下该事故序列的堆芯损伤频率。结果证明改进的方法能够计算得到更加真实的堆芯损伤频率,并且可以敏感量化小幅功率提升(5%)的风险响应。结合丧失热阱为主因的序列,全厂断电事故的风险重要序列的风险增长值为12.6%。

关键词: 小幅功率提升; 全厂断电事故; 安全分析方法; RISMCM; PSA

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)04-0014-08

传统的核安全分析方法主要包含确定论分析方法(DSA)^[1]和概率论分析方法(PSA)^[2]两种。确定论分析方法是核能领域使用最早的安全分析方法,至今仍是核能电厂执照颁发的认证分析方法。其建立在预先设定好的十分保守的事故进程上,即设计基准事故,按照单一故障准则和纵深防御思想,不考虑人为因素,采用机理性分析程序,最终的计算结果为一个验收指标,比如安全裕度。而概率论分析方法目前在法规要求中作为确定论分析方法的补充,其针对的是所有可能的始发事件,考虑多重故障和人为因素,采用逻辑性的分析程序,最终展现的是始发事故对人身环境的整体风

险。两种分析方法各有利弊,为了更好地满足支持决策者制订决策计划的要求,风险指引的安全裕度特性分析(Risk Informed Safety Margin Characterization, RISMCM)^[3,4]方法论应运而生。

本文基于RISMCM安全分析方法对典型二代核电厂的全厂断电事故中的风险重要序列进行改进的量化评估,进一步地量化功率小幅提升(5%)工况下该序列的风险增量。

1 RISMCM 方法的分析框架

RISMCM方法作为先进的风险评估方法,是一种耦合概率论分析方法和确定论分析方法,全面考虑不确定性(认知性和随机性)的具有风

收稿日期: 2022-06-15 修回日期: 2022-09-27

基金项目: 国家重点研发计划-风险指引的安全裕度特性分析技术研究项目,项目编号: 2018YFB1900304

作者简介: 杜芸(1988—),女,现主要从事PSA内部事件分析以及先进和安全评价方法的研究与应用工作

险指引意义的安全裕度量化方法^[5]。经国内外学者的探索研究,形成了其特有的分析框架^[6],如图 1 所示。

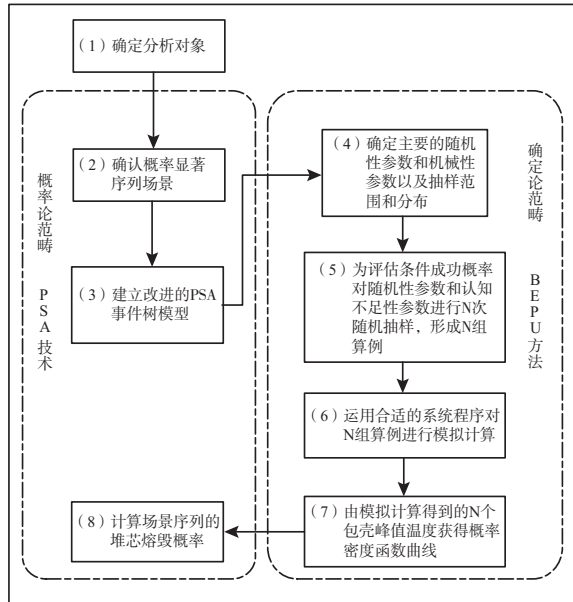


图 1 RISMC 分析框架^[6]

Fig.1 Framework of RISMC methodology^[6]

当 PSA 分析中的成功准则被适度释放,确定论分析中的过保守假设被解除,同时综合考虑分析过程中的认知性不确定参数和随机性不确定参数,堆芯损伤频率(CDF)的量化结果将会更加贴近电厂实际情况。基于 RISMC 方法下的堆芯损伤频率如公式(1)所示。

$$CDF = F_{ie} \cdot P_{seq} \cdot P_{ce} \quad (1)$$

其中, F_{ie} 表示事故的事发事件频率, P_{seq} 表示序列的发生概率, P_{ce} 表示条件失效概率,即在始发事件和序列都发生的情况下堆芯发生损伤的概率。条件失效概率将会是由安全指标[如包壳峰值温度(PCT)]概率分布得到的一个比值,而不再是传统 PSA 中的 0(成功)或者 1(失败)。这样获得的基于风险指引的安全裕度和传统安全裕度的概念不同,含有概率属性,具有风险指引的意义,更有利于电厂决策制定。

2 SBO 风险显著序列 PSA 模型改进

RISMC 方法论中指出其主要有五个方面的应用,分别为评估电厂设计变更的风险变化、指导运行相关的改进、拓展分析超设计基准事故、电厂延寿评估、指导提出新的审评方法。

本文针对小幅功率提升这一特定设计变更,选择风险冲击较大的始发事件——全厂断电(SBO)事故作为分析对象。某传统三环路压水堆 SBO 事故由传统 PSA 模型^[7]给出的计算结果显示,风险重要序列(PSS)为图 2 中的序列 B,该序列为发生 SBO 始发事件后轴封发生早期失效叠加电力没有及时恢复导致的堆芯损伤(CD)序列,可描述为轴封早期失效序列或者轴封失效为主因的 CD 序列(与文献[7]中的丧失热阱为主因的序列相区分)。

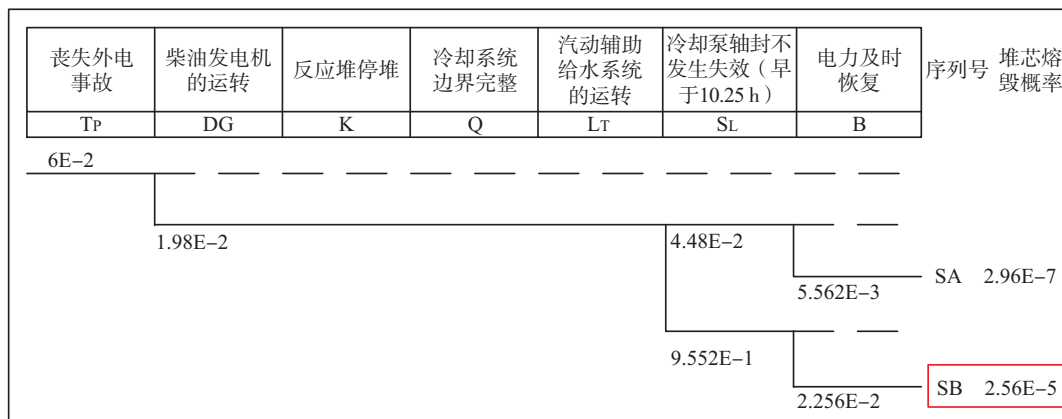


图 2 全厂断电事故传统 PSA 事件树模型

Fig.2 Traditional SBO event tree (simplified version)

2.1 重要事故序列的建模改进

以图 2 中的序列 B 为分析对象,根据 RISMIC 方法的框架指导,对以下三个方面进行改进:(1)早期轴封失效临界时间点的新界定;(2)关键题头事件的细分;(3)运用抽样技术,计算条件失效概率。

本序列的发展进程简要介绍如下:核电厂发生 SBO,反应堆立即停堆,并且卸压系统正常,没有发生卡开也没有发生破口,即 RCS 系统边界完整。汽动辅助给水系统在电池的支撑下可以运行 8 h,二次侧的换热极大地缓解了堆芯的温升。但是主泵由于失电,其轴封长期得不到冷却水的冷却会发生失效。一旦轴封失效,从三个泵轴封流失的冷却剂流量将相当于一个小破口的流量^[7]。基于 RISMIC 方法对确定论分析采用最佳估算模型的要求,对核电厂进行重新精细化建模和分析,得到额定工况下轴封早期失效的临界时间点为 14.23 h,即当轴封失效的时间早于 14.23 h,判断为早期失效,其序列是轴封失效为主因的序列(序列 B)。

对传统 PSA 模型(图 2)的关键题头事件进行细分,只在敏感区间进行抽样计算,不仅能够提高计算方法的效率,而且能将仿真计算集中在最有效的范围内,提高精确性。序列 B(图 2)堆芯损伤的概率对应改进 PSA 事件树(图 3)中序列 8 和序列 10 的 CDF 之和。

基于 RISMIC 方法的理念,应该解绑一些成功准则的设置,比如在本案例中,在同时考虑电厂状态和随机参数的不确定性之后,外电恢复时间的临界值(晚于该时间就会 CD)将无法用一个单一的准则来确定。所以针对电源恢复题头细分出来的序列 8 代表一定会 CD 的序列,序列 10 则代表在不确定区间内的 CD 的序列。

对于在不确定区间的序列 10,其 CD 的概率将会由不确定性参数抽样、多次的热工计算(基于抽样组成的案例)以及统计学分析计算得到。

2.2 重要参数和抽样范围

由额定工况下对 SBO 事故进行的传统分析结论,选择对于包壳峰值温度(PCT)来说重要的不确定性参数,如表 1 所示^[6]。表 1 中列出本次分析需要抽样的电厂状态参数 8 个和随机参数 3 个^[6]。其中,电厂状态参数出于保守考虑取平均分布,轴封失效时间与设备的老化程度有关,满足威布尔分布(表 2),电力的恢复时间与人员的维修响应速度和维修经验等相关,通常满足对数正态分布。

外电(包括 DG 和厂外电)恢复时间的抽样范围参数 t_{\min} 、 t_{\max} 由该序列的最差工况(WBC)和最佳工况(BBC)的热工计算得到,分别为 0.54 h 和 13.39 h(图 4),序列 B 的 BBC 和 WBC 的参数取值由关键参数的抽样范围上下限组合而成^[6]。

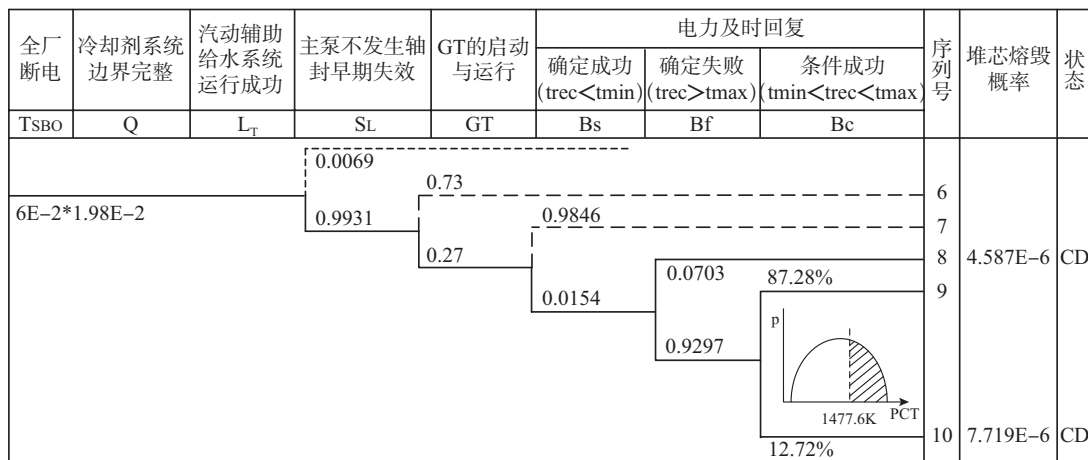


图 3 SBO 事故轴封早期失效序列改进事件树

Fig.3 Revised event tree of seal failure dominant sequence in SBO

表 1 关键参数列表
Table 1 Key parameters list

序号	电厂状态参数
1	堆芯初始功率
2	堆芯初始平均温度
3	蒸汽发生器初始水位
4	一回路初始压力
5	汽动辅助给水泵的初始流量
6	电动辅助给水泵的初始流量
7	高压安注初始流量
8	水箱的初始温度
序号	随机参数
9	轴封失效时间
10	DG 恢复时间
11	厂外电恢复时间

表 2 关键参数的抽样范围

Table 2 Sampling range and distribution of key parameters

参数序号	符号	单位	抽样范围	分布函数
1	P	MW	2719.5~2830.5	均匀
2	T_{avg}	K	580.10~584.54	均匀
3	L_{SG}	%	25.00~78.10	均匀
4	P_p	MPa	15.41~15.55	均匀
5	F_T	kg/s	22.30~23.35	均匀
6	F_M	kg/s	11.39~11.93	均匀
7	F_{HI}	kg/s	13.38~14.01	均匀
8	T_T	K	282.60~322.04	均匀
9	t_s	hr	0.5~14.23	威布尔
10	t_{DGr}	hr	0.54~13.39	对数正态
11	t_{osr}	hr	0.54~13.39	对数正态

由表 2 可知, (0.54~13.39) 即为外电恢复时间的抽样区间。DG 的恢复时间和外电网的恢复时间需要同时抽样, 在一次抽样中, 较早恢复的电源能够支持前沿系统对事故进行缓解。

以上, 基于细化的题头, 解绑的成功准则, 关键参数以及抽样范围等要素的识别等步骤, RISMIC 方法论下的 PSA 模型基本建立完成 (图 3)。

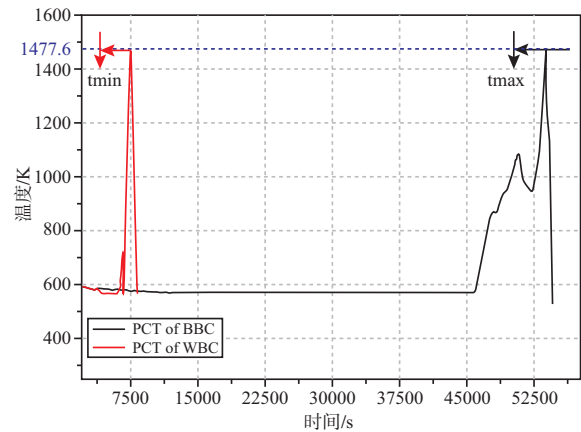


图 4 轴封失效为主因的最佳工况和最差工况的包壳峰值温度变化

Fig.4 Peak cladding temperature of BBC and WBC of seal failure dominant sequence

3 PSS 堆芯损伤频率的量化

3.1 序列发生概率

重新量化原模型中序列 B 的 CDF, 就需要量化改进模型中的序列 S8、S9、S10 的 CDF。为了量化改进 PSA 模型中 S8、S9、S10 的发生概率, 需要计算每一个题头的分支概率。题头事件 S_L 是否发生早期轴封失效, 由轴封早期失效临界时间 14.23 h 和轴封失效时间的概率密度函数计算得到, S8、S9、S10 均为发生轴封早期失效的序列, 其概率为 0.9931。另外, 由外电恢复抽样区间 (t_{min}, t_{max}) 以及外电恢复服从的概率密度函数, 可以得到一定成功 (B_S)、一定失败 (B_f) 以及不确定状态 (B_C) 的概率, 如图 3 所示。燃气轮机的题头的分支概率保持与原 PSA 模型一致。

$$P(S8) = P(\overline{S_L}) \cdot P(\overline{GT}) \cdot P(\overline{B_S}) \cdot P(B_f) \quad (2)$$

$$P(S9 \& S10) = P(\overline{S_L}) \cdot P(\overline{GT}) \cdot P(\overline{B_S}) \cdot P(\overline{B_f}) \quad (3)$$

其中,

$$P(B_S) = 1 - p(t_{osr} < t_{min}) + p(t_{osr} > t_{min}) \cdot p(t_{DGr} < t_{min}) \quad (4)$$

$$P(B_f) = \frac{p(t_{DGr} > t_{max}) \cdot p(t_{osr} > t_{max})}{1 - P(B_S)} \quad (5)$$

由公式(2)得到 S8 发生的概率为 3.86×10^{-3} , 由公式(3)得到序列 9 和序列 10 两个序列发生

的概率之和为 5.11×10^{-2} 。

改进 PSA 模型中关于 S9 和 S10 的分支概率的计算无法直接通过布尔运算得到,需要通过热工程序对这两个序列下的关键参数抽样形成的 N 组试算案例进行仿真计算,得到每一个唯一确定工况下的 PCT 值,再经过必要的统计学分析才可以得到。这一点是改进 PSA 模型与传统 PSA 模型的最大差别,也是最为灵活的一点,这样精细化的热工计算处理能够使得 CDF 值更加贴近电厂实际状态。

3.2 条件失效概率

基于前文识别出的 11 个关键参数(表 1),进行随机抽样。其中,由于电厂状态参数采用保守假设为均匀分布,所以采用最为常用的蒙卡方法进行抽样;对于三个随机参数,密度函数复杂并且存在指定的抽样区间,为了提高抽样的效率和抽样效果,采用更合适小样本抽样的拉丁超立方方法进行抽样,每个参数的抽样数均为 50。

将所有抽样得到的参数进行随机组合,形成 50 个抽样案例。50 个抽样案例代表 50 个唯一确定的电厂工况。采用 RELAP5/MOD3 对 50 组案例进行事故仿真模拟,最终得到 50 个 PCT 值。如图 5 所示,大部分的 PCT 集中在 600 K 左右,这是由于大多试算案例在堆芯温度还没有开始急剧恶化之前外电就已经恢复了。这一点从轴封失效时间和外

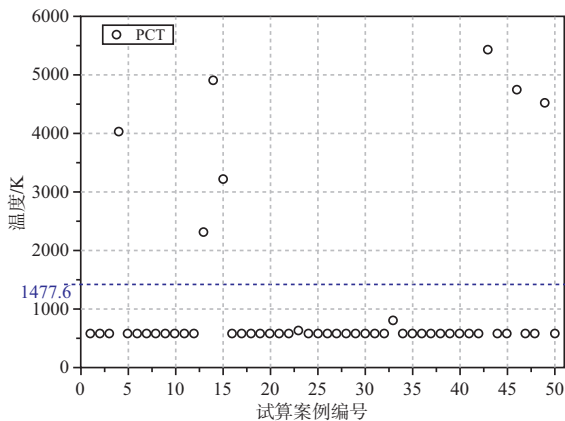


图 5 包壳峰值温度结果散点图

Fig.5 PCT results computed with system code

电恢复时间的概率比较图中得以印证,如图 6 所示。

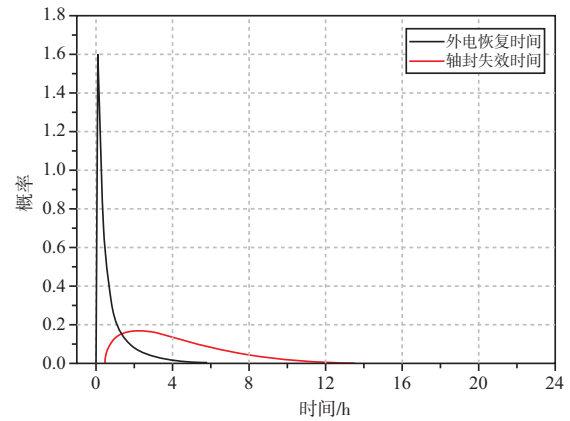


图 6 电力恢复时间和轴封失效时间的概率比较图
Fig.6 Comparison of distributions of off-site power recovery and seal failure time

利用卡方检验方法对数据进行检验,发现数据不符合正态分布,所以无法直接运用正态分布数据的特性求解失效概率。由于直接求取失效比例的方法并不适合小样本数据,会涉及结果是否收敛的问题,所以采用更适用于小样本数据的拟合转换法^[8,9],通过对现有数据呈现出的累积积分概率曲线进行拟合,建立该组数据与标准正态分布数据之间的关系,从而求得该数据最合适的累积分布函数,进一步求取失效概率。

由此,50 组数据与标准正态分布数据 Z 之间的关系如式(6)所示:

$$z = 1.42 + 0.307 \ln \left(\frac{x-592.66}{3683.56-x} \right) \quad (6)$$

所以,PCT 大于 1477.6 K 的概率可以转换成 Z 大于 1.1396 的概率[式(7)]。如图 7 所示,得到序列 10 的失效概率 $p_{ce,10}$ 为 12.72%。

$$p_{ce,10} = P(x > 1477.6 \text{ K}) = P(z > 1.1396) = 12.72\% \quad (7)$$

3.3 堆芯损伤频率的计算和比较

序列 8 和序列 10 的 CDF 由公式(8)、公式(9)计算得到,为 4.58×10^{-6} /堆年和 7.72×10^{-6} /堆年。

$$CDF(S8) = F_{ie} \cdot P(S8) \cdot P_{ce,8} \quad (8)$$

$$CDF(S10) = F_{ie} \cdot P(S9\&S10) \cdot P_{ce,10} \quad (9)$$

$$CDF(\text{revised SB}) = CDF(S8) + CDF(S10) \quad (10)$$

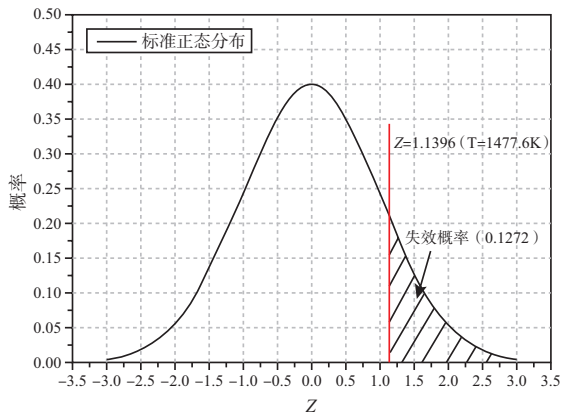


图7 拟合转换结果概率分布图

Fig.7 Transformation results of PCTs

综合序列 8 和序列 10 的结果,改进下的序列 B 的 CDF 为 1.231×10^{-5} /堆年[公式(10)]。对比传统方法的 2.56×10^{-5} /堆年,两者计算结果属同一量级,但 RISMIC 方法下的结果由于更加贴近现实,减小了 52%。

4 小幅功率提升

小幅设计变更的风险变化量用传统的 PSA 方法很难合理量化,一方面,传统的 PSA 模型存在一定的保守性,小幅的设计变更在原有的模型中可能已经被包络,无法敏感地被量化;另一方面,即使能够量化,也需要对成功准则等进行修改,需要花费较大的人力成本和时间成本。所以本节运用 RISMIC 方法对电厂小幅功率提升的风险响应进行量化评估,并与上节得到的额定功率下的 CDF 进行比较。

基于上节改进的 PSA 模型,将堆芯功率提升 5%,其他初始条件不变,重新抽样形成试算案例,运用与额定功率时一样的方式,得到功率提升下的 CDF。

4.1 功率提升下 PSA 模型的改进过程

小幅功率提升时模型改进与额定功率时的主要区别如下:

(1) 随机参数的抽样范围发生一定程度的左移。

功率提升 5% 后,确保堆芯不损伤的最晚安注时间经过热工程序的模拟计算确定为 13.97 h,相较于额定功率时提前了 16 min。故功率提升

后,轴封时间的抽样区间如表 3 所示。

表 3 功率提升后的随机性参数抽样范围

Table 3 Sampling ranges of stochastic parameters (PU)

参数序号	抽样范围/h
9	0.5~13.968
10	0.54~12.50
11	0.54~12.50

同样地,功率提升后的 t_{\min} 和 t_{\max} 经由热工程序对于此时的最佳工况和最差工况的模拟计算得到分别为 0.54 h 和 12.50 h。故柴油发电机恢复时间和厂外电恢复时间的抽样区间变化为 (0.54, 12.50), 可见抽样区间存在一定程度的变窄,这种变化将会在分支概率的计算中得到体现,这也正是功率提升对电厂响应带来的变化。

(2) 题头分支概率发生变化进而导致序列发生概率也随之变化。

由于轴封早期失效的临界时间变化,导致该题头的下行分支(发生轴封早期失效)概率变为 0.9922,比功率提升之前略小。

另外,对于电力恢复一定不及时缓解事故进程的序列 8,由于 t_{\max} 较额定功率时前移,导致序列 8 的发生概率变大,为 4.56×10^{-3} /堆年,比额定功率时增加了 19%。而序列 8 是序列 B 重要的组成部分,这说明功率提升明显增加了序列 B 的 CD 风险。

同样地,计算得到功率提升下序列 9 和序列 10 发生的概率和为 0.05。

4.2 功率提升下的条件失效概率

由系统程序对 50 组工况进行模拟计算,获得对应的 PCT 值。散点图如图 8 所示。由于数据不满足正态分布,采用拟合转换法,得到数据与标准正态分布数据之间的关系,如式 11 所示。

$$z = 1.3426 + 0.3022 \ln \left(\frac{x - 593.6519}{3621.85 - x} \right) \quad (11)$$

所以 PCT 大于 1477.6 K 的概率可以转换成 Z 大于 1.0748 的概率,如式(12)所示。得到序列 10 的失效概率为 14.123%(图 9),较额定功率下的 12.72% 有所提高,此数据体现出功率提升对于条件失效概率的影响。

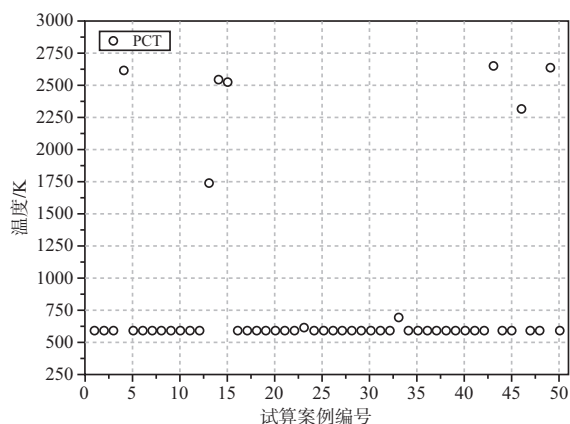


图8 包壳峰值温度结果散点图(功率提升)

Fig.8 PCT results computed with system code (PU)

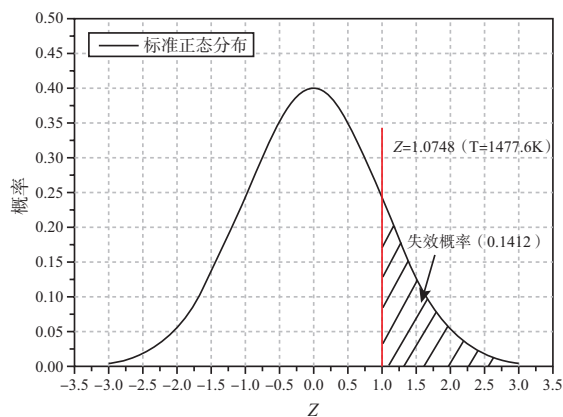


图9 拟合转换结果概率分布图(功率提升)

Fig.9 Transformation results of PCTs (PU)

$$P(PCT > 1477.6) = P(z > 1.0748) = 14.123\% \quad (12)$$

4.3 功率提升后的堆芯损伤频率

根据公式(8)和公式(9)计算得到序列8和序列10的CDF分别为 5.457×10^{-6} /堆年和 8.394×10^{-6} /堆年。将两者相加得到功率提升后原序列B的CDF为 1.385×10^{-5} /堆年。其中,序列8的CDF比额定功率时升高了19%(表4),是导致序列B堆芯损伤频率升高的支配性序列。另外,序列10的条件失效概率由额定功率下的12.7%增加到14.1%,这同样是功率提升对电厂风险造成的影响。

综合两个序列的CDF,轴封失效为主因的事故序列(原模型序列B)的CDF为 1.231×10^{-5} /堆年。对比升功率之前的 1.385×10^{-5} /堆年,RISMC方法量化出小幅功率提升对于电厂全厂

断电事故中的风险重要序列风险的影响,其风险增长了12.5%。

表4 功率提升前后各序列堆芯损伤频率对比

Table 4 CDF in different power level

CDF	S8	S10	改进的序列 B
额定功率	4.587×10^{-6}	7.719×10^{-6}	1.231×10^{-5}
105% 功率	5.457×10^{-6}	8.394×10^{-6}	1.385×10^{-5}
CDF	S3	S5	改进的序列 A
额定功率	3.162×10^{-8}	1.149×10^{-9}	3.277×10^{-8}
105% 功率	3.835×10^{-8}	9.857×10^{-10}	3.934×10^{-8}

进一步地,结合文献[7]中序列A的分析量化结果,如果不区别轴封早期失效与否,将序列A和序列B整合起来分析,基于RISMC方法,我们得到当发生全厂断电,RCS边界完整,轴封发生失效(无论发生在何时),外电无法及时恢复导致堆芯损伤的频率为 1.234×10^{-5} /堆年,比原PSA计算结果(2.590×10^{-5} /堆年)减小52%。如果提升5%的功率,CDF将会增大12.6%。

5 结论

本文运用RISMC方法量化了小幅功率提升对电厂SBO事故风险显著序列(轴封早期失效)风险变化的影响,得到如下结论。

(1) 本文对RISMC方法的应用进行了有益尝试。通过耦合概率论和确定论两种方法,对PSA模型进行一定程度的改进,综合处理电厂状态参数和随机参数的不确定性,最终对典型三环路核电厂的全厂断电事故下轴封失效为主因序列的堆芯损伤频率进行重新量化评估。相较于传统PSA的计算结果,RISMC方法能够去掉一些不必要的保守性,更现实性地对堆芯损伤频率进行评估计算,从而挖掘出了更大的安全裕度空间。

(2) 计算结果显示,当电厂功率小幅提升(提升5%)时, t_{\min} 和 t_{\max} 会因为发生一定程度的左移而导致“一定失败”的概率增加。通过抽样和热工仿真计算得到在抽样范围内的条件失效概率也增大,最终计算出该序列下CDF的增量为12.5%。说明RISMC方法通过细化成功准则的

方式可以更敏感地量化出这种小幅设计变更对电厂造成的风险增量。

(3) 通过综合比较序列 A 和序列 B 的量化结果, 我们发现功率提升前后的风险增量的支配性原因是轴封早期失效序列。由此我们得到, 在进行 RISMIC 方法分析时, 务必选择风险最重要的序列进行, 将有限的计算资源集中在风险突出的序列中, 这样会大大提高计算分析的效率, 从而更快速地得到我们关心的结论, 更好地给决策者以指导。

参考文献

- [1] 朱继洲. 核反应堆安全分析 [M]. 西安: 西安交通大学出版社, 2004: 4-16.
- [2] LEE J C. MCCORMICK NJ. Risk and safety analysis of nuclear systems [M]. New Jersey: John Wiley & Sons, Inc. 2011: 1-13.
- [3] Smith C., et al. Light Water Reactor Sustainability Program-Risk Informed Safety Margins Characterization (RISMIC) Pathway Technical Program Plan [R]. 2012, INL/EXT-11-22977.
- [4] Hess S. Risk Informed Safety Margin Characterization for Effective Long Term Nuclear Power Plant Safety Management [C]. In 3rd International Conference on NPP Life Management for LTO, Salt Lake City, 2012.
- [5] Youngblood RW, et al. Risk-Informed Safety Margin Characterization (RISMIC): Integrated Treatment of Aleatory and Epistemic Uncertainty in Safety Analysis [C]. In: The 8th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety, Shanghai, China, October, 2012, N8P0325.
- [6] 杜芸, 李焕鑫, 梁国兴. 基于 RISMIC 方法论的核电厂小幅功率提升风险响应的量化评估 [J]. 核科学与工程, 2020, 40(3): 383-394.
- [7] Westinghouse Company. Final Safety Analysis Report of Maanshan PWR Plant [R]. 1987.
- [8] Johnson NJ. Systems of frequency curves generated by methods of translation [M]. Biometrika, 1949: 36, 149-176.
- [9] Kim TW, et al. Quantitative evaluation of change in core damage frequency by postulated power uprate: medium-break loss-of-coolant-accidents [J]. Annals of Nuclear Energy, 2012, 47: 69-80.

Quantitative Evaluation of the Impact of Small Power Uprate on Significant SBO Sequence Based on RISMIC Methodology

Du Yun^{1,2}, Zhang Qinfang²

(1. Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China; 2. Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd, Shanghai 200233, China)

Abstract: With consideration of impact of the stochastic and mechanistic uncertainties, one probabilistically significant SBO sequence of three-loop PWR is revised with an advanced safety analysis method called computational risk assessment (CRA) based on risk informed safety margin characterization (RISMIC) method. The new safety analysis method combines deterministic safety analysis and probabilistic safety analysis methods. The difference of core damage frequency (increase 12.6%) between the standard case and the case with 5% power uprate evaluated by CRA method shows that the new PSA model can be sensitive to the issue of limited scope of power uprate, and the CDF can be reduced reasonable compared with traditional PSA method.

Key words: power uprate; SBO; safety analysis; RISMIC; PSA

(责任编辑: 徐晓娟)

顾晓慧,李友谊,郎锡野,等.田湾核电站配置风险管理体系[J].核安全,2023,22(4):22-29.

Gu Xiaohui, Li Youyi, Lang Xiye, et al. Configuration Risk Management System of Tianwan Nuclear Power Station [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(4): 22-29.

田湾核电站配置风险管理体系

顾晓慧, 李友谊, 郎锡野, 孙 扬, 赵芃菲, 于文革

(江苏核电有限公司, 连云港 222042)

摘要: 本文介绍了田湾核电站1-4号机组配置风险管理的适用范围、程序体系、组织机构和职责,说明了田湾核电站瞬时风险和累积风险阈值的设置方法以及阈值修订的管理流程,进入和退出风险管理矩阵的条件以及风险管理矩阵修订的管理流程,详细阐述了配置风险管理的实施方案,包括运行和维修配置风险管理流程、风险管理措施的制订和实施等。

关键词: 田湾核电站; 配置风险管理; 风险阈值; 风险管理行动

中图分类号: TL364 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)04-0022-08

配置风险管理是维修规则的重要组成部分。为保障核电厂的运行安全,核电厂营运单位编制了技术规格书,对核电厂配置(即系统和设备所处的状态)进行管理。技术规格书通常针对单个系统或设备进行允许出役时间管理。虽然有些技术规格书对多重系统或设备失效做了一些规定,但是核电厂配置组合的复杂性和多样性使这种控制方式并不完全合理。国际实践表明,对多重设备失效进行控制的有效方法是配置风险管理。国家核安全局于2019年12月发布了《核电厂配置风险管理的技术政策(试行)》(以下简称《政策》)^[1],于2022年6月重新修订、发布了HAF 103《核动力厂调试和运行安全规定》^[2]。该规定要求营运单位建立配置风险管理体系,以提高核安全管理决策的科学性和有效性。

在实际应用过程中发现,多数核电厂的配

置风险管理无法应用于生产一线。其原因是方案未与现有管理流程紧密结合。田湾核电站在各部门的密切配合下自主研发技术政策,开发了切合电站实际的应用方案^[3-5],本文将进行详细介绍。

1 适用范围

配置风险管理大纲是核电厂运行技术规格书的补充。因此,在出现设备不可用时,核电厂必须依据运行技术规格书和配置风险管理大纲执行规定的措施^[6]。

田湾核电站1-4号机组的配置风险管理适用的系统/设备范围筛选自概率安全评价模型(PSA)和技术规格书(TS)。

运行配置风险管理适用的机组状态包括功率运行(状态1)、最小可监测功率水平(状态2)、热态(状态3)、加热(状态7)和冷却(状态8),适

收稿日期: 2022-06-24 修回日期: 2022-07-11

作者简介: 顾晓慧(1985—),男,高级工程师,硕士,现主要从事核电厂安全分析方面的研究工作

用的设备范围为 PSA 和 TS 共有设备(简称 TS 设备)。

维修配置风险管理适用的机组状态包括功率运行(状态 1)、最小可监测功率水平(状态 2)、热态(状态 3)、冷态(状态 4)、维修冷停堆(状态 5)、加热(状态 7)和冷却(状态 8),适用的设备范围为 PSA 模型中全部设备(PSA 设备)。

配置风险管理不适用于技术规格书要求立即后撤的状态。

2 核电厂体系框架与组织机构

2.1 体系框架

在配置风险管理实施过程中涉及生产计划、大修管理、运行、核安全管理和安全分析领域的相关管理程序和技术文件,其体系框架和清单如图 1 所示。

2.2 组织机构

实施配置风险管理的组织机构即已有的组织机构,包括生产计划、大修管理、运行、维修、设备管理、仪控、技术支持、核安全、信息文档和培训等部门。

核电厂厂长在业务方面负责配置风险管理工作;技术支持部门负责配置风险管理体系的建立与归口;生产计划部门负责生产计划(长周

期计划、日常计划和责任范围内小修计划等)的风险计算、组织讨论与制定风险管理措施;大修管理部门负责大修计划(大修和责任范围内小修等)的风险计算并组织讨论、制定进入风险管理区的大修计划所需的风险管理措施;运行部门负责当机组非计划进入技术规格书的运行限制条件(LCO)时,对适用运行配置风险管理的事件按要求进行评价,并根据评价结果开展相应风险管理行动;核安全、维修、仪控和设备管理部门负责参加讨论与制定风险管理措施,并实施责任范围内风险管理措施;信息文档部门负责提供软件安装与数据存储所需的服务器资源,并保障风险监测系统软件与电厂其他系统接口通信的稳定性与可靠性;培训部门负责配置风险管理相关的培训组织与管理。

3 风险阈值

3.1 风险阈值设置

风险阈值对应内部事件一级 PSA 模型堆芯损伤频率、堆芯损伤概率增量(CDF、ICDP)和二级 PSA 模型早期大量放射性释放频率、早期大量放射性释放概率增量(LERF、ILERP)。

田湾核电站 1-4 号机组 PSA 模型包含功率工况和低功率停堆工况等不同运行工况。虽然

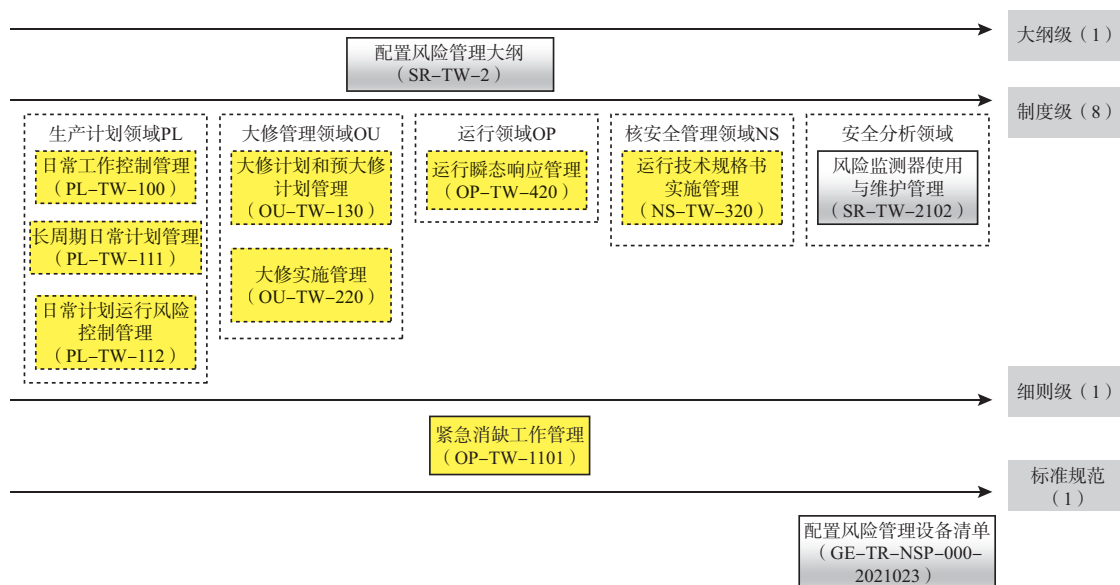


图 1 配置风险管理程序体系

Fig. 1 The program system of configuration risk management

不同工况的基准风险不一致,但采用统一的风险阈值进行管理。其中瞬时风险(CDF/LERF)阈值统一以功率工况零维修风险作为基准风险制定。累积风险(ICDP/ILERP)阈值各工况一致,计算机组累积风险时,以各自工况下的零维修风险为基准风险。

根据《政策》要求,考虑到田湾核电站 1-4 号机组内部事件一级 PSA 结果约占全范围 PSA 总结果的 1/3 [计算公式如式(1)],更严格地选取《政策》推荐值的 0.3 倍作为田湾核电站 1-4 号机组的风险阈值。

$$\text{内部事件一级 PSA 结果占比} = \frac{\text{内部事件一级 PSA}}{\text{内部事件一级 PSA} + \text{地震 PSA} + \text{火灾 PSA} + \text{内部水淹 PSA}} \quad (1)$$

对瞬时风险由低到高依次采用绿、黄、橙、红四种风险区域进行管理,与《政策》的区别是将风险管理区细分为橙区(高风险)和黄区(中风险),阈值见表 1;对累积风险由低到高采用绿、黄、红三种风险区域进行管理,与《政策》一致,阈值见表 2。

表 1 瞬时风险阈值
Table 1 Transition risk threshold

风险区域	CDF/堆年	LERF/堆年
风险不可接受区(红区)	$\geq 3 \times 10^{-4}$	/
风险管理区(橙区,高风险)	$\geq 3 \times 10^{-5}$	$\geq 3 \times 10^{-6}$
风险管理区(黄区,中风险)	\geq 两倍基准风险	\geq 两倍基准风险
正常控制区(绿区)	$<$ 两倍基准风险	$<$ 两倍基准风险

表 2 累积风险阈值
Table 2 Cumulative risk threshold

风险区域	ICDP	ILERP
风险不可接受区(红区)	$\geq 3 \times 10^{-6}$	$\geq 3 \times 10^{-7}$
风险管理区(黄区)	$\geq 3 \times 10^{-7}$	$\geq 3 \times 10^{-8}$
正常控制区(绿区)	$< 3 \times 10^{-7}$	$< 3 \times 10^{-8}$

3.2 风险阈值管理

风险阈值的设定须经过同行评估或者得到国家核安全监管部门的认可。在获得认可前,电厂实施配置风险管理试运行,风险阈值作为试运行的参考。

风险阈值由技术支持部门参照《政策》,根据实际情况予以提出,并经相关部门讨论确定。

当 PSA 模型更新导致机组基准风险发生变化或监管部门政策变化时,技术支持部门在 15 个工作日内组织公司相关部门讨论更新风险管理阈值事宜,并在公司企业内容管理系统(ECM)中以会议纪要的形式确认,获批后 7 个工作日内在风险监测系统中更新风险管理阈值。如相关技术文件或管理程序受到阈值影响,则更新这些文件。

4 风险管理矩阵

4.1 风险管理矩阵设置

运行(随机不可用)风险管理矩阵被设定为正常控制区(绿区)、中风险管理区(黄区)、高风险管理区(橙区)和风险不可接受区(红区)四种风险区域,见表 3;维修(计划不可用)风险管理矩阵被设定为正常控制区(绿区)、风险管理区(黄区)和风险不可接受区(红区)三种风险区域,见表 4。

表 3 运行(随机不可用)风险管理矩阵
Table 3 Operation (random unavailable) risk management matrix

风险区域	配置风险管理行动
风险不可接受区(红区)	1. 缺陷按 0 级响应; 2. 启动生产待命进行决策,立即采取行动降低风险,若机组处于功率运行状态,且经确认机组配置风险处于红区,则需要立即停堆后撤,将机组置于可接受的风险水平
风险管理区(高风险,橙区)	1. 缺陷按 0 级响应; 2. 启动紧急消缺流程,制定并实施风险管理措施(RMA); 3. 维修时间不超过累积风险允许配置时间(ACT)

续表

风险区域	配置风险管理行动
中风险管理区 (中风险,黄区)	1. 缺陷按 1 级响应; 2. 在风险管理行动时间 (RMAT) 内完成维修; 3. 制定并组织实施 RMA 后,允许延长维修时间至 ACT
正常控制区 (绿区)	正常开展相关生产活动,无新增风险管理要求

表 4 维修(计划不可用)风险管理矩阵
Table 4 Maintenance (plan unavailable) risk management matrix

风险区域	配置风险管理行动
风险不可接受区 (红区)	禁止主动进入
风险管理区 (黄区)	1. 评价不可定量因素影响; 2. 生产例会/大修例会中制定风险管理措施(RMA); 3. 累积风险达到红区阈值的 75% 时(即 ICDP:2.25E-6, ILERP:2.25E-7),需经生产例会/大修例会决策批准
正常控制区 (绿区)	正常工作控制

运行(随机不可用)风险管理矩阵的进入与退出:当电厂发生非计划的 TS 设备不可用进入技术规格书 LCO,并导致瞬时风险进入黄区、橙区和红区时,进入风险管理矩阵的相应风险区域;当所有 TS 设备恢复可用时,退出风险管理矩阵的黄区、橙区和红区,进入绿区。

维修(计划不可用)风险管理矩阵的进入与退出:制订计划时,PSA 设备(《配置风险管理设备清单》中标注为 PSA)不可用导致累积风险进入黄区时,进入风险管理矩阵的黄区,红区不允许主动进入;当所有 PSA 设备恢复可用时,退出风险管理矩阵的黄区或红区,进入绿区。

当机组发生非计划事件,《配置风险管理设备清单》中设备突发故障不可用导致机组瞬时风险进入风险管理区(黄区和橙区),但维修活动的累积风险仍然处于绿区时,则可正常开展计划性维修工作。

4.2 风险管理矩阵管理

当由于技术进步、监管要求变化或电厂管理变更等原因需对风险管理矩阵进行修订时,归口部门应在 15 个工作日内组织公司内相关部门讨论风险管理矩阵更新事宜,并在公司企业内容管理系统(ECM)中以会议纪要的形式确认,如相关技术文件或管理程序受到变更影响,则更新这些文件。

5 配置风险管理的实施

5.1 运行配置风险管理

当发生非计划事件进入技术规格书 LCO 时,运行人员除执行技术规格书所规定的措施以外,还需检查非计划事件是否由《配置风险管理设备清单》中标注为 TS 的设备异常故障引起,若是,则需在确认配置后的 1 h 内在风险监测系统中确认或录入设备不可用信息,完成配置风险评价,并根据评价结果按照图 2 流程执行配置风险管理。

若瞬时风险进入红区,则缺陷按 0 级响应,启动生产待命流程进行决策,立即采取行动降低风险;若机组处于功率运行状态,且经确认机组配置风险处于红区时,则需要立即停堆后撤,将机组置于可接受的风险水平。若瞬时风险处于橙区,则缺陷按 0 级响应,然后启动紧急消缺工作流程;若预判维修工作不能在 RMAT 内完成,则应识别不可定量因素并制定 RMA,之后可将维修时间延长至 ACT。若瞬时风险处于黄区,则缺陷按 1 级响应,所有非计划事件导致的设备不可用时间均使用 RMAT 进行管理,在制定风险管理措施(识别不可定量因素)并组织实施后,可将维修时间延长 10 倍至 ACT;若制定的风险管理措施无法在 ACT 之前降低风险,则需要将机组后撤至安全状态。

5.2 允许配置时间

采用累积风险限值计算允许配置时间,其中用风险管理区(黄区)限值 $ICDP < 3 \times 10^{-7}$ 和 $ILERP < 3 \times 10^{-7}$ 计算 RMAT;在评价不可定量因素并采取了控制风险的措施后,用风险不可接受区(红区)限值 $ICDP < 3 \times 10^{-6}$ 和 $ILERP$

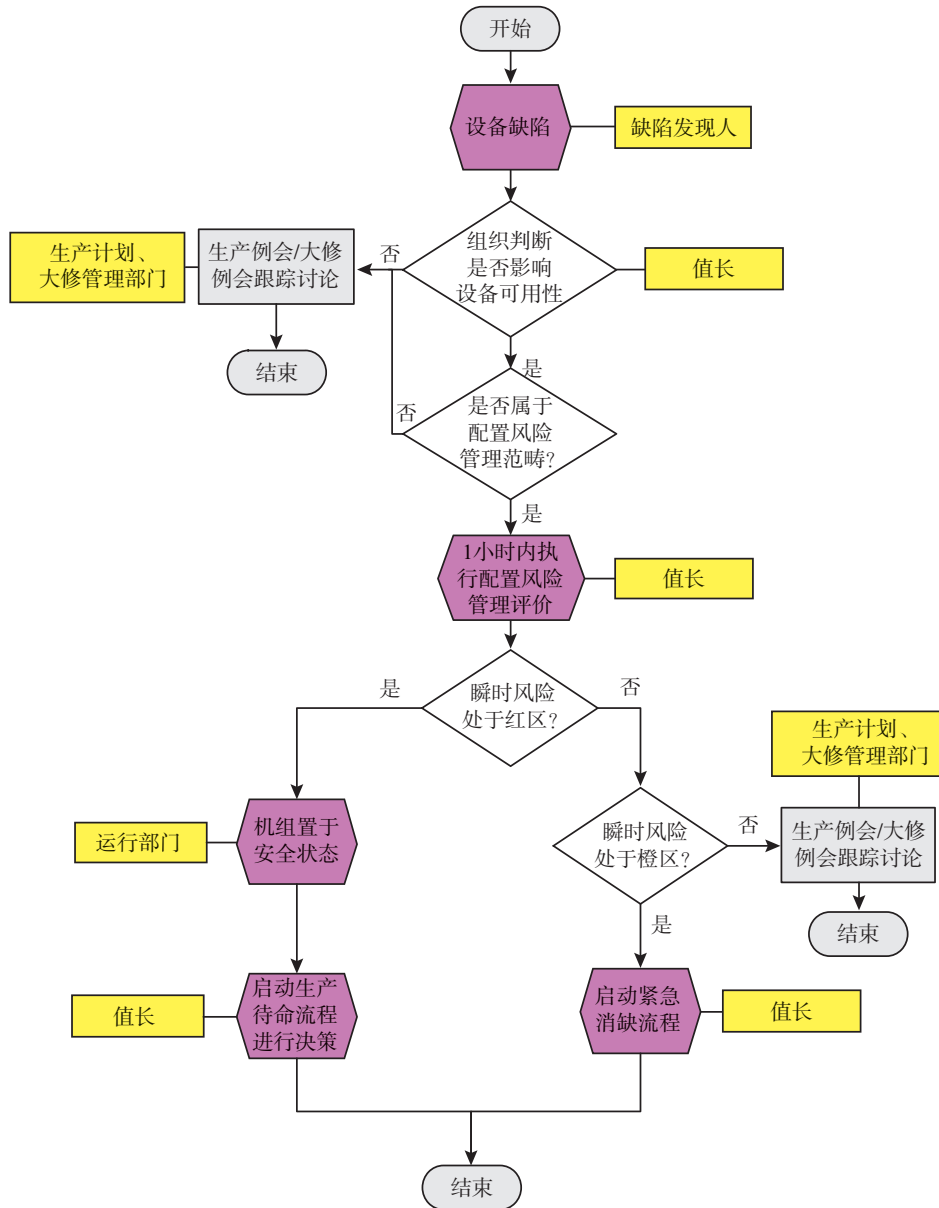


图2 运行配置风险管理流程

Fig.2 The process of operation configuration risk management

$<3 \times 10^{-6}$ 计算 ACT。计算原理如图 3 所示。

需要注意的是上述 RMAT 和 ACT 均为 ICDP 和 ILERP 限值计算结果中较小的一个,且均不能超过技术规格书要求。

图 4 显示的是当配置风险管理范畴内设备不可用时,累积风险和允许配置时间随时间变化的计算原理图。在零时刻,设备 A(非 TS 设备)由于计划维修开始不可用,在制订计划时已判断设备 A 无法在 RMAT(即 T3 时刻)前复役并

制定有风险管理措施 RMA,设备 A 的维修时间延长至 T3 的 10 倍;在 T1 时刻,发生紧急事件(非计划),若经分析为第二个设备 B(TS 设备)不可用导致进入 LCO,则在 1 h 内完成配置风险评价,得到新的 RMAT 和 ACT,T2 为 RMAT,T5 为 ACT;若预判设备 B 无法在 T2 时刻前复役,应在 T2 之前的生产例会/大修例会上进行讨论并制定 RMA,可将维修时间延长至 T5;T4 时刻设备 A 复役,则需重新计算 ACT 为 T6。设

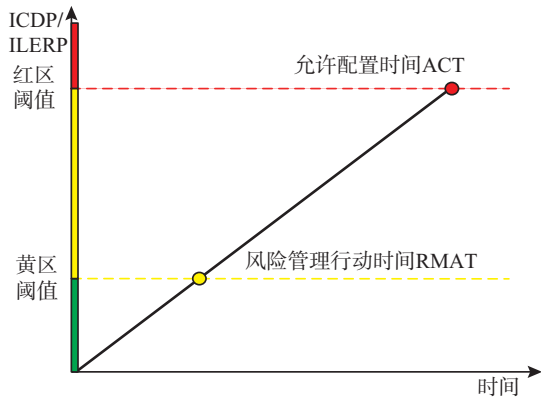


图3 允许配置时间计算

Fig.3 The calculation of allowed configuration time

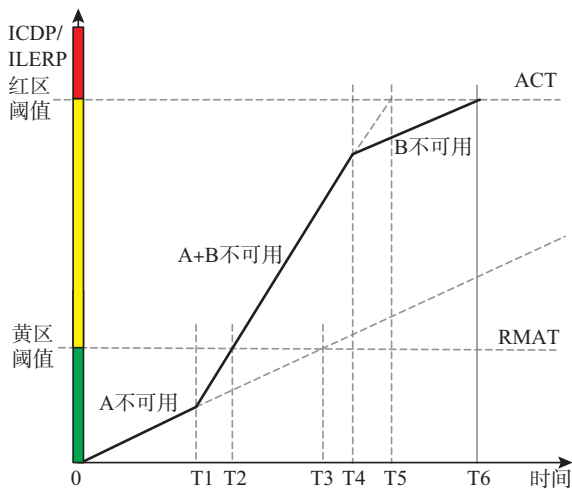


图4 设备不可用时累积风险和允许配置时间计算

Fig.4 The calculation of cumulative risk and allowed configuration time when equipment unavailable

备B恢复可用后(即无TS设备不可用时)退出运行配置风险管理。

5.3 维修配置风险管理

维修计划制定配置风险管理流程如图5所示。生产计划和大修计划工程师在制订计划时应控制风险,若瞬时风险或累积风险必须进入风险管理区,则应在组织制定风险管理措施后发布实施计划,制定的风险管理措施应记录于运行风险分析单^[7]。不允许主动进入累积风险红区和瞬时风险红区。

5.4 风险管理措施的制定

RMA是针对即将生效的计划或已经发生的事件导致机组进入风险管理区和风险不可接

受区而制定的。RMA应能够降低机组的瞬时或累积风险,当管理措施无效、可能出现不可接受的高风险配置时,则将机组后撤至适当模式。RMA包括但不限于如下内容。

(1) 修改已生效的计划,避免出现高风险配置;

(2) 减少高风险配置的持续时间,如识别相关风险和接近/超越风险指引维修延长长时间(ACT)的预案;制定预案,在需要时迅速恢复关键的停运设备;

(3) 采取补偿措施,降低配置的风险;

(4) 避免某些敏感SSC不可用进一步导致更高风险配置,如尽量减少单点敏感设备(SPV)房间内其他设备的操作;

(5) 提高风险意识和加强控制的措施,如在工前会中强调配置风险。

5.5 风险管理措施的实施

RMA由工作层初步提出,在生产例会、大修例会等组织活动中讨论确定,并由电厂厂长根据机组实际情况批准后实施。仅通过修改维修计划时间即实现配置风险管理要求的RMA无须电厂厂长批准。

对于瞬时风险和累积风险措施预计将接近或超过阈值的电厂配置,应实施RMA。这些行动旨在提高相关电厂人员的风险意识,对特定维修活动进行更严格的规划和控制,并采取措施控制风险增加的持续时间和程度。具体的RMA一般包括考虑电厂外部因素(如天气条件、电网条件等)、关键安全功能性能、剩余缓解能力及其冗余性等,可将定性评估用于支持在SSC停运时特定电厂和现场工况的风险管理补偿措施的识别和实施。

风险管理措施的制定需考虑核电厂执照文件的相关规定。制定的风险管理措施应得到有效执行,并在执行后由相关负责人组织进行有效性评价。

5.6 体系有效性的定期评价

归口部门在每个换料周期组织开展电厂配置风险管理体系有效性评价,评价内容包括运行配置风险管理和维修配置风险管理的执行

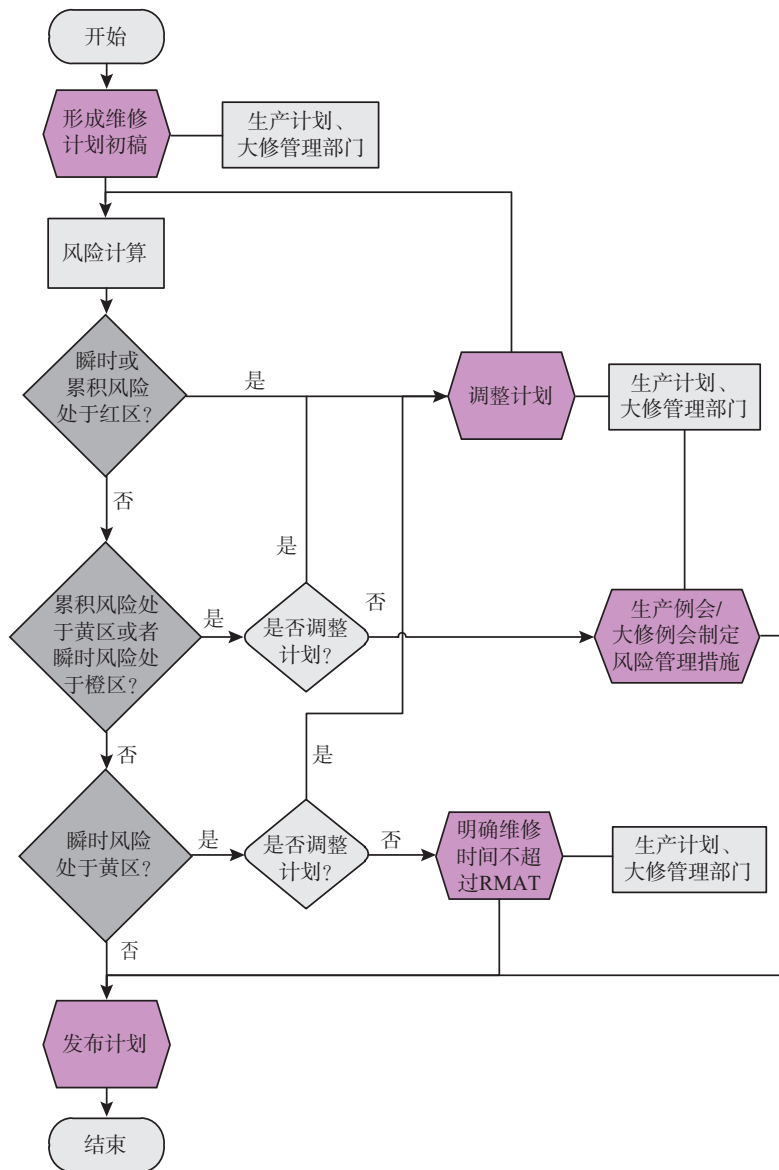


图5 维修配置风险管理流程

Fig.5 The process of maintenance configuration risk management

情况、风险阈值和风险管理矩阵合理性、风险管理措施执行情况、风险监测系统使用情况和体系的总体情况等。在电厂实施维修规则后，一并开展体系有效性的定期评价与维修规则定期评价。

6 总结

田湾核电站深入解读国家法规、政策，建立了一套行之有效的管理与预维方案，为提高核电站配置风险管理水平打下了坚实基础。

参考文献

- [1] 国家核安全局. 核电厂配置风险管理的技术政策(试行)(国核安发[2019]262号)[S]. 北京: 国家核安全局, 2019.
- [2] 国家核安全局. 核动力厂调试和运行安全规定: HAF103(国核安发[2022]97号)[S]. 北京: 国家核安全局, 2022.
- [3] 中国核电江苏核电有限公司. 风险监测系统使用与维护管理: SR-TW-2102[R]. 连云港: 中国核电江苏核电有限公司, 2020.
- [4] 中国核电江苏核电有限公司. 配置风险管理大纲 SR-TW-2[R]. 连云港: 中国核电江苏核电有限公司, 2021.

- [5] 中国核电江苏核电有限公司. 配置风险管理设备清单: GE-TW-320 [R]. 连云港: 中国核电江苏核电有限公司, 2022.
- [6] 中国核电江苏核电有限公司. 运行技术规格书实施管理: NS-PL-TW-112 [R]. 连云港: 中国核电江苏核电有限公司, 2022.
- [7] 中国核电江苏核电有限公司. 日常计划运行风险控制管理: PL-TW-112 [R]. 连云港: 中国核电江苏核电有限公司, 2022.

Configuration Risk Management System of Tianwan Nuclear Power Station

Gu Xiaohui, Li Youyi, Lang Xiye, Sun Yang, Zhao Pengfei, Yu Wenge
(Jiangsu Nuclear Power Corporation, Lianyungang, Jiangsu 222042, China)

Abstract: This paper introduces the applicable condition, relative programs, organization and responsibilities of Configuration Risk Management of Tianwan nuclear power station units 1–4. This paper illustrates transition risk and cumulative risk threshold setting method and the management process. This paper illustrates the conditions of the entry and exit of risk management matrix and revision of the risk management matrix management process. The implementation scheme of configuration risk management is described in detail, including configuration risk management flow of operation and maintenance, formulation and implementation of risk management measures, etc.

Key words: Tianwan nuclear power station; configuration risk management; risk thresholds; risk management actions

(责任编辑: 徐晓娟)

甄丽颖,林颖慧,梁国帅,等.某核电厂放射性流出物及外围环境样品中氚和碳-14的监测[J].核安全,2023,22(4):30-39.

Zhen Liying, Lin Yinghui, Liang Guoshuai, et al. Monitoring of Tritium and Carbon-14 in Radioactive Effluent and Peripheral Environmental Samples of a Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(4): 30-39.

某核电厂放射性流出物及外围环境样品中氚和碳-14的监测

甄丽颖, 林颖慧, 梁国帅, 欧阳俊, 陈日荣, 张家俊

(广东省环境辐射监测中心, 广州 510300)

摘要: 本文介绍了广东省环境辐射监测中心自2017年以来对某核电厂放射性流出物及外围环境样品中氚和碳-14的监督性监测情况。结果表明: 该核电附近空气中偶尔可监测到高于探测限的氚, 液态流出物排放口附近海水中能监测到高于本底水平的氚, 未出现累积效应; 核电附近降水、地表水、饮用水、地下水、生物样品及厂内监测井水中的氚均小于探测限; 核电附近的空气碳-14和生物碳-14与对照点分析结果处于同一放射性水平, 未发现异常。该核电厂流出物氚和碳-14的排放满足国家审管部门的批复要求。

关键词: 核电厂; 氚; 碳-14; 放射性流出物

中图分类号: TL75+1 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)04-0030-10

氚和碳-14是核电厂流出物排放控制的主要核素,也是压水堆核电厂放射性流出物归一化排放量居前两位的核素^[1-2]。核电运行产生的氚和碳-14释放至环境中的量与反应堆类型及流出物处理过程密切相关,其中碳-14大部分以气态流出的物形式释放至环境中,在液态流出物中占比较少。相关研究指出,预计AP1000和EPR核电机组运行中碳-14的排放量占批复限值的比例较传统压水堆核电要高^[3,4]。氚和碳-14虽然属于低毒性核素,但其稳定核素是组成生物机体的重要元素,碳-14和氚参与自然循环和动植物生命代谢过程,经呼吸和食入进入人体,能引起生物辐射效应。近些年,随着全球核电的蓬勃发展,核电运行中氚和碳-14的排放以

及对环境和公众剂量的影响逐渐引起政府部门和公众的重视与关注^[5-7]。

《中华人民共和国放射性污染防治法》第二十四条规定,国务院环境保护行政主管部门应对核设施实施监督性监测,并根据需要对核设施的流出物实施监测。广东省环境辐射监测中心(以下简称中心)自2017年以来,对某核电厂的外围辐射环境进行监督性监测,每月抽样监测放射性流出物。本文对该核电厂运行以来其放射性流出物及外围环境介质中氚和碳-14的监测结果进行数据统计,分析讨论该核电厂运行对周围环境的影响,为核与辐射监督管理提供了科学依据及数据支撑,同时为公众提供了环境质量信息。

收稿日期: 2023-04-10 修回日期: 2023-06-04

作者简介: 甄丽颖(1984—),女,工程师,硕士,现从事辐射环境监测工作

1 核电厂环境简况和运行概况

1.1 环境简况

该核电厂位于珠江八大尾闾之一的崖门和虎跳门出口,黄茅海西侧近出海口,位于台山市赤溪镇腰古村东北方约 1.2 km。核电厂半径 5 km 范围内人口最多的居民点为钦头村,常住人口约 495 人。江门市、珠海市和澳门特别行政区距离核电厂分别约为 75 km、73 km 和 67 km。核电厂厂址区域属亚热带低纬度地区,受海洋性季风影响,气候温暖多雨,全年主导风向为 NNE。

1.2 核电厂运行概况^[8-10]

核电厂厂址规划建设六台压水堆核电机组,一期建设两台 EPR 核电机组,1 号机组和 2 号机组分别于 2018 年 12 月和 2019 年 9 月开始商业运行。2021 年,1 号机组运行过程中出现少量燃料棒破损(在技术规范允许范围内),但考虑到 1 号机组是全球首堆且投入运行不久,该核电厂根据核安全法规和核电厂运行规程,坚持安全第一、保守决策的原则,于 2021 年 7 月 31 日对 1 号机组进行停机检修(T199 大修),2022 年 8 月 15 日完成 T199 大修。2021 年 4 月 2 日至 2021 年 6 月 10 日,2022 年 7 月 12 日至 2022 年 11 月 18 日 2 号机组完成了计划性大修任务。目前,核电厂两台机组正常功率运行。

核电运行过程中,向环境排放的放射性核素主要来自反应堆燃料芯块内的链式反应产生的裂变产物(如 ^{85}Kr 、 ^{133}Xe 、 ^{137}Cs 、 ^{134}Cs 、 ^{131}I 、 ^{90}Sr 、 ^{95}Zr 等)和活化产物(如 ^3H 、 ^{14}C 、 ^{54}Mn 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{124}Sb 等)。该核电厂“三废”排放处于受控状态,有适当的流量和浓度监测设备。国家环境主管部门对该核电厂两台机组批复了放射性气态和液态流出物的年排放限值,见表 1。

自商业运行以来,该核电厂放射性气态流出物氙全年排放量占年排放量限值的 0.06%~4.36%,气态流出物碳-14 全年排放量占年排放量限值的 0.63%~34.9%,其余气态流出物的年排放量均小于年限值的 9%;液态流出物

氙全年排放量占年排放量限值的 2.18%~33.3%,碳-14 的年排放量占年限值的 2.85%~21.6%,除氙和碳-14 以外的其余核素的年排放量均小于年限值的 7%。由上述数据可知,该核电厂流出物排放的核素占比一直保持在相对较低水平,满足国家主管部门的批复要求。

表 1 核电厂气态和液态流出物年排放限值

Tab.1 Annual emission limits for gaseous and liquid effluents from the nuclear power plant

流出物类型		年排放限值/(Bq·a ⁻¹)
气态 流出物	惰性气体	1.45×10^{14}
	碘	1.38×10^9
	粒子(半衰期≥8 天)	5.14×10^8
	氙	1.56×10^{13}
	碳-14	1.48×10^{12}
液态 流出物	氙	1.41×10^{14}
	碳-14	1.12×10^{11}
	其余核素	1.27×10^{10}

2 监测方案

中心根据国家有关标准要求和该核电厂厂址周围环境特征等制定监督性监测方案,陆地环境介质中放射性核素水平重点监测范围为核电厂周围 10 km;对于海洋环境,放射性监测主要在核电南边 5 km 海域,特别关注核电厂液体总排放口附近的海产品。监测布点考虑因素包括:关键居民组居住地区;主导风下风向厂区边界附近区域;与运行前本底调查时的测量或取样位置的一致性;最小风频下风向很少受核电排放影响的区域作为对照点;陆生和海生生物生长周期及采集样品的代表性等。该核电厂放射性流出物及外围环境介质中氙和碳-14 的监测方案见表 2。

3 监测方法

3.1 样品采集

环境水样和生物样的采集及保存方法参照国家相关环境保护标准^[11-13]。空气碳-14 样品的采集参照核工业标准 EJ/T 1008-96^[14]。空气

氚样品采集使用除湿机,采集水样量应不少于 100 mL。采样过程中,用具有自动连续记录及存储功能的温湿度计记录温度和相对湿度。放射性流出物样品随机抽取核电厂采集的样品或由中心采样人员进入现场进行流出物现场见证采样,取见证样品进行测量。

表 2 样品中氚和碳-14 的监测方案

Tab.2 Monitoring programme for tritium and carbon-14 in samples

监测对象	监测点位	监测项目	监测频次
空气	新松水库、台山百米塔、钦头村	氚、碳-14	1次/月
降水	新松水库、台山百米塔、钦头村	氚	1次/季
地表水	新松水库、台电大坑水库	氚	1次/半年
饮用水	龙颈村、核电南生活区	氚	1次/季
地下水	赤溪镇	氚	1次/半年
监测井	T1、T2、T3、T4井	氚	1次/季
海水	TH1~TH10	氚	1次/半年
松针、草	下村、腰古 ^①	氚、碳-14	1次/年
海藻	下村	氚	1次/年
白花鱼 ^②	下村	氚	1次/年
牡蛎 ^②	下村	氚	1次/年
气态流出物	气态流出物排放烟囱	氚、碳-14	1次/月
液态流出物	废液排放槽	氚	1次/月

备注:① 2018 年开始启用腰古监测点位,2017 年的监测点位为新松水库;② 方案未要求监测碳-14,2021 年和 2022 年增测了碳-14 项目。

3.2 主要仪器设备

1220 Quantulus 低本底液体闪烁谱仪,PerkinElmer 公司生产;20 mL 聚乙烯计数瓶,PerkinElmer 公司生产;20 mL 低钾计数瓶,PerkinElmer 公司生产。

Vario EL cube 元素分析仪,德国 Elementar 公司生产。

OTCS11/3 型三温区开启式管式炉,上海怡星机电设备有限公司生产。

3.3 测量方法与结果计算

3.3.1 环境氚样品的分析测量

环境氚样品的分析测量参考国家环境保护标准^[15]。经前处理后,工作人员取蒸馏合格的水样 8 mL 于聚乙烯计数瓶中,加入 12 mL 的 ULTIMA GOLD 闪烁液混合摇匀,在液闪谱仪中进行暗适应后测量 1000 min。

3.3.2 环境碳-14 样品的分析测量

环境碳-14 样品的分析测量参考工业标准 EJ/T 1008-96^[14]。经前处理后,称取烘干后的 CaCO₃ 样品 2 g,放于低钾计数瓶中,加入 14 mL 的 Triton-X100 甲苯闪烁液、4 mL 去离子水,混匀成悬浮液。在测量仪器中避光 2~3 h 后测量 600 min。

3.3.3 流出物氚和碳-14 样品的测量

流出物氚和碳-14 样品的测量是直接取一定体积的样品加入闪烁液,暗适应 2~3 h 后测量 200 min。气态流出物氚取 5 mL 样品,加入 15 mL 的 ULTIMA GOLD 闪烁液;气态流出物碳-14 取 6 mL 样品,加入 14 mL 的 Hisafe 3 闪烁液;液态流出物氚取 1 mL 样品,加入 10 mL 的 ULTIMA GOLD 闪烁液。

3.3.4 结果计算

水中氚活度浓度由式(1)计算:

$$C = \frac{N_c - N_b}{6 \times 10^{-2} \times E \times V \times K} \quad (1)$$

空气中氚活度浓度由式(2)计算:

$$C_1 = \frac{N_c - N_b}{6 \times 10^{-2} \times E \times \frac{M}{\rho_{\text{饱和}} \times H} \times K} \quad (2)$$

生物有机结合氚(OBT)比活度由式(3)计算:

$$C_2 = \frac{(N_c - N_b) \times n \times \omega}{6 \times 10^{-2} \times E \times V \times K \times \frac{2}{18}} \quad (3)$$

生物自由水氚(TFWT)比活度由式(4)计算:

$$C_3 = \frac{(N_c - N_b) \times \alpha}{6 \times 10^{-2} \times E \times V \times K} \quad (4)$$

气态流出物氚活度浓度由式(5)计算:

$$C_4 = \frac{V_1 \times (N_c - N_b)}{60 \times E \times V \times K \times V_2} \quad (5)$$

气态流出物碳-14 活度浓度由式(6)计算:

$$C_5 = \frac{N_c - N_b}{60 \times V_2 \times E} \times \frac{V_1}{V} \quad (6)$$

环境样品碳-14 比活度由式(7)计算:

$$C_6 = \frac{N_c - N_b}{60 \times 0.12 \times E \times m} \quad (7)$$

式中, C 为水中氚活度浓度, Bq/L ; C_1 为空气中氚活度浓度, mBq/m^3 ; C_2 为生物有机结合氚(OBT)比活度, Bq/kg (本文 OBT 单位中的 kg 为鲜样质量); C_3 为生物自由水氚(TFWT)比活度, Bq/kg (本文 TFWT 单位中的 kg 为鲜样质量); C_4 为气态流出物氚活度浓度, Bq/m^3 ; C_5 为气态流出物碳-14 活度浓度, Bq/m^3 ; C_6 为环境样品碳-14 比活度, Bq/g (本文环境样品碳-14 比活度单位中 g 为碳元素的质量); N_b 为本底计数率, min^{-1} ; N_c 为样品计数率, min^{-1} ; E 为仪器探测效率, %; V 为样品测量用量, mL ; K 为衰变因子; 6×10^{-2} 为单位换算系数, $(s \cdot min^{-1}) / (mL \cdot L^{-1})$; M 为测量的样品质量, 等于样品测量用量与水的密度乘积, 默认水的密度为 $1 g/cm^3$, g ; $\rho_{\text{饱和}}$ 为采样平均温度下对应的饱和水蒸气密度, 查表得出, g/m^3 ; H 为采样(平均)相对湿度, %; n 为生物样品的干鲜比, 为样品干重和鲜重之比; ω 为样品氢含率, %; a 为鲜样含水率, $a = (\text{样品鲜重} - \text{样品干重}) / \text{样品鲜重}$, %; V_1 为液体采样量, mL ; V_2 为气体采样量, m^3 ; 60 为时间单位换算系数; m 为碳-14 样品的 $CaCO_3$ 测量用量, g ; 0.12 为 $CaCO_3$ 中 C 的质量分数。

4 质量保证

中心严格按照本单位质量管理体系对样品采集与保存、仪器设备和分析测量等工作进行质量管理, 保证采集样品的代表性。分析方法有国家或行业标准方法的均采用标准方法, 对于没有标准方法的, 采用经过资质认定的非标方法, 分析测量过程规范操作。计量所用的标准物质需溯源至国家或国际标准。测量的仪器设备有专人负责维护, 定期进行检定或内部校准。每半个月利用仪器自带标准源和本底样品

对测量装置进行本底和效率测量, 绘制质控图, 检验其稳定性, 一旦发现异常, 及时查明原因; 每年或检修后对测量装置进行泊松分布检验; 定期对测量装置进行刻度, 一旦实验室环境条件发生变化, 及时进行再刻度。

5 监测结果与讨论

5.1 气态流出物氚和碳-14 的抽样监测结果

中心分别于 2018 年 6 月和 2019 年 6 月开始对该核电厂 1 号机组及 2 号机组的气态流出物氚和碳-14 进行抽样监测, 每月随机监测一次核电厂气态流出物氚和碳-14 样品, 并与核电厂自主监测结果进行比对, 验证核电厂自主监测结果。

图 1~图 2 给出了自监测以来抽测该核电厂 1 号机组和 2 号机组气态流出物氚活度浓度的测值情况(本文图中空心标记均为小于探测限)。1 号机组气态流出物氚活度浓度在 $<0.90 \sim 205 Bq/m^3$, 2 号机组气态流出物氚活度浓度在 $<0.90 \sim 238 Bq/m^3$, 与文献报道的压水堆核电厂气态流出物氚活度浓度处于同一数量级水平^[5,7,16]。经分析, 图 1 中 2020 年 8 月、2022 年 2 月和 5 月测到的几次氚活度浓度峰值分别处在 1 号机组首次大修和 T199 大修期间; 图 2 测到的氚活度浓度峰值处在 2 号机 2022 年度大修期间。

在压水堆核反应堆运行中, 燃料元件中三元裂变是氚的主要产生方式, 由裂变产生的氚一部分由于其渗透特性会穿过完整的燃料包壳扩散到主回路中, 另外主回路中还会因为 $2H$ 、 $6Li$ 、 $10B$ 等核素与中子发生活化反应产生氚, 大修期间, 一回路会对空, 反应堆本体构件渗透的氚以及换料水池蒸发携带的氚等均会经气态流出物排放系统排出, 因此, 通常会在大修期间监测到气态流出物氚活度浓度的峰值。

与该核电厂的自主监测结果比较, 1 号机组和 2 号机组气态流出物氚监测结果的相对偏差范围分别为 $-18\% \sim 20\%$ 和 $-7.1\% \sim 9.1\%$, 参考《辐射环境监测技术规范》(HJ 61-2021)中关于平行样和复测样相对偏差 30% 的控制指标要求, 中心分析人员认为该核电自主监测结果与监督性监测结果相匹配。

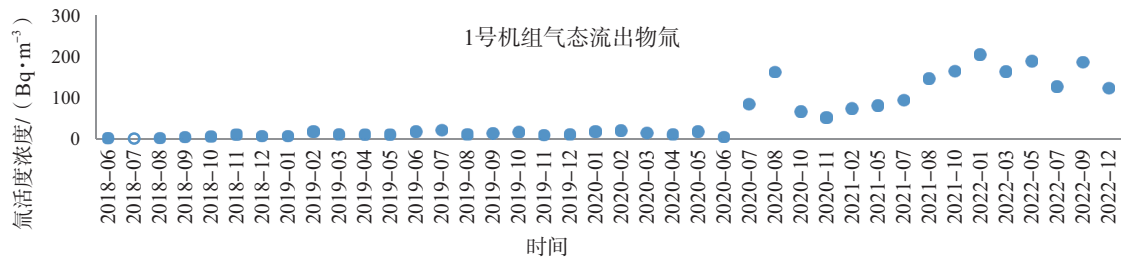


图1 1号机组气态流出物氚监测结果

Fig.1 Monitoring results of tritium in gaseous effluent of No.1 unit

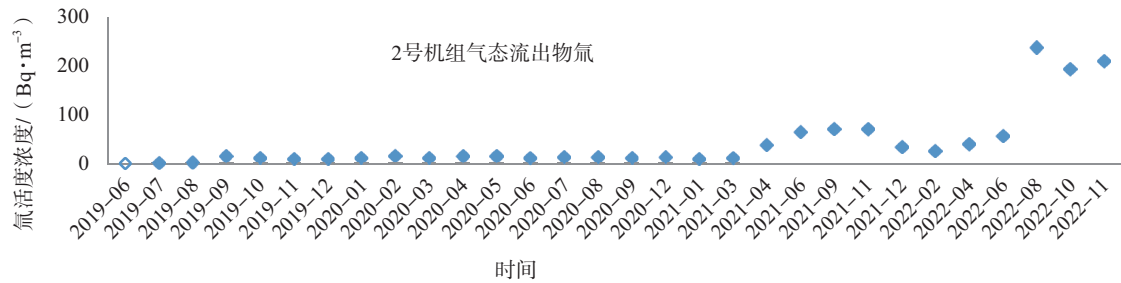


图2 2号机组气态流出物氚监测结果

Fig.2 Monitoring results of tritium in gaseous effluent of No.2 unit

图3~图4给出了自监测以来抽测该核电厂1号机组和2号机组气态流出物碳-14活度浓度的测值情况。1号机组气态流出物碳-14活度浓度在 $<0.56\sim 215$ Bq/m³, 2号机组气态流出物碳-14活度浓度在 $<0.58\sim 323$ Bq/m³。经

分析,图3和图4中1号机组在2020年6月和8月、2号机组2022年6月、2号机组2022年8月和10月出现的测值峰值分别处在1号机组首次大修、2号机组含氢废气(TEG)排放量偏大、2号机组2022年度大修期间。

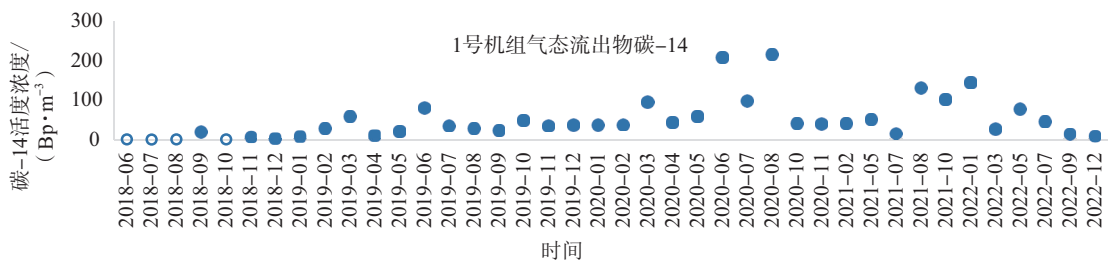


图3 1号机组气态流出物碳-14监测结果

Fig.3 Monitoring results of carbon-14 in gaseous effluent of No.1 unit

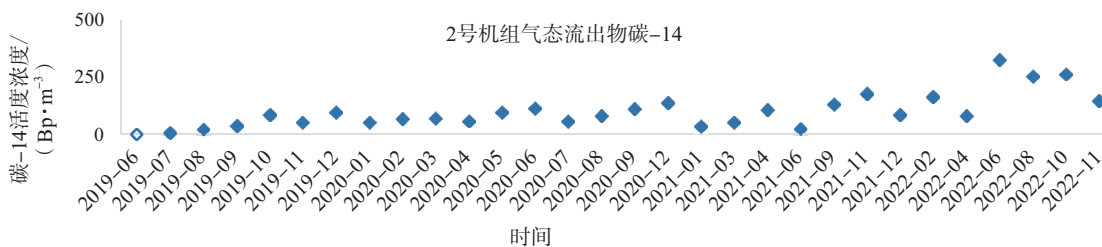


图4 2号机组气态流出物碳-14监测结果

Fig.4 Monitoring results of carbon-14 in gaseous effluent of No.2 unit

压水堆核反应堆运行中,燃料、慢化剂和冷却剂中的氧化物经中子活化 $[^{17}\text{O}(n, \alpha)^{14}\text{C}]$ 或其中的杂质经 $[^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}]$ 核反应均可产生 ^{14}C , ^{14}C 主要以气态形式(如 $^{14}\text{CO}_2$ 和 $^{14}\text{C}_n\text{H}_m$ 等)释放^[17]。大修期间,随着一回路冷却剂和燃料组件等的对空,一回路的 ^{14}C 会进入主要的辅助厂房,经气态流出物排放系统排出,气态流出物中的碳-14水平会较反应堆运行期间的值偏高,因此,通常会在大修期间监测到气态流出物碳-14的峰值。

与该核电厂的自主监测结果比较,1号机组和2号机组气态流出物碳-14监测结果的相对偏差范围分别为-23%~6.3%和-18%~2.5%,参考《辐射环境监测技术规范》(HJ 61-2021)中关于平行样和复测样相对偏差30%的控制指标要求,中心分析人员认为该核电自主监测结果与监督性监测结果相匹配。

5.2 空气和降水中氚及碳-14的监测结果

自监测以来,该核电厂外围环境空气中氚和

碳-14的放射性水平监测结果列于表3。由表3可知,该核电厂外围环境空气样品中,台山百米塔和钦头村分别在2019年和2018年的个别月份中(各监测到一次)监测到了稍高于探测限的氚,最高为 37 mBq/m^3 ,其余空气氚测值结果均低于探测限,未发现空气氚累积效应;空气中碳-14的监测结果在 $0.18\sim 0.27\text{ Bq/g}$ 波动,与对照点监测结果处于同一水平;降水氚均小于探测限。

5.3 液态流出物氚的监测结果

图5是抽测该核电厂液态流出物氚活度浓度的测值情况,测量结果在 $<42\sim 1.35 \times 10^7\text{ Bq/L}$,由图可知,该核电厂液态流出物的氚活度浓度处在较低水平,个别月份测值结果偏高。个别月份废液的氚活度浓度测值偏高主要受一回路主冷却剂pH值控制及机组运行状况差异的影响。由本文1.2节可知,该核电厂液态流出物氚全年排放量占国家批复的年排放量限值的2.18%~33.3%,该核电厂液态流出物氚全年排放量占比稍低于文献报道的其他压水堆核电厂^[5]。

表3 空气和降水中氚及碳-14的监测结果

Tab.3 Monitoring results of tritium and carbon-14 in atmosphere and precipitation

监测时间	空气氚/($\text{mBq}\cdot\text{m}^{-3}$)				空气碳-14/($\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$)				降水氚/($\text{Bq}\cdot\text{L}^{-1}$)			
	台山百米塔	新松水库	钦头村	对照点	台山百米塔	新松水库	钦头村	对照点	台山百米塔	新松水库	钦头村	对照点
2017年	<26	<28	<27	<21	0.20~0.24	0.20~0.24	0.19~0.23	0.21~0.25	<1.1	<1.1	<1.1	<0.90
2018年	<32	<26	<26~37	<21	0.18~0.24	0.18~0.24	0.19~0.24	0.22~0.28	<1.0	<1.0	<1.0	<0.93
2019年	<24~30	<24	<23	<23	0.20~0.26	0.20~0.25	0.20~0.26	0.21~0.26	<1.0	<1.0	<1.0	<0.94
2020年	<29	<29	<29	<19	0.21~0.25	0.21~0.25	0.21~0.25	0.20~0.26	<1.1	<1.1	<1.1	<0.94
2021年	<30	<30	<29	<23	0.20~0.25	0.20~0.25	0.20~0.25	0.21~0.26	<1.1	<1.1	<1.1	<1.3
2022年	<29	<32	<30	<22	0.20~0.26	0.19~0.27	0.19~0.27	0.21~0.27	<1.1	<1.1	<1.1	<0.94

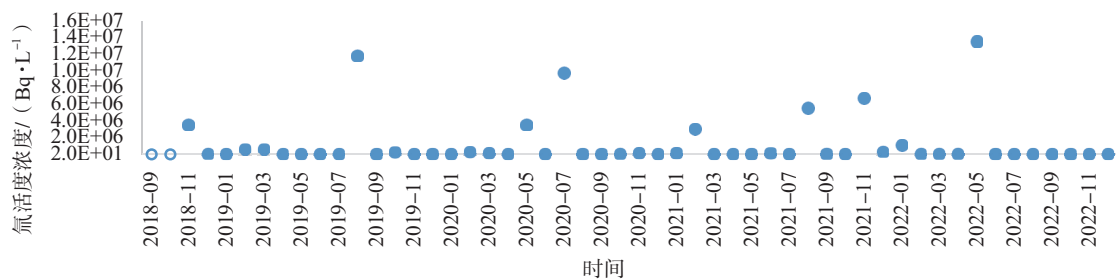


图5 液态流出物氚的监测结果

Fig.5 Monitoring results of liquid effluent tritium

与核电厂的自主监测结果比较,两家单位测量结果的相对偏差范围为-6.3%~12%,参考《辐射环境监测技术规范》(HJ 61-2021)中关于平行样和复测样相对偏差 30% 的控制指标要求,中心分析人员认为该核电自主监测结果与监督性监测结果相匹配。

5.4 海水氚的监测结果

某核电厂废液排放口周边海域 10 个监测点位的海水氚放射性水平见表 4,海水采样点见图 6。由监测结果可知,2019 年、2021 年和 2022 年个别点位监测到了高于探测限的氚,其余点位及对照点的海水氚均小于探测限 1.1 Bq/L。自监测以来,监测仪器监测到高于探测限的氚测量值范围为 1.2~19 Bq/L,其中 2022 年在离废液排放口最近的 TH4 样品中监测到单样最大值为 19 Bq/L。可监测到氚的海水采样点中,TH4、TH5、TH3、TH6 离该核电厂废液排放口最近。

张杰^[18]、邓飞^[19]等曾对大亚湾核电液态流出物排放对海水的影响进行了系列的调查和研究,证明接纳水体中氚的放射性水平受废液氚排放量、废液排放时间与采样时间差、洋流水文、风速风向等综合因素的影响。表 4 监测结果显示,离废液排放口较远的 TH1 和 TH10(距离排放口 8~10 km)历年的海水氚监测结果均小于探测限,由此可知,该核电厂排放口周边海域的海水交换稀释能力较好,可满足该核电厂液态流出物的排放要求,该核电厂废液排放口周边海域的海水氚未出现累积效应。



图 6 海水采样点位图

Fig.6 Location map of seawater sampling points

5.5 淡水氚监测结果

由表 5 分析结果可知,自 2017 年监测以来,该核电厂外围环境地表水、饮用水、地下水中的氚均小于探测限 1.1 Bq/L,厂内监测井水中的氚均小于探测限,未见异常。

5.6 生物样品中氚和碳-14 监测结果

自 2017 年起,中心每年对该核电厂周边重点关注区域的陆生生物(指示生物松针、草)和海洋生物进行有机结合氚、自由水氚及生物碳-14 的分析。由表 6 指示生物松针和草的分析结果可知,历年监测的有机结合氚和自由水氚均小于探测限,松针的碳-14 比活度在 0.20~0.24 Bq/g,草的碳-14 比活度在 0.20~0.25 Bq/g,与对照点分析结果处于同一水平。由表 7 海洋生物监测结果可知,历年监测的有机结合氚和自由水氚均小于探测限,其中 2021 年和 2022 年的牡蛎和海

表 4 海水氚的监测结果

Tab.4 Monitoring results of tritium in seawater

监测时间	测量结果/(Bq·L ⁻¹)										
	TH1	TH2	TH3	TH4	TH5	TH6	TH7	TH8	TH9	TH10	对照点
2017 年	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0
2018 年	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0
2019 年	<1.0	<1.0	<1.0~3.7	<1.0	<1.0~6.3	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0
2020 年	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1
2021 年	<1.1	<1.1~4.0	<1.1~7.3	<1.1~7.9	<1.1~7.0	<1.1~6.0	<1.1~1.6	<1.1~2.2	<1.1~1.2	<1.1	<1.1
2022 年	<1.1	<1.1	<1.1~6.0	<1.1~19	<1.1~9.9	<1.1~1.4	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1	<1.0

表 5 淡水氚监测结果

Tab.5 Monitoring results of tritium in freshwater

监测时间	饮用水/(Bq·L ⁻¹)			地表水/(Bq·L ⁻¹)			地下水/(Bq·L ⁻¹)		厂内监测井水/(Bq·L ⁻¹)			
	龙颈村	核电南生活区	对照点	新松水库	台电大坑水库	对照点	赤溪镇	对照点	TH1	TH2	TH3	TH4
2017年	<1.1	<1.1	<0.90	<1.1	<1.0	<0.90	/	<0.90	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0
2018年	<1.0	<1.0	<0.94	<1.0	<1.0	<0.91	<1.0	<0.90	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0
2019年	<1.0	<1.0	<0.93	<1.0	<1.0	<0.94	<1.0	<0.94	<1.0	<1.0	<1.0	<1.1
2020年	<1.1	<1.1	<0.93	<1.1	<1.1	<0.93	<1.1	<0.93	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1
2021年	<1.1	<1.1	<0.95	<1.1	<1.1	<0.95	<1.1	<0.95	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1
2022年	<1.1	<1.1	<0.94	<1.1	<1.1	<0.94	<1.1	<0.94	<1.1	<1.1	<1.1	<1.1

鱼样品增加了生物碳-14的分析,分析结果在0.20~0.24 Bq/g,与对照点分析结果处于同一水

平。从监测结果可知,该核电厂的运行未对周围生物样品产生可察觉的影响。

表 6 陆生生物样品中氚和碳-14 监测结果

Tab.6 Monitoring results of tritium and carbon-14 in terrestrial biological samples

采样地点	监测时间	松针			草			
		OBT/(Bq/kg)	TFWT/(Bq/kg)	碳-14/(Bq/g)	OBT/(Bq/kg)	TFWT/(Bq/kg)	碳-14/(Bq/g)	
下村	2017年	<0.25	<0.58	0.22	<0.26	<0.59	0.21	
	2018年	<0.25	<0.56	0.20	<0.31	<0.44	0.24	
	2019年	<0.23	<0.60	0.22	<0.33	<0.45	0.20	
	2020年	<0.23	<0.64	0.20	<0.35	<0.44	0.23	
	2021年	<0.28	<0.58	0.21	<0.41	<0.33	0.22	
	2022年	<0.26	<0.64	0.24	<0.36	<0.45	0.25	
新松水库	2017年	<0.37	<0.59	0.22	<0.33	<0.45	0.20	
	腰古	2018年	<0.26	<0.57	0.20	<0.33	<0.42	0.23
		2019年	<0.27	<0.58	0.22	<0.24	<0.60	0.20
		2020年	<0.25	<0.62	0.20	<0.32	<0.51	0.23
		2021年	<0.28	<0.59	0.22	<0.35	<0.45	0.20
		2022年	<0.28	<0.60	0.24	<0.32	<0.50	0.25
对照点		2017年	<0.22	<0.60	0.24	<0.15	<0.63	0.23
	2018年	<0.28	<0.52	0.26	<0.24	<0.59	0.26	
	2019年	<0.24	<0.52	0.23	<0.18	<0.62	0.21	
	2020年	<0.25	<0.51	0.22	<0.17	<0.63	0.21	
	2021年	<0.26	<0.52	0.22	<0.18	<0.61	0.23	
	2022年	<0.24	<0.54	0.21	<0.22	<0.54	0.22	

表7 海洋生物样品中氚和碳-14 监测结果
Tab.7 Monitoring results of tritium and carbon-14 in marine organism samples

样品类型	采样点位	监测时间	监测结果		
			OBT/ (Bq/kg)	TFWT/ (Bq/kg)	碳-14/ (Bq/g)
海藻	下村	2017年	<0.050	<0.90	/
		2018年	<0.068	<0.83	/
		2019年	<0.044	<0.94	/
		2020年	<0.075	<0.93	/
		2021年	<0.064	<0.93	/
		2022年	<0.043	<0.99	/
	对照点	2017年	<0.039	<0.95	/
		2018年	<0.040	<0.91	/
		2019年	<0.036	<0.96	/
		2020年	<0.034	<0.98	/
		2021年	<0.044	<0.96	/
		2022年	<0.031	<1.0	/
牡蛎	下村	2017年	<0.080	<0.93	/
		2018年	<0.110	<0.82	/
		2019年	<0.053	<0.94	/
		2020年	<0.130	<0.87	/
		2021年	<0.092	<0.93	0.20
		2022年	<0.067	<0.97	0.23
	对照点	2017年	<0.100	<0.91	/
		2018年	<0.110	<0.82	/
		2019年	<0.100	<0.89	/
		2020年	<0.090	<0.90	/
		2021年	<0.100	<0.91	0.23
		2022年	<0.099	<0.92	0.23
养殖海鱼	下村	2017年	<0.170	<0.78	/
		2018年	<0.190	<0.74	/
		2019年	<0.190	<0.78	/
		2020年	<0.200	<0.74	/
		2021年	<0.160	<0.84	0.23
		2022年	<0.130	<0.88	0.24
	对照点	2017年	<0.280	<0.77	/
		2018年	<0.280	<0.64	/
		2019年	<0.160	<0.78	/
		2020年	<0.210	<0.72	/
		2021年	<0.130	<0.89	/
		2022年	<0.170	<0.83	/

6 结论与建议

(1) 通过对监测数据的统计分析可知,该核电厂流出物氚和碳-14的排放满足国家审管部门的批复要求。随着核电机组的运行,在核电厂外围环境空气中偶尔可监测到高于探测限的氚,但未出现累积效应;核电厂外围环境空气中碳-14与对照点分析结果处于同一放射性水平,降水氚均小于探测限,未发现异常。

(2) 在核电厂废液排放口附近的海水中可监测到高于探测限的氚,单样历史最高测值为19 Bq/L,距离排放口较远(8~10 km)的两个采样点的海水氚的历年监测结果均小于探测限,由此可知,该核电厂周围海域海水交换稀释条件较好,未出现氚累积效应。

(3) 核电外围环境地表水、饮用水、地下水、生物样品及厂内监测井水中氚的监测结果均小于探测限,陆生生物和部分海洋生物碳-14放射性水平与对照点分析结果处于同一水平,均未发现异常。

(4) 为全面深入了解核电厂运行排放的氚和碳-14对周围环境的影响,监测单位应加强对氚和碳-14的监测,提高监测数据可靠性;对核电厂外围环境空气和水样进行氚监测时,建议可采用电解浓缩法,降低探测限,以更好地跟踪环境中氚浓度的变化,增加海水和海洋生物中碳-14的监测,为核与辐射安全监管提供更有效和更全面的数据支撑。

参考文献

- [1] 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.
- [2] IAEA. Management of waste containing tritium and carbon-14: Series No.421 [R]. Vienna: IAEA, 2004: 11-24.
- [3] EPRI. Estimation of carbon-14 in nuclear power plant gaseous effluents [R]. Palo Alto: Electric Power Research Institute, 2010.
- [4] 上官志洪, 黄彦君, 蒋婧, 等. 压水堆核电厂流出物中¹⁴C的排放限值探讨[J]. 辐射防护, 2021, 41(6): 488-495.
- [5] 黄乃明, 陈志东, 宋海青, 等. 大亚湾和岭澳核电站外围辐

- 射环境监督性监测 [J]. 辐射防护, 2004 (Z1): 191-205.
- [6] 徐月平, 黄彦君, 覃春丽, 等. 美国核电厂氚泄漏事件地下水污染概况及防治对策 [J]. 辐射防护通讯, 2012, 32 (3): 16-21.
- [7] 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.
- [8] 广东省环境辐射监测中心. 台山核电厂首次装料前环境辐射本底调查报告 [R]. 广州: 广东省环境辐射监测中心, 2012.
- [9] 广东省环境辐射监测中心. 台山核电厂1、2号机组项目竣工环境保护验收监测报告 [R]. 广州: 广东省环境辐射监测中心, 2020.
- [10] 广东省环境辐射监测中心. 广东台山核电厂外围环境监督性监测报告 (2018-2022) [R]. 广州: 广东省环境辐射监测中心.
- [11] 环境保护部科技标准司. 水质样品的保存和管理技术规定: HJ 493-2009 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2009.
- [12] 环境保护部科技标准司. 水质采样技术指导: HJ 494-2009 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2009.
- [13] 中华人民共和国生态环境部. 辐射环境监测技术规范: HJ 61-2021 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2021.
- [14] 中国辐射防护研究院. 空气中¹⁴C的取样与测定方法: EJ/T 1008-96 [S]. 北京: 中国核工业总公司, 1996.
- [15] 生态环境部辐射环境监测技术中心. 水中氚的分析方法: HJ 1126-2020 [S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2020.
- [16] 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.
- [17] 魏新渝, 杨端节, 商照荣. 核电厂流出物中¹⁴C的管理控制 [J]. 核安全, 2012 (2): 51-55.
- [18] 张杰, 张春彝, 潘萌. 潮汐对大亚湾核电站液态排出物³H扩散的影响 [J]. 辐射防护, 2006, 26 (4): 215-219.
- [19] 邓飞, 林清, 王家玥, 等. 大亚湾核电基地氚的排放及其环境影响 [J]. 环境化学, 2016, 35 (5): 956-963.

Monitoring of Tritium and Carbon-14 in Radioactive Effluent and Peripheral Environmental Samples of a Nuclear Power Plant

Zhen Liying, Lin Yinghui, Liang Guoshuai, Ouyang Jun, Chen Rirong, Zhang Jiajun
(Guangdong Environmental Radiation Monitoring Center, Guangzhou 510300, China)

Abstract: Tritium and carbon-14 are the main nuclides for emission control of effluents from nuclear power plants, and they are also the key nuclides for radiation environment monitoring around nuclear power plants. This paper introduces the supervisory monitoring of tritium and carbon-14 in radioactive effluents and peripheral environmental samples of a nuclear power plant by Guangdong Environmental Radiation Monitoring Center since 2017. The results showed that the discharge of tritium and carbon-14 from the effluent of the nuclear power plant meets the approval requirements of relevant national departments. Occasionally, tritium above the detection limit can be detected in atmospheric samples near the nuclear power plant, and tritium above the background level can be detected in seawater near the liquid effluent discharge outlet, without tritium cumulative effect. The tritium content of other samples is less than the detection limit, including precipitation, surface water, drinking water, groundwater, biological samples, and monitoring well water in the nuclear power plant. There is no abnormal carbon-14 level in atmospheric and biological samples.

Key words: nuclear power plant; tritium; carbon-14; radioactive effluent

(责任编辑: 许龙飞)

段宗辉,李延韬,王硕,等.穿戴式软质保温在EPR核电机组的研究应用[J].核安全,2023,22(4):40-45.

Duan Zonghui, Li Yantao, Wang Shuo, et al. Research and Application of Wearable Soft Insulation in EPR Nuclear Power Units [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(4): 40-45.

穿戴式软质保温在EPR核电机组的研究应用

段宗辉^{1,2}, 李延韬³, 王 硕², 毕斗斗^{1,*}

(1. 华南理工大学, 广州 510641; 2. 中广核工程有限公司, 深圳 518000;
3. 山东招远核电有限公司, 烟台 264000)

摘要: 针对 EPR 核电机组在运行中出现的因设备本体保温效果不佳引起的厂房温度超温问题, 本文提出了一种穿戴式软质保温技术, 该技术能够有效地提高设备的保温效果, 降低核岛稳压器、蒸发器等房间温度并提升设备的安全性能。本文介绍了 EPR 核电机组的概况和厂房温度控制的重要性。本文针对传统硬质保温盒保温技术的不足之处, 提出了穿戴式软质保温技术的应用。该技术采用了新型的软质保温材料, 根据不同设备形状缝制而成, 能够有效地提高设备的保温效果。在实验中, 我们采用了多组 EPR 核电机组设备进行了试验对比, 结果表明相较于传统的硬质保温盒, 穿戴式软质保温材料的贴合度更高、保温效果更好, 能够有效降低核岛稳压器、蒸发器等房间的温度。该技术应用能够确保 EPR 核电机组设备在运行过程中温度的稳定性, 从而提高核电站的安全性和可用性。

关键词: 穿戴式软质保温; 设备; EPR 核电机组; 降温

中图分类号: TL48 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2023) 04-0040-06

EPR 核电机组是目前最先进的三代核电技术之一, 保持设备及房间温度的稳定性是保证核电站安全稳定运行的重要因素之一。在某 EPR 核电机组运行过程中, 曾出现因稳压器房间顶部、蒸发器房间、稳压器安全阀、主蒸汽隔离阀等区域温度超出设计标准值, 而不满足运行技术规范对应要求的情况, 本文针对该问题提出了一种穿戴式软质保温技术, 替代原有的硬质保温盒, 有效地解决了 EPR 核电机组运行过程中核岛房间超温问题。

1 EPR 核电设备保温设计总体要求

台山核电一期工程引进了欧洲先进压水堆

(European Pressurized Reactor, EPR) 机组, 该机组是能够满足新安全法规要求和更高经济性要求的新一代改进型压水堆, 属于第三代压水堆技术。台山核电充分吸收了法国和德国核电厂的设计、建造和运行经验^[1], 传承了压水堆的关键技术, 并采用高可靠性的专用安全设施, 最大限度地降低了风险, 尽可能将其对环境的放射性影响降至最低^[2]。欧洲先进压水堆机组增加了安全系统的冗余设置^[3], 并采用了隔离准则和多样性原理来确保核电厂“单一事故准则”这一重要安全基石^[4]。EPR 核电机组单机功率 1750 兆瓦, 是目前世界上单机容量最大的核电机组^[5], 其设备体积、容量均大于其他核电技术

收稿日期: 2023-04-18 修回日期: 2023-06-06

作者简介: 段宗辉 (1990—), 男, 工程师, 硕士研究生, 现主要从事核电通风设备维修工作

* 通讯作者: 毕斗斗 (1976—), E-mail: ddbi@scut.edu.cn

机组,对于设备表面的保温要求也不同于 CPR 核电机组,其不同点主要体现在保温性能要求以及保温材料的安装要求上。核电使用传统保温的类型介绍如表 1 所示,按照保温材料分为金属保温和非金属保温^[6],按照保温介质划分为热保温和冷保温,温度在 60℃ 以上称为热保温,温度在 10℃ 以下的称为冷保温,本文中介绍的保温均为热保温。

表 1 核电使用传统保温介绍
Table 1 Introduction to Traditional Thermal Insulation Used in Nuclear Power station

保温类型	材料构成	使用范围
热保温	岩棉、纳米材料、不锈钢、防火布、金属反射层	一回路设备蒸发器、稳压器、安全阀、主泵等区域、二回路管道设备
冷保温	橡塑棉、胶水、铝箔带	核电制冷设备制冷机、冷冻机循环水泵等

核电站保温结构设计除了需符合一般工业管道对于热保温的要求外,还要兼顾核电工程本身的特点,主要包括以下几个方面^[7],如表 2 所示:一是核电保温设计要保证在反应堆正常运行期间和瞬态工况时,能满足其结构的完整性;二是保温材质具备良好的耐辐照性能,能够耐高温,其耐热温度要大于设备或者管道的设计温度;三是保温层在设计时应考虑材料环保,且对人体无害,保温本身不会带来放射性尘埃,不会引起辐射;四是保温层结构的设计要结合管道或者设备形状、所处位置考虑,便于维修;五是核电在役检查期间需要对设备焊缝进行检查,保温层在设计时要考虑可达性和可拆性;六是核电在设计时考虑抗震级别,保温在设计时也需要同步考虑整体设计相关要求,在极限安全地震动下,保温层不会对附近安全物项造成灾害(如倒塌)。本文研究的穿戴式保温技术,外部采用耐辐照硅胶面料,内部填充玻璃纤维,硅胶面料密封性较好,具有较高强度,多次受热后也不会引起放射性粉尘,在地震的情况下能与设备牢固地连接在一起,能够满足上述设计要求。

表 2 EPR 核电机组设备热保温设计要求

Table 2 Design Requirements for Thermal Insulation of EPR Nuclear Power Unit Equipment

类别	具体要求
保温材料	保温材料应具有较好的保温性能,能够有效地减少能量的传递和散失,从而达到节能的目的。此外,保温材料还应具有一定的耐火性能和防腐蚀性能,以保证设备的安全和长期稳定运行。
结构设计	保温结构应该具有良好的密封性和耐久性,以保证设备的长期稳定运行。同时,保温结构还应该考虑到材料的热膨胀系数,避免因温度变化引起的结构变形和应力集中。
保温厚度	保温层的厚度应根据设备的工作条件和环境温度等因素进行合理的选择,以确保设备的热损失在合理的范围内,并达到节能的目的。
施工工艺	保温层的施工工艺应该合理,施工质量应达到标准要求。同时,施工过程中应注意保温材料的固定、接缝处的处理和防水防潮等问题,确保保温层的长期稳定性和可靠性。
保温效果	保温效果应该定期监测和评估,以确保保温层的性能和效果符合设计要求,并及时进行维护和修复。
抗震要求	保温在设计时也需要同步考虑整体设计相关要求,在极限安全地震动下,保温层不会对附近安全物项造成灾害。

2 穿戴式软质保温特性介绍

2.1 穿戴式软质保温结构组成

穿戴式软质保温主要由外部的硅胶面料、中间玻璃纤维针刺毡(填充棉)、内部不锈钢丝网构成,如图 1 所示,保温之间通过耐高温的钢丝线缝制而成,保温外部通过魔术贴进行连接。

穿戴式软质保温结构在设计上严格按照技术要求与机组设备参数、运行温度匹配。本文研究的穿戴式可拆卸软质保温技术通过模拟仿真进行 3D 量身设计定制,确保达到 100% 的精准贴合,相邻保温垫之间采用 45° 或阶梯式搭接设计,确保保温的有效性,实物样式见图 2 某核电系统阀门保温成果展示,通过拉紧魔术贴保证保温贴合度及紧密性。

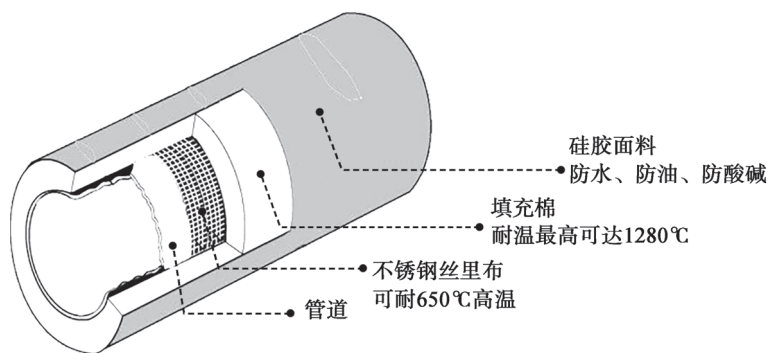


图1 穿戴式软质保温结构组成

Fig.1 Composition of wearable soft insulation structure

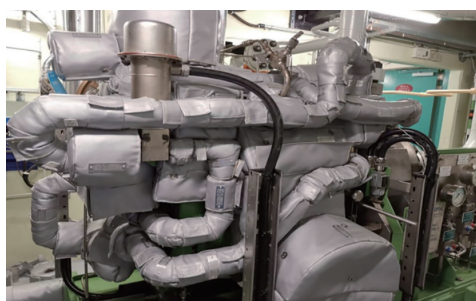


图2 穿戴式软质保温实物

Fig.2 Physical image of wearable soft insulation

2.2 新型穿戴式软质保温与传统硬质保温盒特性对比

目前国内核电设备大部分采用的仍然是传统硬质保温盒,如图3所示,左侧为蒸发器实物图,右侧为改造后采用穿戴式软质保温设备图。传统保温由不锈钢盒、硅酸铝棉袋及不锈钢搭扣构成。其主要优点是结构简单、成本低,缺点是在拆装过程中容易损坏,尤其在回装过程中保温与设备贴合度降低,从而导致保温效果降低,导致厂房内温度升高超出设计基准。目前国内多座核电站换料大修后核岛内厂房超温多与设备保温拆卸后回装不严密有关。



图3 蒸发器表面传统硬质保温盒和穿戴式软质保温
Fig.3 Traditional hard insulation box and wearable soft insulation for evaporator surface

穿戴式软质保温技术与设备贴合度高、保温效果好、安装要求高,需要专业人士安装,造价高于传统保温技术。传统硬质双壁盒和软质穿戴式保温各有优缺点,如表3所示。

表3 新型穿戴式软质保温与传统硬质保温盒比较
Table 3 Comparison between new wearable soft insulation and traditional hard insulation box

特点	传统硬质保温盒	穿戴式软质保温
材质	不锈钢盒子、棉带	硅胶布、玻璃纤维
效果	贴合度差、保温效果不好	贴合度好、保温效果好
安装要求	安装难度低	安装难度高,需要专业人员安装
成本	维护频度高、成本低、造价低、原材料成本低	维护频度低、维护成本高、造价高、原材料成本高

3 穿戴式软质保温应用情况

某 EPR 核电机组稳压器房间在某次停机检修结束后,运行一周出现房间超温,监测温度如图4所示,房间最高温度达到 60℃,超出设计值的 55℃,主控室出现报警。工作人员通过对稳压器房间通风系统进行分析对比,并对各通风口风量进行测量发现,大修前后通风系统设备状态无差异,风阀开度和朝向均与大修前一致,对风道进行检查,发现无异物堵塞风道,对风道前段表冷器进行检查,表冷器进出口温度正常,进一步检查发现稳压器顶部保温存在较多热点,传统硬质保温接缝处温度达到 241.2℃,测

量点平均温度达到 90.5℃, 如图 5 所示。

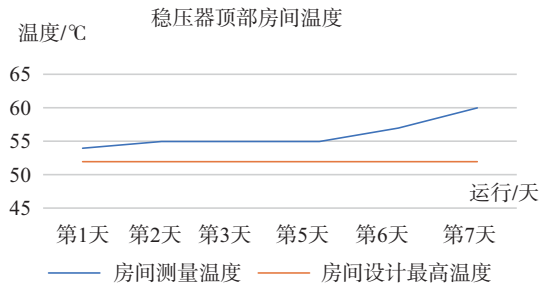


图 4 系统运行温度变化趋势图

Fig.4 Change trend of system operating temperature

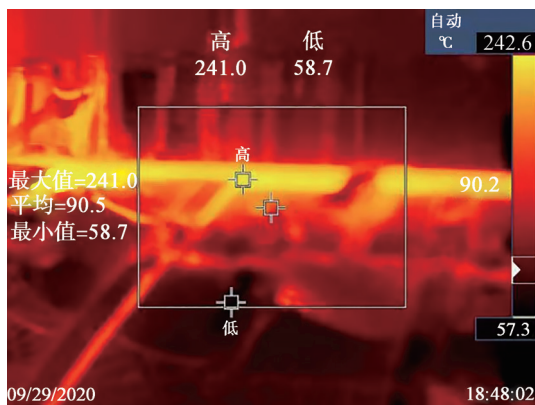


图 5 EPR 核电稳压器顶部热成像图

Fig.5 Thermal Imaging Diagram of EPR Nuclear Power pressurizer

核电设备完整性是核电厂安全运行的保障^[10], 保温也是完整性的一部分。EPR 稳压器保温结构由龙骨与不锈钢保温盒以及钢带、非金属保温棉袋组成, 包括可拆卸式与不可拆卸式保温。可拆卸保温与固定钢带之间采用搭扣连接, 不可拆卸保温与稳压器本体之间采用不锈钢铆钉连接, 保温层从稳压器结构上分为上封头保温、筒体保温、下封头保温(非金属棉袋)三部分, 稳压器与保温层之间空隙区域通过棉袋填实。经过现场检查分析认为, 在换料大修过程中, 对稳压器上封头焊缝进行焊缝检查, 硬质保温盒拆装造成不同程度变形, 使得固定保温盒之间出现较大缝隙, 因此热量会源源不断地向房间内散出, 房间温度随之升高, 导致稳压器顶部房间温度超出设计限值, 最终主控室出现超温报警。稳压器顶部房间温度高还会造成

周围仪表使用可靠性减低, 影响房间内其他核设施的正常运行。

对于核电机组稳压器房间正常运行阶段出现的超温问题, 处理起来主要存在如下两个难点: 一是机组上行阶段稳压器房间内存在中子辐射, 人员存在较高的中子辐射风险; 二是设备回装后房间内作业空间狭窄, 存在较高的误碰设备风险, 影响机组安全上行。

3.1 穿戴式软质保温在 EPR 核电机组稳压器上的应用

某 EPR 核电机组稳压器在首次换料大修后出现房间超温现象, 经设计、运行、维修各部门商讨后决定采用将原有的硬质保温盒替换成穿戴式软质保温的改造方案, 对稳压器本体与框架之间出现的房间内热量流场进行重新分配, 保证房间内温度探头探测到的温度更加接近真实值。在改造过程中, 对采用穿戴式保温的稳压器与未采用的进行对比试验, 结果如图 6 所示, 平均温度下降达到 10℃, 结果证明, 采用穿戴式软质保温, 保温效果优于原有硬质保温盒。

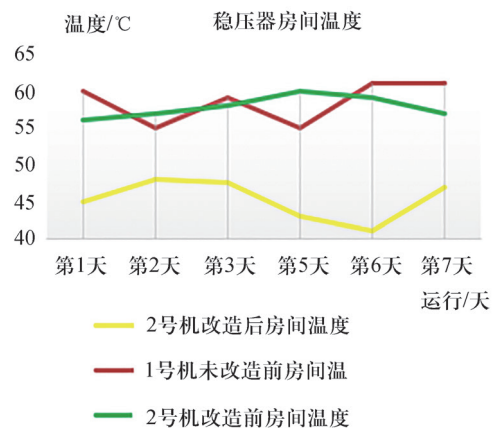


图 6 系统运行温度变化趋势图

Fig.6 Trend Chart of Operating Temperature in the Pressurizer Room

3.2 穿戴式软质保温在 EPR 核电机组主蒸汽隔离阀中的应用

主蒸汽系统在核电站运行中承担了重要的安全功能。在发生安全壳内主蒸汽管道破裂事故时, 主蒸汽隔离阀限制蒸汽释放, 从而

避免超过安全壳设计压力^[9]。主蒸汽隔离阀动作的有效性和可靠性,直接影响核电站的运行安全。在某 EPR 核电运行期间,受阀门本体热辐射与对流影响,主蒸汽隔离阀限位开关曾长期出现超温现象,温度最高达到 100℃,温度升高会影响限位开关动作的有效性,可能引起设备误动,从而引发反应堆紧急停堆事故发生。

当主蒸汽隔离阀内部流动介质达到 300℃ 以上时,传统保温技术采用的硬质保温盒保温效果无法满足设计要求^[10]。硬质保温盒在拆卸回装后,接缝区域难免出现间隙,保温盒内棉毡分布不均匀,这些都会降低保温效果。调查研究发现,目前市面上生产的新型可拆卸穿戴式软质保温能有效解决上述问题,经设计、运行、维修各方评估,可拆卸穿戴式软质保温技术在某 EPR 机组上得到了成功应用。通过 3D 建模方式,根据主蒸汽隔离阀物理结构定制出对应的保温技术,新型软质保温贴合度更高,在对主蒸汽等系统隔离阀进行改造后,限位开关表面温度出现大幅度下降,如图 7 所示,平均温度至少下降 10℃ (图中 VVP 为主蒸汽隔离系统,ARE 为主水系统)。另外,新型软质保温拆装更便捷,能够缩短关键路径时间,提质增效,带来经济效益。

4 总结

穿戴式软质保温技术是一种新型的保温技术,在某 EPR 核电机组研究中得到了应用。该技术采用软质材料和穿戴式设备相结合的方式,能够有效地提高 EPR 核电机组设备的保温效果,确保设备正常运行。本文通过对某 EPR 核电机组的概述,介绍了软质保温特性,并进行了试验验证。试验结果表明,该技术能够有效地解决核电站设备在运行过程中出现的房间超温、设备超温等问题,提高了热能利用率,缩短了大修工期,具有良好的社会效益和经济效益。应用穿戴式软质保温技术可以提高核电站的安全性和稳定性,可以考虑将其纳入核电厂初始设计范畴,在设计施工阶段进行评估,能够有效解决当前各核电厂房出现的部分通风难题。本课题研究的穿戴式保温技术在某 EPR 核电机组的成功应用,为华龙一号机组的商业运行提供了可借鉴的成功示范,希望后续在其他核电厂能够得到广泛应用^[11]。

参考文献

- [1] 耿文行, 赵月扬. 法国 CP1-CP2 系列核电机组安全重要设备分级的经验反馈 [J]. 核安全, 2007 (01): 46-52.
- [2] 刘栋, 王宏印, 张甬. 核电厂设备鉴定的过程控制与管理

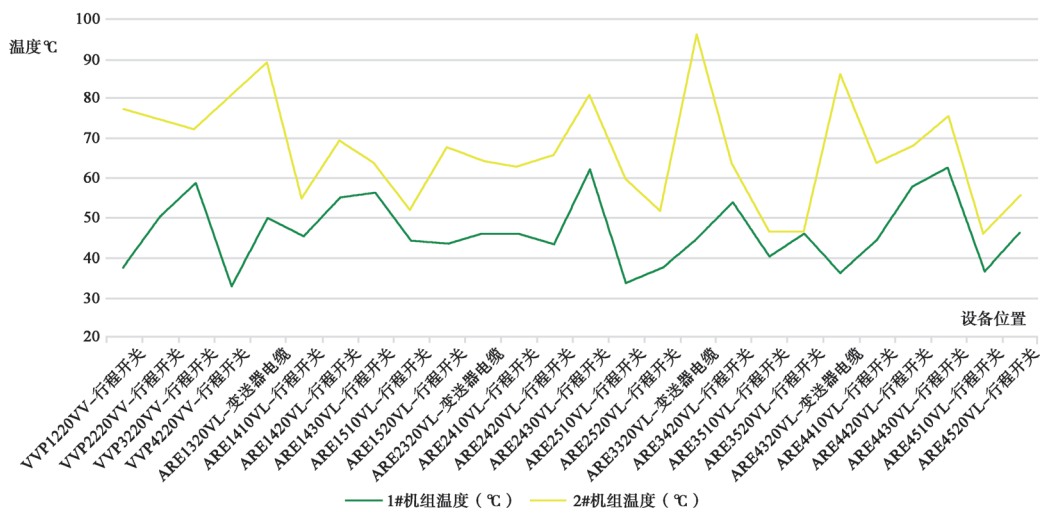


图 7 主蒸汽隔离阀限位开关温度变化趋势图

Fig.7 Temperature Change Trend of Main Steam Isolation Valve Limit Switch

- [J]. 核安全, 2013 (02): 73-77.
- [3] 李亮, 范瑾, 唐立学. 核电厂安全级设备鉴定及技术发展的探讨 [J]. 核安全, 2015 (02): 61-64.
- [4] 郎爱国. 核电厂和缓环境、显著老化机理与设备鉴定 [J]. 核安全, 2006 (03): 15-20.
- [5] 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.
- [6] 南小飞, 刘悦强. 金属反射型保温结构在核电的应用 [J]. 工艺与技术, 2014 (30): 117-118.
- [7] 核工业标准化研究所. 压水堆核电厂反应堆压力容器及反应堆冷却剂系统管道和设备保温层设计准则: NB/T 20343-2021 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2021.
- [8] 中广核工程有限公司. 压水堆核电厂核岛设计第三卷核岛工艺系统和布置设计 [M]. 北京: 原子能出版社, 2010, 9: 566.
- [9] 顾林峰, 白杉, 王超. 核电站用主蒸汽隔离阀性能分析 [J]. 阀门, 2018 (4): 19-22.
- [10] 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 (01): 26-33.
- [11] 段宗辉, 李延韬, 毕斗斗. EPR 核电机组核反应堆厂房临时空调通风系统方案研究应用 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 5.

Research and Application of Wearable Soft Insulation in EPR Nuclear Power Units

Duan Zonghui^{1,2}, Li Yantao³, Wang Shuo², Bi Doudou^{1,*}

(1. South China University of Technology, Guangzhou 510641, China; 2. China Guangdong Nuclear Power Engineering Co., Ltd. Shenzhen 518000, China; 3. Shandong Zhaoyuan Nuclear Power Co., Ltd. Yantai 264000, China)

Abstract: In the operation of EPR nuclear power unit, the problem of high plant temperature caused by the poor thermal insulation effect of the equipment body occurs. This paper proposes a wearable soft thermal insulation technology for this problem, which can effectively improve the thermal insulation effect of the equipment, effectively reduce the temperature of the nuclear island pressurizer, evaporator, and other rooms, and improve the safety performance of the equipment. This paper introduces the overview of EPR nuclear power unit and the importance of plant temperature. In view of the shortcomings of the traditional hard insulation box insulation technology, the application of wearable soft insulation technology is proposed. This technology adopts new soft thermal insulation materials sewn according to different equipment shapes, which can effectively improve the thermal insulation effect of the equipment. In the experiment, we used several sets of EPR nuclear power unit equipment for test and comparison. The results show that compared with the traditional rigid insulation box, it has a higher fitting degree and better insulation effect, and can effectively reduce the room temperature of nuclear island pressurizer, evaporator and other rooms. The application of this technology can ensure the temperature stability of EPR nuclear power unit equipment during operation, thus improving the safety and stability of nuclear power plant.

Key words: wearable soft insulation; Equipment; EPR nuclear power unit; cooling

责任编辑: (梁 晔)

刘锐,张珊琦,袁芳,等.基于风险指引和性能目标的抗震设计方法在研究堆的应用[J].核安全,2023,22(4):46-53.

Liu Rui,Zhang Shanqi,Yuan Fang,et al. Application of Seismic Design Method based on Risk Guidance and Performance Objective in Research Reactor [J]. Nuclear Safety,2023,22(4): 46-53.

基于风险指引和性能目标的抗震设计方法 在研究堆的应用

刘 锐¹, 张珊琦², 袁 芳³, 候秦脉¹, 张慧一^{1,*}

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 中核能源科技有限公司, 北京 100193;
3. 上海核工程研究设计院股份有限公司, 上海 200233)

摘要: 本文介绍了美国最新版 ASCE 43-19《核设施构筑物、系统和设备的抗震设计标准》, 梳理了基于风险指引和性能目标的核设施抗震设计方法; 考虑到风险重要性, 为不同的研究堆构筑物、系统和设备分配不同的抗震设计类别(即不同的设计基准地震动水平)和不同的设计性能限制(即不同的极限状态); 对比了不同版本的 ASCE 43-19 和 ASCE 43-05 标准对抗震设计分类和确定设计基准地震的区别及影响。通过研究美国研究堆 VTR 和 SHINE 的抗震设计方法及美国核管会的审评实践, 为我国研究堆确定合理的抗震设计输入提供参考。

关键词: 风险指引; 性能目标; 抗震设计; 研究堆

中图分类号: TL364 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)04-0046-08

近年来,我国持续关注新建研究堆及其配套实验和生产设施,而研究堆的堆型、用途、功率水平、设计原理、安全特性等不尽相同,运行模式和管理也有很大的差别。我国核安全法规 HAF 201-1995《研究堆设计安全规定》要求将地震作为典型的假设始发事件考虑。我国为核电厂的抗震设计编制了一系列标准规范,已经形成了完整的分析和评价方法,而对研究堆的抗震设计却缺少专门的规范。针对除核动力厂外的核设施的抗震设计问题,在国际上曾有两种处理办法,一是采用常规建筑

和工业规范,二是采用核电厂的抗震设计方法。前一种方法对核设施具有放射性材料这一特点欠考虑,后一种方法过于保守。美国 NUREG-1537《非动力反应堆许可证申请和审查指南》规定,非动力反应堆抗震设计至少应符合当地建筑规范,确保设施和相关安全功能不受到重大损坏。应分析地震事件造成的所有潜在后果,确保地震事件不会对公众的健康和安全构成重大风险。NUREG-1537 规定了非动力反应堆的最低抗震设计要求,但对于如何确定研究堆的抗震设计基准地震却没有

收稿日期: 2023-06-05 修回日期: 2023-06-12

作者简介: 刘锐(1985—),女,现主要从事核安全审评的工作

通讯作者: 张慧一, E-mail: zhanghuiyi4024@163.com

给出明确的标准。因此研究合理安全的抗震设计方法对新建研究堆抗震性能的保证很有必要。

美国土木工程师学会(American Society of Civil Engineers, ASCE)和结构工程学会(Structural Engineering Institute, SEI)标准 ASCE/SEI 43-19《核设施构筑物、系统和设备的抗震设计标准》(以下简称 ASCE 43-19)提出了一种根据一定的性能要求选取地震输入和设计准则的新方法,该方法适用于新建加工、储存或处理放射性物质的核设施的设计,其形式和数量可能会对工作人员、公众或环境造成潜在危害。本文主要介绍了 ASCE 43-19 的抗震设计分类方法,研究不同版本的 ASCE 43-19 和 ASCE 43-05 标准对抗震设计分类和确定设计基准地震的区别和影响,通过实例解释了基于风险指引和性能目标的抗震设计方法在研究堆上的应用。

1 ASCE 43-19 方法

NUREG-0800《核电厂安全分析报告标准审查大纲》使用确定性方法保障构筑物、系统和

设备(Structure, System, And Component, SSC)的设计充分性,对所有 SSC 使用唯一的设计基准地震,而不论风险重要性如何。ASCE 43-19 采用基于风险指引和性能目标一致的方法定义核设施中安全相关 SSC 的抗震设计。性能目标由设计基准地震(Design Basis Earthquake, DBE)的年发生频率和 SSC 结构的可接受性能水平定义。其中设计基准地震年发生频率由抗震设计类别(Seismic Design Category, SDC)确定;SSC 结构的可接受性能水平安全由极限状态(Limit state, LS)确定。相关 SSC 的设计可采用不同的抗震设计类别。NUREG-0800 推荐的抗震设计方法与 ASCE 43-19 的比较见表 1。

2 确定抗震设计分类

2.1 标准接口

ASCE 43-19 规定了抗震设计标准和分析方法,与 ASCE 43-19 最重要的接口标准包括美国国家标准协会(American National Standards Institute, ANSI)和美国核学会(American Nuclear Society, ANS)的标准如下:

表 1 目前的抗震设计方法与 ASCE 43-19 的比较

Table 1 Comparison of current seismic design methods with ASCE 43-19

对比项目	NUREG-0800 抗震设计方法	ASCE 43-19 方法
抗震分类	所有与安全相关的 SSC 都被视为抗震 I 类(SC-1)	考虑风险的重要性, ASCE 43-19 允许采用所需的设计性能水平与风险重要性相一致的抗震设计类别(SDC)
设计基准地面运动	所有 SC-1 SSC 都设计为相同的地面运动水平,对应于 SSE 或设计基准地面运动	每个 SDC 的设计基础地面运动是根据与设计过程相关的性能目标和裕量得出的。没有适用于所有 SDC 的单一设计基础地面运动。地面运动基于 SDC 的性能目标对应的危险频率
设计性能标准	没有定义明确的数值标准。设计限制与弹性行为相关,导致超出设计基础地面运动的显著安全裕度。当前核电厂采用基于每年 1×10^{-5} 的性能目标的危险超出频率	定量设计性能标准与每个 SDC 相关联。根据所需的设计性能和裕量,允许使用不同的设计极限状态(如允许非弹性行为的极限状态)
设计程序	该设计对 SSE 地面运动采用确定性地震响应分析来确定地震需求。SSC 的设计使用既定的建筑和工程标准,例如美国混凝土协会(ACI)、美国钢结构协会(AISC)、美国机械工程师协会(ASME)等发布的标准	该设计采用基于与指定 SDC 相对应的地面运动的地震响应分析。抗震需求根据选定的 LS 进行调整。SSC 的物理设计使用既定的建筑和工程标准,例如 ACI、AISC、ASME 等标准

(1) ANSI/ANS-2.26《用于抗震设计的核设施结构、系统和部件的分类》。该标准提供了选择设施抗震设计分类(SDC)和极限状态(LS)的标准:为核设施结构、系统和部件(SSC)选择抗震设计分类(SDC),实现地震安全;为SSC选择极限状态以管理其抗震设计,确保在地震中达到预期的安全性能。

(2) ANSI/ANS-2.27《用于地震危险评估的核材料设施场地调查标准》。该标准提供概率地震危险性分析(Probabilistic Seismic Hazard Assessment, PSHA)所需的地震源特征输入、地表断层破裂危险性评估、场地反应分析和地震引起的地面破坏危险。

(3) ANSI/ANS-2.29《概率地震危险性分析》。该标准为核设施的设计和建造提供概率地震危险性分析(PSHA)的方法和指导。

以上标准联合使用的目标是实现风险指引的抗震设计,保护公众、环境和工作人员免受地震的潜在危害。这组标准共同确定了:(a)设计基准地震反应谱;(b)在地震期间和地震后实现足够安全性能所必需的极限状态;(c)达到极限状态所需完成的SSC设计要求。标准之间的接口关系如图1所示。

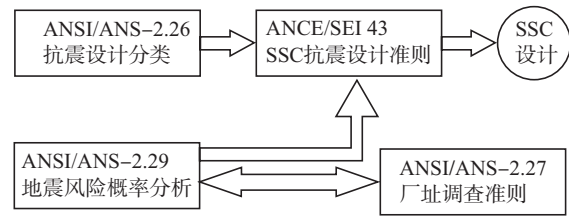


图1 地震标准关系的示意图

Fig.1 Schematic diagram of seismic standard relationship

2.2 抗震设计分类(SDC)

ANSI/ANS-2.26根据SSC自身的重要性的和固有的潜在危害性划分抗震性能设计分类(SDC),抗震性能设计分类(SDC)可划分为5类(SDC-1至SDC-5),SDC-1适用于常规建筑标准,其失效可能不会导致任何放射性后果,SDC-5是最严格的级别,适用于核电厂或具有大量放射性物质储存的核材料加工设施。基于SSC失效后果的严重性的抗震性能分类见表2。

2.3 极限状态(LS)

ANSI/ANS-2.26对四个极限状态(LS)(A、B、C和D)进行了定性描述,描述了SSC在地震期间或之后可接受的变形、位移或应力。设计

表2 基于SSC失效后果的严重性的抗震性能分类

Table 2 Seismic performance classification based on the severity of SSC failure consequences

抗震设计分类	失效的后果严重程度	
	工作人员	公众
SDC-1	没有放射性或化学释放后果,但SSC失效可能会使工作人员面临身体受伤的风险	没有后果
SDC-2	与SDC-3相比,对工作人员的辐射或化学暴露更少,可能会使更多设施工作人员面临身体受伤的风险,工作人员不会经历永久性健康影响	与SDC-3相比,对公众的放射性和化学暴露更少,基本上无场外后果
SDC-3	0.25 Sv < 剂量 < 1 Sv AEGL2、ERPG2 < 浓度 < AEGL3、ERPG3,浓度可能使设施处于应急运行状态,或者使上百人处于危险状态	0.05 Sv < 剂量 < 0.25 Sv AEGL2、ERPG2 < 浓度 < AEGL3、ERPG3
SDC-4	1 Sv < 剂量 < 5 Sv, 浓度 > AEGL3、ERPG3	0.25 Sv < 剂量 < 1 Sv, 摄入大于 300 mg 可溶性 U, 浓度 > AEGL3、ERPG3
SDC-5	放射性 / 毒性物质释放可能导致设施内的工作人员丧失生命	剂量 > 1 Sv 浓度 > AEGL3、ERPG3

为 LS-A 的 SSC 承受较大的永久变形(即完整性不是必需的);设计为 LS-B 和 LS-C 的 SSC 分别承受中度和有限的永久变形;设计为 LS-D 的 SSC 施加最严格的设计限制,需要保持在弹性状态。对于给定的 DBE,极限状态 LS-A 的损伤最大,极限状态 LS-D 的损伤可忽略不计。通过应用非弹性能量吸收系数和 / 或变形极限,将损伤限制在允许水平。表 3 给出了 ANSI/ANS-2.26 极限状态的分类,图 2 给出了典型荷载变形曲线图。SDC(SDC-1 到 SDC-5)和 LS(A、B、C 或 D)的组合决定了 SSC 设计的设计基准地震,如表 4 所示。

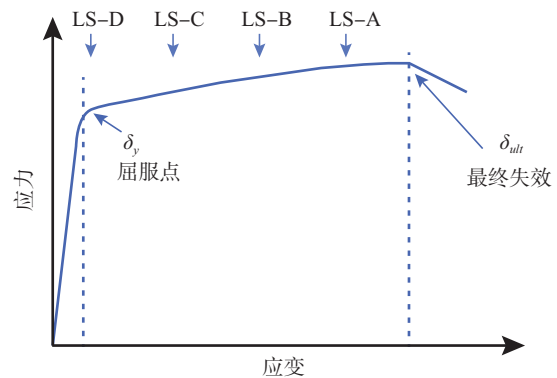


图 2 典型荷载变形曲线图
Fig.2 Typical load deformation curve

表 3 ANSI/ANS-2.26 极限状态
Table 3 ANSI/ANS-2.26 Limit States

极限状态	预期变形	伤害等级
A	严重永久变形易塌陷	重大损害
B	中度永久变形	一般可修的损坏
C	有限的永久变形	小的损坏
D	保持弹性状态	可忽略不计的损坏

2.4 基于性能抗震设计方法

ASCE 43-19 使用与可接受风险相称的分类方法,通过满足不同概率性能目标,保证 SSC 能够承受设计基准地震地面运动。概率性能目标表示为不可接受性能的年频率(如每年 1×10^{-5} 次)。当结构损坏水平超过定义的 LS 水平时,即出现不可接受的性能(即失效状态)。实施 ASCE 43-19 将实现两个概率性能目标:

表 4 不同抗震设计分类对应基于风险的性能目标和地震危险超越概率表

Table 4 Risk based performance objectives and probability of seismic hazard exceedance corresponding to different seismic design classifications

	抗震设计分类 (SDC)			
	SDC-2	SDC-3	SDC-4	SDC-5
概率目标性能指标 (P_F)	4×10^{-4}	1×10^{-4}	4×10^{-5}	1×10^{-5}
ASCE 43-19 地震危险超越概率 (H_D) $H_D = 10 \times P_F$	4×10^{-3}	1×10^{-3}	4×10^{-4}	1×10^{-4}
抗震设计标准	美国地质局 (USGS)2500 年重现期地震图 IBC	一致危险性反应谱 (UHRS) ANSI/ANS 2.27 和 2.29 和 ASCE 43-19		
ASCE 43-05 概率比 R_p	1	4	10	10
地震危险超越概率 (H_D) $H_D = R_p \times P_F$	4×10^{-4}	4×10^{-4}	4×10^{-4}	1×10^{-4}
抗震设计标准	美国地质局 (USGS)2500 年重现期地震图 IBC	一致危险性反应谱 (UHRS) ANSI/ANS 2.27 和 2.29 和 ASCE 43-05		

(1)在发生 DBE 时,超过可接受性能的失效概率小于 1%;(2)在发生 150% DBE 时,超过可接受性能的失效概率小于 10%。

早期版本的 ASCE 43-05 与 ASCE 43-19 在概率目标性能指标上是一致的,但是 ASCE 43-05 引入了概率比 R_p ($R_p=H_D/P_F$),对于 SDC-3、SDC-4、SDC-5 分别为 4、10、10,这样对应的地震危险超越概率 H_D 分别为 4×10^{-4} 、 4×10^{-4} 、 1×10^{-4} ,厂址的设计地震反应谱表达也有所不同。表 4 给出了不同抗震设计分类对应基于风险的性能目标和地震危险超越概率。

3 确定设计基准地震

3.1 ASCE/SEI 43-19

ASCE/SEI 43-19 基于性能方法的厂址特定地震是基于 ANSI/ANS 2.27 和 2.29 标准,进行概率地震危险性分析(PSHA),开发地震危险性曲线和一致危险性反应谱(Uniform hazard response spectrum, UHRS)。对于抗震设计类别 SDC-2、SDC-3、SDC-4 和 SDC-5,规定水平振动的 UHRS 的两个年平均超越频率为:

$$H_p = P_F \quad (1)$$

定义地震危险曲线的斜率为:

$$H_D = 10 \times P_F \quad (2)$$

水平方向地面运动 DBE 根据下式给出了设计反应谱(DRS):

$$DRS = SF \times UHRS_{H_p} \quad (3)$$

式中: $UHRS_{H_p}$ 是针对年平均超越频率 H_p 确定的 UHRS;

SF 是在每个频谱频率下的比例因子。

对于 UHRS 定义的每个频率,斜率系数 A_R 为:

$$A_R = \frac{SA_{H_p}}{SA_{H_D}} \quad (4)$$

式中: SA_{H_p} 是年平均超越频率 H_p 的谱加速度;

SA_{H_D} 是年平均超越频率 H_D 的谱加速。

给定频谱频率下的 SF 由下式给出:

$$SF = \text{Max}(SF_1, SF_2, SF_3) \quad (5)$$

式中:

$$SF_1 = A_R^{-1.0}$$

$$SF_2 = 0.6A_R^{-0.2}$$

$$SF_3 = 0.45$$

DRS 通常定义在自由场中,与危险曲线和 UHRS 的控制位置相同。 DRS 应在整个频率范围内按一个因子放大振幅,使 SDC-2 的零周期加速度不小于 0.04 g, SDC-3 不小于 0.06 g, SDC-4 不小于 0.08 g, SDC-5 不小于 0.10 g。

3.2 ASCE/SEI 43-05

ASCE/SEI 43-05 对于 DRS 的定义是采用一个大于 1 的设计因子 DF 与 UHRS (H_D 超越概率下的)乘积,而 ASCE/SEI 43-19 在基于系列改进研究后采用小于 1 的比例因子 SF 与 UHRS (H_p 超越概率下的)乘积。

ASCE/SEI 43-05 中根据下式计算设计反应谱(DRS):

$$DRS = DF \times UHRS \quad (6)$$

式中: $UHRS$ 是年平均超越频率 H_D 下的 UHRS;

DF 是在每个频谱频率下的设计因子。

对于 UHRS 定义的每个频率,斜率系数 A_R 为:

$$A_R = \frac{SA_{0.1H_D}}{SA_{H_D}} \quad (7)$$

式中: $SA_{0.1H_D}$ 是年平均超越频率 $0.1H_D$ 的谱加速度;

SA_{H_D} 是年平均超越频率 H_D 的谱加速度。

给定频谱频率下的 DF 由下式给出:

$$DF = \text{Max}(DF_1, DF_2) \quad (8)$$

式中:

$DF_2 = 0.6A_R^\infty$; ∞ 对于 SDC-3、SDC-4、SDC-5 分别为 0.4、0.8、0.8。

DF_1 对于 SDC-3、SDC-4、SDC-5 分别为 0.8、1.0、1.0。

4 应用实例

(1) 钠冷快堆 VTR (Versatile Test Reactor)

VTR 项目是美国核能公司 GE-Hitachi 设计的 300 MWt 的钠冷快堆,主要功能是进行先进反应堆燃料和与材料相关的试验,目前

完成了基于风险指引和性能目标的抗震设计的概念设计,可满足工作人员和公众可接受风险与和 SSC 失效后果严重程度相称的设计要求。

根据 ANSI/ANS-2.26, VTR 项目的 SSC 分为五类抗震设计类别。分类为 SDC-3、SDC-4 和 SDC-5 的 SSC 的 DBE 根据表 1 定义,满足所需性能目标 (P_F) 的地震危险超越概率 (H_D):

- SDC-3 DBE, $H_D=4 \times 10^{-4}$, 达到目标性能目标 $P_F \approx 1 \times 10^{-4}$;
- SDC-4 DBE, $H_D=4 \times 10^{-4}$, 达到目标性能目标 $P_F \approx 4 \times 10^{-5}$;
- SDC-5 DBE, $H_D=1 \times 10^{-4}$, 达到目标性能目标 $P_F \approx 1 \times 10^{-5}$ 。

分类为 SDC-1 和 SDC-2 的 SSC 的抗震设计 DBE 根据 IBC-2015 和 ASCE 7-10 的规定开发。

- SDC-1 DBE, 对应 ASCE 7-10 风险类别 II, 达到目标性能目标 $P_F < 10^{-3}$;
- SDC-2 DBE, 对应 ASCE 7-10 风险类别 IV, 达到目标性能目标 $P_F < 4 \times 10^{-3}$ 。

基于 ANSI/ANS-2.26 提供的示例,将四种极限状态(LS)分配给 SSC。在缺乏安全分析结果和现场设计输入的情况下, VTR 项目进行了保守分类用于概念抗震设计评估:

- 反应堆容器,安全壳及其支撑,反应堆停堆系统,冷却系统和一次冷却剂边界, SDC-5;
- 处理和储存实验或控制区以外燃料的 SSC SDC-3;
- 覆盖气体和钠净化系统及其支撑结构 SDC-3;
- SDC-5 和 SDC-3 SSC 的概念设计默认为 LS-D, 保持弹性状态。少数例外,如辅助冷却系统的抗震设计为 LS-C, 因为其安全性能不受有限永久变形的影响。

根据 ASCE/SEI 43-05 的方法,由附近场地的 PSHA 为 VTR SDC-3、SDC-4 和 SDC-5 SSC 的抗震设计开发了 5% 阻尼比的早期设计反应谱(EDRS),如图 3 和图 4 所示。

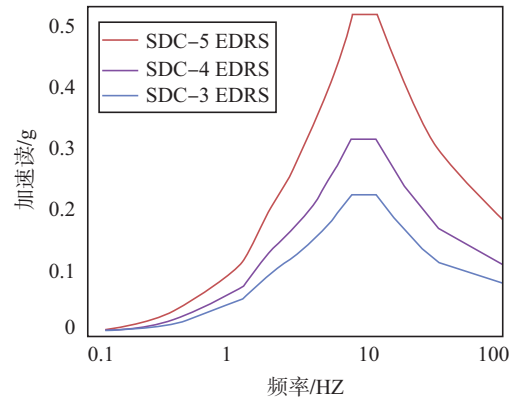


图 3 5% 阻尼水平 EDRS
Fig.3 5% damping level EDRS

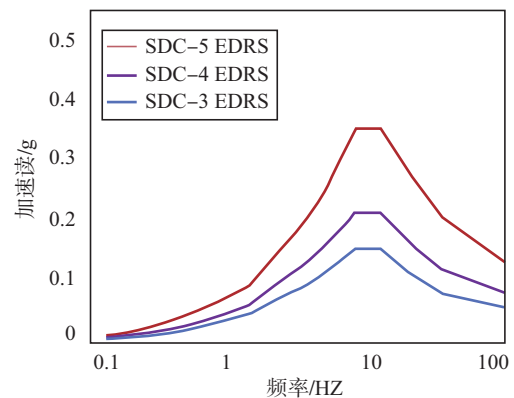


图 4 5% 阻尼竖直 EDRS
Fig.4 5% Damping Vertical EDRS

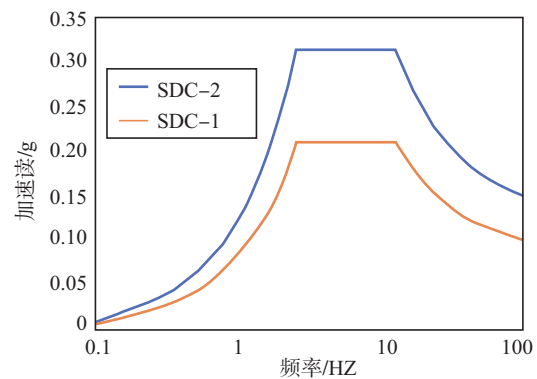


图 5 根据 ASCE7-10 确定 5% 阻尼反应谱
Fig.5 Determine the 5% damping response spectrum according to ASCE7-10

根据 ASCE7-10 第 11.4 节的规定,开发 SDC-1 和 SDC-2 抗震设计的 5% 阻尼比 DRS 如图 5 所示。

(2) 溶液堆 SHINE

SHINE 是由辐照设施 (IF) 和放射性同位素生产设施 (RPF) 组成的放射性同位素生产设施,用于特种核材料的辐照加工,生产医用放射性同位素 (如钼-99)。目前 NRC 已完成了对 SHINE 最终安全分析报告的评价。

根据美国法规 NUREG-1537,第 1 部分第 3.4 节要求,非动力反应堆的抗震设计至少应符合当地建筑规范和其他适用标准。NRC 工作人员使用核管制委员会认可的模型和方法进行了概率地震危险性分析 (PSHA)。SHINE 抗震设计使用了 2008 年美国地质调查局 (USGS) 的结果来确定现场的地震危险和安全停堆地震 (SSE)。除了审查 SHINE 申请和美国地质勘探局的结果,NRC 工作人员结合现场地质信息的 PSHA,开发了抗震设计分类为 SDC-3 和 SDC-4 的统一地震危险谱,并根据 ASCE/SEI 43-05 的指导进行计算。结果表明,对于 SDC-4 类设施,SHINE 以显著的裕度包络了大于 0.6 Hz 的所有频率,SDC-3 的裕度更大。

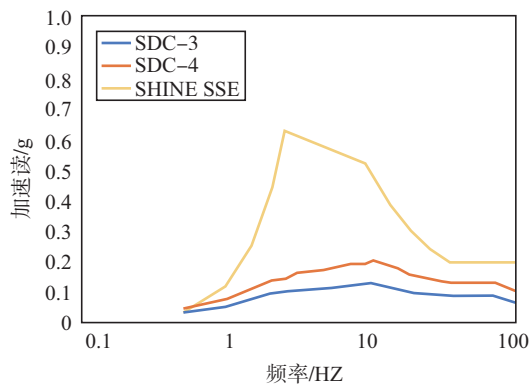


图 6 设计谱与 SDC-3 和 SDC-4 谱的比较

Fig.6 Comparison of design spectra with SDC-3 and SDC-4 spectra

5 结论和建议

本文描述了基于风险指引和性能目标的抗震设计方法。在考虑 SSC 的风险重要性、安全功能和其他综合决策过程的情况下,选择抗震设计分类和极限状态。通过两个调研实例说明了基于风险指引和性能目标的抗震设计方法在研究堆上的应用,为我国研究堆确定合理的抗震设计输入提供参考。

最新版 ASCE 43-19 是 ASCE 43-05 的替代版本,不同版本对抗震设计分类对应的地震危险超越概率和确定设计基准地震的计算方法不同,使用时需注意相关标准规范的版本问题。

参考文献

- [1] 高永武, 戴君武, 金波. 基于性能目标的一种核电站抗震设计方法研究 [J]. 世界地震工程, 2015, 31 (2): 148-155.
- [2] 孙锋, 栾海燕, 潘蓉. I、II 类研究堆构筑物抗震设计初探 [C]. // 第一届中国国际核电厂建构筑物可靠性与抗震性能评价技术交流论坛论文集. 2016: 165-168.
- [3] ANSI/ASCE/SEI43-19, "Seismic Design Criteria for Structures Systems and Components in Nuclear Facilities" (2005).
- [4] ANS-2.26, "Categorization of nuclear facility structures systems and components for seismic design" (2004).
- [5] 荆旭. 关于地震危险性曲线形状参数和地震动反应谱调整系数的探讨 [J]. 核安全, 2015, 14 (1): 32-37.
- [6] 孙造占, 黄炳臣. 核安全审评中的竖向地震反应谱 [J]. 核安全, 2011 (4): 12-17.
- [7] 潘蓉. 核设施抗震设计中的设计地震反应谱 [J]. 核安全, 2010 (3): 36-41, 50.

Application of Seismic Design Method based on Risk Guidance and Performance Objective in Research Reactor

Liu Rui¹, Zhang Shanqi², Yuan Fang³, Hou Qinmai¹, Zhang Huiyi^{1,*}

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China; 2. China Nuclear Energy Technology Co., Ltd., Beijing 100193, China; 3. Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China)

Abstract: Introduced the latest version of ASCE 43–19 “Seismic Design Standards for Nuclear Facility Structures, Systems, and Equipment” in the United States, and sorted out seismic design methods for nuclear facilities based on risk guidance and performance objectives; Considering the importance of risk, assign different seismic design categories (i.e. different design basis ground motion levels) and different design performance limits (i.e. different limit states) to different research reactor structures, systems and equipment; The differences and impacts of different versions of ASCE 43–19 and ASCE/43–05 standards on seismic design classification and determination of design basis earthquakes were compared. The seismic design methods of the U.S. research reactor VTR and SHINE and the review practice of the U.S. Nuclear Regulatory Commission are studied to provide reference for determining reasonable seismic design input of China’s research reactor.

Key words: risk guidance; Performance objectives; Seismic design; Research reactor

(责任编辑：梁 晔)

尹海华,吴群,詹国清,等.受天然放射性核素污染场地土壤放射性调查工作内容及程序研究[J].核安全,2023,22(4):54-59.

Yin Haihua, Wu Qun, Zhan Guoqing, et al. Study on the Content and Procedure of Soil Radioactivity Survey in Sites Contaminated by Natural Radionuclide [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(4): 54-59.

受天然放射性核素污染场地土壤放射性调查 工作内容及程序研究

尹海华, 吴 群*, 詹国清, 胡 恪

(江西省地质局实验测试大队, 南昌 330001)

摘要: 本文参考建设用地土壤污染状况调查的工作内容及程序, 结合放射性核素污染特征及其在环境介质中的迁移规律等, 归纳总结了一套受天然放射性核素污染场地土壤放射性调查的工作内容及程序, 为土壤放射性污染调查提供参考。将土壤放射性污染调查分为第一阶段土壤放射性污染调查和第二阶段土壤放射性污染调查, 调查内容包括资料收集、现场踏勘、现场采样与监测、室内分析、报告编制等, 监测项目包括地表环境 γ 辐射剂量率, 土壤及地下水中 ^{238}U 、 ^{232}Th 、 ^{226}Ra 核素浓度。根据工作内容及程序对两个可能受天然放射性核素污染的场地土壤进行调查, 以评价工业过程对工矿企业场地土壤中放射性核素浓度的影响。调查结果表明该调查的工作内容及程序可行。

关键词: 天然放射性核素; 土壤放射性污染调查; 伴生放射性物料; 环境 γ 辐射剂量率

中图分类号: X **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2023) 04-0054-06

工业企业运行过程中会产生工业固体废物、危险废物等, 可能对周围环境土壤、地下水等造成不良影响, 尤其是有色金属矿采选、有色金属冶炼、石油开采、石油加工、化工、焦化、电镀、制革等行业, 容易产生重金属及有机污染物等。在伴生放射性矿开发利用企业生产运行过程中, 伴生放射性物料或伴生放射性固体废物因管理或贮存不当进入环境, 会对周围环境的土壤等造成放射性污染。

工业企业关停、搬迁的过程中, 需对原有设备进行拆除、搬迁, 操作不当会加重对场地土壤的污染。为防范工业企业关停搬迁过程中的偷排、偷倒、不规范拆迁等行为, 防止场

地土壤污染加重, 保障工业企业场地再开发利用的环境安全, 为后续环境改造和优化提供参考, 国家制定了一系列的法规政策, 并配套制定了相应的调查、监测、风险评估及土壤修复技术导则, 如《建设用地土壤污染状况调查技术导则》^[1](HJ 25.1)、《建设用地土壤污染风险管控和修复监测技术导则》^[2](HJ 25.2)、《建设用地土壤污染风险评估技术导则》^[3](HJ 25.3)、《建设用地土壤修复技术导则》^[4](HJ 25.4)等。

工业企业关停、搬迁后, 对工业企业地块进行再开发利用前, 相关企业根据国家法律法规要求对工业企业原址污染场地进行调查。调查

收稿日期: 2023-01-03 修回日期: 2023-03-13

作者简介: 尹海华 (1979—), 女, 现主要从事核技术利用项目环境影响评价、放射性污染场地调查

* 通讯作者: 吴群, E-mail: 253605314@qq.com

过程中发现部分场地地下水中总 α 或总 β 放射性指标异常,不满足《地下水质量标准》^[5](GB/T 14848-2017)中Ⅲ类水质要求,即地下水中总 α 放射性 $\leq 0.5 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ 、总 β 放射性 $\leq 1.0 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ 。根据《地下水质量标准》^[5],放射性指标超过指导值,应进行核素分析和评价。在对场地地下水中核素含量进行分析时,发现部分场地地下水中天然放射性核素 ^{238}U 、 ^{232}Th 、 ^{226}Ra 含量相对历史本底水平偏高,为分析地下水中天然放射性核素异常的原因,需对场地进行辐射环境现状调查。

现有的建设用地土壤调查、监测、风险评估及修复技术导则均明确不适用于含有放射性污染的地块调查。核设施、铀(钍)矿及核技术利用单位有相关退役要求,而伴生放射性矿开发利用企业或由天然放射性核素造成污染的其他一般工业企业,无相关调查导则可遵循。本文通过对两个可能受天然放射性核素污染场地土壤污染情况进行调查,总结出一套受天然放射性核素污染场地的土壤放射性调查工作内容及程序。

1 调查工作内容与程序

地球上的物质均含有天然放射性核素 ^{238}U 、 ^{232}Th 、 ^{226}Ra 等,工业企业生产过程中,通过物理、化学等过程可能使天然放射性核素进一步富集,当原矿、中间产品、尾矿、尾渣和其他残留物中的铀(钍)系单个核素活度浓度超过 $1 \text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 时,称之为伴生放射性物料。如摇床物理重选选出的钽铌精矿属于伴生放射性物料,稀土冶炼过程中产生的酸溶渣属于伴生放射性固体废物。

工业企业生产过程中,主要污染为重金属等一般污染的项目,只有当物料中核素含量较高时才可能产生放射性污染。天然放射性核素的富集过程只是整个生产工艺的一部分,其对土壤的放射性污染调查可参照现有建设项目用地土壤污染状况调查中的一般工作程序和内容,即第一阶段土壤放射性污染调查、第二阶段土壤放射性污染调查。调查

单位通过这两个阶段的调查掌握污染源、污染因子、污染程度等信息,从而科学地评估其风险性。

1.1 第一阶段土壤放射性污染调查

第一阶段土壤放射性污染调查内容包括:

资料收集与分析。可以对原企业的产品及历史辐射监测数据进行收集。结合原企业的平面分布图,重点了解可能产生放射性污染的工艺流程,以便明确其生产车间、原材料存储的具体位置,从而有针对性地进行现场调查工作。

现场踏勘与监测。根据所收集的资料,现场进行核实,并利用X- γ 辐射监测仪、 α/β 表面污染仪、地面伽马能谱仪等快速检测设备对现场进行监测,初步掌握现场辐射水平。

人员访谈。针对资料缺失或不详细的部分,进行现场人员访谈,可以对周边居民进行走访了解情况,访问原企业工作人员掌握详细情况,以及咨询环保监管部门核实相关情况充实资料^[6]。

现场取样分析。在初步辐射环境调查的基础上,在场地内各代表性车间布设土壤采样点,土壤布点采用系统随机布点法和分区布点法,重点关注涉及放射性污染的场所及辐射异常点位,取深度在0~20 cm内的表层土壤(含场地内的残留物)送实验室分析。实际采样过程中,可结合地层性质判断等适当调整土壤样品间隔,若场地内或紧邻场所存在地下水水井、地表水等,可取水样进行分析。分析项目一般为 ^{238}U 、 ^{232}Th 、 ^{226}Ra ,水体样品总 β 放射性异常时,还可分析 ^{40}K ,用于分析总 β 放射性异常原因。

实验室结果分析。对现场监测结果及实验室分析数据进行分析,判断场地土壤或水样是否受到了放射性污染,是否要进行第二阶段土壤放射性污染调查。若不需要,则第一阶段土壤放射性污染调查工作结束。

根据收集资料、现场踏勘、现场监测及采样分析结果等数据,编制土壤放射性污染状况调查报告。

1.2 第二阶段土壤放射性污染调查

第一阶段土壤放射性污染调查的土壤取样主要为表层土壤样,第二阶段土壤放射性污染调查在第一阶段调查的基础上,选取涉及放射性污染的场地土壤及辐射异常点位,采深层土壤样品进行核素含量分析。第二阶段土壤放射性污染调查内容包括:制定采样分析工作计划、现场详细采样、数据评估与分析、编制土壤放射性污染状况调查报告。

HJ 25.1^[1]的工作内容与程序中,还包括第三阶段土壤污染状况调查,天然放射性核素污染土壤的调查,在第一阶段就开展了初步的监测与采样工作,第二阶段为深入和细化调查,若第二阶段完成后还存在需要补充的调查,一并纳入第二阶段,不再设立第三阶段的土壤放射性污染调查。

土壤放射性污染调查内容及程序见图 1。

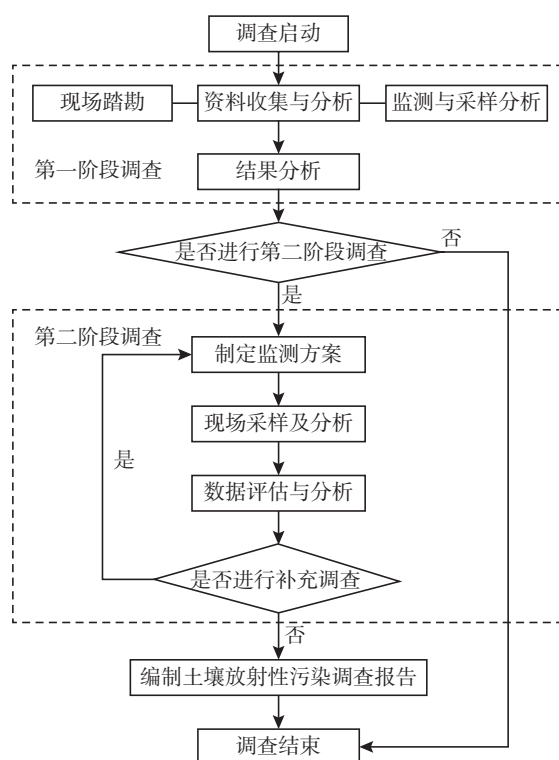


图 1 土壤放射性污染调查内容及程序

Fig.1 Contents and Procedures of Soil Radioactive Pollution Investigation

2 调查案例分析

我们选取两家位于赣州地区,可能受天然放射性核素污染的企业场地土壤作为案例,按照总结的工作程序进行调查。

企业 1 的主要工作内容为处理钨铁硼边角料等稀土废料,采用焙烧、酸溶、萃取、沉淀处理等工序生产氧化镨钕、氧化钕、氧化镨、氧化镧、富集物、碳酸钴等产品,配套建设废气、废水、固废处置设施。酸溶、萃取工艺使放射性核素进入工艺废水,废水经处理后产生酸溶渣及中和渣,为含放射性固体废物。

企业 2 的主要工作内容为采用火法和碱分解工艺生产钨酸钠,工艺流程主要包括焙烧、球磨、碱分解、过滤等。根据工艺分析及现场初步调查,含放射性污染物可能为钨渣或者煤渣。

两个企业场地前期均开展过一般项目的土壤污染调查工作,场地内均遗留了地下水监测井。根据上述调查程序,第一阶段土壤放射性污染调查的工作内容主要为:对相关场地开展了地表环境 γ 辐射剂量率监测、地下水及表层土壤的取样分析^[8]。

2.1 第一阶段调查结果

将第一阶段土壤放射性污染调查结果与《中国环境天然放射性水平》^[7]中江西赣州地区本底水平进行比较,企业 1 场地内环境 γ 辐射剂量率与当地本底水平相当,地下水中总 α 、总 β 放射性指标未见异常,表层土壤中核素含量与当地本底水平相当。企业 2 场地部分区域环境 γ 辐射剂量率较当地本底水平偏高,部分地下水监测井中总 β 放射性指标异常,环境 γ 辐射剂量率异常区域的土壤中核素含量也明显高于当地本底水平。

第一阶段调查结果分别见表 1~表 3,由调查结果可知,企业 2 场地需进行第二阶段土壤放射性污染调查,对受污染区域、可能迁移扩散区域深层土壤取样分析,对其他区域代表性布点采样分析;企业 1 场地则不需要进行第二阶段土壤放射性污染调查。



图2 企业1场地内环境

Fig.2 Enterprise one site environment

2.2 第二阶段调查结果

根据第一阶段调查结果,企业2场地需进行第二阶段土壤放射性污染调查,在企业2场地内受污染区域布设5个土壤采样点,场地内其他区域布设9个土壤采样点,采样深度为7.5 m。

表1 场地环境 γ 辐射剂量率
Table 1 Environmental gamma radiation dose rate of site

名称	场所名称	环境 γ 辐射剂量率 /nGy·h ⁻¹
企业1 (187个点位)		58.3~153.0
企业2 (56个点位)	原料仓库、锅炉房 附近(16个点位)	122.0~360.0
	其他(40个点位)	86.1~181.0
《中国环境天然放射性水平》赣州地区原野、道路 γ 辐射剂量率本底水平		20.7~287.8

第二阶段土壤调查结果见表4,可知企业2场地污染区域内土壤污染深度在2 m以内,2 m以下土壤中核素含量在当地本底水平内。企业2场地内其他深层土壤中核素含量在当地本底水平内。

表2 场地土壤中核素含量
Table 2 Nuclide content in site soil

名称	场所名称	²³⁸ U/Bq·kg ⁻¹	²³² Th/Bq·kg ⁻¹	²²⁶ Ra/Bq·kg ⁻¹
企业1(14个点位)		27.2~76.0	49.3~101	22.7~43.1
企业2(11个点位)	原料仓库、锅炉房附近(4个点位)	99.7~723.0	132.0~265.0	87.5~627.0
	其他(7个点位)	51.0~138.0	63.5~356.0	45.3~164.0
《中国环境天然放射性水平》赣州地区本底范围		21.0~207.0	10.2~199.5	20.0~148.0
《中国环境天然放射性水平》江西省全省本底范围		17.0~354.4	10.2~199.5	13.0~425.8

表3 场地地下水中核素含量
Table 3 Nuclide content in site groundwater

项目	企业1	企业2	赣州地区农村井水中天然放射性核素含量
²³⁸ U/mg·L ⁻¹	0.0146~0.0350	0.00004~0.00069	0.000001~0.00168
²³² Th/mg·L ⁻¹	0.00008~0.00169	0.00005~0.00036	<0.00002~0.00025
²²⁶ Ra/Bq·L ⁻¹	0.012~0.027	0.003~0.009	<0.00127~0.0105
总 α 放射性 /Bq·L ⁻¹	0.216~0.578	0.025~0.088	/
总 β 放射性 /Bq·L ⁻¹	0.128~3.25	0.068~0.974	/

表 4 场地 2 深层土壤样核素含量

Table 4 Nuclide content of deep soil sample at site two

位置	深度 / m	$^{238}\text{U}/\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$	$^{232}\text{Th}/\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$	$^{226}\text{Ra}/\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$
污染	0~0.5	158~587	65.4~141	118~555
区域	0.5~1.0	62.1~583	55.1~199	42.9~717
	1.6~2.0	38.7~657	58.9~160	41.2~548
	2.5~7.5	36~104	60.2~94.8	41.6~62.1
其他	0~7.5	31.8~206	49.2~106	35.5~122
区域				



图 3 企业 2 场地内环境

Fig.3 Enterprise two site environment

3 结论

对赣州地区两家可能受天然放射性核素污染的企业场地土壤进行调查,得出企业 1 场地内环境 γ 辐射剂量率、地下水中总 α 、总 β 放射性指标以及表层土壤中核素含量均与当地本底水平相当。企业 2 场地地下水监测井中总 β

放射性指标异常,且部分区域环境 γ 辐射剂量率、土壤中核素含量明显高于当地本底水平。

调查结果能够说明工矿企业场地土壤受放射性污染的范围及程度,也可为后期放射性风险评估、土壤修复等提供基础数据。因此在当今工业飞速发展的时代,普及场地污染土壤调查,开展科学合理的评估分析工作意义重大。

由两家企业场地土壤放射性污染调查结果可知,本文总结的土壤放射性污染调查内容及程序是可行的。可为其他受天然放射性核素污染场地调查提供参考,明确工矿企业搬迁后场地内土壤潜在的风险因素,保障后续场地的优化开发与利用,推动生态环境与经济协调发展。

参考文献

- [1] 建设用地土壤污染状况调查技术导则: HJ 25.1-2019 [S]. 北京, 中国环境出版社, 2019.
- [2] 建设用地土壤污染风险管控和修复监测技术导则: HJ 25.2-2019 [S]. 北京, 中国环境出版社, 2019.
- [3] 建设用地土壤污染风险评估技术导则: HJ 25.3-2019 [S]. 北京, 中国环境出版社, 2019.
- [4] 建设用地土壤修复技术导则: HJ 25.4-2019 [S]. 北京, 中国环境出版社, 2019.
- [5] GB/T 14848-2017, 地下水质量标准 [S].
- [6] 王冬莹, 董如鑫, 张清平, 等. 某油墨生产企业遗留场地污染调查与风险评估研究 [J]. 环境科学与管理, 2022 (006): 047.
- [7] 《中国环境天然放射性水平》编辑委员会. 中国环境天然放射性水平 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2015.
- [8] 雷红娟. 场地污染土壤调查及评估工作开展要点研究 [J]. 山西化工, 2022 (003): 042.

Study on the Content and Procedure of Soil Radioactivity Survey in Sites Contaminated by Natural Radionuclides

Yin Haihua, Wu Qun*, Zhan Guoqing, Hu Ke

(Experimental testing team of Jiangxi Geological Bureau, Nanchang 330001, China)

Abstract: By referring to the work content and procedure of soil pollution investigation in construction land and combining with the characteristics of radionuclide pollution and its migration rule in environmental media, this paper summarizes a set of work content and procedure of soil radioactivity investigation in sites contaminated by natural radionuclides, providing reference for soil radioactive pollution investigation. The investigation of soil radioactive pollution is divided into the first stage and the second stage, including data collection, site exploration, site sampling and monitoring, indoor analysis, report compilation, etc. The monitoring items included the environmental gamma radiation dose rate on the surface and the concentration of ^{238}U , ^{232}Th and ^{226}Ra nuclides in soil and groundwater. According to the work contents and procedures, the soil of two sites that may be contaminated by natural radionuclides was investigated to evaluate the impact of industrial processes on the concentration of radionuclides in the soil of industrial and mining enterprises. The investigation results show that the investigation contents and procedures are feasible.

Key words: natural radionuclide; soil radioactive pollution survey; other radioactive material; Ambient gamma radiation dose rate

(责任编辑：梁 晔)

凡天娣,张勇,杨国威,等.移动式反应堆在不同公路等级下运输振动响应特性分析[J].核安全,2023,22(4):60-68.

Fan Tiandi,Zhang Yong,Yang Guowei,et al. Analysis of Vibration Responses Characteristics of Mobile Micro-reactor under Different Road Classes [J]. Nuclear Safety,2023,22(4):60-68.

移动式反应堆在不同公路等级下运输振动响应特性分析

凡天娣^{1,2}, 张 勇^{3,*}, 杨国威^{1,2}, 宋 勇¹, 蒋洁琼¹, 周 涛¹

(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. 中子科学国际研究院, 青岛 266041)

摘要: 小型可移动式车载反应堆可用于岛屿、偏远地区以及一些特殊场合的供电,是先进核能领域研究的热点。移动式反应堆采用铅铋合金作冷却剂,具有质量大、体积小等特点,导致反应堆在车载上的质量分布极为不均匀,因此与普通大型设备运输的工况略有不同。本文通过在车体-设备连接处添加三个减振器以描述反应堆6个方向的自由度,利用拉格朗日多体动力学方程对整车系统进行分离式建模。本文讨论了不同铅铋充排量及不同等级公路下系统的振动响应,用数值仿真软件 Matlab 和数值积分法 Runge-Kutta 进行仿真求解。结果表明,在不同等级道路运输时,振动主频多集中在 16 Hz 以内,振幅在 F 级道路下增幅可达 150%;研究结果可为移动式反应堆在不同道路等级下的工程运输提供参考。

关键词: 移动式反应堆; 运输振动; 多体动力学; 公路等级

中图分类号: TL3 (反应堆工程) **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 04-0060-09

移动式反应堆因其设计紧凑、固有安全性高、使用场景灵活多变等特点,不仅能为偏远岛屿实现供能,也能为国防提供安全保障,是当下研究的热点。如美国西屋研发的微型堆—伊达芬奇(eVinci),DOE 战略能力办公室的 Pele 计划等^[1-4]。目前我国的凤麟核团队正在开展这方面的研究^[5,6]。移动式反应堆中的铅铋冷却剂具有密度高、质量大、体积小等特点,使得反应堆在车载上的质量分布不均。这与普通的大型设备的道路运输存在较大差异^[7]。此外,道路运输下的车辆-道路激励是复杂多自由

度的振动系统,路谱激励由路面传递到车身和设备上是一项复杂的过程,需经过系统耦合、振动传递和消减。因此,建立合适的车辆耦合模型是进行道路运输减振问题的重要研究手段。

在车辆建模方面,两个自由度的 1/4 车体模型早在 20 世纪 30 年代已建立。随后在 20 世纪 50 年代,1/2 整车模型被建立,此时的模型能够体现车身的垂直振动和纵向角振动。20 世纪 80 年代,学者们开始进行多自由度车辆模型研究,分析运输车辆的垂向振动响应、纵向及横

收稿日期: 2023-05-11 修回日期: 2023-06-17

基金项目: 国家重点研发计划: 离岸固定式多用途一体化全自然循环小型铅冷堆方案与关键技术研究, 项目编号: 2020YFB1902102; 项目名称: 小型氦氩冷却移动式固定核反应堆电源, 项目编号: 2020YFB1901901

作者简介: 凡天娣(1996—),女,博士生,从事反应堆结构安全研究工作

* 通讯作者: 张勇, E-mail: yong.zhang@fds.org.cn

向的角振动,建立全车的三维模型^[8]。Okada 等人建立了 7 自由度下的全车模型包括用来描述车辆设计初期的操纵仿真^[9]。Alkhatib R^[10] 等人采用遗传算法优化了悬架参数,对悬架系统的位移与车身加速度之间的关系进行求解。Tamboli^[11]等人建立了两个自由度的 1/2 全车模型,研究随机路面激励下的系统振动响应规律。在对道路运输下的车辆运输问题上,现有研究多是分析车辆系统中的悬架设计、包装材料和减振设计等。对于车辆上装设备的安全特性分析也多拘泥在设备及运输车的减振上^[12,13]。大多数研究中所建立的传统式车辆模型多是将车身和车载设备视为一个整体,但这样的模型无法精准地反应车载核电源上反应堆容器处的振动响应情况^[14,15]。在核设备进行运输中,研究多集中在如何进行包装物的减振设计上^[16,17],少有研究反应堆容器在运输过程中所受路面不平度的激励的振动特性。

本文采用 Lagrange 多体系统动力学方法建立分离式质量下全车振动的模型,在反应堆设备处安装三个减振器以观察其六个方向的振动响应。并对反应堆在不同装载质量及不同等级公路激励下的振动响应特性进行研究,得出移动式反应堆在不同等级公路运输下的振动响应。所得结论可为车载式移动反应堆在不同等级公路的工程运输过程研究提供参考。

1 公路运输下的整车系统模型

运输车辆连接了车辆与道路,并将道路不平度引起的路面激励从道路表面传递至车体,从而引起车载移动式反应堆的振动。本文对真实车辆模型进行适当简化,整车系统视为由质量-弹簧-阻尼组成的多体动力学模型。所研究的运输车辆为 12×6 轴轮式自行车辆^[14],如图 1 所示。将车载反应堆与车辆视为刚性连接,将 12 个车轮看作独立的质量块。车辆上端通过车架弹簧与反应堆相连,下端轮胎与路面也

通过弹簧相连,如图 2 所示。

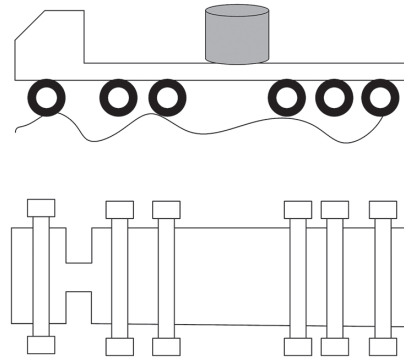


图 1 运输车辆模型

Fig. 1 Transport vehicle model

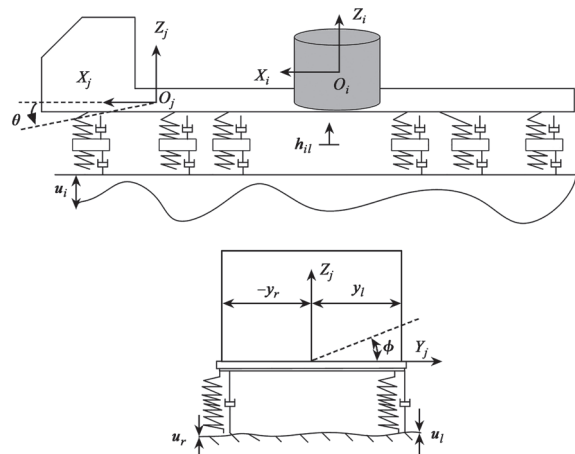


图 2 运输车辆模型的坐标系统

Fig.2 Coordinate system of transport vehicle model

2 路谱下整车多体动力学仿真模型

本文旨在研究移动式反应堆处的运输振动响应,因此考虑在车载反应堆设备与车体之间三个方向(X/Y/Z)上加装三个减振器(K_5, K_6, K_7)以观察反应堆的六个自由度。区别于传统集中式质量模型,本文将整车系统简化为 21 个自由度的动力学模型,主要包括车轮的 12 个垂直自由度;车体上的 3 个自由度:垂向方向的振动、俯仰和倾侧,设备的 6 个自由度:垂直、俯仰和倾侧和绕三个坐标轴的转动。建立的全车仿真模型如图 3 所示,系统模型中的参数及模型数据见表 1 和表 2^[14]。

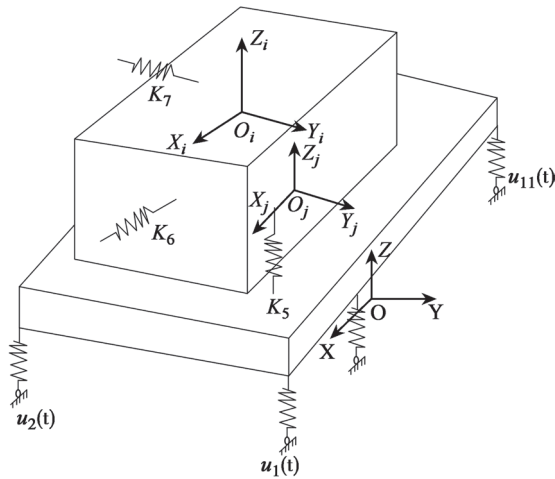


图3 分离式质量下车体系统的动力学模型
Fig.3 Dynamic model under separated mass

表1 系统的动力学模型符号表

Table 1 Symbols of the dynamic model system

符号	参数名称	符号	符号名称
$k_1 \cdots k_{12}$	悬架刚度系数	$\bar{k}_1 \cdots \bar{k}_{12}$	车轮的刚度系数
u_{il}	左车轮路面激励	u_{ir}	右车轮路面激励
h_{il}	左车轮垂向位移	h_{ir}	右车轮垂向位移
m_1	车体质量	m_2	设备质量
$X_1 \cdots X_5$	六根轴的轴间距	k_5, k_6, k_7	减振器刚度
$2a_2$	设备长度	$2b_2$	设备宽度
$2h_1$	车体高度	$2h_2$	设备高度
$l_5 \sim l_7$	k_5, k_6, k_7 的长度	J_{1x}, J_{1y}	车体转动惯量的长度
Y_1	左右两悬架的间距	J_{2x}, J_{2y}, J_{2z}	设备转动惯量

表2 系统的动力学模型参数表

Table 2 Parameters of the dynamic system

参数名称	符号	量纲	数值
车体质量	m_1	kg	20000
左车轮质量	m_{il}	kg	80
右车轮质量	m_{ir}	kg	80
左轮悬架刚度	k_{il}	N/m	200000
右轮悬架刚度	k_{ir}	N/m	200000

续表

参数名称	符号	量纲	数值
左车轮刚度	\bar{k}_{il}	N/m	2000000
右车轮刚度	\bar{k}_{ir}	N/m	2000000
轮一二轴轴距	L_{12}	m	2.05
轮二三轴轴距	L_{23}	m	1.45
轮三四轴轴距	L_{34}	m	2.70
轮四五轴轴距	L_{45}	m	1.45
轮五六轴轴距	L_{56}	m	1.80
左右轮轮距	L	m	2.20

注:表1和表2中: $i=1,2 \cdots 6$ 。

2.1 全车系统的动能

总动能 T 由三部分组成:车体动能 T_1 、设备动能 T_2 和轮胎的动能 T_3 。如图3所示,假设车载设备材料构成相同且质量分布均匀,将其视为一个规则的几何体。可求得各部分的动能如下:

(1) 车体的动能 T_1

假设车体的质心为 $O_j(x_{oj}, y_{oj}, z_{oj})$, φ_x 为车体的前后俯仰位移, φ_y 为左右倾侧位移,车体的动能表达式为:

$$T_1 = \frac{1}{2} m_1 \dot{z}_{oj}^2 + \frac{1}{2} J_{1x} \dot{\varphi}_x^2 + \frac{1}{2} J_{1y} \dot{\varphi}_y^2 \quad (1)$$

式中, J_{1x} 是车体绕 X 轴转动惯量, J_{1y} 是车体绕 Y 轴转动惯量。

(2) 车载设备的动能 T_2

令车载设备质心为 $O_i(x_{oi}, y_{oi}, z_{oi})$, 绕 OX 轴、OY 轴、OZ 轴旋转的转角分别为 $\theta_x, \theta_y, \theta_z$, 则车载设备的动能为:

$$T_2 = \frac{1}{2} m_2 (\dot{x}_{oi}^2 + \dot{y}_{oi}^2 + \dot{z}_{oi}^2) + \frac{1}{2} (J_{2x} \dot{\theta}_x^2 + J_{2y} \dot{\theta}_y^2 + J_{2z} \dot{\theta}_z^2) \quad (2)$$

式中, J_{2x} 是车载设备绕 X 轴转动惯量, J_{2y} 是车载设备绕 Y 轴转动惯量, J_{2z} 是车载设备绕 Z 轴转动惯量。

(3) 轮胎的动能 T_3

$$T_3 = \sum_{i=1}^6 \left(\frac{1}{2} m_{il} \dot{h}_{il}^2 + \frac{1}{2} m_{ir} \dot{h}_{ir}^2 \right) \quad (3)$$

则系统的总动能为:

$$T = T_1 + T_2 + T_3 \quad (4)$$

2.2 全车系统的总势能

全车的总势能由 12 个悬架弹簧、轮胎、车载设备上的 3 个减振器弹簧的变形势能组成。三个减振器 k_5, k_6, k_7 为分别连接车体与设备的竖直、水平前后、水平左右方向的弹簧, 初始长度分别为 l_5, l_6, l_7 。

(1) 反应堆设备势能的计算

以在反应堆设备和车体的垂直方向为例, 具体的连接形式见图 4。C 点为连接车体上部中心(在 $O_j X_j Y_j Z_j$ 中的位置向量为 u_{Cj}), D 为连接设备的底部中心处(在 $O_i X_i Y_i Z_i$ 中的位置向量为 u_{Di}), 则:

$$u_{Cj} = [0, 0, h_1], u_{Di} = [0, 0, -h_2] \quad (5)$$

$$\Delta l_5 = \sqrt{(h_2\theta_y + x_{oi} + h_1\phi_y)^2 + (y_{oi} - h_2\theta_x - h_1\phi_x)^2 + (l_5 - z_{oi} - z_{oj})^2} - l_5 \quad (9)$$

同理可求得车体与车载设备之间的前后水平方向的变化 Δl_6 和左右水平方向的变化 Δl_7 。

$$V_3 = \frac{1}{2} k_5 [\sqrt{(h_2\theta_y + x_{oi} + h_1\phi_y)^2 + (y_{oi} - h_2\theta_x - h_1\phi_x)^2 + (l_5 - z_{oi} - z_{oj})^2} - l_5]^2 + \frac{1}{2} k_6 [\sqrt{[l_6 - x_{oi} - (h_1 + h_2 + l_5)\phi_y]^2 + [(h_1 + h_2 + l_5)\phi_x - y_{oi} + a_2\theta_z]^2 + [(a_2 + l_6)\phi_y + z_{oj} - z_{oi} - a_2\theta_y]^2} - l_6]^2 + \frac{1}{2} k_7 [\sqrt{[x_{oi} - b_2\theta_z + (h_1 + h_2 + l_5)\phi_y]^2 + [y_{oi} + l_7 - (h_1 + h_2 + l_5)\phi_x]^2 + [z_{oi} + b_2\theta_x - z_{oj} - (b_2 + l_7)\phi_x]^2} - l_7]^2 \quad (10)$$

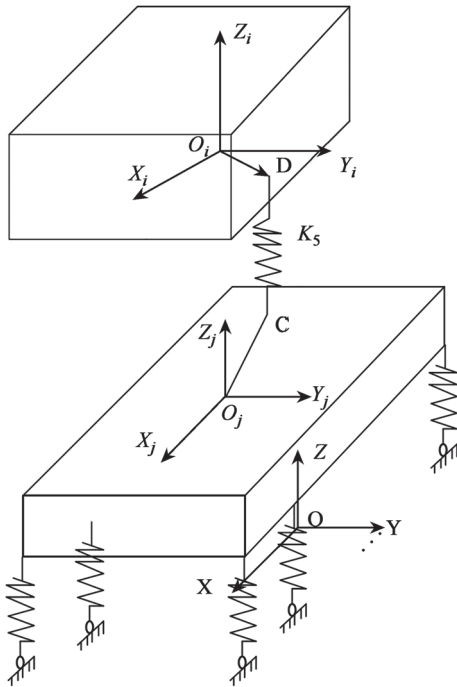


图 4 反应堆设备和车体的垂直方向处减振器连接
Fig.4 The spring connect the reactor and the vehicle in vertical

系统运动后, O_i (设备质心) 点在惯性坐标系 OXYZ 中的位置向量为 R_{oi} , O_j (车体质心) 点在惯性坐标系 OXYZ 中的位置向量为 R_{oj} :

$$R_{oi} = [x_{oi}, y_{oi}, z_{oi}]^T, R_{oj} = [0, 0, z_{oj}]^T \quad (6)$$

C 点和 D 点在惯性坐标系 OXYZ 中的位置向量为 r_C, r_D :

$$r_C = R_{oj} + A_1^T u_{Cj} = \begin{bmatrix} -h_1\phi_y \\ h_1\phi_x \\ h_1 + z_{oj} \end{bmatrix} \quad (7)$$

$$r_D = R_{oi} + A_1^T u_{Di} = \begin{bmatrix} x_{oi} + h_1\theta_y \\ y_{oi} - h_2\theta_x \\ z_{oj} + h_1 + l_5 \end{bmatrix} \quad (8)$$

弹簧 k_5 变形后得长度 Δl_5 为:

则设备的势能 V_3 的表达式为:

车体的势能 V_1 计算:

$$V_1 = \sum_{i=1}^6 [\frac{1}{2} k_{il} [(h_{il} - (z_{oj} - x_{il}\phi_x + y_{il}\phi_y))^2] + \sum_{i=1}^6 [\frac{1}{2} k_{ir} [(h_{ir} - (z_{oj} - x_{ir}\phi_x + y_{ir}\phi_y))^2] \quad (11)$$

式中, (x_{il}, y_{il}, z_{il}) 为车轮的坐标 ($i=1 \dots 6$)。

车轮的势能 V_2 计算:

$$V_2 = \sum_{i=1}^6 [\frac{1}{2} \bar{k}_{il} (u_{il} - h_{il})^2] + \sum_{i=1}^6 [\frac{1}{2} \bar{k}_{ir} (u_{ir} - h_{ir})^2] \quad (12)$$

则系统总势能 V 为:

$$V = V_1 + V_2 + V_3 \quad (13)$$

2.3 全车系统的振动方程

本文采用四阶 Runge-Kutta 对微分方程进行求解。所建立的 21 自由度全车振动方程为:

$$M\ddot{X} + C\dot{X} + KX = Q \quad (14)$$

式中, X 是系统位移, M 是 21×21 维质量矩阵, K 是 21×21 维刚度矩阵, Q 是 21×1 维激励系数矩阵, 路面不平度施加在系统上的激励

向量 U 为:

$$U = \begin{bmatrix} u_1(t) \\ \vdots \\ u_{12}(t) \end{bmatrix} \quad (15)$$

$$= [u_{1l}(t), u_{1r}(t), u_{2l}(t), \dots, u_{6l}(t), u_{6r}(t)]^T$$

本文采用比例阻尼法,假设阻尼与质量、刚度之间的关系如下:

$$C = aM + bK. \quad (16)$$

$$M = \text{diag} [m_2, m_2, m_2, J_{2x}, J_{2y}, J_{2z}, m_1, J_{1x}, J_{1y}, m_{1r}, m_{1l}, m_{2r}, m_{2l}, m_{3r}, m_{3l}, m_{4r}, m_{4l}, m_{5r}, m_{5l}, m_{6r}, m_{6l}] \quad (17)$$

3 移动式反应堆的运输振动分析

3.1 移动式反应堆的参考模型

本节以前述 6×12 轴轮式车辆为可移动式反应堆的运输车辆,分析移动式反应堆在不同等级道路运输下的振动响应特性。相关参数见表 3^[14]。

表 3 车载设备质量及其质心坐标

Table 3 Mass of vehicle equipment and its centroid coordinates

主要部分	质量 /kg	质心坐标
车头	2000	(1.5, 0, 1)
反应堆(铅铋和容器)	18000	(-2.8, 0.4, 0.5)
汽轮机	600	(-5.5, 0.5, 0.3)
车架	20000	(-4, 0, -0.05)

3.2 不同等级公路下的激励条件

国标 GB/T 7031-2005^[18]提出可将路面粗糙度分为 A~H 共八个等级, A 级为最平滑的路面, H 级为最粗糙的路面。各级道路下的不平度范围如表 4 所示。

表 4 不同等级道路下的不平度范围

Table 4 Degree of roughness with different road classes

道路等级	不平度系数 $G_d(n_0) \times 10^{-6} m^3$
A	16
B	64
C	256
D	1024
E	4096
F	16384
G	65536
H	262144

移动式反应堆在运输过程中,会遭受不同道路的激励。不同的公路等级下道路不平度系数不同,从而对运输车辆产生的激励也会不同。一般采用空间频率 $G_d(n_0)$ 与道路位移功率谱密度函数 $G_d(n)$ 之间的关系来描述车辆在随机激励下的振动情况:

$$G_d(n) = G_d(n_0) \left(\frac{n}{n_0}\right)^w, n > 0 \quad (18)$$

$$G_d(n) = \begin{cases} G_d(n_0) \left(\frac{n_1}{n_0}\right)^w, 0 \leq n \leq n_1 \\ G_d(n_0) \left(\frac{n}{n_0}\right)^w, n_1 < n < n_2, \\ 0, n \geq n_2, \end{cases} \quad (19)$$

$$(n_1 = 0.011 \text{ m}^{-1}, n_2 = 2.83 \text{ m}^{-1}, n_0 = 0.1 \text{ m}^{-1}, w = 2)$$

$$S_v(\omega) = (2\pi)^{w-1} n_0^w G_d(n_0) v^{w-1} \omega^{-w},$$

$$(0 < \omega < \infty, n_0 = 0.1 \text{ m}^{-1}, w = 2)$$

式中, n 为空间频率, n_0 为参考空间频率, ω 为频率指数, $S_v(\omega)$ 为轮胎底面位移激励功率谱密度。

本文采用谐波叠加法对车辆的左右轮时程激励进行模拟,得出左右轮的激励函数:

$$X_{\text{左轮}}(t) = \sum_{i=1}^N \sqrt{2S_v(\omega_i) \Delta\omega} [a \sin(\omega_i t + \theta_i) + b \sin(\omega_i t + \alpha_i)]$$

$$X_{\text{右轮}}(t) = \sum_{i=1}^N \sqrt{2S_v(\omega_i) \Delta\omega} [b \sin(\omega_i t + \theta_i) + a \sin(\omega_i t + \alpha_i)] \quad (20)$$

$$a = (\sqrt{1 + \gamma(b_i, \omega_i)} + \sqrt{1 - \gamma(b_i, \omega_i)})/2$$

$$b = (\sqrt{1 + \gamma(b_i, \omega_i)} - \sqrt{1 - \gamma(b_i, \omega_i)})/2$$

式中, $\theta_i, \alpha_i (i = 1, 2, \dots, N)$ 是在 $(0, 2\pi)$ 随机独立分布的数, b_i 是左右轮距, $S_v(\omega)$ 是轮胎受路面激励的位移功率谱密度, $\gamma(b_i, \omega)$ 是左右轮胎受激励的谱相关函数。

3.3 分离式模型与集中式模型下的路谱激励对比验证

D 级公路是最常见的公路等级, 在此等级公路下的计算结果具有普遍性。本节假设车辆行驶在 D 级路面, 行驶速度为 20 km/h。利用 Matlab 软件编写代码, 对本文所建立的分离式模型下所受的路谱激励仿真, 与文献^[14]所建立的集中式质量模型进行对比, 如图 5 所示。

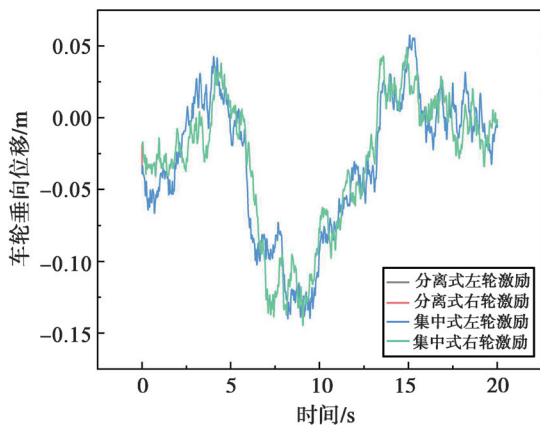


图 5 分离式与集中式模型下的激励

Fig.5 Loadings under the separated model and integrated model

由图 5 可以得出, 分离式质量下的模型与集中式模型仿真得出在运输路面不平度激励下车辆车轮处的激励基本一致。由此可证明本文所建立分离式质量建模的方法的可行性。

3.4 车载运输的不同载荷条件

基于前文的研究, 本节利用 Matlab 仿真软件编写计算机程序, 对六轴运载车辆的路面不平度激励下的振动响应进行仿真。假设车速 20 km/h, 分析车体和反应堆在 D 级路面激励下的振动响应情况。

由于车载反应堆的冷却剂充排状态的不同使反应堆质量不同, 车载反应堆与车体相连的三个方向 (X/Y/Z) 上的弹簧需依据不同的质量来选取不同长度, 具体参数见表 5。反应堆设备

的质量根据不同冷却剂状态可分为:

(1) 第一组: 当冷却剂 LBE 排空下, 此时反应堆设备质量为 10 t, 车体质量为 20 t。

(2) 第二组: 当冷却剂 LBE 充满下, 此时反应堆设备质量为 40 t, 车体质量为 20 t。

X/Y/Z 三个方向的刚度现取值为 2.2×10^6 N/m、 2.2×10^6 N/m、 2.8×10^6 N/m。X 方向代表水平横向, Y 方向代表水平纵向, Z 方向代表设备垂向。 θ_x 代表设备横向倾侧角位移, θ_y 代表设备的纵向俯仰角位移, θ_z 代表绕 Z 轴转动的横摆角位移响应。 φ_x 代表车体的左右倾侧位移, φ_y 代表车体的前后俯仰位移。

表 5 X/Y/Z 三个方向的弹簧刚度和长度取值

Table 5 Values of spring stiffness and length in three directions of the reactor

工况	K_7	K_6	K_5
第一组	0.02	0.02	0.02
第二组	0.10	0.10	0.10

表 6 反应堆设备六个方向的最大位移

Table 6 Maximum displacement in six directions of the equipment

工况	x_{oi}/m	y_{oi}/m	z_{oi}/m	$\theta_x(^{\circ})$	$\theta_r(^{\circ})$	$\theta_z(^{\circ})$
第一组	0.04	0.13	0.42	17.18	2.06	2.75
第二组	0.17	0.24	0.33	32.66	7.56	6.30

表 7 车体三个方向的最大位移

Table 7 Maximum displacement in three directions of the vehicle body

工况	Z 方向 /m	前后俯仰 $\varphi_x(^{\circ})$	左右倾侧 $\varphi_y(^{\circ})$
第一组	0.39	3.67	1.03
第二组	0.2	2.35	4.46

由以上分析可得, 运输过程产生的位移与反应堆的质量成正比。在反应堆各个方向中, 以垂向位移 z_{oi} 和横向倾侧角位移 θ_x 的变化最大, 在行驶过程中要多注意车辆的倾侧安全。当冷却剂充满时, 反应堆容器的 Z 方向振动幅度相似, 其余各个方向的振动响应明显大于冷却剂排空工况。说明在反应堆运输过程中, 应尽量保持冷却剂排空状态。

3.5 不同公路等级下整车系统的运输振动

运输车辆以 20 km/h 速度行驶,分析在冷却剂不同充排量的情况下(分类如 3.3 节),国内大部分公路是在 A~F 等级道路,G、H 级公路粗糙度太大,本节选取路面等级 A~F 分析整车振动响应。

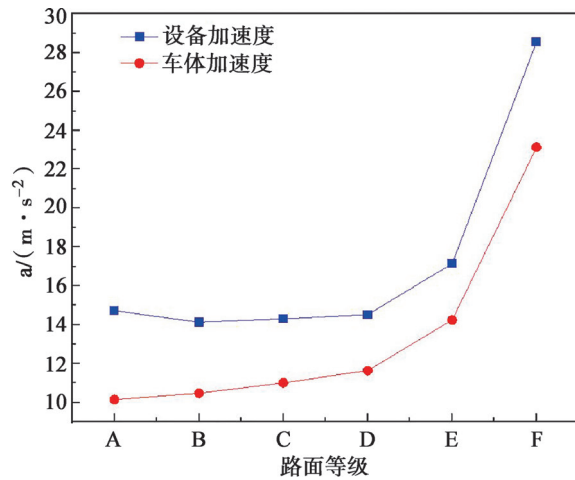


图 6 冷却剂排空时不同公路等级下的加速度

Fig.6 Accelerations of group 1 under different highway class

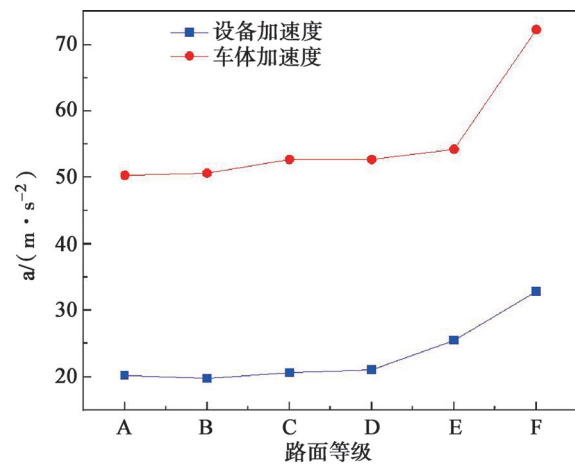


图 7 冷却剂充满时不同公路等级下的加速度

Fig.7 Accelerations of group 2 under different highway class

由上述得知,反应堆与车体的振动比与二者的质量有显著相关性,在冷却剂排空时,反应堆与车体的质量比为 1:2,振动比值为 2:1,在冷却剂充满时反应堆容器与车体质量比为 2:1,振动比值为 1:2。二者的质量比与振动比成反

比关系。在 B、C、D、E 等级下车体和反应堆的加速度增长幅度不大,在 F 级路发生陡升,因此应尽量避免移动式反应堆在 F 级以上的道路上运输。

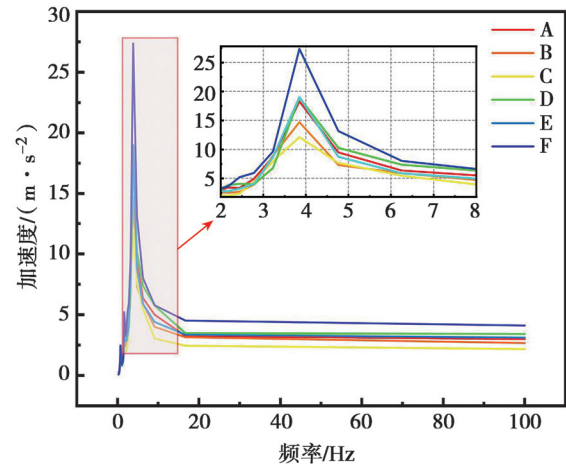


图 8 反应堆设备 10 t 车体 20 t 等级 A~F 公路下设备的加速度反应谱图

Fig.8 Accelerations response spectrum of group 1 under A~F class

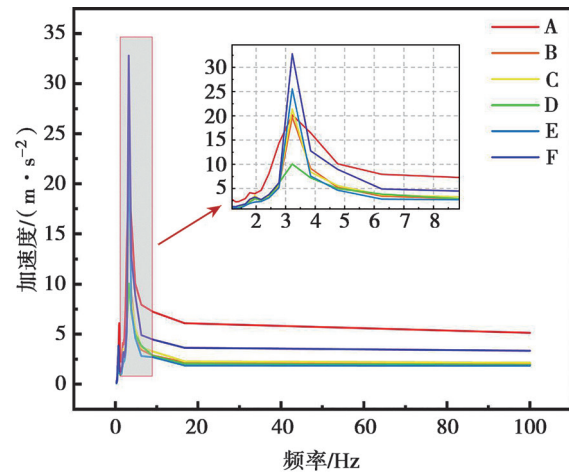


图 9 反应堆设备 40 t 车体 20 t 等级 A~F 公路下设备的加速度反应谱图

Fig.9 Accelerations response spectrum of group 2 under A~F class

由图 8 和图 9 可以得出,不同等级道路下的加速度不同。当冷却剂排空时,振动峰值为 3.84 Hz;当冷却剂充满时,振动峰值为 3.22 Hz。在不同等级公路下的振动频率区间都集中在 16 Hz 以内,超过此频率后振动趋于稳定。后续

反应堆结构设计时应当避开此频率。

4 结论

本文围绕移动式反应堆的公路运输振动问题,建立了新型路面-车辆-设备多体动力学模型,并基于典型车载反应堆,开展了在不同公路等级条件和不同载重条件下的振动响应特性分析,为移动式反应堆的设计提供一定的参考。所得结论总结如下:

(1)本文建立了路面-车辆-分离式设备的多体动力学模型,相比于传统集中式质量模型,本文增加了6个自由度,该6个自由度为描述反应堆设备处的横向位移 x_{oi} 、纵向位移 y_{oi} 、垂向位移 z_{oi} 、倾侧角位移 θ_x 、俯仰角位移 θ_y 、横摆角位移 θ_z 。通过此模型,能够更好地刻画移动反应堆多个设备分散布置的特征,且计算量没有显著增加。

(2)在D级公路条件下,考虑冷却剂排空与充满两种工况条件,当冷却剂充满时,反应堆容器的Z方向振动幅度相似,其余各个方向的振动响应明显大于冷却剂排空工况。因此在反应堆运输过程中,应尽量保持冷却剂排空状态。

(3)在D级公路下,反应堆与车体的振动比与二者的质量有显著相关性,在冷却剂排空时,反应堆与车体的质量比为1:2,振动比值为2:1,在冷却剂充满时反应堆容器与车体质量比为2:1,振动比值为1:2。二者的质量比与振动比成反比关系。

(4)在不同公路等级下,系统的振动主频相似,集中在16 Hz以内。振幅随着公路等级的恶化逐步增大,在F级公路后发生陡升。增幅达到150%,运输过程存在安全隐患,应尽量避免可移动式反应堆在F级以上更粗糙的道路运输。

本文能够为移动式反应堆在不同公路等级下的运输提供工程借鉴和安全性指导。

致谢:感谢凤麟核团队的支持,以及国家重点研发计划 No.2020YFB1902102、No.2020YFB1901901 的资助支持。

参考文献

- [1] 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.
- [2] 赵阳, 李达维, 张昌芳. 美军移动微型核反应堆建设发展及军事影响 [J]. 国防科技, 2023, 44 (1): 54-61.
- [3] 袁永龙, 高寒雨, 李晓洁. 美国防部“贝利”计划再度引发争议 [J]. 国外核新闻, 2021 (7): 25-27.
- [4] 伍浩松, 郭志锋. 美国防部资助三种移动式微堆研发 [J]. 国外核新闻, 2020 (4): 10.
- [5] 吴宜灿. 革新型核能系统安全研究的回顾与探讨 [J]. 中国科学院院刊, 2016, 31 (5): 567-573.
- [6] 吴宜灿, 柏云清, 宋勇, 等. 中国铅基研究反应堆概念设计研究 [J]. 核科学与工程, 2014, 34 (2): 201-208.
- [7] 韩敏建. 大型设备在运输途中的振动分析 [D]. 西安: 西安电子科技大学, 2009.
- [8] 威鲁麦特. 车辆动力学模拟及其方法 [M]. 北京: 北京理工大学出版社, 1998: 88-89.
- [9] Takiguchi T, Nishioka M, Okada T. Evaluation of Vehicle Handling and Stability by Computer Simulation at the First Stage of Vehicle Planning [J]. SAE Technical Paper Series, 1973.
- [10] Alkhatib R, Nakhaie J G, Golnaraghi M F. Optimal design of passive linear suspension using genetic algorithm [J]. Journal of Sound and Vibration, 2004, 275 (3-5): 665-691.
- [11] Tamboli J A, Joshi S G. Optimum design of a passive suspension system of a vehicle subjected to actual random road excitations [J]. Journal of sound and vibration, 1999, 219 (2): 193-205.
- [12] 童东红, 叶飞, 席晓敏, 等. 基于整车16自由度模型的悬挂系统振动固有频率和能量分布计算 [J]. 汽车与新动力, 2023, 6 (1): 48-52.
- [13] 韦鑫鑫, 朱孙科, 邓召学. 面向整车振动抑制的磁流变阻尼器协同优化 [J]. 机械科学与技术, 2022, 41 (3): 473-480.
- [14] 李璐阳. 小型核反应堆车辆运输减振研究 [D]. 杭州: 浙江大学, 2020.
- [15] 孙中辉. 重型汽车振动问题研究及传动轴性能优化 [D]. 长春: 吉林大学, 2010.
- [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.
- [17] 胡志勇, 陈炜, 窦海峰. 研究堆新燃料组件铁路途徐货包固定系疏安全分析 [J]. 核安全, 2008 (4).
- [18] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准化管理委员会. 机械振动 道路路面谱测量数据报告: GB/T 7031-2005 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2005.

Analysis of Vibration Responses Characteristics of Mobile Micro-reactor under Different Road Classes

Fan Tiandi^{1,2}, Zhang Yong^{3,*}, Yang Guowei^{1,2}, Song Yong¹, Jiang Jieqiong¹, Zhou Tao¹

(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. International Academy of Neutron Science, Qingdao 266041, China)

Abstract: The mobile micro-reactors have become an advanced nuclear energy, capable of efficiently supplying power to islands, remote regions, and specialized events. These mobile micro-reactors utilize liquid metal lead-bismuth eutectic (LBE) as a coolant, which possesses unique characteristics such as high density, large mass, and small volume. Consequently, the transportation of these mobile micro-reactors differs significantly from that of conventional large-scale equipment. This paper proposes the implementation of three shock absorbers at the connection of equipment and vehicle in order to evaluate the reactor with six degrees-of-freedom (DOF). A separated model for the full-car system is established through the application of the Lagrange multi-body dynamic equation. The transportation vibration responses are simulated using MATLAB software and the Runge-Kutta methods. Furthermore, a parametric study is conducted to investigate the effects of the mass of LBE and different road classes on the vibration responses during transportation. The results demonstrate that, regardless of the road class, the vibration frequency primarily lies within the 16 Hz range. Additionally, it is found that the amplitude can increase by up to 150% under Class F. Overall, the findings contribute to a deeper understanding of the transportation process and provide valuable insights for enhancing the design and operation of reactors during transportation.

Key words: mobile micro-reactor; transport vibration; multibody dynamics; road class

(责任编辑: 许龙飞)

胡洪涛,林雯.实物保护集成管理系统应用与发展[J].核安全,2023,22(4):69-74.

Hu Hongtao,Lin Wen. Application and Development of Integrated Management System for Physical Protection System [J]. Nuclear Safety,2023, 22(4):69-74.

实物保护集成管理系统应用与发展

胡洪涛,林雯

(国家核安保技术中心,北京 102401)

摘要:实物保护是核材料安全生产、使用、存储以及核设施安全运行的重要保障。实物保护系统集成逐渐成为解决实物保护各功能模块之间数据互联、信息共享、界面统一和高效管理的有效途径。本文针对实物保护要求及实物保护集成技术的发展情况,结合系统集成技术的发展以及大数据技术、智能分析技术和物联网技术的应用,分析了集成管理在实物保护系统中的作用与重要性,提出了实物保护集成管理系统的发展方向。

关键词:实物保护;集成管理;智能化

中图分类号: TP **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)04-0069-06

近年来,我国自主可控的信息技术得到了较快发展,信息技术在各行各业的应用和发展越来越广泛,带动各行业各领域逐步由模拟时代过渡到信息化的数字时代,为国民经济发展带来勃勃生机。当前,信息技术的普及应用,为各行业实现数字化转型奠定了技术基础,各行业各领域与数字技术深度融合的态势在不断深化发展,这对各行业的资源优化重组、技术更新换代和竞争格局变化起到了明显的推动作用,其影响力不可忽视。

随着系统技术的发展,各行业的信息系统逐步由单一的功能系统向多功能系统综合应用方向发展。在实现多功能系统的综合应用、数据信息共享、系统接口统一及人机界面优化等工作中,系统集成技术起到了不可或缺的作用,为各行业各领域优化资源配置、提高资源利用率、推动行业全面发展,提供了有效的解决途径。

1 系统集成技术

从现代科学技术的发展态势来说,科学技术领域分工越来越细,相继出现了新的学科方向和新的专业领域,有逐步分化的趋势。同时,现有的不同学科、不同领域的专业技术和专业方向又相互交叉并相互融合,呈现出逐渐综合和高度集成的趋势。

系统集成就是基于信息技术,融合计算机软件技术,将各个独立分离的设备、功能模块和信息集成到相互关联、统一协调的系统中,通过开发专用集成管理软件,将各功能系统通过技术接口集中到集成管理软件进行功能联动和统一管理,推动数据资源交互、网络资源共享,实现系统的集中、高效、便捷的统一管理,其核心是强调运用系统的思想和理念指导行业的管理行为与实践,突出的是一体化系统思维,是

收稿日期:2023-05-23 修回日期:2023-06-06

作者简介:胡洪涛(1977—),男,高级工程师,工学硕士,现主要从事实物保护系统技术研究及标准编制、实物保护突发事件应对演练技术研究、核材料管制技术研究

一种效率和效果并重的系统管理模式。

按照资源共享与集中的深度,系统集成可分为网络集成、界面集成和功能集成等不同层次。其中网络集成和界面集成,主要实现了网络资源和操作界面的统一集中,实现的是一种资源的集合,形成了 $1+1=2$ 的效果。通常所说的系统集成主要是指系统功能层面的集成,是在网络资源集合的基础上,实现了各功能模块的数据共享和逻辑处理,目的是达到 $1+1>2$ 的效果,其关键在于解决系统之间的数据共享、信息互联和操作互通等问题,是一个多产品、多协议并面向多种应用需求的体系性平台。在功能集成过程中,各组成模块之间能彼此有机、协调地工作,以发挥整体效益,在各功能模块基础上实现新的功能。因此,功能集成需要解决各类设备、各功能模块之间数据共享与信息互通的接口、协议、操作平台及软件界面等问题,是一项综合性很强的技术问题。

2 实物保护系统

核材料与核设施安全,是我国核能利用与核技术应用行业发展的基础,事关国家安全。实物保护是保障核材料与核设施安全的重要技术和管理手段。实物保护系统是为了防止并阻止对核材料的盗窃、抢劫或非法转移以及对核设施的破坏等恶意行为,确保核材料与核设施安全。

基于纵深防御、均衡保护的原则要求而建立起来的安全防范技术体系,主要包括探测、延迟和响应三大组成部分。其中,探测主要是指通过入侵探测报警、视频监控复核、出入控制管理以及巡更、通信指挥等技术手段和管理措施,实现对非法入侵行为的及时感知与复核确认;延迟主要设置利用各保护区域周界、出入口设施、保护目标建筑物外墙及门窗等实体屏障,延缓非法入侵者的进入与撤离行动,为响应力量争取应对准备和到达事件现场的时间;响应是指确定非法入侵事件发生后按照预案所采取的抵御和制止非法入侵行为的一系列行动,包括响应预案的启动、报告、增援和战斗等,实物保

护值班执勤及负责核设施守卫的人员承担相应职责,在技术措施上包括通信指挥和响应装备等内容。

3 实物保护集成管理

根据我国相关法规标准要求,保卫控制中心是实物保护系统的数据通信和信息汇聚的中心枢纽。早期实物保护系统中的入侵探测、视频监控、出入控制和通讯指挥等功能系统相互独立且互不干扰和影响。发生报警事件时,由值班人员按照要求调取对应区域视频监控图像进行复核确认,一旦确认发生非法入侵事件,由值班人员通过有线或无线对讲系统进行逐级上报。在非法入侵事件发生时,实物保护系统的处理与响应速度,很大程度上受到值班人员对实物保护各功能系统的操作能力和对处理流程的掌握程度等因素的制约,影响实物保护的及时应对与快速响应。

随着技术的发展,我国实物保护技术标准体系也逐步完善。为使实物保护系统中的入侵探测报警、视频监控、出入控制、通讯指挥和巡更等功能子系统相互融合,现有实物保护标准体系中,《核材料与核设施核安保的实物保护要求》(EJ/T 1054-2018)提出了保卫控制中心设置实物保护集成管理系统的内容,针对实物保护集成管理系统的具体功能提出了明确的技术要求。增加实物保护集成管理系统后,实物保护系统整体功能得到了进一步完善和发展,形成了以专用网络为基础的信息化网络体系。入侵探测报警、视频监控、出入控制、通讯指挥等基本功能模块的前端设备的信息通过控制器、交换机等中间传输设备,将探测报警信号、视频图像、出入控制以及通讯信号传输至各功能模块的管理工作站,各功能模块管理工本站在实现对前端设备信号处理、管理与控制的同时,通过交换机等设备接入到实物保护专用网络中,实物保护设集成管理系统配备了双机热备服务器及管理工作站,对各入侵探测报警、视频监控、出入控制、通讯指挥等功能模块的数据进行统一处理和分析,形成了数据互通、信息

共享和联动控制的有机整体,提高了实物保护系统对非法入侵行为的及时感知与快速应对能力,系统的基本架构如图1所示。

2018年发布的《核材料与核设施实物保护集成管理系统技术要求》(EJ/T 20199-2018)中,对实物保护集成管理系统的定义为:通过链接、数据、应用等的综合运用,对实物保护各子系统信息进行汇聚、显示和处理,实现各子系统的连接、数据交换、功能应用,为核设施相关部门和人员提供管理服务。该标准从可靠性、兼容性、可维护性和安全性等方面的总体要求,以及系统整体设计、系统功能设计和系统接口设计等方面提出了明确要求。其系统功能部分可分为基本功能、运维管理、后台管理和安全管理四个方面的内容,其中基本功能提出了电子地图、探测报警、视频监控、出入控制、专用通讯、巡更管理、预案管理、设备管理和报表管理等方面的要求,运维管理提出了运行事件信息、用户使用信息和日志信息检索等方面的要求,后台管理提出了用户管理、权限管理、时间管理和存储管理等方面的要求,安全管理提出了登录安全、系统可靠性及网络安全等方面的要求。

3.1 实物保护集成管理技术特点

实物保护集成管理平台是结合实物保护系统的特点和管理要求,依托信息化、网络化、智能化技术,将分散的、相互独立的、工作原理和技术特点完全不同的视频监控、入侵探测报警、出入控制和通讯指挥等各子系统用统一的网络环境和统一的人机界面进行集成,实现实物保护系统各功能模块集中统一管理的系统平台,具有集成性、可靠性、可扩容性的特点。

(1) 集成性

集成管理平台通过全局性的管理功能模块与通信控制模块,实现数据信息上传与控制指令下达的功能,即在对各功能子系统上传数据的融合分析计算后,向相关功能子系统下达特定指令,各功能模块能准确接收、识别和执行集成管理平台下达指令。当入侵事件发生时,入侵报警系统或出入控制系统产生的报警信息通过集成管理平台联动视频监控系统,对应区域的现场实时视频图像直接在大屏幕上弹出,同时设在保卫控制中心监控大厅的声光报警设备向值班人员发出报警提醒,值班人员通过实时视频图像及对应区域的历史图像进行复核确认,并通过集成管理平台提示的应对预案及处

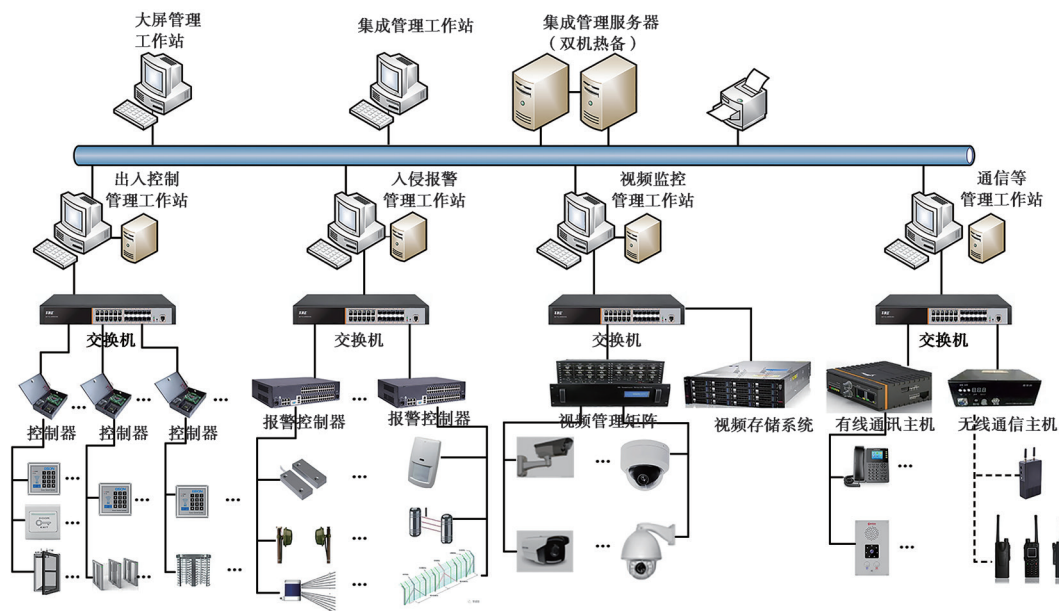


图1 实物保护系统基本架构

Fig.1 Basic architecture of physical protection system

置流程,直接点击集成的通行系统进行上报并向驻厂响应力量提供准确的信息支持。

(2) 可靠性

集成管理平台与各子系统以分散的方式进行连接和运行,不会因集成管理平台或某子系统故障,引发其他子系统的连锁故障,真正实现“集中管理、分散控制”的特点;同时,系统在交换机、服务器等硬件系统建设中采用冗余备份配置,保障在个别硬件设备故障情况下能无缝切换到备用设备,保证了系统的可靠性。

(3) 扩容性

实物保护系统的规模和容量,也在随着核设施规模的扩大以及实物保护新技术的发展应用而发生变化,这就要求建成的实物保护系统的各功能系统和集成系统具有一定的扩容能力,且根据任务量的增加和前端设备量的变化,进行适当的扩容后,不影响系统的功能和稳定性。

实物保护集成管理系统为跨子系统联动提供了基础平台,改变了原有实物保护系统各子系统之间缺乏互联互通,相关信息及联动靠人工查询、操作的模式,实现了各子系统之间的信息联动与集中管理,提高了实物保护系统的自动化水平和执行效率,减轻了操作人员的劳动强度,降低了误操作的概率。

统一的集成管理,是实物保护系统完善管理模式,适应在信息化条件下多功能模块、多类型数据统一协调和资源共享的根本要求和必然选择。统一的集成管理要求各功能模块与集成管理系统具有通信与控制的专用接口协议,同时集成管理系统应具有全局信息综合分析、管理与控制能力,有条不紊地接收、分析各功能模块传送的数据信息,生成各类复杂的指令和动作。

3.2 实物保护集成管理系统存在的问题

虽然,我国基于实际工作的需要,对实物保护集成管理系统提出明确的要求,但在实际应用中,存在一些影响实物保护集成管理系统高效运行的问题,具体包括:

(1) 与各子系统的接口标准不统一

各子系统由于数据类型的复杂性,尚未建

立各功能子系统与集成管理系统之间的接口标准,这加剧了集成管理平台的开发及工程调试的复杂程度,制约了实物保护集成管理系统的进一步完善和发展。

实物保护系统涉及电子、信息、激光、雷达、力学、通讯和网络等多领域多学科,属于高新技术领域,构成各功能子系统的设备种类多、数量大,系统结构复杂。结合实物保护系统要求而实现的各功能模块之间的数据通信接口,是实物保护集成管理系统需要解决的关键技术之一,而且随着技术的发展,新的技术产品不断涌现,特别是我国自主可控技术处于快速发展阶段,相关技术更新较快,这为实物保护集成管理系统与各功能系统之间的数据通信接口的建立,带来了一定的难度和复杂度。因此,建立统一的接口标准是一项相当复杂而又急需开展的工作。

(2) 集成管理平台智能分析能力不足

大数据、云计算、智能分析、网络安全以及可视化运维等新技术的发展及广泛应用,为各行业各领域的信息系统整体水平的提升提供了全新的技术手段,也催生了很多新的应用。而实物保护集成管理系统在新技术应用和智能分析等方面与其他行业相比存在明显不足。实物保护系统又是特别重要、高度综合、集中管理的信息技术体系,基于大数据、智能分析、网络安全及可视化技术,借鉴其他行业成功经验,建立新一代实物保护集成管理系统,对于提升实物保护系统的智能化水平和运行效率,具有十分重要的意义和行业推动作用。

因此,系统接口技术和智能分析应用将是实物保护集成技术发展的重点方向。

4 展望

系统集成有利于引进先进的集成体系架构,从根本上改变传统的系统体系架构及应用管理模式。系统集成有利于提高系统的集成度和整体性,实现人机操作界面的统一、操作管理流程的统一和技术接口标准的统一,进一步提高系统的可用性和便捷性。

实物保护系统,由独立的模块化的功能系统,逐渐走向集成管理,实现实物保护系统信息化能力的第一次飞跃,形成实物保护系统管理的核心平台。其在实物保护技术体系中的作用越来越重要,极大地提高了实物保护系统能力,降低了操作人员的技术难度和劳动强度。当前,高新技术的发展日趋成熟且应用日趋广泛,为满足实物保护系统适应新形势的需要,实物保护集成管理系统在不断完善各功能模块接口统一工作的同时,在如下几个方面将有更大的发展空间。

4.1 在集成管理方面,实现三维整体显示

随着三维图像融合技术的发展,运用三维地理信息技术对核设施单位所在区域进行三维建模。通过图像融合技术,将实物保护系统中的多个摄像机实时图像与三维地理信息模型进行实时融合,实现动态视频与虚拟场景的实时融合,并将周界实体屏障、入侵探测和出入控制等实物保护要素融合到核设施三维地理信息系统中,形成整体三维电子地图。通过智能分析及预测计算,虚实结合,实现对人员活动轨迹和现场报警信息等内容的实时、整体显示,实现更高层次的功能集成,使实物保护系统的监控更直观、操作更高效,能有效提高操作使用效率,节约管理成本。

4.2 在数据应用方面,实现智能分析处理

智能分析技术在各行业的应用,带动了相关行业信息技术水平的提升,同时也产生了一些新的应用方向。将实物保护技术与智能分析技术进行融合,对现有实物保护系统进行逻辑分析与数据挖掘,对于提升实物保护系统整体技术的发展将起到较大的推动作用。通过智能分析处理,对入侵探测报警及出入控制报警等

信息进行分级分类处理,对报警联动及预案管理进行智能预处理,对出入控制与探测报警信息进行智能联动分析等,既能提高系统处理效率和降低误报率,同时也能降低对值班人员的依赖程度并减少值班人员的操作工作量,从而降低人员误操作发生的可能性。

4.3 在系统运维方面,实现系统整体运行态势可视化

实物保护系统由不同类型设备组成,设备运行的状态及运维水平直接影响实物保护系统的有效性。随着实物保护系统规模的不断扩大,系统中的设备接入量也在增多,设备运行的状态对实物保护系统运行的有效性将产生不可忽视的影响。通过可视化智能运维技术的应用,实物保护集成管理系统能够对接入系统中的设备运行态势进行实时监测、直观显示与预测分析。对发生故障的设备,实物保护集成管理系统通过报警的方式及时提醒,对即将达到可靠性时间的设备运行情况进行预测分析和提示,有利于提高系统运维技术水平。

参考文献

- [1] 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.
- [2] 孙娜, 齐敏, 谢逸钦. 核电站数字化保护系统维护系统设计 [J]. 核安全, 2016, 15 (4): 27-33+47.
- [3] 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.
- [4] 国家国防科技工业局. 核材料与核设施实物保护集成管理系统技术要求: EJ/T 20199-2018 [S]. 北京: 国家国防科技工业局, 2018.
- [5] 国家国防科技工业局. 核材料与核设施核安保的实物保护要求: EJ/T 1054-2018 [S]. 北京: 国家国防科技工业局, 2018.

Application and Development of Integrated Management System for Physical Protection System

Hu Hongtao, Lin Wen

(National Nuclear Security Technology Center, Beijing 102401, China)

Abstract: Physical protection is an important guarantee for the safety of nuclear materials in production, use, and storage, as well as the safety of nuclear facilities. The integration of physical protection systems has gradually become an effective way to solve data interconnection, information sharing, interface unity, and efficient management among various functional modules of physical protection. This article analyzes the role and importance of integrated management in physical protection systems based on the requirements of physical protection and the development of physical protection integration technology, combined with the development of system integration technology and the application of big data technology, intelligent analysis technology, and Internet of Things technology. It also proposes the development direction of physical protection integrated management systems.

Key words: physical protection system; integrated management; intelligence

(责任编辑: 许龙飞)

孔琳,赵旭东,陈明.民用核安全设备焊接人员考核组织管理研究与建议[J].核安全,2023,22(4):75-80.

Kong Lin,Zhao Xudong,Chen Ming. Research and Suggestions on the Organization and Management of Civil Nuclear Safety Equipment Welding Personnel Examination [J]. Nuclear Safety,2023,22(4):75-80.

民用核安全设备焊接人员考核组织管理研究与建议

孔琳*,赵旭东,陈明

(中机生产力促进中心有限公司,北京 100044)

摘要:新法规实施两年来,民用核安全设备特种工艺人员考核秘书处按照组织管理要求组织实施考核工作。本文对中心两年来的考核组织管理情况、考核实施情况进行了统计分析。通过研究分析,得出结论:焊接人员考核组织的关键是根据考核量和考核单位的条件,针对操作过程和无损检验,合理选择具有专业背景的高级考评员。同时建议加强对高级考评员的培训和宣贯、完善部分待明确的技术问题,积极探索多模式考核组织方式等,提高焊接人员考试的规范化程度。

关键词:焊接人员考核;组织管理;高级考评员

中图分类号:T-19 **文章标志码:**A **文章编号:**1672-5360(2023)04-0075-06

《民用核安全设备焊接人员资格管理规定》(生态环境部令第5号)和《民用核安全设备无损检验人员资格管理规定》(生态环境部令第6号)于2020年1月1日开始施行。两部新部门规章的变化之一是调整了焊接人员和无损检验人员考核的组织实施模式,将由考核单位组织、实施调整为由民用核安全设备特种工艺人员考核秘书处(以下简称秘书处)负责组织,由考核单位负责实施^[1,2]。为了更好地组织实施考核工作,秘书处从核电行业相关单位中择优选聘了高级考评员,以协助秘书处开展考核组织工作。

针对焊接人员考核工作,秘书处颁布了《核安全特种人员资质管理工作指南》(NNSA/HQ-00-PZ-MP-013)、《民用核安全设备特种工艺人员资格审批程序》(NNSA/HQ-06-PZ-IP-001)、

《民用核安全设备特种工艺人员资格考试考评人员管理程序》(NNSA/HQ1-00-PZ-MP-003)和《民用核安全设备焊接人员操作考试技术要求(试行)》(国核安发[2019]238号)以及焊条电弧焊、钨极惰性气体保护电弧焊(手工、机械化或自动)、熔化极气体保护电弧焊、激光焊和电子束焊等7种焊接方法考试的操作考试规程。上述管理程序和考试规程明确了焊接人员考核的组织管理要求和技术要求,是焊接人员考核组织和实施的基本依据^[3-6]。

中机生产力促进中心(以下简称中心)作为秘书处成员单位,在2020年8月至2022年8月期间,组织焊接、无损检验人员考核共60场,有6400余人次参考。其中焊接人员考核38场,有3800余人次参考,合格率约65%。

本文对中心两年来所组织的全部焊接人员

收稿日期:2022-09-23 修回日期:2022-10-21

作者简介:孔琳(1993—),女,工程师,学士,现主要从事民用核安全设备政策研究工作

*通讯作者:孔琳,E-mail:houlinhua1969@163.com

考核情况和重点问题进行总结和分析,讨论考核组织的核心关切点、实施重点和难点,针对焊接人员考核的组织、过程控制和实施等重点方面进行探讨研究,并提出相关工作建议。

1 基本情况

1.1 考核基本流程

根据《民用核安全设备特种工艺人员资格审批程序》中的要求,焊接人员考核的主要流程如图 1 所示。主要环节包括考前准备、理论考试、操作考试、试件编码、试件转运、试件无损检验、成绩登记和确认、资料收存等,具体如下。

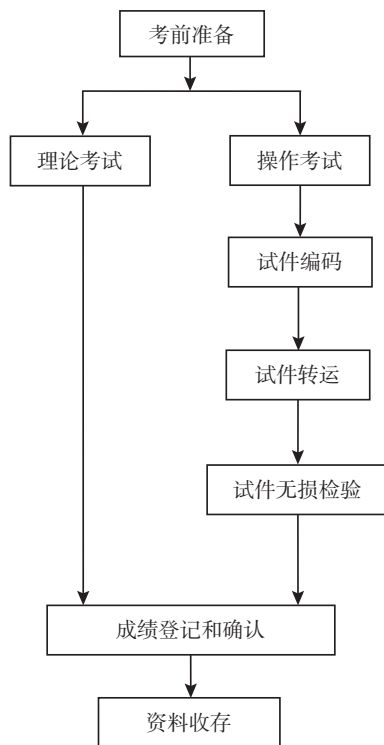


图 1 焊接人员考核的主要流程

Fig.1 Main process of welding personnel examination

1.1.1 考前准备

秘书处选聘考评人员组成考评小组,对考核单位考核条件和考核准备情况进行现场核查。

1.1.2 理论考试和操作考试

在理论考试开始前,考评人员宣读考试纪律,确认参考人员身份。考试时间为 1 h。

操作考试按照考试安排和技术要求有序开展。

1.1.3 试件编码

操作考试结束后,对焊接试件使用临时编号(明码)遮盖试件原始编号(暗码)。

1.1.4 试件转运

将编码完成后的试件转运到无损检验各环节中。

1.1.5 试件无损检验

考核单位按照国核安发[2019]238号^[6]文的相关要求依次对焊接人员操作考试试件进行目视检验、渗透检验和射线检验。

1.1.6 成绩登记和确认

汇总理论考试、操作考试成绩并签字确认。

1.1.7 资料收存

将考核过程中所涉及的部分资料粘贴秘书处封条后归档保存。

中心通过分析,识别出直接影响考核结果公平公正和考核结果有效性的关键环节。这些环节包括:理论考试和操作考试、试件编码、试件转运、无损检验。操作考试和无损检验这两个环节,需要焊接和无损检验专业技术性强的高级考评员重点关注。

1.2 高级考评员情况

2021年,根据《民用核安全设备特种工艺人员资格考试考评人员管理程序》中的要求,秘书处择优选聘了焊接人员考核高级考评员共 50 名。高级考评员至少要满足以下条件。

(1)专业方面:具有焊接、无损检验等专业高级职称或者中级职称或高级技师资格,且满足相应年限。

(2)工作经历方面:从事过焊接人员资格考试、培训工作或者从事焊接工艺设计工作,且满足相应年限。

(3)荣誉方面:获得过省部级及集团公司以上技术成果、参加过学术组织或担任职务、取得过无损检验资格证书等。

按考核单位划分,这些高级考评员来自行业内、外 32 家单位,其所在单位按类型分布情况如图 2 所示。其中有 29 人来自 14 家考核单

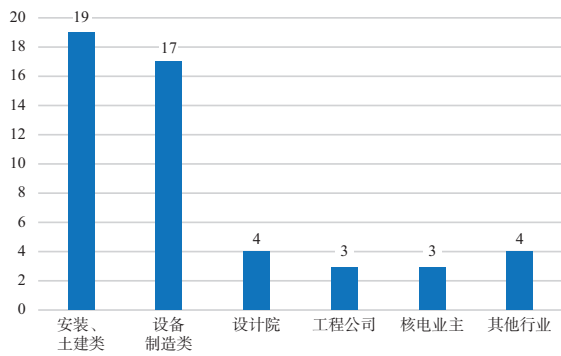


图2 高级考评员分布情况

Fig.2 Distribution of senior evaluators

位。这些人长期从事焊接人员考核有关工作,工作经验丰富,熟悉民用核安全设备焊接人员考核工作流程和要求,是高级考评员的重要组成部分。

按专业划分,高级考评员中包含焊接技术人员和焊接技能人员,分别为44人和6人。焊接技能人员中包含获得“技能大师”称号的6人。

此外,高级考评员中还有8人持有民用核安全设备无损检验人员VT II级和PT II级证书。

为了保证考评人员在考核过程中的公平公正,秘书处不仅发布考评人员管理程序,规定纪律要求,还对高级考评员的评判过程中进行监督。

1.3 考核情况

目前,常设的焊接人员考核单位共15家,含17个考核地点。中心在两年的工作中,共在11家单位,12个考核地点组织过焊接人员考核工作。除上海第一机床厂有限公司所申请的激光焊和电子束焊考核外,其余37场考核的具体情况如表1所示。

从表1中可以看出,中心在中国核工业第五建设有限公司(以下简称中核五)和中国核工业二三建设有限公司(以下简称中核二三)组织的考核次数最多,分别为10场和8场。中心在5家安装、土建单位共组织25场考核,占总考核量的65.8%,5家单位总的考核量约为2900人次,占全部考核量的77.3%,平均每场约95人次。其余6家设备制造单位的平均考核次数为

2场、平均考核人次为71人次,明显较安装、土建单位低。3家安装单位的每场平均参考人次达到137人次。2家土建单位的每场平均参考人次约80人次,与设备制造单位相当。

表1 11家考核单位考核情况统计
Table 1 Detailed statistics of 11 examination unit

单位名称	考核次数	平均参考人次
中国核工业第二二建设有限公司	3	85
中国核工业二三建设有限公司	8	155
中国核工业二四建设有限公司	1	75
中国核工业华兴建设有限公司	3	142
中国核工业第五建设有限公司	10	113
上海电气核电设备有限公司	3	46
中国第一重型机械股份公司	1	90
山东核电设备制造有限公司	3	86
西安核设备有限公司	2	92
东方电气集团东方锅炉股份有限公司	2	84
哈电集团(秦皇岛)重型装备有限公司	1	30

以中核五和中核二三为例,在两年内各场考核人次统计如图3和图4所示。从图中可以看出,中核五和中核二三所组织考核的每场平均参考人数逐年增加,进入2022年,场均参考人次在150~200人次,最高参考人次为中核二三口,单场最多达到354人次。

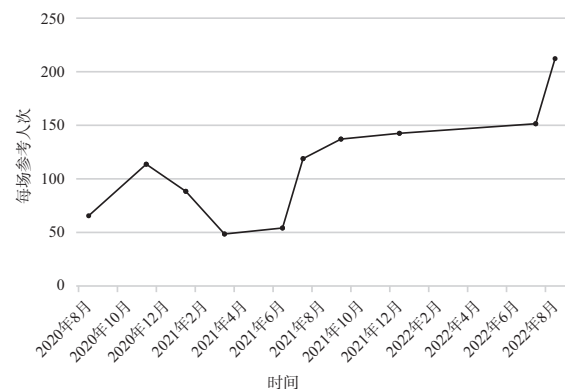


图3 中核五各场考核人次统计情况

Fig.3 Statistics of examination person per times of CNF

2020年8月至2021年8月、2021年9月至2022年8月,中心各组织19场焊接人员考核,参考人次分别为1387人次和2511人次,平均每场参考人次分别为73人次和132人次。

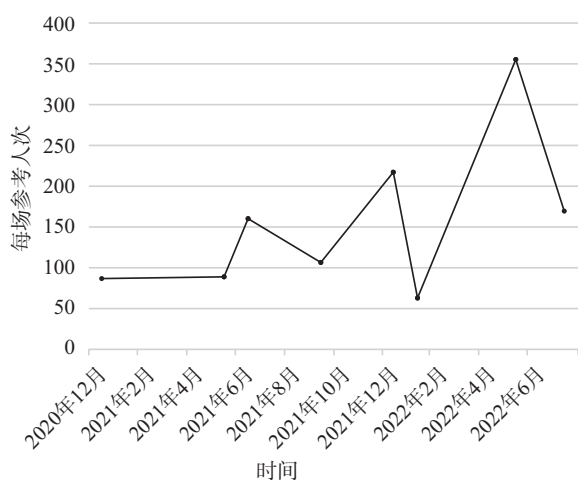


图4 中核二三各场考核人次统计情况

Fig.4 Statistics of examination person per times CN123

2 分析和研究

2.1 考核组织重点及控制

图1展示了焊接人员考核的基本流程。经过两年多的考核实践,为了保证考核的顺利进行、保证考核全流程见证,理论考试和操作考试、试件编码、试件转运、无损检验四个环节都需要安排高级考评员重点关注。

每场考核在高级考评员的选择上需要考虑以下两个方面。

2.1.1 考核量和考核单位条件

根据考核量和考核单位的场地条件,选择数量匹配的高级考评员。例如:

(1)对于考核量大的考核单位,要特别关注操作考试过程和无损检验环节。针对操作考试过程,选择有技术能手背景的高级考评员。针对无损检验环节,选择能力强且考核工作经验丰富的高级考评员,并且可以根据考核量适当安排1-2名。

(2)对于目视检验场地与渗透检验场地相隔较远或在不同车间的考核,为了满足全过程见证的要求,要比目视检验场地与渗透检验场地

在同一片场地的考核多选出一名高级考评员。

2.1.2 高级考评员专业

从专业的角度选择与考核重点环节匹配的人员,例如:

(1)选择一名长期从事焊接人员考核工作的考核单位考评员担任考评组长,以重点关注理论考试、试件编码和试件转运等并统筹安排整场考核;

(2)选择一名有焊接技术能背景的考评员,以重点关注操作考核过程控制;

(3)选择一名持有VTⅢ级和PTⅢ级证书的无损检验表面组考评员,以重点关注考核中目视检验和渗透检验环节;选择一名有RTⅢ级证书的无损检验体积组考评员,以重点关注考核中射线检验环节。

2.2 技术问题

除了上述考核的关键环节需有效实施和控制外,中心还发现了目前管理程序和技术文件中未涉及或待完善,以及各个考核单位执行不一致的情况。

2.2.1 焊接设备

在考核过程中,中心发现各考核单位的焊接设备存在如下问题。

(1)部分焊接设备老旧,容易出现故障,影响操作考试的正常进行。比如,自动焊或机械化焊设备在考试过程中出现死机;钨极惰性气体保护焊设备老化导致焊枪导管松动,出现密集气孔等问题。

(2)各考核单位焊接设备品牌型号不一,非考核单位的参考人员对设备不熟悉,影响发挥。

统一考核单位焊接设备并向行业公开,有助于各单位有针对性地购置与考试相同型号的焊接设备进行练习,减少因设备不熟悉产生的影响,营造更加公平公正的考核环境。

2.2.2 目视检验后试件的打磨问题

对于手工电弧焊板对接和管对接考核试件,试件表面的纹路和成形可能影响渗透检验的判断。

《核电厂核岛机械设备无损检测第4部分:渗透检测》(NB/T 20003.4—2021)^[7]“6.3 检测

时机”中要求：“通常焊接接头的渗透检测应在焊接完成后进行”；“7.1.1 表面条件”中规定：“一般情况下，保持零件的焊接、滚轧、铸造或锻造后的状态就可以得到满意的表面状态。若表面高低不平，有可能遮蔽某些不允许的缺陷，则可以使用打磨、切削加工或其他方法制备表面”。

在产品的制造中，焊缝可以在原始表面、修磨后和磨平后表面三种情况下产生。对于焊接人员考核，修磨焊缝表面可能引起如下问题：

(1) 渗透检验能够检测出一些缺陷，可能会在表面打磨中去除；

(2) 如果在打磨过程中去除了一些缺陷，可能会对后续的射线检验结果造成影响。

目前各考核单位采取以下两种办法：

(1) 利用角磨机将焊缝纹路修磨掉，去除高低不平的焊缝，使得焊缝平滑过渡，如图 5 所示；



图 5 角磨机修磨后的焊缝

Fig.5 Weld after angle grinder grinding

(2) 利用电动钢丝刷将焊缝表面氧化皮等残留物去除，并不破坏焊缝纹路，如图 6 所示。



图 6 电动钢丝刷清理后的焊缝

Fig.6 Welds cleaned by electric wire brush

综合考核程序、标准要求和考核实践，中心认为在焊接人员考核中应避免 VT 检验合格后对焊缝表面的修磨，在不破坏焊缝表面状态的情况下，可以使用电动工具去除氧化皮等残留物。

2.2.3 无损检验模板

中心在考核过程中发现，对于一些考核量大的单位，无损检验人员多数由各项目临时调派，考前交底不充分，对考核试件的检测内容和要求不熟悉，只能边做检测边熟悉要求，这样增加了出错的概率。因此，统一无损检验模板，将每种试件的检测项以及要求都统一标注出来，让无损检验人员清楚地知道某类试件的检测内容是什么，相对应的合格数值是什么，有助于提高考核效率、减少出错概率。

2.3 考核组织中发现的问题

在考核过程中，中心也发现了一些关于考核单位和考评员未尽职责履责方面的问题。例如：

(1) 在态度方面，考核单位考评员在考试监考时接打电话、填写操作考试过程控制表不及时、不严谨；

(2) 在管理方面，考核单位交底不充分。无损检验人员对检验要求不熟悉，检验过程中出现错判、漏判等。

针对上述情况有以下两种解决方式：

(1) 对于需立整立改的问题，秘书处工作人员发现后会立即制止，提出要求，直至整改完成；

(2) 对于需长期整改的问题，秘书处工作人员会在考核结束的末次会上进行经验反馈，对考核单位提出整改要求，并在下次考试时对整改情况进行检查。

3 结论

本文总结了中心近两年的焊接人员考核管理情况和考核实施情况，论述了考核组织重点和难点。通过分析认为，焊接人员考核组织的关键是根据考核量和考核单位的条件，针对操作考试过程和无损检验，合理选择具有专业背景的高级考评员。

同时,本文对焊接人员考核中发现问题进行了分析,形成如下建议:

(1)加强对高级考评员、考核单位考评员关于部门规章、技术要求以及考核实践中问题的宣贯、培训和反馈,让其充分了解考核流程和考核要求,保障高级考评员、考评员与秘书处统一认识、统一行动、规范执行。

(2)进一步完善管理程序和技术文件中关于无损检验模板、目视检验后试件打磨程度等未涉及或待完善的内容。

(3)目前的考核组织模式是秘书处工作人员加高级考评员现场见证的模式,面对疫情的不确定影响,需要探索秘书处工作人员视频见证加考核单位所在省市高级考评员现场见证模式、秘书处工作人员和高级考评员全视频见证等多种考核组织方式,保证考核按计划有效执行。

参考文献

- [1] 国家核安全局.民用核安全设备焊接人员资格管理规定[S/OL]. [2019-06-12].https://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk02/201906/t20190621_707303.html.
- [2] 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[S/OL]. [2019-06-13].https://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk02/201906/t20190621_707307.html.
- [3] 国家核安全局.核安全特种人员资质管理工作指南[Z/OL]. [2020].<http://nnsa.mee.gov.cn/ztzl/zghyfsaqgltx/202004/P020200428466997418819.pdf>.
- [4] 国家核安全局.民用核安全设备特种工艺人员资格审批程序[Z].北京:国家核安全局,2020.
- [5] 国家核安全局.民用核安全设备特种工艺人员资格考试考评人员管理程序[Z].北京:国家核安全局,2020.
- [6] 国家核安全局.民用核安全设备焊接人员操作考试技术要求(试行)[M/OL]. [2019-11-26].https://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk09/201912/t20191203_745228.html.
- [7] 国家能源局.NB/T 20003.4-2021 核电厂核岛机械设备无损检测第4部分:渗透检测[S].北京:中国原子能出版社,2021.

Research and Suggestions on the Organization and Management of Civil Nuclear Safety Equipment Welding Personnel Examination

Kong Lin*, Zhao Xudong, Chen Ming

(China Machinery Productivity Promotion Center Co., Ltd, Beijing 100044, China)

Abstract: In the two years since the implementation of the new regulations, the Secretariat for Examination of Special Processors of Civil Nuclear Safety Equipment has organized and implemented the examination in accordance with the requirements of organization and management. This paper makes a statistical analysis of the organization and management of the examination by our center. Through analysis and research, it is considered that the key to the organization of welding personnel examination is to reasonably select senior examiners with professional background for the operation process and NDT according to the examination amount and the conditions of the examination unit. At the same time, it is suggested that training and publicizing for senior examiners, improving some technical problems to be clarified, and exploring a multi-mode examination organization will improve the standardized of examination of welding personnel.

Key words: examination of welding personnel; organization and management; senior Examiners

(责任编辑:徐晓娟)

马亮,王子轩,苑晨亮,等.核设施实物保护系统有效性分析方法研究[J].核安全,2023,22(4):81-87.

Ma Liang, Wang Zixuan, Yuan Chenliang, et al. Vulnerability Analysis of Physical Protection System for Nuclear Facilities [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(4):81-87.

核设施实物保护系统有效性分析方法研究

马亮^{1,2,*}, 王子轩^{1,2}, 苑晨亮^{1,2}, 张晓丛^{1,2}, 王美璇^{1,2}

(1. 中核第四研究设计工程有限公司, 石家庄 050000; 2. 河北省核安保技术创新中心, 石家庄 050000)

摘要: 实物保护系统的有效性分析是检验核材料和核设施是否处于安全受控状态的关键环节, 其安全性与合理性至关重要。本文综合考虑了影响实物保护系统的各类因素, 分辨实物保护系统的薄弱环节, 为改善和提升实物保护系统的可靠性和稳定性提供了技术支持与数据支撑。本文对实物保护系统有效性分析算法与模型展开对比分析, 对 EASI 模型、SAVI 模型、HPEP 算法(基于 A* 算法的启发式有效性评估)和河北省核安保技术创新中心-实物保护系统设计薄弱性分析与评价系统各自优缺点进行归纳总结。最后提出面向工程应用的实物保护系统有效性分析算法的研究方向与思路, 为后续相关算法优化、研究提供参考。

关键词: 实物保护系统; 有效性分析; 算法与模型

中图分类号: TP391 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 04-0081-07

近年来, 国内外安全形势日益复杂, 核设施与核材料面临的安全情况和问题日趋严峻。核安全作为总体国家安全观的要素之一, 不仅事关核工业发展命脉, 也是国家安全发展的重要着力点。为此, 需要对核材料和核设施的安保问题给予高度关注, 建立有效的实物保护系统有效性分析体系和方法, 提高核安保水平、确保国家安全^[1,2]。

核安保是核安全的重要组成部分, 是指预防、探知和应对涉及核材料、其他放射性物质、相关设施和相关活动的擅自接触、未经授权的转移、盗窃、蓄意破坏或其他恶意行为^[3]。实物保护系统作为核设施的第一道安全屏障, 对于

保障核设施、核材料是否在安全受控状态下运行至关重要。本文主要针对实物保护系统展开研究。

实物保护系统是指利用实体屏障、探测延迟技术及人员的响应能力, 阻止盗窃、抢劫或非法转移核材料以及破坏核设施行为的安全防御系统^[4]。主要包含探测、延迟和响应三个主要功能^[5]:

(1) 探测主要用于发现敌手的入侵行为, 是实物保护系统的第一道防线, 探测失败将导致防护设施的延迟与响应功能衰退甚至无效。

(2) 延迟是利用墙体、门锁、栅栏等延迟设备阻止或延缓敌手的入侵。在探测设备监测到入

收稿日期: 2023-04-24 修回日期: 2023-06-25

作者简介: 马亮 (1983—), 男, 高级工程师, 硕士, 现主要从事实物保护系统设计、有效性分析、设计基准威胁评估、人员可靠性分析工作

* 通讯作者: 马亮, E-mail: hsypps@126.com

侵后,延迟设备延缓敌手的时间越长,越有利于响应力量中断入侵。

(3) 响应是指接收到探测到敌手的报警信号后,响应力量出发对敌手进行中断和压制的行动。制定完善有效的防御策略是提高响应能力的有效措施。

实物保护系统的有效性分析是实物保护中的一个重要环节。实物保护有效性分析是应用定量或定性的分析技术使实物保护系统达到有效水平的结构化系统过程。因此,有必要展开实物保护系统有效性分析的研究,提高实物保护系统的可用性、可靠性、有效性。

1 国内外研究现状

为评估实物保护系统的防护效果,国内外学者与专家对实物保护系统有效性分析展开研究。20世纪70年代,美国桑迪亚国家实验室提出 EASI (Estimation of Adversary Sequence Interruption, EASI) 方法^[6],该方法借助探测、延迟和响应的实物保护系统基本功能计算特定路径的中断敌手概率。1980年,美国桑迪亚国家实验室提出入侵薄弱路径系统性分析方法 (Systematic Analysis of Vulnerability to Intrusion, SAVI)^[7],该方法使用入侵序列图 (Adversary Sequence Diagram, ASD) 将敌手可能的入侵路径图形化。在此基础上,美国能源部1990年提出 ASSESS (Analytic System and Software for Evaluating Safeguards and Security, ASSESS) 分析系统,该系统将内部威胁考虑到分析中。1990年,日利纳大学提出 SATANO 软件,该方法可基于不同的设计基准威胁对实物保护系统有效性展开分析。2008年,韩国核不扩散与控制研究所提出一种基于二维模型计算和评估实物保护系统有效性方法 (Systematic Analysis of Physical Protection Effectiveness, SAPE),该方法可图形化展示敌手入侵路径。2008年,俄罗斯 ISTA 公司研发用于实物保护系统有效性分析软件 SPURT,该软件可对探测设备的探测范围进行仿真,从而找出检测盲区。2017年,哈尔滨工程大学提出了基于蚁群算法的启发式有效性评

估方法 (HAPPS)^[8],该方法参考蚂蚁觅食的仿生行为,在二维地图中寻找实物保护系统的脆弱入侵与逃跑路径。2018年,哈尔滨工程大学提出了基于启发式 A* 算法的实物保护系统有效性分析方法 (HPEP)^[9],该方法基于二维模型对实物保护系统进行有效性分析,并且在分析中考虑了探测设备的探测范围。2021年,河北省核安保技术创新中心提出了实物保护系统设计薄弱性分析与评价系统及实物保护设计基准威胁分析与评价系统,该系统可实现薄弱性分析、设计基准威胁分析、三维地图仿真等功能,填补了国内相关领域空白。

本文对实物保护系统有效性分析软件与算法进行总结归纳,客观分析其优缺点,最后提出面向工程应用的实物保护系统有效性分析算法的研究方向与思路,为后续相关算法优化、研究提供参考。

2 实物保护系统有效性分析软件及算法

本节对常用且具有代表性的实物保护系统有效性分析软件与算法进行总结分析,包括 EASI 模型、SAVI 模型、HPEP 算法(基于 A* 算法的启发式有效性评估)和河北省核安保技术创新中心-实物保护系统设计薄弱性分析与评价系统。

2.1 基于 EASI 模型的有效性分析方法

EASI 模型是20世纪70年代由美国桑迪亚国家实验室提出的。该方法用一维地图模型描述实物保护系统,在此基础上评估特定威胁下单一路径的实物保护系统有效性。该方法能够根据检测、延迟、响应和通信特征确定拦截成功的概率。其中,探测概率使用点估计方法,包括开始穿越障碍物的检测概率、穿越障碍物中检测概率和穿越障碍物后的检测概率。保护元件延迟时间和响应力量的响应时间服从正态分布。在通信中考虑通信成功概率。

在基于 EASI 模型的有效性分析中,响应力量成功中断敌手入侵必须满足:

$$X = TR - RFT > 0 \quad (1)$$

其中, TR 为从探测到敌手开始计算到敌

手实现入侵目标的剩余路径延迟时间; RFT 为响应力量的响应时间,入侵路径示意图如图1所示。

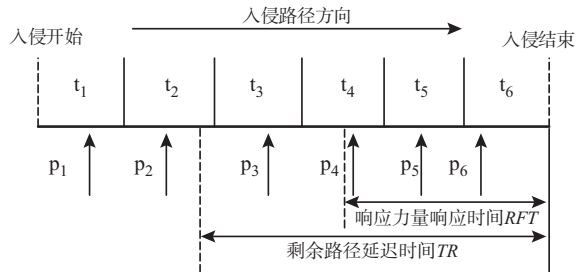


图1 入侵路径示意图

Fig.1 Intrusion path diagram

图1中, $p_1、p_2、p_3、p_4、p_5、p_6$ 为探测点; $t_1、t_2、t_3、t_4、t_5、t_6$ 为各部分的延迟时间。假设剩余路径延迟时间 TR 和响应时间 RFT 均服从正态分布,则 X 的均值和方差如下:

$$\mu_x = E(TR - RFT) = E(TR) - E(RFT) \quad (2)$$

$$\sigma_x^2 = \text{Var}(TR - RFT) = \text{Var}(TR) + \text{Var}(RFT) \quad (3)$$

在敌手入侵路线上某一点 i 检测到敌手入侵事件 A_i 的情况下,响应力量可以在敌手突破防线前进行防御的概率为:

$$P(R|A_i) = P(X_i > 0) = \int_0^{\infty} \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma_{X_i}^2}} e^{-\frac{(X_i - \mu_{X_i})}{2\sigma_{X_i}^2}} dX_i \quad (4)$$

因此,在敌手入侵路径上的拦截概率之和为

$$P_i = P(R|A_i) \times P(A_i) + \sum_{i=2}^n P(R|A_i) \times P(A_i) \times \prod_{j=1}^{i-1} (1 - P(A_j)) \quad (5)$$

故,在EASI模型下拦截并战胜概率 P_E 为:

$$P_E = P_i P_N \quad (6)$$

其中, P_N 为战胜对手的可能性,即反应部队比敌手强,能够抓捕、消灭或迫使敌手逃跑的概率。

EASI模型方法的优点如下:能够简单地对指定威胁下的单条路径进行有效性计算,模型考虑越全面,计算结果越符合实际情况。

EASI模型方法的缺点如下:

(1) EASI模型无法判断最脆弱的路径,依赖人为输入攻击方式与攻击路径,但随着核设施

复杂度的提高,很难人为选出最薄弱的路径。

(2) EASI模型假设最小剩余时间和响应时间符合正态分布,但缺乏实际工程应用中的数据支撑。

2.2 基于SAVI的有效性分析方法

SAVI方法是1980年由美国桑迪亚国家实验室提出的。该方法同样使用一维地图模型描述实物保护系统,与EASI方法不同的是,SAVI方法使用敌对序列图(Adversary Sequence Diagram, ASD)分析所有路径并识别出最脆弱的路径集合,如图2所示。

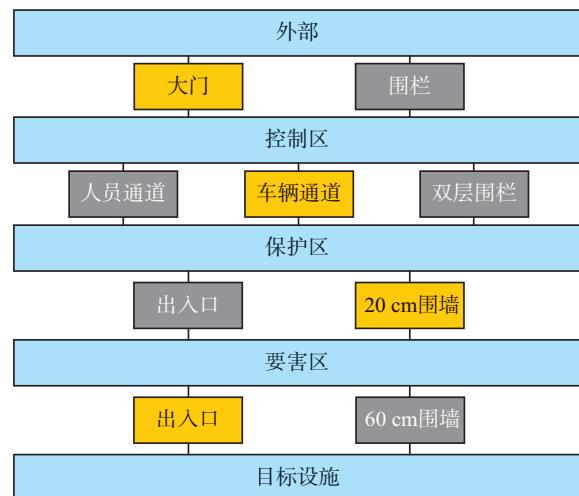


图2 敌对序列图

Fig.2 Adversary sequence diagram

该方法包含两个模块:

(1) 防护设施——搭建核设施、核材料的防护设施及其组件。在防护设施模块中,可修改设施运行状态、响应力量的响应时间、延迟设备的延迟时间、探测设备的探测概率、区域间的最小距离等因素。

(2) 外部入侵者——计算分析中断外部入侵的可能性,并找到最脆弱的路径集合。在外部入侵者模块中,可修改设计基准威胁,如敌手数量、武器装备、战术等因素。

基于敌对序列图,SAVI方法提出了临界探测点(Critical Detection Point, CDP)的思想,将剩余路径延迟时间与响应力量平均响应时间相同的前一个探测点视为临界探测点,入侵路径

示意图如图 3 所示。

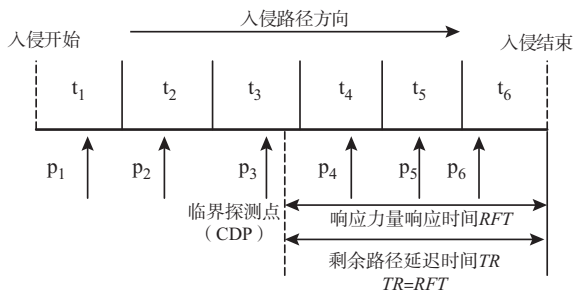


图 3 入侵路径示意(临界探测点)图
Fig.3 CDP-based Intrusion path diagram

在敌手突破临界探测点之前被检测到,响应力量可以有足够的时间对敌手进行拦截。在敌手突破临界探测点之前未被检测到,响应力量无法进行及时有效的拦截。在这种情况下,拦截概率可简化为临界探测点前敌手被检测到的概率,其表达式如下:

$$P(A) = 1 - \prod_{i=1}^M \overline{P(A_i)} \quad (7)$$

其中, $\overline{P(A_i)}$ 为敌手入侵开始后,第 i 个探测点未探测到敌手的概率; M 为临界探测点前的探测器总数。

SAVI 的优点如下:

(1) SAVI 方法在设置防护设施模块与外部入侵模块时可结合实物保护系统的具体特点,可针对不同的设施进行配置分析。

(2) SAVI 方法在设置好防护设施模块和外部入侵者模块后,可自主分析出最脆弱的路径集合,不需要人为选择路径。

SAVI 的缺点如下:

(1) SAVI 方法在分析过程中使用了保护层之间的最小距离,分析过于保守导致评价结果过于薄弱。

(2) SAVI 方法提出了临界探测点的思想,在敌手突破临界探测点后被检测到的情况直接认定为防御失败,分析过于保守。

(3) 在 SAVI 方法的薄弱路径分析中,使用的枚举分析法,分析效率较低。

2.3 基于 A* 算法的启发式有效性分析方法

2018 年,哈尔滨工程大学提出了基于启

发式 A* 算法的实物保护系统有效性分析方法 (HPEP),该方法基于二维地图模型对实物保护系统进行有效性分析,并且在分析中考虑了探测设备的探测范围。

A* 算法是启发式寻径算法。在二维地图模型下,相对于非启发式算法,A* 算法可以提高运算效率。当目标从当前位置移动到下一个位置时,A* 算法可以依据离开的位置和到达的位置计算出大致的路径,然后细化每个区域的粗略路径。与其他寻径算法相比,A* 算法在寻找最短路径方面具有较高的搜索效率路径。A* 算法最短路径选取算法如下:

$$F(n) = G(n) + H(n) \quad (8)$$

其中, n 是路径上的最后一个节点; $G(n)$ 为从起始节点到 n 节点的路径代价函数(已知函数,为广度优先搜索); $H(n)$ 是启发式函数,它估计从 n 节点到目标节点最小代价的路径(未知函数,为深度优先搜索)。启发式函数 $H(n)$ 越准确,算法找到实际最短路径的速度越快。

基于 A* 算法,将探测概率作为启发式信息,对 A* 算法进行了改进,用于对手入侵路径的评估。在搜索过程中,可以控制 A* 算法来估计最佳路径,而不是盲目地搜索路径。如果存在 $G(n) < G^*(n)$ [$G^*(n)$ 是 A* 算法对 $G(n)$ 的最小估计值],且 $H(n) < H^*(n)$ [$H^*(n)$ 是 A* 算法对 $H(n)$ 的最小估计值,依赖于启发式信息,称为评价函数],当 $F(n)$ 值最小时,A* 算法会找到一条最佳(脆弱)路径。假设入侵事件失败的判据是被检测到的对手,则算法如下:

$$P(D) = P(D)_G + P(D)_H \quad (9)$$

其中, $P(D)_G$ 表示 $G(n)$, $P(D)_H$ 表示 $H(n)$ 。

$$P(D)_G = P(D_1) + P(D_2) \times [1 - P(D_1)] + P(D_n) \times \prod_{i=1}^n [1 - P(D_{n-1})] \quad (10)$$

$$P(D)_H = \prod_{i=1}^n [1 - P(D_n)] \times h(p) \quad (11)$$

将 $P(D)_G$ 视为 A* 算法的代价函数。 $G(n)$ 是一个常数值,用于实时计算从起始节点到节点 n 的检测概率。 n 为对手入侵的当前节点, t 为目标节点。 I 是被入侵的中间节点之一,实

时代表对手的入侵行为。 $h(p)$ 为评价 $H(n)$ 的影响因子。如果所有网格 $h(p) = 0$, 则 A* 等价于 Dijkstra 算法, 降低了搜索效率。这里对 Manhattan Distance 进行类比分析, 即 (n_x, n_y) 与 (t_x, t_y) 在笛卡尔坐标下的距离为 $|n_x - t_x| + |n_y - t_y|$, $h(p)$ 为严格按照水平和垂直路径在网格中两点之间的探测概率。 $h(p)_{X \rightarrow Y}$ 表示为 $X \rightarrow Y$ 的探测概率, 表达式如下:

$$h(p)_{X \rightarrow Y} = P(D_{n+1}) + P(D_{n+2}) \times [1 - P(D_{n+1})] + P(D_t) \times \prod_{i=1}^{t-m-1} [1 - P(D_{n+i})] \quad (12)$$

$$h(p)_{Y \rightarrow X} = P(D_{n+1}) + P(D_{n+2}) \times [1 - P(D_{n+1})] + P(D_t) \times \prod_{i=1}^{t-m-1} [1 - P(D_{n+i})] \quad (13)$$

$$h(p) = \frac{h(p)_{X \rightarrow Y} + h(p)_{Y \rightarrow X}}{2} \quad (14)$$

算法流程如图 4 所示。

该方法的优点如下:

(1) 模型将二维地图划分为网格, 二维地图中包含的信息多于一维地图。

(2) 引入了启发式算法, 避免了盲目搜索, 提高了薄弱路径搜索效率。

该方法的缺点如下:

(1) 算法的代价函数和启发式函数中只考虑了探测概率, 未考虑设备延迟信息。

(2) 启发式算法虽提高了搜索效率, 但不是全图搜索, 可能导致局部最优解。

2.4 河北省核安保技术创新中心 - 实物保护系统设计薄弱性分析与评价系统

2021 年, 河北省核安保技术创新中心通过对国内外实物保护系统薄弱性分析方法的分析与研究, 结合我国现有核材料和核设施实物保护系统的运行现状, 基于核设施实物保护能力验证评价体系, 提出国内适用的实物保护系统薄弱性分析方法与流程逻辑, 建立基于核设施模型的入侵路径动态分析结构化系统, 研究延迟设备延迟时间推算方法及测试方法, 构建延迟设备数据库, 形成一套科学完善、逻辑自洽、实用性强、泛用性广的薄弱性分析工具, 为开展实物保护系统设计、建设、维护及升级改造相关任务打下坚实基础。该系统已在多个核设施、军工设施应用, 产生直接经济效益约 2200 万元。

设施描述模型作为基础模块, 用于描述实物保护系统的相关设施环境信息。采用敌手序列图 (ASD) 理论将设施分成多个相邻的保护区域, 区

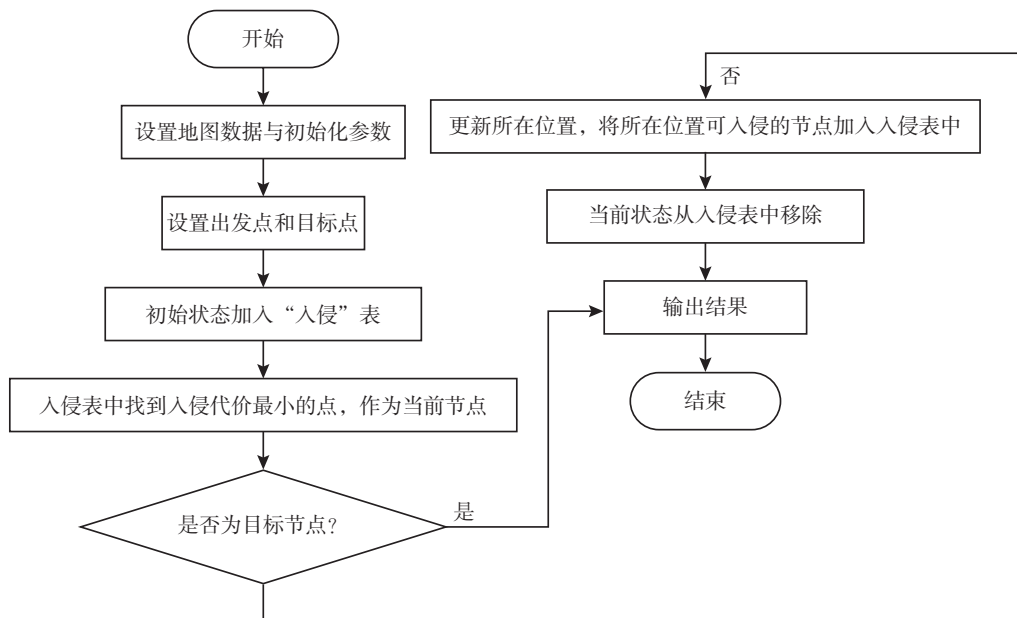


图 4 HPEP 算法流程

Fig.4 HPEP algorithm flowchart

域之间通过保护层连接。保护层由一个或多个路径元件组成。从一个区域到达另一个区域必须通过路径元件,路径元件具有探测和/或延迟的功能,元件属性包括距离/尺寸、出入控制、入侵探测、通过延迟和警卫检查等类别,如图5所示。

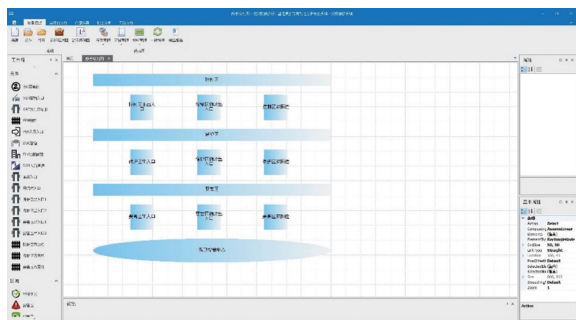


图5 敌对序列图

Fig.5 Adversary sequence diagram

外部入侵模型在设施描述模型的基础上,利用系统薄弱性分析方法将部分敌手信息量化为元件可探测的实际探测概率和延迟时间数值,用排列组合方法,列出敌手通过设施元件到达保护对象的所有可能路径,计算出薄弱路径的截住概率,作为实物保护系统对付外部入侵的有效性度量。同时,根据设施空间布局,建立设施三维模型,搭载设施结构化信息,根据实际情况与实物保护设备建立入侵路径耦合关系,呈现入侵路径动态展示功能,如图6所示。

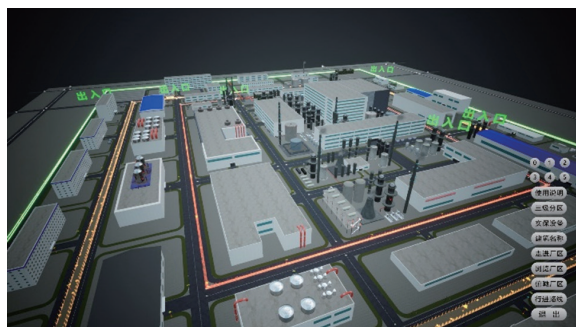


图6 三维建模图

Fig.6 3D modeling diagram

2.5 算法总结

上述已有的有效性分析方法各有优劣,本文在工程应用领域进行总结,如表1所示。

表1 实物保护系统有效性分析方法

Table 1 Method for vulnerability analysis of physical protection systems

评估方法	提出部门	方法总结
EASI	美国桑迪亚国家实验室	EASI模型无法判断最脆弱的路径,依赖专家输入路径
SAVI	美国桑迪亚国家实验室	SAVI方法的薄弱路径分析中,使用的枚举分析法,分析效率较低
HPEP	哈尔滨工程大学	HPEP算法的代价函数和启发式函数中只考虑了探测概率,未考虑设备延迟信息
河北省核安技术创新中心-实物保护系统设计薄弱性分析与评价系统	河北省核安技术创新中心	该系统可进行三维建模、仿真分析、攻防沙盘推演,工程应用匹配度较高

3 面向工程应用的有效性分析方法研究

本节在面向工程应用方面提出实物保护系统有效性分析方法的研究方向与思路:

(1)在基于二维地图的实物保护系统有效性分析方法中,代价函数与启发式函数中只包含实物保护系统中探测设备的探测概率,延迟设施的延迟时间并未直接参与算法的运算与迭代,算法迭代过程中没有延迟设施信息可能导致分析结果不准确。因此,可以在HPEP算法基础上加入延迟信息 $\theta(t)$,组合为 $\theta^\alpha(t) [1 - P(D_n)]^\beta$,通过 α 与 β 调整延迟时间与探测概率在分析过程中所占比重。

(2)在工程应用中,随着科学的发展与技术的进步,核设施面临多维度、多空间(空中、水下、网络空间等)的新威胁。在新形式、新威胁的环境下,二维地图无法满足新形势下威胁手段的有效性分析。因此,有必要展开基于三维空间与数据库的有效性分析与仿真模拟。

(3)在工程应用中,实物保护系统的有效性分析可在设计阶段进行评估,评估主要是针对实物保护系统设计中的薄弱路径与薄弱环节进

行分析,从而提高设计的安全性、合理性。因此,有必要研究将CAD绘制的dwg格式图纸转化为三维模型和数据库的算法与软件系统。

4 结论

本文对实物保护系统有效性分析算法与模型展开对比分析与归纳总结。最后提出一种面向工程应用(目标特征属性、厂址周边环境、人员属性、系统设备及管理程序等)的实物保护系统有效性分析算法的研究方向与思路,同时为后续相关算法优化、研究提供参考与借鉴,提高实物保护系统有效性分析的科学性、合理性。

参考文献

- [1] 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): 8.
- [2] 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): 5.
- [3] 国际原子能机构. 核材料和核设施实物保护的核安保建议(INFCIRC/225/Revision 5)[M]. 维也纳: 国际原子能机构, 2012.
- [4] 国家国防科技工业局. 核材料与核设施核安保的实物保护要求: EJ/T 1054-2018[S]. 北京: 国家国防科技工业局, 2018.
- [5] 国家核安全局. 核设施实物保护: HAD 501/02-2018[S]. 北京: 国家核安全局, 2018.
- [6] H. A. Bennett. EASI approach to physical security evaluation [D]. USA: Sandia Lab, Albuquerque, 1977.
- [7] Matter J C. SAVI: A PC-based vulnerability assessment program [R]. Sandia National Labs., Albuquerque, NM (USA), 1988.
- [8] Zou B, Yang M, Guo J, et al. A heuristic approach for the evaluation of Physical Protection System effectiveness [J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, 105 (JUL.): 302-310.
- [9] Zou B, Yang M, Zhang Y, et al. Evaluation of vulnerable path: Using heuristic path-finding algorithm in physical protection system of nuclear power plant [J]. International Journal on Critical Infrastructure Protection, 2018, 23 (DEC.): 90-99.

Vulnerability Analysis of Physical Protection System for Nuclear Facilities

Ma Liang^{1,2,*}, Wang Zixuan^{1,2}, Yuan Chenliang^{1,2}, Zhang Xiaocong^{1,2}, Wang Meixuan^{1,2}

- (1. Fourth Research and Design Engineering Corporation of CNNC, Shijiazhuang 050000, China;
2. Nuclear Security Technology Innovation Center of Hebei Province, Shijiazhuang 050000, China)

Abstract: The vulnerability analysis of physical protection systems is a key link in verifying whether nuclear materials and facilities are in a safe and controlled state, and its safety and rationality are crucial. It covers various factors that affect the physical protection system, identifies weaknesses in the physical protection system, and provides technical and data support to improve and enhance the reliability and stability of the physical protection system. This paper conducts a comparative analysis of vulnerability analysis algorithms and models for physical protection systems, and summarizes the advantages and disadvantages of EASI model, SAVI model, HPEP algorithm (heuristic effectiveness evaluation based on A* algorithm). Finally, the research direction and ideas of effectiveness analysis algorithms for engineering application oriented physical protection systems are proposed, providing reference for subsequent optimization and research of related algorithms.

Key words: physical protection system; vulnerability analysis; algorithm and model

(责任编辑:徐晓娟)

潘亚兰,杨政理,史骥,等.乏燃料联运数字化应急演练系统研究与应用[J].核安全,2023,22(4):88-93.

Pan Yalan, Yang Zhengli, Shi Ji, et al. Research and Application of Digital Emergency Drill System for Combined Transport of Spent Fuel [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(4): 88-93.

乏燃料联运数字化应急演练系统研究与应用

潘亚兰¹, 杨政理², 史骥¹, 苏康²

(1. 中广核铀业发展有限公司, 北京 100029; 2. 中广核(北京)仿真技术有限公司, 深圳 518031)

摘要:组织乏燃料运输核事故应急实战演练的时间和人力成本高,协调难度大,因此,实战演练的次数有限。同时,实战演练模拟的事故情景不够全面,严重的事故情景难以模拟,复盘效果差。为解决实战演练中的难点与痛点,提高乏燃料运输过程中应急组织对各类突发事件的应急处理能力,设计并实现了乏燃料联运数字化应急演练系统。该系统以乏燃料运输应急情景化构建为基础,借助数字化手段实现对特定场景应急脚本的演练,能打破传统实战演练的壁垒,随时随地辅助演练的开展,大大提升演练效率,有效提高乏燃料运输过程的应急处置及响应能力。

关键词:乏燃料联运;数字化;应急演练

中图分类号: TL99 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2023)04-0088-06

乏燃料的联运是我国新兴的运输模式,主要指乏燃料通过公路、铁路、海路等任意2种或3种运输模式结合的运输方式,其复杂场景使得事故后的应急响应及处置较之核设施事故更加困难^[1]。演练是维持应急响应能力的必要手段,通过各种不同情景的应急演练能有效地检验应急组织响应能力,确保响应人员能迅速、有序且高效地开展应急响应和救援行动^[2]。

考虑到乏燃料联运的运输涉及多个环节,流程复杂且接口众多,演习环节的可操作性以及演习场地的限制和人员的配备等因素均对演习情景的设计及演练的开展产生了一定限制。随着技术的进步,数字化技术在企业应急管理中已逐步应用,包括用应急管理平台和数字预案技术来虚拟应急演练技术等^[3]。为更好

地开展乏燃料联运工作,建立充分的应急响应能力,笔者设计并实现了一套乏燃料联运数字化应急演练系统(以下简称系统)。这套系统通过数字化虚拟技术,能有效辅助应急演练的开展,提升人员应对突发事故的效率。

1 系统总体设计

系统以虚拟现实技术和网络协同技术为基础,构建符合乏燃料运输突发事件的场景、地貌和气象环境特征等的三维模型库与业务数据库。在事故场景的构建上,以乏燃料运输典型事故为蓝本,模拟灾害现场场景,并针对乏燃料运输过程中各级应急处置对象模拟应急事件过程中事件发展及应急处置过程,包括乏燃料不同运输方式的事故类型模拟、事故报告流程模拟、事故响

收稿日期: 2022-08-09 修回日期: 2022-09-28

作者简介: 潘亚兰(1990—),女,运输工程师,硕士研究生,现主要从事核燃料循环后端相关工作

应流程模拟和事故恢复流程模拟等。在操作模式上,系统分为单人推演模式和多人演练模式。单人推演模式主要用于应急处置方案讨论,多人演练模式主要是协同推演实现多角色扮演事件处置过程的模拟演练应用,通过反复的模拟演练锻炼应急人员的应急处置能力。

2 单人推演模式

单人推演模式类似沙盘推演,通过系统提供的场景信息、应急资源信息和灾害信息等实现单人推演。根据演练需要,依照实战情况下的乏燃料运输事故救援流程,实现平战结合。由于乏燃料运输应急处置的特殊性,用户可自定义设置编辑推演内容。例如,阶段设置、应急部署、人员编排以及测量标绘等。经制作研讨成功的推演预案可进行系统存储和统一管理。

2.1 情景设计

系统可进行情景设定,设置乏燃料运输事故发生的场景、重点部位、灾害的种类和天气情况等信息。下面主要介绍场景选择、环境设置、灾情设置、阶段设置及信息查询等功能。

2.1.1 场景选择

系统提供针对公路、海运和铁路三类运输方式的三维场景,运用三维建模技术,结合采集的业务数据资料进行建模,开发制作典型场景模型,包括场景的周边环境和建筑结构等,最大化地还原演练场景的真实性,操作人员可对不同场景下的应急响应进行有针对性的推演。

2.1.2 环境设置

在三维场景中,通过引擎粒子特效,可设置多样化的天气特效。主要包括风向特效、风力级别以及时间、温度等多种环境因素的设置。

2.1.3 灾情设置

系统提供灾情设置功能,可设置灾害类型,灾害类型包括:容器跌落、车辆撞击、火灾等,并支持调节火灾大小及范围等。

2.1.4 阶段设置

系统支持对各应急救援阶段进行推演,根据不同阶段选择人员、车辆和装备进行调派与部署,还支持对可选救援阶段进行线上展示和验证。

2.1.5 信息查询

信息查询包括应急救援的设施定位、查询以及应急救援支持单位的查询等。系统通过对设施的位置信息、基本信息和联系人信息等进行采集,从而实现对所需要的信息进行查询。系统将结合三维场景,对查询的设施进行位置定位,并以文字和附件等形式展现所要查询对象的信息。

2.2 推演讨论

系统支持应急救援设施设备、应急救援人员和移动应急救援装备的可视化部署,下面主要说明作战标绘与应急资源部署功能。

2.2.1 作战标绘

系统提供在指挥作战中具有重要作用的辅助态势标绘工具,可在三维空间中标绘出封锁区、推演区、进攻路线等战略层次防御区、各种单箭头、双箭头、三箭头、燕尾箭头、细直箭头、图形标绘、警戒线和特殊符号标绘等标绘形式,可对场景中的热点进行标注描述并保存。

态势标绘主要包括箭头、几何图形、文字、特殊线条和符号等多种方式,如图1所示。在乏燃料运输三维场景中放置标绘图标,系统支持直接对标绘进行操作,包括移动、旋转和删除等。同时支持对标绘图形属性进行设置,属性包括透明度、线条样式、边线颜色和填充颜色等。



图1 标绘图标示例图

Fig.1 Plot Icon

2.2.2 应急资源部署

系统针对在演练及灾害应急过程中可能发生的火灾和泄漏等事故,基于乏燃料运输路线现有的应急资源和器材等在三维场景中进行部署。系统支持现场固定及半固定应急设施设备、车辆、人员和移动消防装备的可视化部署,总指挥可通过拖拉拽的方式将应急资源摆放到三维场景中,并且可以根据现场救援需求调整车辆车头方向;还可对救援车辆、人物的入场顺序、停靠位置和作战任务等逐一进行部署。系统基于乏燃料运输真实道路情况支持三维模型摆放的调整设置。可视化部署示例参照图 2。



图 2 可视化部署示例图
Fig.2 Visual deployment

3 多人演练模式

针对乏燃料运输应急救援演练,该模式支持多指挥层级、多部门和不同角色全链条情景化协同推演,包含总指挥、(现场)指挥、执行人员和评估人员。演练过程灵活自主,具备多部门和多角色协同的全流程演练应用形式。

应急仿真推演平台以三维场景资源为支撑,通过多角色场景同步协同演练,动态编组构建应急组织机构。系统采用分布式服务器软件系统,具有低延迟和高稳定性;采用“大厅—房间”的网络通信模型,支持多组演练同时进行,根据登录的不同角色,系统提供不同的能力和权限。

3.1 功能流程

演练准备开始,相关角色使用专有账号登录客户端,并做好准备。一旦总指挥下达演练

开始的命令,所有客户端角色同时显示事先设置好的前情片段,让所有客户端的参演角色充分知悉本次推演的目的和组织情况。总指挥指示有事故发生,执行端一旦发现事故便立即通过上报功能将事故情况通报给指挥端。指挥端经过判定及研讨下达指令,由各执行端根据指令去完成对应的行动。执行端可以通过反馈功能,反馈行动的具体执行情况给指挥端,由指挥端根据执行端反馈的内容来调整后续具体行动。总指挥可以在应急行动执行的过程中适时地添加不同的干预因素进行干扰。指挥端不断下达指令且执行端不断进行反馈,多次往复,直至应急救援过程全部完成。

演练进行时,评估端人员能够实时观看所有执行端角色的行动并同时进行评估,记录信息进行录入。演练全程被记录,可以随时进行回放以便评估人员深入了解演练存在的问题,并有针对性地给出评估意见,为总结提供支撑。图 3 为功能流程图。

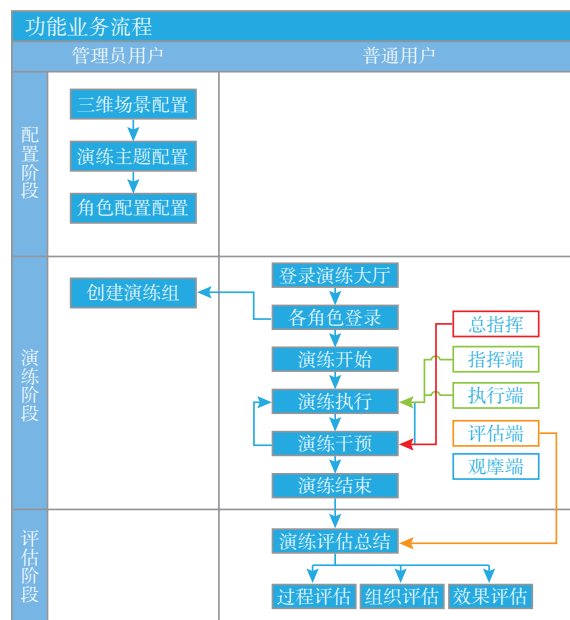


图 3 功能流程图

Fig.3 Sequential function chart

3.2 脚本编辑

为了保证模拟演练内容的可拓展性及灵活性,系统提供数字化演练脚本的流程编辑功能,

演练脚本的编制主要以现有应急预案为蓝本,进行逻辑化编辑,编制后的数字化演练脚本文件可支撑模拟演练应用。

3.3 总指挥功能

在整个演练实施过程中总指挥可自由观察全局,并可根据演练需要对灾情变化、环境信息、资源使用以及角色等进行过程干预,以此增加演练的难度。总指挥端进行干预的信息支持以文字等形式进行播报,并同步到各演练终端进行展示。总指挥端业务流程如图4所示。

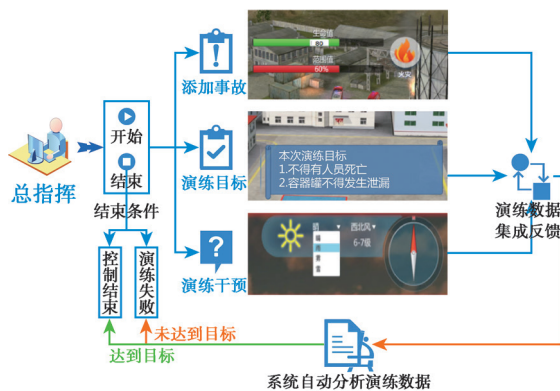


图4 总指挥端业务流程

Fig.4 Business flow chart of general director

3.4 现场指挥功能

总指挥对三维场景中灾害及环境进行的配置完成后,便可进行应急响应处置流程的展开,首先系统对所有参演客户端播报警情,现场指挥端可实现资源查询、资源调配和战术决策部署等功能,下面主要说明信息查询及定位、应急力量编成、作战方案制定、应急资源调度、任务命令下达及辅助决策等功能。

3.4.1 信息查询及定位

系统支持三维场景浏览漫游、支持对象信息查询及定位,查询对象包括基本信息、各功能分区信息、建筑设施信息和应急救援力量等;支持定位查询以及列表查询相结合的方式,支持以文字、表格和图片等形式展现所要查询对象的信息,并且可进行编辑修改。

3.4.2 应急力量编成

应急力量编成是救援的基础,是以制作成固化作战编组模板的方式,实现人员、装备

和外部环境等信息的集结。支持在推演过程中结合现场实际情况,快速调取模板及调整战斗方案,以最短的时间且科学合理地设置集结阵地和战斗阵地,实施有效的应急处置及人员救援。

3.4.3 作战方案制定

作战方案制定主要包括箭头、几何图形、文字、特殊线条和符号等多种方式。在三维场景中放置标绘图标,系统支持直接对标绘进行操作,包括移动、旋转和删除等。

3.4.4 应急资源调度

现场指挥通过查询灾情周边应急力量和装备物资的空间分布情况,如公安、消防、医疗及社会其他保障联动机构单位等位置信息、力量信息、物资数量、距离和路况等,基于决策部署方案,以指令通信方式将战术方案下达各参演角色端,实现所有应急力量的有序有效快速投入。现场指挥可根据事故的现场情形及辅助分析结果进行资源的调配。此外,在救援过程中可根据现场灾害情况,进行现场判定及支援力量的调配。

3.4.5 任务命令下达

系统支持文字和语音两种指令方式,可以一对一也可以一对多发送指令,并能够对指令进行快速选择及功能维护。指令可以被记录,系统支持对所下达指令进行语音或以屏幕信息框方式进行播报,播报对象为指令接收方。

3.4.6 辅助决策

系统支持空间测量工具、灾害衍生变化计算、事故辅助分析计算模型和应急物资损耗计算等辅助分析模型或工具,帮助指挥人员进行灾害评估分析,提供灭火剂量计算和冷却水量计算等多种业务逻辑分析算法。

3.5 任务执行功能

系统提供执行角色,用于模拟一线处置人员的任务指令接收与相应处置救援操作及动作特效。执行端收到指挥端下发的任务命令以后,便可遵照指挥端所下发的执行任务命令开展应急救援处置,如人群疏散、路障摆放、应急装备器材操作、破拆和救护等动作模拟。下面主要

介绍角色扮演、定位及导航、执行任务命令和现场数据反馈等流程。

3.5.1 参训人员角色扮演

演练开始后,参训各方(如安保、消防、医疗及其他应急保障单位等)开始执行任务命令。系统支持以第三人称跟随视角或第一人称视角控制本身所属的资源,控制相应的动态模型进行走、跑、前进和灭火等的动作行为,通过生动形象的人物行为,类似于游戏的方式来对整个应急过程进行虚拟仿真表现。

3.5.2 定位及导航

系统支持定位导航及自动寻路功能,实现人员和车辆行进路线规划,导航功能根据规划路线显示行进距离。系统支持自动寻路功能,操作人员通过选择目的地,系统后台依据现路网信息和障碍情况自动行走或奔跑至目的地。

3.5.3 执行任务命令

执行端为应急救援的关键岗位角色提供符合其应急救援技能的指令控制集,以满足其在主题三维场景中通过“指令集”完成关键救援任务的“实践”,如装备选择、关键区域警戒、疏散和救援等。

各执行端都以第三人称视角控制本身所属的资源,控制相应的动态模型进行走、跑、前进、灭火和医护等多种不同的行为。

3.5.4 现场数据反馈

通过反馈功能可以使得客户端与指挥端建立联系,联系时可以通过截屏和文件传输等附带附件资料。

3.6 评估功能

评估功能端在模拟推演过程中起到对演练流程、执行过程和处置结果的评估作用,通过该功能可以对上述内容进行评估。该功能端通常由相关专家用户登录使用。

系统支持评估专家手动添加,实现自动评估数据和专家团队研讨与论证相结合的评估功能,支持生成评估报告及打印、导出,支持推演评估总结与推演过程回放。整体评估流程如图5所示。

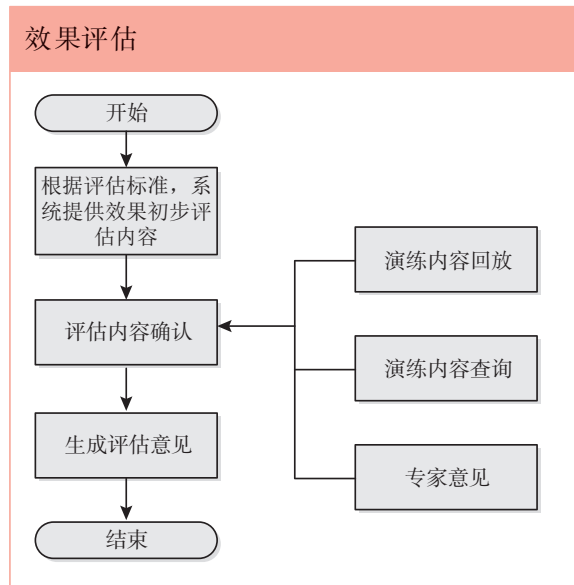


图5 评估流程

Fig.5 Flow chart of appraisal

4 系统应用价值分析

乏燃料运输活动不同于核设施运行,是在公共道路上进行,事故发生时间不确定,事故地点也不确定,且这项活动发生在公众附近,敏感性强,一旦出现事故,其社会影响和公众舆论所带来的负面效应将超过事故本身的严重程度^[4]。乏燃料运输的应急响应更加复杂,而多种模式的联合运输,则为核应急响应提出更大挑战。因此,乏燃料联运数字化应急演练系统的应用是建立和健全乏燃料运输安全应急管理的有效手段之一,对于防范或处置运输中的事故十分重要。

本文的相关研究成果可直接应用到乏燃料运输应急演练培训中。借助数字化手段实现线上应急演练,锻炼应急人员的应急处置能力。成功运用后还可推广到其他更广泛的放射性物质(如中子源、放射性同位素等)及危化品的运输应急演练领域。放射性物质运输是工农医疗等领域核能与核技术利用的必然活动,对于数字化演练场景具有更大的需求空间^[5]。数字化应急演练系统的研究与应用能整体提升放射性物品运输应急管理的数字化、场景化和智能化水平,后续仍需进行不断的探索与实践,以演代训,更

大地挖掘数字化技术在放射性物质运输应急演练中的潜能,持续提升营运单位运输管理中突发事件的应急响应能力,保障运输安全。

5 结语

为更好地解决乏燃料运输在实战演练中的难点与痛点,增强应急组织对各类突发事件的应急处理能力,设计并实现了乏燃料联运数字化应急演练系统。该系统以乏燃料运输应急情景化构建为基础,借助数字化手段实现对特定场景应急脚本的演练,能打破传统实战演练的壁垒,随时随地辅助演练的开展,提升演练效率,提高乏燃料运输过程的应急处置及响应能力。后续需加强该系统在运输领域的应用推广,并进行持续的探索与创新;在推广中不断发现并解决新问题,在探索中持续挖掘数字化应

用的潜能,开发新功能,持续提升系统的应用价值,不断提高企业的应急管理能力。

参考文献

- [1] 李越,肖德涛,刘新华,等.我国乏燃料运输现状探讨[J].辐射防护,2016,36(1):10.
- [2] 张彦,林权益,岳会国.核与辐射事故应急演练评估要素浅析[C]//中国核科学技术进展报告(第五卷)——中国核学会2017年学术年会论文集第10册(核测试与分析分卷,核安全分卷).
- [3] 张磊,张来斌,梁伟,等.数字化技术在企业应急管理中的应用[J].油气田环境保护,2015(2):5.
- [4] 赵立华.乏燃料公路运输应急系统若干技术问题的研究[C]//21世纪初辐射防护论坛会议暨低中放废物管理和放射性物质运输学术研讨会.2005.
- [5] 李少婷,董博文,刘少辉.放射性物质运输辐射事故应急演练的探讨[J].中国辐射卫生,2017.

Research and Application of Digital Emergency Drill System for Combined Transport of Spent Fuel

Pan Yalan¹, Yang Zhengli², Shi Ji¹, Su Kang²

(1. CGNPC Uranium Resources Co., Ltd., Beijing 100029, China; 2. China Nuclear Power Simulation Technology Co., Ltd, Shenzhen 518031, China)

Abstract: At present, the number of emergency drills for nuclear accidents in spent fuel transportation is limited, due to the high time and labor cost of organizing actual drills, and the difficulty of organization and coordination. In addition, the accident scenarios simulated in the actual combat drill are not comprehensive enough, and serious accident scenarios are difficult to simulate, and the review effect is poor. In order to solve the difficulties and pain points in the actual combat drills and enhance the emergency response ability of the emergency organization to various emergencies during the transportation of spent fuel, a digital emergency drill system for combined transportation of spent fuel is designed and implemented. Based on the situational construction of spent fuel transportation emergency, the system realizes the drill of emergency script in specific scenarios with the help of digital means, which can break the barrier of traditional practical drill, assist the drill anytime and anywhere, greatly improve the drill efficiency, and effectively improve the emergency disposal and response ability in the process of spent fuel transportation.

Key words: combined transportation of spent fuel; digital; emergency drill

(责任编辑:徐晓娟)

于稼骊. β 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度数学模型[J]. 核安全, 2023, 22(4): 94-106.

Yu Jiali. Mathematical Model for Calculating Sensitivity of Self-powered In-core Neutron Detectors with β Decay [J]. Nuclear Safety, 2023, 22(4): 94-106.

β 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度数学模型

于稼骊

(中华人民共和国生态环境部, 北京 100006)

摘要: 本文介绍了一个较完善的计算铯、钚自给能堆芯中子探测器灵敏度的数学模型, 其特点是能计算超热共振中子对铯探测器灵敏度的贡献。同时, 提出一个计算铯核素有效中子截面的替代公式, 推导出了柱状发射体表面各向同性、均匀面源的穿越该发射体的径迹长度概率函数, 并用本文数学模型计算了铯、钚自给能堆芯中子探测器轻水堆灵敏度, 与实验结果进行了比较。比较结果表明, 本文模型是科学、可行的。

关键词: 自给能; 探测器; 灵敏度; 数学模型

中图分类号: TL375.4 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2023) 04-0094-13

自给能探测器广泛用于连续监测大型核动力堆堆芯中子注量率水平及其分布; 这种小型、全固化的探测器, 耐辐照、易安装、寿命长, 是一种较理想的堆芯中子注量率探测元件。

自给能中子探测器发射体吸收中子后, 诱发 β 衰变, 形成输出电流。我们把这类自给能中子探测器称为 β 衰变型中子探测器, 主要包括铯、钚自给能探测器。

探测器灵敏度是自给能探测器的核心参数。国内外很多文献^[1-5]探讨、分析、研究了铯、钚自给能探测器灵敏度的计算方法或数学模型。

要系统地刻度探测器的灵敏度是困难的, 特别对铯探测器, 不但要刻度热中子灵敏度, 而且要刻度探测器灵敏度随堆芯中子谱超热参数的变化。因此, 建立一个考虑了超热共振中子影响的探测器灵敏度数学模型是很有必要的。本文将介绍这样一个数学模型——铯探测器数学模型, 并对未经燃耗的铯和钚探测器在轻水

堆系统中的灵敏度作了计算, 结果与实验值符合较好。钚探测器数学模型与铯探测器数学模型的热中子部分相同。

灵敏度是本论文的核心概念, 为了便于论述, 现定义两个术语: (1) 探测器灵敏度, 即整个探测器单位中子注量率输出电流; (2) 探测器单位长发射体灵敏度, 是与单位长 (1 cm, 下同) 发射体相对应的那部分探测器灵敏度的简称。如果探测器灵敏度为 I , 探测器发射体长度为 L , 那么探测器单位长发射体灵敏度为 I/L 。

1 铯探测器灵敏度数学模型

铯探测器放在稳定典型热堆中子场中, 在平衡状态下, 发射体单位时间放出的 β 粒子数等于其俘获的中子数。发射体放出的 β 粒子在穿越发射体过程中损失能量, 以一定的概率逃脱发射体, 我们把逃脱到发射体表面的 β 粒子能量分布称为逃脱谱。逃脱发射体的 β 粒子,

收稿日期: 2022-10-13 修回日期: 2022-12-15

作者简介: 于稼骊 (1942—), 男, 高级工程师, 大学本科, 主要从事核安全和堆芯中子探测器研究工作

只有穿越绝缘区空间电荷电势峰才能对探测器灵敏度有贡献。因此,我们分以下四部分逐步分析,最后建立数学模型。

1.1 发射体中子俘获率

^{103}Rh 的中子吸收截面在热中子区近似符合 $1/v$ 律,在超热区中子能量为 1.26 eV 处有一个峰值截面高达近 4500 靶的强共振峰,且仅有这一个强共振峰,如图 1 所示^[6]。

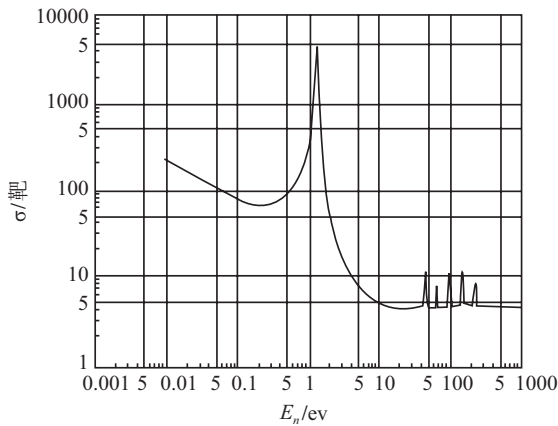


图 1 ^{103}Rh 中子吸收截面随中子能量的变化

Fig.1 Variation of neutron absorption cross section of ^{103}Rh with neutron energy

1.1.1 无限细铍丝中子俘获率

把一根无限细的铍丝,放入充分慢化的典型热堆中子场,单位长铍丝的中子俘获率可用以下公式计算。

(1) 精准理论公式:

$$A = N_{\text{极细}} \int_0^{\infty} n(v) \sigma(v) v dv \quad (1)$$

(2) 简化近似公式:

文献[7]和文献[8]发展了一个公式(1)的简化近似公式^[7,8]:

$$A = N_{\text{极细}} \sigma_{\text{有效}} n v_0 \quad (2)$$

$$\begin{aligned} \sigma_{\text{有效}} &= \frac{\int_0^{\infty} n(v) \sigma(v) v dv}{v_0 \int_0^{\infty} n(v) dv} = \frac{\int_0^{\infty} n(v) \sigma(v) v dv}{n v_0} \quad (3) \\ &= \sigma_0 (g + rs) \end{aligned}$$

式(3)中, $n v_0$ 为 Westcott 中子注量率,其中 n 为总中子密度, $v_0 = 2200$ 米/秒; σ_0 为 ^{103}Rh 热中子 (2200 m/s) 微观吸收截面; g 、 s 为 ^{103}Rh 的

Westcott 因子; $N_{\text{极细}}$ 为单位长铍丝 ^{103}Rh 的核数; $n(v)$ 为速度为 v 的中子的密度; $\sigma(v)$ 为 ^{103}Rh 速度为 v 的中子的微观吸收截面; v 为中子速度; r 为中子谱超热指数,简称超热指数,是中子谱超热中子比例的量度,可以用镅比法进行测量。 $\sigma_{\text{有效}}$ 为 ^{103}Rh 有效吸收截面,其物理内涵见式(3)。

(3) 替代公式:

式(3)可以改为: $\sigma_{\text{有效}} = \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s \sqrt{T_0/T})$ 。经过数据分析,发现 $s \sqrt{T_0/T}$ 中, s 随着 T 的增加而增加,但 $s \sqrt{T_0/T}$ 整体却并不随着 T 的增加而增加,而是近似于一个常数,即近似于 $s_0 = s(20^\circ\text{C})$ 。因此,式(3)可用下式近似替代。

$$\sigma_{\text{有效}} = \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0) \quad (4)$$

其中, T 为中子温度; $T_0 = 20^\circ\text{C}$ (293.15 K); $r \sqrt{T/T_0}$ 为中子谱超热参数 (以下简称超热参数); $s_0 = s(20^\circ\text{C})$, 其他同上。

本文附录一通过数据详细分析、论证了用式(4)替代式(3)的合理性、可行性。附录一分析表明,用式(4)替代式(3)计算 ^{103}Rh 的有效截面,引起的误差是很小的,相对误差小于 1%。该替代公式为本文数学模型的建立创造了条件、奠定了基础。

把式(4)代入式(2),可得:

$$\begin{aligned} A &= N_{\text{极细}} \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0) n v_0 \\ &= N_{\text{极细}} \sigma_0 n v_0 g + N_{\text{极细}} \sigma_0 n v_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \quad (5) \\ &= A_{\text{极细1}} + A_{\text{极细2}} \end{aligned}$$

如果把上述极细铍丝放入一个纯的热中子谱中,如反射层中,此时 $r = 0$, 那么,单位长铍丝的热中子俘获率为 $A_{\text{极细1}}$ 。因此, $A_{\text{极细1}}$ 代表了热中子的贡献; $A_{\text{极细2}}$ 代表了超热中子的贡献。由于:(1) ^{103}Rh 的中子吸收截面在超热区中子能量为 1.26 eV 处有一个峰值截面高达 4500 靶的强共振峰;(2) 典型热堆的中子注量率在超热慢化区的能谱分布符合 $1/E$ 律;(3) 图 1 表明,在超热区, ^{103}Rh 的中子吸收截面在共振区以外的区域都很低;因此, $A_{\text{极细2}}$ 主要代表超热共振中子的贡献。

1.1.2 探测器发射体的中子俘获率

由于铍自给能探测器发射体不是无限细的,计算单位长铍发射体的中子俘获率时需要进行

中子注量率降低和中子自屏蔽修正。计算单位长铑发射体的中子俘获率的修正公式如下:

$$A = f_1 F_1 n v_0 N_1 \sigma_0 g + f_2 F_2 n v_0 N_1 \sigma_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \quad (6)$$

其中, N_1 为单位长发射体 ^{103}Rh 的核数; f_1 为发射体热中子自屏因子; F_1 为发射体热中子注量率降低因子; f_2 为发射体超热共振中子自屏因子; F_2 为发射体超热共振中子注量率降低因子, 其他同上。

1.2 探测器单位长发射体灵敏度计算简化公式及探测器灵敏度刻度结果

1.2.1 探测器单位长发射体灵敏度计算简化公式

在平衡状态下, 发射体单位时间放出的 β 粒子数等于其俘获的中子数。但 β 粒子只有逃脱发射体, 并穿越绝缘区空间电荷电势峰才能对探测器灵敏度有贡献。那么探测器与单位长发射体、单位中子注量率相对应的输出电流, 即探测器单位长发射体灵敏度, 可用下式表示:

$$I = eK_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 \pi r_e^2 N \sigma_0 g + eK_{\text{超}\beta\text{有效}} f_2 F_2 \pi r_e^2 N \sigma_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \quad (7)$$

其中, e 为电子电量; $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 为热中子诱发的 β 粒子逃脱发射体并穿越绝缘区空间电荷电势峰的概率; $K_{\text{超}\beta\text{有效}}$ 为超热中子, 主要是共振中子诱发的 β 粒子逃脱发射体并穿越绝缘区空间电荷电势峰的概率; r_e 为发射体半径; N 为单位体积发射体 ^{103}Rh 的核子数; $\pi r_e^2 N$ 等同于式(6)中的 N_1 , 其他同上。

发射体热中子自屏因子 f_1 和热中子注量率降低因子 F_1 引自文献[9]; 超热共振中子自屏因子 f_2 引自文献[10]^[9,10]。

文献[9]中的中子注量率降低因子适用于多能中子系统, 当然也适用于 ^{103}Rh 共振峰区间的中子。由于发射体对 ^{103}Rh 的大多数共振中子(尤其是共振峰半宽度内的中子)可以近似看成黑体, 满足了文献[9]中 $x(\Sigma_r r_e)$ 值远大于1的条件, 即文献[9]中的式(6)可简化成式(7)。这样大多数共振中子的中子注量率降低因子与发射体的宏观吸收截面无关, 而只与发射体的半径和共振中子在探测器周围介质中的扩散长度及迁移平均自由程有关。因此, 我们用 1.26 eV 中子的中子注

量率降低因子近似代替共振峰区间中子的中子注量率降低因子的平均值, 引起的误差是不大的。

式(7)中, 只有 $r\sqrt{T/T_0}$ 是变量, 其他为常量。因此, 式(7)可变为:

$$I = a + br\sqrt{T/T_0} \quad (8)$$

其中, $a = eK_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 \pi r_e^2 N \sigma_0 g$;

$$b = eK_{\text{超}\beta\text{有效}} f_2 F_2 \pi r_e^2 N \sigma_0 s_0$$

式(8)表明, 探测器单位长发射体灵敏度将随着超热参数的变化线性变化。

1.2.2 探测器灵敏度刻度结果

文献[11]、[12]介绍了铑探测器灵敏度随超热参数变化的刻度结果, 如图2、图3所示:

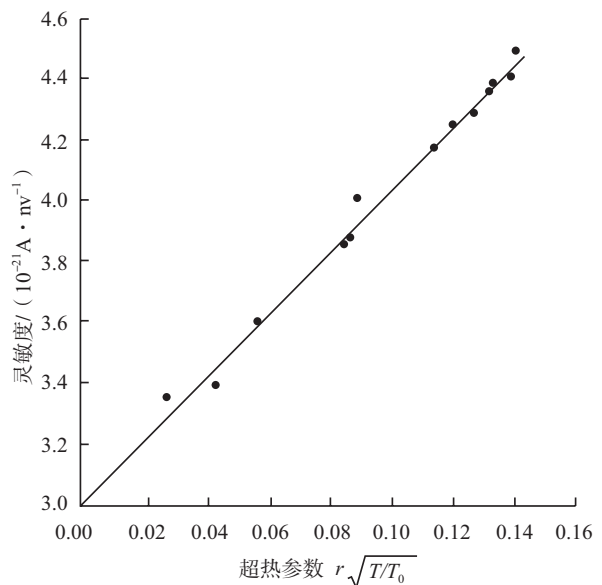


图2 铑探测器灵敏度随超热参数的变化

Fig.2 Variation of sensitivity of Rh detector with epithermal parameters

图2来自参考文献[11]。探测器发射体直径为0.5 mm、长度为30 mm。探测器灵敏度可用下式表示:

$$I_{\text{图2}} = [(3.0 + 10.89 r\sqrt{T/T_0})] \times 10^{-21} \quad (9)$$

安培(单位中子注量率)⁻¹

由式(9)可算得, 超热参数从0增加到0.1, 该探测器的灵敏度增加36%。

图3来自参考文献[12]。探测器发射体直径为1 mm、长度为20 mm。探测器灵敏度可用下式表示:

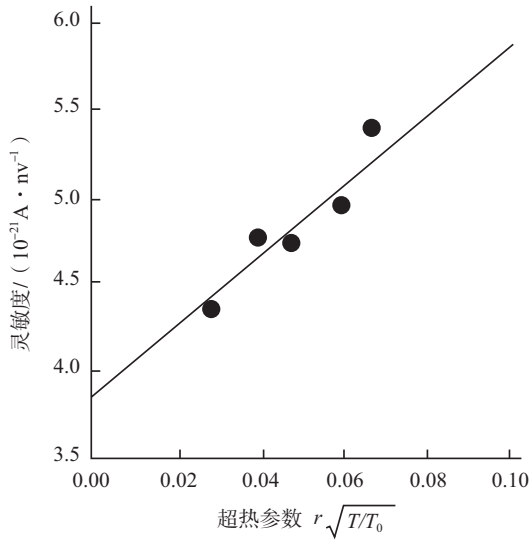


图3 铑探测器灵敏度随超热参数的变化

Fig.3 Variation of sensitivity of Rh detector with epithermal parameters

$$I_{\text{图3}} = [(3.84 + 20.6 r \sqrt{T/T_0}) \pm 0.15] \times 10^{-21} \text{ A} \cdot (\text{nv})^{-1} \quad (10)$$

式(10)中的误差为最小二乘法的标准误差。从此式可算得,超热参数从0增加到0.1,该探测器的灵敏度增加54%。

图2和图3中,为了简化灵敏度单位的表达式,用nv表示单位中子注量率 $[\text{n} \cdot (\text{cm}^2 \text{sec})^{-1}]$,下同。

在推导公式(8)的过程中,笔者做了许多推理性假定,如超热中子对中子俘获率的贡献主要是来自共振中子的贡献,以及用共振中子的自屏因子、中子注量率降低因子代表超热区的自屏、中子注量率降低效应等。公式(8)表明,铑探测器单位长发射体灵敏度是随超热参数线性变化的。铑探测器灵敏度刻度结果也表明,其灵敏度是随着超热参数线性变化的。因此可以说,式(8)描述的物理现象与实验结果是一致的。

1.3 β 粒子逃脱谱

现在我们讨论 β 粒子穿越发射体过程中的能量损失和 β 粒子逃脱谱(β particle escape energy spectrum)。

热中子(2200 m/s)在 ^{103}Rh 里的平均自由程约为0.1 cm,我们可假定热中子在发射体内均匀吸收,从而 β 粒子也均匀产生,且各向同性发

射。能量为1.26 eV的共振中子在 ^{103}Rh 里的平均自由程约为0.003 cm。我们可假定共振中子只在发射体表面吸收,从而 β 粒子只在发射体表面均匀产生,且各向同性发射。我们还假定 β 粒子在发射体里的穿越径迹为直线。

1.3.1 热逃脱谱

铑发射体吸收热中子后放出的 β 粒子逃离发射体表面时的能量分布叫热逃脱谱。换句话说,热逃脱谱是指这些 β 粒子穿越发射体,到达发射体表面,但还没有离开表面时的能量分布。从文献[1]知,热逃脱谱可用下式表示:

$$C_1(E) = \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \quad (11)$$

其中, $\left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1}$ 为能量为 E 的 β 粒子在发射体里的比能量损失的倒数; $N_1 [R(E') - R(E)]$ 为柱体体内均匀、各向同性源径迹长度概率函数(track-length probability function),以下用 $N_1(l)$ 表示; $R(E)$ 为能量为 E 的 β 粒子在发射体材料中的射程; $B(E')$ 为 ^{104}Rh 衰变放出的 β 粒子谱; E_β 为 $B(E')$ 中 E 的最大值。计算中引用的 $B(E')$ 已作过库伦修正和相对论修正。文献[13]详细介绍了 $N_1(l)$ 的推导过程。 $N_1(l)$ 的表达式如下:

$$\begin{aligned} N_1(l) &= \frac{2}{\pi r_e} \int_0^{\sin^{-1}(1/k)} \sin^2 \theta (1 - k^2 \sin^2 \theta)^{\frac{1}{2}} d\theta - \\ &\quad \frac{1}{16 r_e \alpha k^2} \\ &= \frac{4(1-k^2)}{3\pi r_e k} K\left(\frac{1}{k}\right) + \frac{2(2k^2-1)}{3\pi r_e k} E\left(\frac{1}{k}\right) - \\ &\quad \frac{1}{16 r_e \alpha k^2} \quad k \geq 1 \\ N_1(l) &= \frac{2}{\pi r_e} \int_0^{\frac{\pi}{2}} \sin^2 \theta (1 - k^2 \sin^2 \theta)^{\frac{1}{2}} d\theta - \\ &\quad \frac{1+4k^2}{8\pi r_e \alpha k^2} \sin^{-1} k + \frac{(1-6k^2)(1-k^2)^{\frac{1}{2}}}{8\pi r_e \alpha k} + \frac{1}{4r_e \alpha} \\ &= \frac{2(2k^2-1)}{3\pi r_e k^2} E(k) - \frac{2(k^2-1)}{3\pi r_e k^2} K(k) \\ &\quad - \frac{1+4k^2}{8\pi r_e \alpha k^2} \sin^{-1} k + \frac{(1-6k^2)(1-k^2)^{\frac{1}{2}}}{8\pi r_e \alpha k} \\ &\quad + \frac{1}{4r_e \alpha} \quad k < 1 \end{aligned} \quad (12)$$

其中, l 为径迹长度; $k = \frac{1}{2r_e}$; $\alpha = \frac{L}{2r_e}$; L 为发

射体长度; r_e 为发射体半径; $E(k)$ 、 $K(k)$ 分别为第一类、第二类完全的椭圆积分。

1.3.2 超热共振逃脱谱

铯发射体吸收超热共振中子后放出的 β 粒子逃脱到发射体表面时的能量分布叫超热共振逃脱谱。换句话说,超热共振逃脱谱是指这些 β 粒子穿越发射体,到达发射体表面,但还没有离开表面时的能量分布。吸收超热共振中子后放出的 β 粒子半数不穿经发射体直接逃脱,即不损失能量直接贡献给逃脱谱。用文献[1]分析热逃脱谱类似的方法分析超热共振逃脱谱,超热共振逃脱谱可用下式表示:

$$C_2(E) = \left(-\frac{dE}{dx}\right)_E^{-1} \int_E^{E_0} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \quad (13)$$

其中, $N_2 [R(E') - R(E)]$ 为柱体表面均匀、各向同性源径迹长度概率函数,以下用 $N_2(l)$ 表示;其他符号同上。

在附录二中,用文献[13]中推导 $N_1(l)$ 相似的方法推导出了 $N_2(l)$:

$$\begin{aligned} N_2(l) &= \frac{2r_e + L}{\pi(r_e + L)r_e} \int_0^{\sin^{-1}\frac{1}{k}} \frac{\sin^2\theta}{(1-k^2\sin^2\theta)^{\frac{1}{2}}} d\theta - \\ &\quad \frac{2k^2}{\pi(r_e + L)} \int_0^{\sin^{-1}\frac{1}{k}} \frac{\sin^4\theta}{(1-k^2\sin^2\theta)^{\frac{1}{2}}} d\theta - \frac{1}{4k^2(r_e + L)} \\ &= \frac{3L + 4r_e(1-k^2)}{3\pi r_e k(r_e + L)} K\left(\frac{1}{k}\right) + \frac{4r_e k^2 - 2r_e - 3L}{3\pi r_e k(r_e + L)} \\ &\quad E\left(\frac{1}{k}\right) - \frac{1}{4k^2(r_e + L)} \quad k > 1 \\ N_2(l) &= \frac{2r_e + L}{\pi(r_e + L)r_e} \int_0^{\frac{\pi}{2}} \frac{\sin^2\theta}{(1-k^2\sin^2\theta)^{\frac{1}{2}}} d\theta - \\ &\quad \frac{2k^2}{\pi(r_e + L)} \int_0^{\frac{\pi}{2}} \frac{\sin^4\theta}{(1-k^2\sin^2\theta)^{\frac{1}{2}}} d\theta + \frac{(1-k^2)^{\frac{1}{2}}}{2\pi(r_e + L)k} \\ &\quad - \frac{2k^2 + 1}{2\pi(r_e + L)k^2} \sin^{-1}k + \frac{1}{2(r_e + L)} \\ &= \frac{3L - 2r_e(k^2 - 1)}{3\pi r_e k^2(r_e + L)} K(k) + \frac{4r_e k^2 - 2r_e - 3L}{3\pi r_e k^2(r_e + L)} \\ &\quad E(k) + \frac{(1-k^2)^{1/2}}{2\pi(r_e + L)k} - \frac{2k^2 + 1}{2\pi(r_e + L)k^2} \sin^{-1}k \\ &\quad + \frac{1}{2(r_e + L)} \quad k < 1 \end{aligned} \quad (14)$$

1.4 穿越电势峰概率

由于探测器绝缘体内杂质及晶格缺陷的存在,在堆芯强辐射场,绝缘体将捕获一些电子,形成绝缘体空间电荷。在通常工作状态下,绝缘体内空间电荷电势分布^[1,14]如下:

$$V(r) = \frac{\pi\rho_0}{\varepsilon} r_i^2 \left[-\left(\frac{r}{r_i}\right)^2 + \frac{\ln\frac{r_e}{r} + k^2 \ln\frac{r}{r_i}}{\ln k} \right] \quad (15)$$

其中, ρ_0 为绝缘体捕获的电子的电荷密度; ε 为陶瓷绝缘体介电常数; $k = r_e/r_i$; r_i 为绝缘体外半径; r_e 为发射体半径; r 为绝缘体内任一点到发射体轴线的距离。

绝缘体空间电荷电势峰面半径为:

$$r_0 = r_i \left[\frac{1-k^2}{2\ln(1/k)} \right]^{1/2} \quad (16)$$

逃脱发射体的 β 粒子,只有穿越空间电荷电势峰才对灵敏度有贡献,否则将在空间电荷电场作用下漂移回到发射体。假定:逃脱到发射体表面的 β 粒子从发射体表面各向同性发射,在绝缘体里穿越径迹为直线。设一个到达发射体表面能量为 E 的 β 粒子在绝缘体中的射程为 $R(E)$,以发射体表面任一点为球心,以 $R(E)$ 为半径做一个半球,半球的底面与发射体表面相切。我们近似地把该半球的球表面在电势峰面以外部分与整个半球的球表面面积之比,作为该 β 粒子穿越空间电荷电势峰概率。在发射体表面能量为 E 的 β 粒子穿越电势峰概率用 $P(E)$ 表示:

$$\begin{aligned} P(E) &= \frac{2}{\pi} \times \\ &\quad \int_{\sin^{-1}\left(\frac{r_0-r_e}{R(E)}\right)}^{\frac{\pi}{2}} \sin\theta \cos^{-1}\left(\frac{r_0^2-r_e^2-R^2(E)\sin^2\theta}{2r_e R(E)\sin\theta}\right) d\theta \\ &\quad (r_0-r_e) < R(E) \leq (r_0^2-r_e^2)^{1/2} \\ P(E) &= \frac{2}{\pi} \times \\ &\quad \int_{\sin^{-1}\left(\frac{r_0-r_e}{R(E)}\right)}^{\sin^{-1}\left(\frac{r_0^2-r_e^2}{R^2(E)}\right)^{1/2}} \sin\theta \cos^{-1}\left(\frac{r_0^2-r_e^2-R^2(E)\sin^2\theta}{2r_e R(E)\sin\theta}\right) d\theta \\ &\quad + \left(1 + \frac{r_0^2-r_e^2}{R^2(E)}\right)^{1/2}, R(E) > (r_0^2-r_e^2)^{1/2} \end{aligned} \quad (17)$$

1.5 数学模型

由式(6)和式(7)可知,探测器单位中子注量率、单位长发射体中子俘获率为:

$$A = A_1 + A_2 = f_1 F_1 \pi r_e^2 N \sigma_0 g + f_2 F_2 \pi r_e^2 N \sigma_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \quad (18)$$

如上所述,其中 A_1 为热中子俘获率, A_2 主要代表超热共振中子俘获率。

发射体每俘获一个热中子在发射体表面出现一个能量为 β 粒子的概率为 $C_1(E)$; 发射体每吸收一个超热共振中子在发射体表面出现一个能量为 E 的 β 粒子的概率为 $C_2(E)$, 那么, 对于单位中子注量率, 在单位时间内, 单位长发射体表面出现能量为 E 的 β 粒子数为:

$$H(E) = A_1 C_1(E) + A_2 C_2(E) \quad (19)$$

发射体表面 β 粒子逃脱谱中能量为 E 的 β 粒子穿越绝缘体空间电荷电势峰概率为 $P(E)$, 那么探测器单位长发射体灵敏度为:

$$I = e \int_{E_0}^{E_\beta} [A_1 C_1(E) + A_2 C_2(E)] P(E) dE \quad (20)$$

其中, e 为电子电量; E_0 为穿越 $(r_0 - r_e)$ 厚绝缘体所需 β 粒子能量。

式 (20) 还可以用下式表示:

$$I = a + br \sqrt{T/T_0} \quad (21)$$

$$a = e \pi r_e^2 f_1 F_1 N \sigma_0 g \times \int_{E_0}^{E_\beta} \left\{ P(E) \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE$$

$$b = e \pi r_e^2 f_2 F_2 N \sigma_0 s_0 \times \int_{E_0}^{E_\beta} P(E) \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE \quad (22)$$

2 铈探测器轻水堆单位长发射体灵敏度计算结果

2.1 铈探测器单位长发射体热中子灵敏度, 见表 1、图 4

表 1 铈探测器单位长发射体热中子灵敏度 a 值

Table 1 Thermal neutron sensitivity a value of unit length emitter of Rh detector

单位: $10^{-21} \text{ A} \cdot (\text{nv} \cdot \text{cm})^{-1}$

发射体半 径/mm	绝缘体厚度/mm										
	0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0
0.1	0.384	0.366	0.353	0.341	0.330	0.319	0.307	0.297	0.287	0.278	0.268
0.2	1.038	0.973	0.924	0.881	0.842	0.805	0.770	0.735	0.704	0.673	0.644
0.3	1.563	1.444	1.355	1.277	1.207	1.143	1.084	1.028	0.975	0.926	0.879
0.4	1.893	1.728	1.608	1.507	1.416	1.334	1.258	1.118	1.122	1.061	1.003
0.5	2.090	1.895	1.757	1.639	1.536	1.442	1.356	1.276	1.203	1.133	1.068
0.6	2.211	1.995	1.844	1.717	1.604	1.502	1.409	1.323	1.243	1.174	1.103
0.7	2.288	2.059	1.898	1.763	1.644	1.536	1.438	1.349	1.263	1.184	1.110
0.8	2.349	2.108	1.940	1.798	1.673	1.561	1.456	1.361	1.273	1.191	1.115

2.2 铈探测器单位长发射体超热共振 b 值 (见表 2、图 5)

表 2 铈探测器单位长发射体超热共振 b 值

Table 2 Epi-thermal resonance b value per unit length emitter of Rh detector

单位: $10^{-21} \text{ A} \cdot (\text{nv} \cdot \text{cm})^{-1}$

发射体半 径/mm	绝缘体厚度/mm										
	0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0
0.1	1.746	1.671	1.617	1.561	1.516	1.470	1.428	1.383	1.342	1.299	1.262
0.2	4.363	4.128	3.962	3.802	3.675	3.542	3.418	3.299	3.185	3.071	2.962

续表

发射体半 径/mm	绝缘体厚度/mm										
	0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0
0.3	7.029	6.632	6.335	6.076	5.839	5.616	5.403	5.204	5.014	4.829	4.650
0.4	9.773	9.199	8.784	8.422	8.092	7.782	7.485	7.212	6.944	6.686	6.496
0.5	12.94	12.17	11.62	11.14	10.69	10.28	9.968	9.587	9.224	8.873	8.531
0.6	16.25	15.27	14.57	13.89	13.47	12.97	12.43	11.93	11.46	11.00	10.56
0.7	19.62	18.42	17.57	16.88	16.18	15.51	14.87	14.26	13.69	13.13	12.60
0.8	23.08	21.65	20.65	19.78	18.92	18.13	17.37	16.66	15.97	15.31	14.67

3 钒探测器轻水堆灵敏度数学模型及计算结果

钒探测器灵敏度数学模型与铯探测器灵敏度数学模型的热中子部分相同。钒探测器与单位长发射体、单位中子注量率对应的输出电流,即探测器单位长发射体灵敏度,可用下式表示:

$$I = e\pi r_c^2 fFN\sigma_0 \times \int_{E_0}^{E_\beta} \left\{ P(E) \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE \quad (23)$$

式(23)中,为钒探测器发射体热中子自屏因子, F 为钒探测器发射体热中子中子注量率降低因子,其他同上。

3.1 钒探测器单位长发射体热中子灵敏度,见表3、图6

表3 钒探测器单位长发射体热中子灵敏度

Table 3 Thermal neutron sensitivity of unit length emitter of V detector

单位: $10^{-21} \text{ A} \cdot (\text{nv} \cdot \text{cm})^{-1}$

发射体半 径/mm	绝缘层厚度/mm										
	0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0
0.2	0.0594	0.0568	0.0548	0.0531	0.0513	0.0497	0.0482	0.0467	0.0452	0.0438	0.0423
0.3	0.1203	0.1142	0.1095	0.1052	0.1011	0.0972	0.0935	0.0899	0.0866	0.0833	0.0802
0.4	0.1921	0.1881	0.1716	0.1634	0.1561	0.1494	0.1429	0.1369	0.1310	0.1253	0.1199
0.5	0.2679	0.2494	0.2354	0.2233	0.2118	0.2016	0.1921	0.1831	0.1747	0.1664	0.1586
0.6	0.3433	0.3172	0.2980	0.2814	0.2662	0.2522	0.2392	0.2270	0.2155	0.2063	0.1956
0.7	0.4171	0.3827	0.3577	0.3362	0.3169	0.2991	0.2827	0.2686	0.2538	0.2399	0.2269
0.8	0.4861	0.4439	0.4136	0.3875	0.3641	0.3427	0.3236	0.3049	0.2875	0.2713	0.2559
0.9	0.5515	0.5018	0.4663	0.4357	0.4084	0.3836	0.3604	0.3390	0.3191	0.3006	0.2832
1.0	0.6136	0.5563	0.5163	0.4814	0.4505	0.4214	0.3954	0.3714	0.3491	0.3283	0.3089
1.1	0.6730	0.6094	0.5641	0.5252	0.4908	0.4576	0.4288	0.4023	0.3777	0.3549	0.3336
1.2	0.7302	0.6600	0.6098	0.5672	0.5267	0.4923	0.4609	0.4320	0.4052	0.3802	0.3569

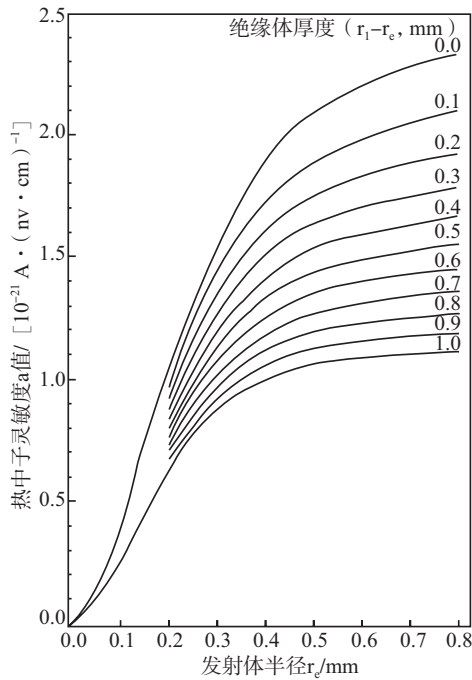


图 4 铑探测器单位长发射体热中子灵敏度随发射体半径 (r_e) 及绝缘体厚度 (r_i-r_e) 的变化

Fig.4 Variation of thermal neutron sensitivity per unit length emitter of Rh detector with emitter radius (r_e) and insulator thickness (r_i-r_e)

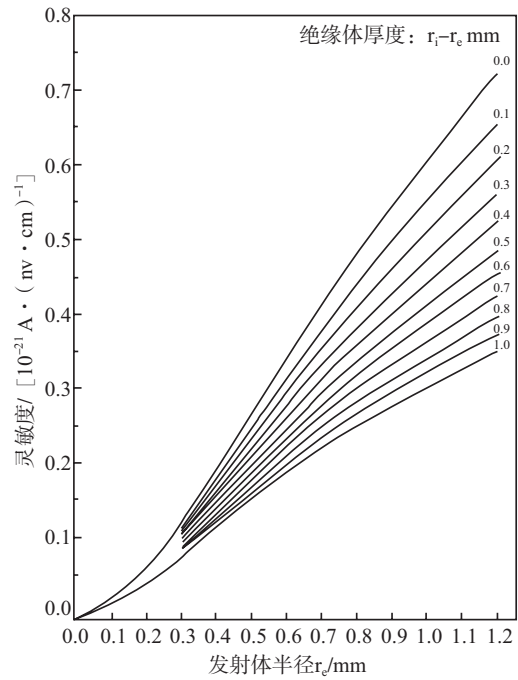


图 6 钒探测器单位长发射体热中子灵敏度随发射体半径 (r_e) 及绝缘体厚度 (r_i-r_e) 的变化

Fig.6 Variation of thermal neutron sensitivity per unit length emitter of V detector with emitter radius (r_e) and insulator thickness (r_i-r_e)

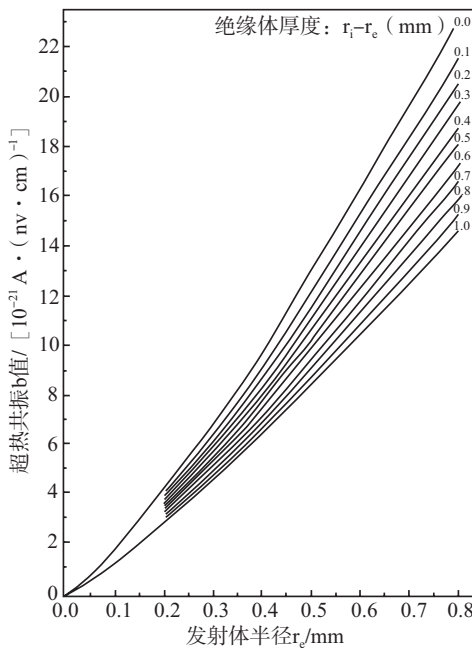


图 5 铑探测器单位长发射体超热共振 b 值随发射体半径 (r_e) 及绝缘体厚度 (r_i-r_e) 的变化

Fig.5 Variation of epi-thermal resonance b value per unit length emitter of Rh detector with emitter radius (r_e) and insulator thickness (r_i-r_e)

4 计算结果数据分析

4.1 铑探测器单位长发射体热中子灵敏度 a 值

灵敏度计算模型中,假定热中子在发射体内均匀吸收, β 粒子在发射体内均匀、各向同性发射。发射体体积与发射体半径 r_e 的平方成正比,因此,发射体单位长度内 ^{103}Rh 的核子数也与其半径 r_e 的平方成正比。从图 4 可以看出, $r_e < 0.3 \text{ mm}$ 时,铑探测器单位长发射体灵敏度与 r_e 近似成正比; $r_e > 0.3 \text{ mm}$ 时, r_e 越大,灵敏度增长越缓慢,这是因为 r_e 越大,热中子的自屏效应、中子注量率降低效应越强,且 β 粒子逃脱发射体越困难,即 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 越小。

4.2 铑探测器单位长发射体超热共振 b 值

在灵敏度计算模型中,笔者假定超热共振中子在发射体表面均匀吸收; β 粒子在发射体表面均匀、各向同性发射。发射体表面积与 r_e 成正比。从图 5 可以看出,铑探测器单位长度超热共振 b 值与 r_e 近似成正比。超热共振中子

在发射体表面吸收, β 粒子在发射体表面发射, 因此有一半 β 粒子直接逃脱发射体, 这可能是超热共振 b 值与 r_e 近似成正比的合理解释。

4.3 钒探测器单位长发射体热中子灵敏度

钒的中子吸收截面较好地符合 $1/v$ 规律, 且比铯的吸收截面小得多, 因此其发射体的热中子的自屏效应、中子注量率降低效应与铯相比要弱。再者, 钒的密度低, 约是铯的密度的 50%, 因此, β 粒子从钒发射体中逃脱相对容易, 即 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 相对较大。从图 6 可以看出, 钒探测器单位长发射体热中子灵敏度与 r_e 近似成正比, 并没有像铯探测器那样—— r_e 越大, 灵敏度增长越缓慢的现象, 这应该是合理的。

5 探测器单位长发射体灵敏度计算结果与实验结果的比较及误差分析

表 4 给出了计算结果与实验结果的比较, 刻度数据(即实验值)引自参考文献[1]、[11]、[12]。刻度探测器发射体长度在表中给出, 而计算中都取 2 cm(指径迹长度概率函数中, 发射体长度 $L=2$ cm)。第 4、5 号探测器绝缘体为氧化镁 (MgO), 其他为三氧化二铝 (Al_2O_3), 而计算中仅考虑了 Al_2O_3 。^[1,11,12]

表 4 中给出的计算数据与刻度数据都是探测器的单位长发射体灵敏度数据。文献[1]中表 4 直接给出了铯、钒探测器单位长发射体灵

敏度的刻度结果, 这里直接引用。文献[11]、[12]给出的是铯探测器灵敏度刻度结果, 即整个探测器的灵敏度(见本文 1.2.2 节)的刻度结果。表 4 中已经换算成探测器单位长发射体灵敏度的刻度结果, 即铯探测器单位长发射体热中子灵敏度 a 值的刻度结果, 以及铯探测器单位长发射体共振 b 值的刻度结果。

从表 4 可以看出, 结果较满意, 说明该模型是可取的。计算结果比实验结果小是合理的, 因计算中没考虑 γ 射线诱发的瞬发 β 粒子对灵敏度的贡献, 这些瞬发 β 粒子所致灵敏度约占总灵敏度的 5%~10%^[13]。

产生误差的原因是多方面的: 计算铯丝在典型热堆中子场中的中子俘获率的公式是一个近似公式; 计算值基于轻水堆、中子温度 20℃, 而刻度值有的基于重水堆, 中子温度未知; 许多“因子”的取值有一定误差; 建立数学模型过程中做了许多假定; 计算中允许的计算误差; 实验值也有一定的测量误差; 再加上计算中没考虑 γ 射线诱发的瞬发 β 粒子对灵敏度的贡献等。

表 4 中, 发射体直径为 0.5 mm 的探测器的共振 b 值, 其理论计算值以轻水堆为背景, 刻度值以重水堆为背景。本文式(8)表明, 共振 b 值 $=eK_{\text{超热}\beta\text{有效}} f_2 F_2 \pi r_e^2 N \sigma_0 s_0$ 。该短式中, 只有 $f_2 F_2$ 因子组合和堆型有关, 其他因子或参数都与堆型无关。因此, 若理论计算值以重水堆为背

表 4 探测器单位长发射体灵敏度计算结果与实验结果的比较

Table 4 Comparison between calculated results and experimental results of unit length emitter sensitivity of detector
单位: $10^{-21} \text{ A} \cdot (\text{nv} \cdot \text{cm})^{-1}$

内容	探测器序号	发射体直径/mm	发射体长度/cm	绝缘体厚度/mm	单位长发射体灵敏度		误差/%	参考文献
					计算	刻度		
铯探测器热中子灵敏度 a 值	1	0.5	3	0.25	1.10	1.00	+10	11
	2	1.0	2	0.27	1.80	1.92	-9.3	12
	3	0.508		0.254	1.12	1.20	-6.6	1
	4	0.450	12.675	0.305	0.97	1.04	-6.7	1
	5	0.466	12.294	0.259	1.03	1.06	-2.8	1
铯探测器共振 b 值	1	0.5	3	0.25	5.04	3.63	+39	11
	2	1.0	2	0.27	11.3	10.3	+9.7	12
钒探测器热中子灵敏度	6	0.508	...	0.254	0.078	0.077	+1.3	1
	7	2.0	21.0	0.35	0.446	0.419	+6.4	1

景,本文式(8)中的 f_2F_2 因子组合,约是以轻水堆为背景的 f_2F_2 因子组合的1.044倍。据此可推算出,若理论计算值以重水堆为背景,误差约为+45%。

6 联想

G. Knill 先生于1968年发表的论文^[11]描述了发射体直径为0.5 mm的铈探测器灵敏度随超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 线性变化的规律(图2),但论文并没有对这一“线性规律”给出解释。虽然论文中在解读这一曲线时说:“Also from this graph a value of 3.46 can be deduced for $s\sqrt{T_0/T}$, which describe the departure of 0.5 mm diameter Rhodium from a $1/v$ characteristic.”笔者认为,这一段话的物理内涵不清晰,至今也未见其他论文对这一“典型线性变化”规律给出合理解释。

当铈探测器的几何尺寸及周围慢化剂确定后,本文式(7)、式(8)中,除 $r\sqrt{T/T_0}$ 外,其他参数都是常数,因此,铈探测器输出电流将随着 $r\sqrt{T/T_0}$ 线性变化。

因此也可以说,本文建立的理论,对这一“线性变化”规律给出了科学、合理的解释。

7 结论

(1) 本文介绍的模型不仅能计算铈探测器热中子灵敏度,还能分析计算超热共振中子对铈探测器灵敏度的贡献。

(2) 本文表4给出了计算结果与实验结果的比较,结果令人比较满意,说明本文模型是科学、可行的。

(3) 本文计算逃脱到发射体表面的 β 粒子穿越绝缘体空间电荷电势峰概率的方法及技术路线与Warren模型不同^[1]。本文的技术路线更直观、更好地反映了物理本征,计算结果应该更准确。

(4) 本文建立的理论,对“铈探测器输出电流随 $r\sqrt{T/T_0}$ 线性变化”规律给出了科学、合理的解释。

8 结语

本文计算以轻水堆为对象、设定中子温度为20℃,设定 ^{103}Rh 的 $g = 1.023, s_0 = s(20^\circ\text{C}) = 7.255$,设定 Al_2O_3 的密度为 $3.2 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$, ^{103}Rh 的共振峰值截面按4500靶考虑,其他数据取常规数据。

感谢清华大学林翠琴教授、陈教授在推导柱体表面均匀、各向同性面源径迹长度概率函数中给予的指导帮助,感谢北京大学程檀生、陈鹤琴教授的支持帮助,感谢于岚的支持帮助。

附录一 ^{103}Rh 有效中子吸收截面替代公式及其可行性、合理性分析

把一个无限细的铈丝放在充分慢化的典型热堆中子场中,根据参考文献[7]、[8],铈核素的有效吸收截面可用下式近似表示。

$$\sigma_{\text{有效}} = \sigma_{2200}(g + rs) \quad (1)$$

其中, r 为超热指数, g, s 为铈的westcott因子。

上述公式(1),可改写为:

$$\sigma_{\text{有效}} = \sigma_{2200}(g + r\sqrt{T/T_0} \times s\sqrt{T_0/T}) \quad (2)$$

经过对参考文献[8]表1中的 ^{103}Rh 核素数据进行分析发现,公式(2)中的 $s\sqrt{T_0/T}$ 可以用表1中的 $s(T_0)$ 即 $s(20^\circ\text{C})$ 替代,即 $s\sqrt{T_0/T} \approx s(20^\circ\text{C})$,详见表1。这样公式(2)可以用下式近似:

$$\sigma_{\text{有效}} = \sigma_{2200} [g + r\sqrt{T/T_0} \times s(20^\circ\text{C})] \quad (3)$$

其中, T 为中子温度; $T_0 = 20^\circ\text{C}$ (293.1 K); $r\sqrt{T/T_0}$ 为超热参数; $s(20^\circ\text{C})$ 为中子温度20℃对应的铈的 s 值,即数学模型中的 s_0 ,其他同上。

表中, $K1 = \frac{s_2 \times \sqrt{T_0/T}}{s_2(20^\circ\text{C})} = \frac{s_2 \times \sqrt{T_0/T}}{7.182}$; $K2 = \frac{s_4 \times \sqrt{T_0/T}}{s_4(20^\circ\text{C})} = \frac{s_4 \times \sqrt{T_0/T}}{7.255}$ 。上述分析表明,在中子温度 $<400^\circ\text{C}$ 时, $s\sqrt{T_0/T} \approx s(20^\circ\text{C})$,即用 $s(20^\circ\text{C})$ 代替公式(2)中的 $s\sqrt{T_0/T}$ 是可以接受的。

用式(1)和式(3)分别计算 ^{103}Rh 在不同中子温度下的热中子 $\sigma_{\text{有效}}$,结果见表2。

表 1 $s\sqrt{T_0/T} \approx s(20^\circ\text{C})$ 分析
Table 1 Analysis about $s\sqrt{T_0/T} \approx s(20^\circ\text{C})$

1	2	3	4	5	6	7	8
T/°C	g	S_2	$S_2 \times \sqrt{T_0/T}$	K1	S_4	$S_4 \times \sqrt{T_0/T}$	K2
20	1.023	7.182	7.182	1.000	7.255	7.255	1.000
100	1.041	8.058	7.1417	0.9944	8.189	7.2578	1.000
200	1.066	9.013	7.093	0.9877	9.281	7.3046	1.006
300	1.093	9.855	7.047	0.9812	10.357	7.4189	1.022
420	1.128	10.753	6.991	0.9735	11.724	7.6230	1.050

注:表中,第一列、第二列、第三列、第六列的数据引自参考文献[8]的表1。

表 2 有效截面 $\sigma_{\text{有效}4}$ 、 $\sigma_{\text{有效}2}$ 计算结果比较 ($r=0.03$)
Table 2 Comparison of calculation results of effective cross sections $\sigma_{\text{effective-4}}$ and $\sigma_{\text{effective-2}}$

T/°C	g	S_4	$\sigma_{\text{有效}4}(1)$	$\sigma_{\text{有效}4}(3)$	(3)/(1)	S_2	$\sigma_{\text{有效}2}(1)$	$\sigma_{\text{有效}2}(3)$	(3)/(1)
20	1.023	7.255	186.3	186.3	1.000	7.182	186.00	186.00	1.000
100	1.041	8.189	193.3	193.2	0.999	8.058	192.65	192.85	1.001
200	1.066	9.281	202.0	201.6	0.998	9.013	200.71	202.07	1.007
300	1.093	10.357	210.9	209.8	0.995	9.855	208.53	210.18	1.008
420	1.128	11.724	222.2	219.6	0.988	10.753	217.86	219.88	1.009

注:表中第一列、第二列、第三列、第六列的数据引自参考文献[8]的表1。

表 2 中: $\sigma_{\text{有效}4}(1)$ 表示用式(1)计算的 $\sigma_{\text{有效}4}$;
 $\sigma_{\text{有效}4}(3)$ 表示用式(3)计算的 $\sigma_{\text{有效}4}$ 。同样 $\sigma_{\text{有效}2}(1)$ 表示用式(1)计算的 $\sigma_{\text{有效}2}$; $\sigma_{\text{有效}2}(3)$ 表示用式(3)计算的 $\sigma_{\text{有效}2}$ 。

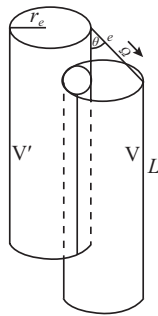
计算 $\sigma_{\text{有效}4}$ 、 $\sigma_{\text{有效}2}$ 时,输入数据如下: $\sigma_{2200}(\text{Rh})=150.19$ 靶; $r=0.03$; $T_0=20^\circ\text{C}$ (293.15 K)。

由表 2 可知,在中子温度 $<400^\circ\text{C}$ 时,用式(3)替代式(1)计算 ^{103}Rh 的有效截面,引起的误差是很小的,大都小于 1%。这表明,在中子温度 $<400^\circ\text{C}$ 时,用式(3)替代式(1)计算 ^{103}Rh 有效截面是可以接受的。

由文献[8]可知,典型热中子堆, $T/T_m < 1.07$ (T_m 为慢化剂温度)。由此可以推断出,游泳池式研究堆的中子温度都小于 100°C ,而核电厂动力堆的中子温度小于 400°C 。因此从应用环境来讲,上述替代应用也是可行的。

附录二 柱体表面均匀、各向同性源径迹长度概率函数 $N_2(l)$

用文献[11]推导 $N_1(l)$ 相似的方法推导 $N_2(l)$ 。设一个半径为 r_c 、长度为 L 的柱体 V , $L \gg r_c$, 如下图所示。在 V 的表面均匀分布各向同性放射源。单位时间、单位面积放出的射线数为 C , 射线在 V 内直线穿透。因有一半射线不穿经 V , 单位时间内,穿越 V 的射线数(径迹数)为: $\frac{1}{2}sc$ 。这里 s 为柱体的表面积, $s=2\pi r_c(r_c+L)$ 。设将 V 向 $-\Omega \rightarrow$ 方向移动 l 距离得 V' 。 V 在 V' 内的表面积为 S_c 。再将 V 向 $-\Omega \rightarrow$ 方向移动 dl , s 的改变量为 $ds_c = -\frac{\partial S_c}{\partial l} dl$ 。 ds_c 内向 $\Omega \rightarrow$ 方向发射的射线在 V 内的径迹长度为 $l \sim (l+dl)$ 。 ds_c 面积元内单位时间发射的射线数为 $C ds_c = -C \frac{\partial S_c}{\partial l} dl$ 。

发射体 (长度L, 半径 r_e)

这些射线中向 $\Omega \rightarrow$ 方向单位立体角内发射的射线数为 $-\frac{C}{4\pi} \frac{\partial s_c}{\partial l} dl$, 而向 $\Omega \rightarrow$ 方向单元立体角 $d\Omega$ 内发射的射线数为 $-C \frac{\partial s_c}{\partial l} dl \frac{d\Omega}{4\pi}$ 。从柱体 V 表面单位时间发射出的射线穿经柱体 V , 在 V 内径迹长度在 $l \sim (l + dl)$ 的径迹总数为 $\int_0^{4\pi} -\frac{C}{4\pi} \frac{\partial s_c}{\partial l} dl d\Omega$, 单位时间穿越柱体 V 的射线总数 (总径迹数) 为 $\frac{1}{2} s_c$, 那么, 柱体表面均匀、各向同性源径迹长度概率函数为:

$$\begin{aligned} N_2(l) &= \frac{1}{2\pi s} \int_0^{4\pi} -\frac{\partial s_c}{\partial l} d\Omega \\ &= \frac{1}{\pi r_e (r_e + L)} \int_0^{\theta_2} \left(-\frac{\partial s_c}{\partial l} \sin\theta \right) d\theta \end{aligned} \quad (1)$$

其中: $\theta_2 = \sin^{-1}\left(\frac{1}{k}\right), k \geq 1$; $\theta_2 = \frac{\pi}{2}, k < 1$; $k = \frac{l}{2r_e}$ 。

$$\begin{aligned} s_c &= \pi r_e L - 2r_e L \sin^{-1}\left(\frac{l \sin\theta}{2r_e}\right) - \pi r_e L \cos\theta + \pi r_e^2 \\ &+ 2r_e L \cos\theta \sin^{-1}\left(\frac{l \sin\theta}{2r_e}\right) - 2r_e^2 \sin^{-1}\left(\frac{l \sin\theta}{2r_e}\right) \\ &- r_e L \sin\theta \left(1 - \frac{l^2}{4r_e^2} \sin^2\theta\right)^{1/2} \end{aligned} \quad (2)$$

附录二中式(1)可变换成正文中式(12)。

参考文献

- [1] H.D. Warren, Calculation Model for Self-Powered Neutron Detector [J]. Nuclear Science and Engineering [J]. 1972, 48: 331-342.
- [2] 毕光文. 钷自给能探测器中子响应计算方法 [J]. 核技术, 2017, 40 (6): 1-6.
- [3] 杨有琰, 铯自给能中子探测器的灵敏度 [J]. 核电子学与探测技术, 1989, 9 (3): 135-141.
- [4] 郑军伟, 等. β 衰变自给能中子探测器灵敏度影响因素研究 [J]. 核电子学与探测技术, 2017, 37 (3): 302-307.
- [5] 张睿, 曾力. 铯自给能探测器的测量信号计算方法研究 [J]. 仪器仪表用户, 2018, 25 (1): 88-90.
- [6] D.J. Hughes and R.B. Schwartz, Neutron Capture Cross Section [R]. BNL-325 (1958).
- [7] C.H. Westcott, Proceeding of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Volume 16, 70-76 New York, United Nations, (1958).
- [8] C.H. Westcott, Effective Cross Section Values for Well-moderated Thermal Reactor Spectra [R]. AECL-1101 (1962).
- [9] W. Jaschic, Model for Calculating Prompt-Response Self-Powered Neutron Detector [J]. Nuclear Science and Engineering, 1974, 53: 61-78.
- [10] T.I. 马尔丘克著. 核反应堆的数值算法 [M]. 飞跃译. 北京: 科学出版社, 1959.
- [11] G. Knill, Continuous In-pile Monitoring of Thermal Neutron Flux Intensity Using Activation Detector [C]. Nucleonic Instrumentation (IEE Conference Publication No.47), 77-84, Published by the Institution of Electrical Engineers (1968).
- [12] 张英振, 万东平. 铯自给能探测器性能研究 [J]. 原子能科学技术, 1980 (01): 41-49.
- [13] N.L. Snidow and H.D. Warren, Wall effect corrections in proportional counter spectrometers [J]. Nuclear Instruments and Methods, 1967, 51 (1): 109-116.
- [14] 张英振. 自给能堆芯中子探测器绝缘体空间电荷初步探讨 [J]. 核动力工程, 1980 (03): 171-177.

Mathematical Model for Calculating Sensitivity of Self-powered In-core Neutron Detectors with β Decay

Yu Jiasi

(Ministry of Ecology and Environment of the People's Republic of China, Beijing 100006, China)

Abstract: In this paper, a perfect mathematical model for calculating the sensitivity of Rh and V self-powered in-core neutron flux detectors is introduced. Its characteristic is that the contribution of epi-thermal resonance neutrons to the sensitivity of Rh detectors is considered. In this paper, an alternative formula for calculating the effective neutron cross section of ^{103}Rh is proposed, and the feasibility and scientificness of the alternative formula are demonstrated and analyzed. In this paper, the track-length probability function of an isotropic and uniform surface source passing through the cylindrical emitter is given. Using the mathematical model presented in this paper, the sensitivity of the Rhodium and Vanadium self-powered core neutron detectors for light water reactors is calculated and compared with the experimental results. The results show that the model is scientific and feasible.

Key words: self-powered; detectors; sensitivity; mathematical model

(责任编辑: 徐晓娟)

中核建中召开2023年度工作会议：全面贯彻落实党的二十大精神 在新征程上奋力谱写公司高质量发展新篇章

2月10日,中核建中召开2023年度工作会议暨十一届七次职工代表大会,深入学习贯彻党的二十大精神 and 中央经济工作会议精神,落实中核集团和中国原子能年度工作会议要求,总结公司2022年度各项工作,分析内外发展形势,明确年度工作思路,安排部署2023年工作。会议号召广大干部职工要高举习近平新时代中国特色社会主义思想伟大旗帜,大力弘扬“两弹一星”精神和“四个一切”核工业精神,积极践行“强核报国 创新奉献”新时代核工业精神,在新征程上坚持为党工作、为国担当,同舟共济、勇毅前行,埋头苦干、拼搏实干,在新征程上奋力谱写公司高质量发展新篇章,为中核集团“三位一体”战略和中国原子能“四位一体”现代化产业格局建设作出新的更大的贡献!

公司党委书记、董事长张杰作了题为《全面贯彻落实党的二十大精神 在新征程上奋力谱写公司高质量发展新篇章》的年度工作报告。公司总经理、党委副书记俞江主持会议,总会计师吴来水,纪委书记陈建宏,副总经理、总工程师彭海青,副总经理邓话、李磊、那保国出席大会。

张杰指出2022年公司认真贯彻落实中核集团、中国原子能年度工作部署,新班子团结带领全体干部职工坚持“马上就办、一抓到底”的务实作风,战高温,抗疫情,促生产,抓项目,惠民生,保安全,化不利为有利,变不可能为可能,高质量、高标准、高效率完成了年度各项工作,荣获中核集团业绩突出贡献奖,位列中国原子能MKJ考核第一名。

张杰强调,自党的十八大以来,以习近平同志为核心的党中央高度重视核工业发展,作出一系列重要指示批示和重大决策部署。党的

二十大深刻阐述了中国式现代化的本质要求和战略安排,指出要加快规划建设新型能源体系,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。发展是第一要务。我们必须牢牢抓住宝贵机遇,系统研究谋划未来产业发展,坚持以我为主,依托新基地,按照“统筹规划、分步实施、适度超前”的总体思路,遵循“集中化布置、集约化管控、数智化运营”的建设原则,打造两个核燃料元件产业基地,满足积极有序发展核电需求,推动公司未来高质量、可持续发展。

张杰指出,2023年是公司以实干实绩全面贯彻落实党的二十大精神的第一年,也是落实“十四五”规划承上启下的关键一年。我们要认真贯彻落实中核集团、中国原子能两级工作会议部署,落实中核集团“创新优化年”相关要求,紧扣公司实际和发展特征,强化使命意识和责任担当,坚持稳中求进工作总基调,坚持系统观念,以高质量党建为统领,聚焦服务国家战略,加快能力建设,深化改革创新,强化精细化管理,抓实风险管控,着力提质增效,全面完成2023年各项工作任务,在新征程上奋力谱写公司高质量发展新篇章。

对2023年和下一步工作,张杰要求:

一是坚持服务国家,筑牢强国基石,夯实发展新根基;二是坚持规划引领,加快能力建设,迈向发展新征程;三是坚持创新驱动,强化科技攻关,提升发展竞争力;四是坚持深化改革,夯实管理根基,塑造发展新优势;五是坚持人才强企,强化队伍建设,注入发展新活力;六是坚持成本领先,强化市场开拓,打开发展新空间;七是坚持底线思维,强化风险防范,维护发展新局

面；八是坚持党的领导，加强党的建设，凝聚发展新合力。

俞江就贯彻落实会议精神提出三点要求：

一是要聚焦当前形势任务，在机遇和挑战中精准把握工作方向和重点，围绕全年目标任务，谋深抓早、精准发力、跑步前行、跳起摸高，在真抓和实干中奋力实现公司发展新提升；二是要坚持系统思维和战略规划引领，健全机制压实责任，全力以赴推进能力建设、科技创新、管理提升、降本增效、风险防范等方面重点难点工作，在全面改革创新中开创公司发展新局面；三是要知重负重、奋勇争先，用指标说话，凭成绩论英雄，全力推动各项工作提质增效，以时不我待的紧迫感和只争朝夕的精气神，在新时代、新征程上展现新作为、创造新业绩，奋力谱写公司高质量发展新篇章。

会议充分发扬民主精神，体现民主协商、民主决策、民主管理，各职工代表积极审议，共商企业改革发展大计。与会职工代表经过充分酝

酿，表决通过了《关于终止和补选公司第十一届职代会部分代表资格的报告》《关于审议通过公司2023年度工作报告的决议》《公司职级发展体系管理办法》《公司薪酬管理办法》、公司“四个集体合同”等14项议案。会议还听取了2022年度财务预决算及业务招待费使用情况、企业年金管理及员工福利费使用情况、职工教育培训经费使用情况汇报。

会上宣读了2022年公司获得的主要荣誉，对2022年度先进单位、先进生产工作者、疫情防控先进单位、先进个人等进行了表彰并颁奖。

会议期间还签订了2023年度公司经营业绩考核责任书。

会议在激昂嘹亮的中核集团新司歌《祖国需要我》传唱声中落幕。

公司中层干部、基层工会主席、劳动模范、高层次技术人才、高层次技能人才、青年科技人才代表、受表彰的先进代表、职工代表等相关人员参加了会议。

《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电发生器退役的风险和环境影响评价 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 33-47.
- [8] 董晓璐, 丁超, 刘鹏, 等. 核电人员可靠性分析方法综述和发展趋势 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 48-55.
- [9] 孙树海, 赵力, 郑丽馨, 等. 核电厂异常重要性判定 (SDP) 方法及其应用 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 56-62+69.
- [10] 李海龙, 徐宇, 董晓璐, 等. 基于抗震鉴定试验的开关柜的抗震裕度分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 63-69.
- [11] 李勇, 吕科锋, 陈刘利, 等. 铅基研究堆燃料组件阻力特性模拟实验与分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 70-74+81.
- [12] 孔静, 张奇, 应亮, 等. 压水堆核电厂应对全厂断电的电源设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 75-81.
- [13] 肖增光, 孙雪霆, 陈林林, 等. 安全壳内气溶胶沉积试验的浓度测点设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (1): 82-85+94.
- [14] 尹训强, 袁文志, 王桂莹. 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. 核电厂应急补水箱 (ASG) 地震响应对比分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 48-54.
- [10] 逯馨华, 张红见, 魏方欣, 等. 核电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.
- [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] 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}Np 制备 ^{238}Pu 研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 78-83.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 中国散裂中子源辐射安全联锁门禁系统的设计 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 84-89+94.
- [16] 赵勇. 核电厂堆芯补水箱抗震分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 90-94.

2018 年第一期

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

- [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

2018年第二期

- [1] 姜子英. 浅议核能、环境与公众[J]. 核安全, 2018, 17(2): 1-5.
- [2] 张露, 汪洋, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址无限制开放利用[J]. 核安全, 2018, 17(2): 6-10.
- [3] 王娅琦, 李世欣, 庄少欣, 等. 浅谈美国核管会反应堆监督管理体系[J]. 核安全, 2018, 17(2): 11-17.
- [4] 刘宇, 崔贺铎, 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核电站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}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大修进度管理方法研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 44-55.
- [11] 张仰程. 运行技术规范中的一回路压力定值 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 56-60.
- [12] 刘运陶, 吕丹, 赵善桂, 等. 核燃料循环设施高效空气过滤器使用问题的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 61-65.
- [13] 张博平, 初永越, 黄志超, 等. 《改进核电厂维修有效性的技术政策(试行)》的解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 66-71.
- [14] 刘宇生, 薛艳芳, 马帅, 等. 热工水力验证试验评价的关键问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 72-78.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 一种硼中子俘获治疗装置的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 79-84.
- [16] 刘单, 陈祥磊, 毕明德, 等. 民用核安全辐射监测设备十年发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 85-90.
- [17] 王宏印, 毕涛, 宋东风, 等. 设备产业链质量管理评估标准的研究与建立 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 91-94.

2019 年第一期

- [1] 陈瑾, 程亮, 马欢欢, 等. 核安全监管能力建设基本框架构建研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 1-7.
- [2] 张志强, 林继德, 马培锋, 等. 核电设备监理实践中的合作共赢模式 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 8-12.
- [3] 盛朝阳, 路燕, 高晨, 等. ASME 规范的设计安全系数及调整因素 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 13-16.
- [4] 肖军, 曾广建, 汪宏峰, 等. 废旧放射源收贮车防范系统的设计及建议 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 17-23.
- [5] 刘燕芳, 赵兵, 李楠, 等. RCA 方法在某核电站设备故障分析中的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 24-30.
- [6] 蔡振, 梅金娜, 韩姚磊, 等. 蒸汽发生器完整性评估的现状与展望 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 31-39.
- [7] 马谷剑, 陈平. 福清核电厂安全壳的老化管理 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 40-46.
- [8] 尹剑航, 苏小雨, 胡宇航. 核电厂运行值绩效观察的评估标准 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 47-52.
- [9] 孙琳, 浦晨晨, 闫雄伟. $\times\times$ 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 γ 能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余

- 热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

2019年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.
- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等. γ 射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (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, 潘昕悻, 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 γ 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. 模块式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, 苒瑾. ^{60}Co 辐照装置退役存在的问题及解决对策 [J]. 核安全, 2020, 19 (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. 压水堆核电厂氟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评审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. 美国核安全管理体制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技术分析 & 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. 滨海压水堆核电站冷源安全研究 [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. 浅析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 γ 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 γ 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 γ 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, 熊骁, 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, 李昀, 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 α 、总 β 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手套箱内氦运输模拟研究[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排期计划研究[J].核安全, 2022, 21(5): 81-87.
- [14] 张华, 陈志东, 徐润龙, 等. 环境 γ 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.

四个重大转变

实现由重点整治到系统治理的重大转变

实现由被动应对到主动作为的重大转变

实现由全球环境治理参与者到引领者的重大转变

实现由实践探索到科学理论指导的重大转变



干净、清澈、阳光、生机——海南昌江核电厂
摄影：周晨曦 海南核电有限公司



五个重大关系

正确处理高质量发展和高水平保护的关系

正确处理重点攻坚和协同治理的关系

正确处理自然恢复和人工修复的关系

正确处理外部约束和内生动力的关系

正确处理“双碳”承诺和自主行动的关系

凤舞九天

摄影：孙寿斌 大亚湾核电运营管理有限公司

