

# 核安全

## NUCLEAR SAFETY

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

版权所有 未经许可 不得转载

如发现印刷、装帧等刊物质量问题请与发行部联系。  
声明：本刊与网络数据库合作，以数字化方式传播本刊全文。作者著作权使用费与本刊稿酬一次性给付，不再另行发放。作者如不同意将文章入编，投稿敬请说明。

2024年第2期 总第97期

双月刊 公开发行

2024年4月30日出版

阅读·检索



关于·我们



《核安全》微信公众号



生态环境部  
核与辐射安全中心



《核安全》杂志  
微信公众号



《核安全》杂志  
官方微博

# 《核安全》编委会

## 编委会主任

王大中  
清华大学·科学院院士·副主席

## 编委会副主任

于俊崇  
中国核动力研究设计院·工程院院士

陈佳洱  
北京大学·科学院院士

叶奇蓁  
秦山核电集团筹备组·工程院院士

林忠钦  
上海交通大学·工程院院士

孙玉发  
中国核动力研究设计院·工程院院士

郑建超  
中国广核集团有限公司·工程院院士

吴祖泽  
军事医学科学院·科学院院士

魏炳波  
西北工业大学·科学院院士

(按姓氏笔画排序)

## 编委会委员

于涛

王为

田文喜

史克亮

刘非

张庆贤

陈义学

周涛

顾汉洋

黄小桁

蒋诗平

程琦福

谭思超

叶延程

## ◆ 监督管理

- 1 关于依法监管核电企业集团落实核安全主体责任的思考·····陈威,朱伟儒,张阳,等

## ◆ 辐射安全

- 5 不同类型居民饮用水天然放射性核素特性分析·····郭小敏,陈文涛,李美丽,等  
12 SPRR-300反应堆生物屏蔽层剂量场三维仿真·····但贵萍,樊英武,陈明,等

## ◆ 核电厂实践

- 17 核电厂电动消防水泵检修停役时间延长导致的电厂风险包络评价·····颜珍,王文升,高巍  
22 核电厂运行人员工作沟通能力提升探索和实践·····陈浩明,张占英,陈学宝  
29 非能动核电厂SBO事故风险重要序列耦合定量化·····杜芸,刘镒,卓钰铨,等  
37 海地瓜聚集行为对核电厂冷源的风险分析·····鲁超,郭玉臣,刘炜,等  
45 反应堆运行工况下SiC复合包壳的多物理场耦合性能分析·····肖玲,卢志威,武海龙,等

## ◆ 研究与探讨

- 54 滨海核设施核安保威胁分析及应对策略·····李乐,陈登科,葛帅  
59 核级17-4PH不锈钢小型部件去污与热老化评估·····李乾武,陈开,万璟,等  
65 基于钠冷快堆的超临界二氧化碳双透平发电系统·····潘霖霖,杜海鸥  
72 液态铅铋合金氧计探头设计及优化·····王亮,石建业,常海军,等  
79  $\beta$ 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度K因子研究·····于稼驷

## ◆ 参考文献

- 95 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑:徐晓娟)

- 1 Reflections on the Legal Supervision of Nuclear Power Enterprise Groups' Implementation of Main Responsibilities  
(Chen Wei, Zhu Weiru, Zhang Yang, Yue Han)
- 5 Analysis of Natural Radionuclide Characteristics of Drinking Water for Different Types  
(Guo Xiaomin, Chen Wentao, Li Meili, Sun Xunjie, Jiang Lan, Chen Shuiguang)
- 12 Three-dimensional Simulation of SPRR-300 Reactor Biological Shielding Layer Dose Field  
(Dan Guiping, Fan Yingwu, Chen Ming, Chen Shi, Zhang Penghao, Zeng Junhui)
- 17 Bounding Assessment of the Risk for the Fire Protection Motor Pump Maintenance Outage Time Extension in Nuclear Power Plant  
(Yan Zhen, Wang Wensheng, Gao Wei)
- 22 Exploration and Practice of Improving the Work Communication Ability of Nuclear Power Plant Operators  
(Chen Haoming, Zhang Zhanying, Chen Xuebao)
- 29 Coupling Quantification of SBO Risk Significant Sequences of Passive NPP  
(Du Yun, Liu Di, Zhuo Yucheng, Zhang Qinfang)
- 37 Risk Analysis of the Aggregation Behavior of Acaudina Molpadioides on Nuclear Power Plant Cold Source  
(Lu Chao, Guo Yuchen, Liu Wei, Zheng Biqi, Huang Qingze, Wang Heng, Cheng Hong, Huan Feng)
- 45 Multiphysics Analysis of Advanced Fuel Performance With SiC Cladding Under normal Operating Conditions in a Light Water Reactor  
(Xiao Ling, Lu Zhiwei, Wu Hailong, Xue Jiexiang, Liao Yehong)
- 54 Threats Analysis and Countermeasures of Coastal Nuclear Facilities on Nuclear Security  
(Li Le, Chen Dengke, Ge Shuai)
- 59 Decontamination and Thermal Aging Evaluation of Small Nuclear Grade 17-4PH Stainless Steel Components  
(Li Qianwu, Chen Kai, Wan Jing, Shi Fangjie, Yang Guangyu)
- 65 Supercritical Carbon Dioxide Double Turbine Cycle based on Sodium-cooled Fast Reactor  
(Pan Linlin, Du Haiou)
- 72 Optimization Design of Oxygen Meter Probe for Liquid Lead Bismuth Alloy Oxygen Measurement  
(Wang Liang, Shi Jianye, Chang Haijun, Qin Tao)
- 79 Study on Sensitivity K Factor of Self-powered Detector with  $\beta$  Decay  
(Yu Jiasi)

陈威,朱伟儒,张阳,等.关于依法监管核电企业集团落实核安全主体责任的思考[J].核安全,2024,23(2):1-4.

Chen Wei, Zhu Weiru, Zhang Yang, et al. Reflections on the Legal Supervision of Nuclear Power Enterprise Groups' Implementation of Main Responsibilities [J]. Nuclear Safety, 2024, 23 (2): 1-4.

# 关于依法监管核电企业集团落实核安全主体责任的思考

陈威<sup>1</sup>, 朱伟儒<sup>1</sup>, 张阳<sup>1</sup>, 岳晗<sup>2</sup>

(1. 生态环境部华东核与辐射安全监督站, 上海 200233; 2. 华能霞浦核电有限公司, 宁德 355100)

**摘要:** 本文从落实依法治核和履行安全责任两方面论述了对核电企业集团开展核安全监管的必要性; 通过对国家法规及国务院相关部委文件要求的分析, 梳理了核电企业集团的职责要求, 探索了如何建立对核电企业集团的核安全监管机制, 提出了对核电企业集团开展核安全监管的方式方法。

**关键词:** 依法监管; 核电企业集团; 核安全监管; 主体责任

**中图分类号:** X **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 02-0001-04

党的二十大报告指出,坚持统筹发展核安全,积极安全有序发展核电。核安全是国家安全的重要组成部分,必须提高政治站位,加强核安全监管。在我国核能发展新时期,核动力厂控股的企业集团(以下简称核电企业集团)在确保核安全方面承担着越来越重要的角色,《核动力厂管理体系安全规定》也将核电企业集团列为监管对象。因此,如何依法监管核电企业集团、落实核安全主体责任成为了必须思考的课题。

## 1 监管必要性

### 1.1 落实依法治核的刚性要求

核安全监管是一个执法过程,因此必须依法监督<sup>[1]</sup>。根据《核动力厂管理体系安全规定》要求,核电企业集团应当加强核动力厂营运单位人员配置、核安全管理和财务保障,建立

和实施有效的监督和考核制度。如果核电企业集团未能履行上述职责,则由国务院核安全监督管理部门责令限期整改,并对其主要负责人进行约谈,约谈结果应当向社会公开。作为核安全监管部门,必须严格贯彻实施核安全法规要求,对核电企业集团开展监督检查,确保其法定责任得到有效落实。

### 1.2 履行安全责任的前提保障

《中华人民共和国核安全法》规定,核设施营运单位对核安全负全面责任,应当具备保障核设施安全运行的能力,并明确了安全管理、人员配置、财务保障等相关符合条件。对核设施营运单位来说,其责任是全面的、全方位的,但在人财物等方面又受制于核电企业集团,该现象反映了核电企业集团管得多、无责任,不符合“责权利一致”的原则<sup>[2]</sup>。因此,鉴于当前核电企业集团的管理模式,作为集团二级或三级企

收稿日期: 2023-11-15 修回日期: 2023-12-29

作者简介: 陈威 (1981—), 男, 学士, 现主要从事核安全监管工作

业的核设施营运单位,如果没有核电企业集团的全面支持和资源保障,就会在有效履行核安全全面责任方面面临巨大挑战。

## 2 监管机制思考

### 2.1 坚持依法监管,厘清职责,守牢底线

依法监管是基本要求,厘清职责是前提。目前,除了《核动力厂管理体系安全规定》对核电企业集团职责进行要求,国务院相关部委文件也对核电企业集团的职责提出了进一步要求。国务院核安全监管部应以法规文件要求为底线,确保核电企业集团主体责任得到有效落实。

#### 2.1.1 通用要求

(1) 根据《核动力厂管理体系安全规定》第四十四条规定,核电企业集团应为核动力厂营运单位人员配置、核安全管理和财务保障提供支持和便利,建立合理有效的监督和考核制度,督促营运单位履行安全责任。如果核电企业集团未能履行上述职责,则由国务院核安全监督管理部门责令限期整改,并对其主要负责人进行约谈,约谈结果应当向社会公开。

(2) 根据《关于进一步加强核电运行安全管理的指导意见》(发改能源〔2018〕765号)、《核电行业安全质量提升行动计划(2022—2025年)》(发改能源〔2022〕757号)要求,核电企业集团应落实的责任见表1。

表1 核电企业集团通用职责要求

Table 1 General responsibility requirements for nuclear power enterprise groups

职责类型	职责要求
安全质量责任体系	将核电安全质量管理情况纳入核电集团公司绩效考核,严格落实党政同责。
安全质量管理机构和资源配置	配强集团总部和各级企业安全质量管理机构,保障人员编制和经费投入,同时组织开展年度核安全风险评和核应急能力评估,建立核安全、核应急规划有关督促落实机制。
防人因失误智能化改造	组织所属核电厂聚焦预防人因失误,制定智能化改造工作方案,在1~2家核电厂开展试点示范,并逐步推广应用。

续表

职责类型	职责要求
安全管理和监督检查	建立完善核电厂自我监督、核电集团监督指导的监督体系,提升企业内部监督的有效性,形成自我检查、整改、提升的良性循环和长效机制。
安全文化提升	组织设计、制造、建设、运行等有关单位,每年组织开展为期1个月的核安全警示教育活动。
防造假制度建设	对在建工程和在运项目建立多层预防造假机制,严格承包商准入管理和控制施工单位分包活动,同时加强质量保证部门和监理单位的独立性和权威性,完善质量保证体系,充分发挥营运单位、工程公司、监理单位等多层次把关作用。

#### 2.1.2 核电厂建造阶段要求

根据《关于加强核电工程建设质量管理的通知》(国能发核电〔2020〕68号)、《核电行业安全质量提升行动计划(2022—2025年)》(发改能源〔2022〕757号)要求,核电企业集团在核电厂建造阶段应落实的责任见表2。

表2 核电企业集团建造阶段职责要求

Table 2 Construction phase's responsibility requirements for nuclear power enterprise groups

职责类型	职责要求
工程质量责任制	按照各自职责对所承担的核电工程质量负有终身责任,对核电工程质量负有领导责任;建立核电建设全面质量管理体系,明确界定总部职能部门和下属单位的质量责任;建立和实施质量责任追究制度,组织各参建单位签订质量终身责任承诺书;建立核电工程质量总监派驻制度。
工程建设过程质量管理	建立核电项目建设各阶段评估标准和机制,组织开展各阶段开工前准备工作和执行效果评估;在项目主体工程施工前,确保施工图满足工程进展需求,避免“三边工程”。

#### 2.1.3 核电厂运行阶段要求

根据《关于进一步加强核电运行安全管理的指导意见》(发改能源〔2018〕765号)要求,核电企业集团在核电厂运行阶段应落实的责任见表3。

表3 核电企业集团运行阶段职责要求  
Table 3 Operation phase's responsibility requirements for nuclear power enterprise groups

职责类型	职责要求
核安全文化建设	制定并公示主要负责人核安全文化行为准则;坚持保守决策,以审慎保守的态度处理安全相关问题;授予安全岗位相适应的权力;建立容错机制;制定核安全文化建设指导方案和评价指标体系。
安全生产主体责任	对核电厂考核时,应加强安全行为导向;健全激励约束机制,研究建立以安全绩效为引导的动态薪酬管理制度;建立安全生产责任追究制度,明确违章操作等红线行为。
设备可靠性管理	逐步建立关键设备全寿期管理平台和可靠性数据库。
建立经验反馈体系	建立统一经验反馈体系,实现集团内经验反馈信息的互联互通。
网络安全管理	加强网络安全能力建设,研究建立核电厂网络安全实验室、工控系统测试平台等基础设施。

## 2.2 坚持守正创新,严格监管,压实责任

### 2.2.1 完善监管体系,制定针对性监管制度

根据《中华人民共和国核安全法》《核动力厂管理体系安全规定》要求,国家核安全局(以下简称 NNSA)及地区监督站作为核安全监管部 门,应及时修订完善核动力厂监督检查大纲等核安全监管文件,明确将核电企业集团纳入监管体系。基于核电企业集团职责,结合现行国家核安全监管机制,本文探索了针对核电企业集团的检查主体、方式、频次等检查机制,见表 4。

表4 核电企业集团检查机制  
Table 4 Inspection mechanism for nuclear power enterprise groups

职责类型	检查方式 / 频次	检查主体
法定职责	例行 / 年度	NNSA
安全质量责任体系	例行 / 年度	NNSA
安全质量管理机构建设和资源配置	例行 / 年度	NNSA
防人因失误智能化改造	例行 / 年度	NNSA
安全管理和监督检查	例行 / 年度	地区监督站

续表

职责类型	检查方式 / 频次	检查主体
安全文化提升	日常 / 年度	地区监督站
防造假制度建设	例行 / 年度	地区监督站
工程质量责任制	例行 / 年度	NNSA
工程建设过程质量管理	例行 / 年度	地区监督站
核安全文化建设	例行 / 年度	NNSA
安全生产主体责任	例行 / 年度	NNSA
设备可靠性管理	例行 / 年度	NNSA
建立经验反馈体系	例行 / 年度	NNSA
网络安全管理	例行 / 年度	NNSA

### 2.2.2 强化成果运用,建立内外部问题通报机制

对于外部检查发现问题,监管部门应以适当形式通报行业主管部门、国有资产监督管理部门;对于违法行为,监管部门应严格执法并依法公开;同时,督促核电企业集团主动公开内部监督、质保检查、同行评估等结果。

### 2.2.3 加强对话交流,营造透明开放生态

建立定期工作汇报机制,核电企业集团应及时向核安全监管部 门反馈核安全重要相关工作。核安全监管部 门定期访谈核电企业集团高层,反馈监管意见和建议,及时推动监管要求的有效落实。

## 2.3 坚持系统观念,协同监管,多元共治

### 2.3.1 扩大核电厂内部监督外延,夯实核电企业集团监督主体责任

监管部门应督促核电企业集团配强总部安全质量管理机构,强化内部监督作用发挥;提升营运单位内部监督部门向核电企业集团的报告频度和数量<sup>[3]</sup>;联动企业内部纪检监察部门,提供问题线索,强化政治监督。

### 2.3.2 加强核安全监管,建立跨部门联合惩处问责机制

核安全监管、行业管理、国有资产监管部门建立联合监督机制,对造成严重后果的安全问题启动调查,对失职渎职行为进行问责,促进完善核电厂自我监督、企业集团监督指导的企业内部监督制度。

## 2.4 坚持问题导向,推动高质量发展

监管部门应聚焦核安全实践新问题、深层次问题,督促核电企业集团落实领导责任,发挥集团优势,从根本上解决问题。核电企业集团应引领核电产业链中的所有参与方发扬大团队的协作精神,有效发挥各部分的功能和作用<sup>[4]</sup>。如针对设备供应商造假问题,推动核电企业集团及各集团之间群防群控,发挥集团优势,从集团层面对涉事企业加强管理和惩处,避免营运单位的弱势局面,促进核电相关产业提升管理,推动核电高质量发展。

## 2.5 坚持全局谋划,协调并进,实现高水平安全

我们要学习贯彻落实党的二十大精神,统筹发展核安全,坚持全局性谋划。核安全监管部充分发挥国家核安全工作协调机制作用,加强部门间、领域间、央地间协调联动,推动解决监管难点问题<sup>[5]</sup>;建立核安全监管部与核电企业集团年度对话机制,推动各核电企业集团建立高层交流机制,共享资源和平台,共同推进核安全治理水平,打造核安全命运共同体,实现高水平核安全。

## 3 结论

在我国核事业发展新阶段,需要构建严密的核安全责任体系,严格监督管理,建成与我国核事业发展相适应的现代化核安全监管体系。本文通过梳理核电企业集团的职责要求,探索建立对核电企业集团的核安全监管机制,补强了对核安全的全方位监管,落实了党中央关于加强核安全监管的要求,以达到坚持统筹发展核安全,持续推动核电积极安全有序发展。

### 参考文献

- [1] 李干杰,朱宏,周善元.关于核安全监管的几个问题[J].核安全,2004,(1):7-9.
- [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] 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.
- [4] 俞军.加强核电厂建造安全管理[J].中国核电,2012,5(2):134-139.
- [5] 生态环境部核设施安全监管司.深入贯彻落实核安全观持续推动核安全监管高质量发展[J].环境与可持续发展,2023,(3):51-54.

# Reflections on the Legal Supervision of Nuclear Power Enterprise Groups' Implementation of Main Responsibilities

Chen Wei<sup>1</sup>, Zhu Weiru<sup>1</sup>, Zhang Yang<sup>1</sup>, Yue Han<sup>2</sup>

(1. Eastern Office of the National Nuclear Safety Administration, Shanghai 200233, China; 2. Huaneng Xiapu Nuclear Power Co., Ltd., Ningde 355100, China)

**Abstract:** The necessity of conducting nuclear safety supervision on nuclear power enterprise groups is discussed from two aspects: Implementing the Legal Supervision of Nuclear and fulfilling safety responsibilities; By analyzing the requirements of national regulations and relevant ministerial documents of the State Council, sorted out the responsibilities and requirements of nuclear power enterprise groups, explored how to establish a nuclear safety supervision mechanism for nuclear power enterprise groups, proposed ways and methods for conducting nuclear safety supervision for nuclear power enterprise groups.

**Key words:** Legal supervision; Nuclear power enterprise group; Nuclear safety supervision; Principal responsibility

(责任编辑:许龙飞)



郭小敏,陈文涛,李美丽,等. 不同类型居民饮用水天然放射性核素特性分析[J]. 核安全,2024,23(2):5-11.

Guo Xiaomin, Chen Wentao, Li Meili, et al. Analysis of Natural Radionuclide Characteristics of Drinking Water for Different Types [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(2): 5-11.

## 不同类型居民饮用水天然放射性核素特性分析

郭小敏, 陈文涛\*, 李美丽, 孙勋杰, 蒋 岚, 陈水广

(广东省环境辐射监测中心, 广州 510300)

**摘要:** 为探究不同类型饮用水源中天然放射性核素的差异性, 本文对某地区地下水、地表水(河流水、水库水)集中式饮用水源中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 、 $U_{\text{天然}}$ 、 $Th_{\text{天然}}$ 、 $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{40}\text{K}$ 、 $^{210}\text{Pb}$ 、 $^{210}\text{Po}$ 放射性活度浓度进行监测分析。结果表明, 不同类型饮用水源中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 放射性水平及 $^{40}\text{K}$ 、 $^{226}\text{Ra}$ 等天然放射性核素含量呈一定规律性分布, 同时该地区饮用水中总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 均未超过GB 5749—2022《生活饮用水卫生标准》规定的限值(总 $\alpha \leq 0.5 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$ , 总 $\beta \leq 1 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$ ), 该地区饮用水源辐射环境状况安全可控。

**关键词:** 饮用水源; 放射性; 天然核素; 差异性

**中图分类号:** X837 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)02-0005-07

水是生命之源,是人类赖以生存的根本保障。饮用水中可能含有对人类健康有危害的放射性物质。

世界卫生组织《饮用水水质准则》(第四版)中指出,居民饮用水放射性初筛指标为:总 $\alpha \leq 0.5 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$ 、总 $\beta \leq 1 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$ ,当某项初筛结果超过筛查水平,则需检测每种放射性同位素的活度浓度并与准则水平对比,准则明确了常见天然和人工放射性同位素的指导水平<sup>[1]</sup>。

我国《生活饮用水卫生标准》(GB 5749—2022)对居民饮用水中放射性指标的要求为:总 $\alpha \leq 0.5 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$ 、总 $\beta \leq 1 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$ 。当水中放射性同位素的活度浓度超过指导值(总 $\beta$ 放射性扣除 $^{40}\text{K}$ 后仍大于 $1 \text{ Bq} \cdot \text{L}^{-1}$ ),应对水中相应的核素进行分析和评价,以判定其能否饮用<sup>[2]</sup>。该标准并未给出具体放射性核素的限值。

饮用水源有地下水、河流水及水库水等,河流水和水库水等地表水最为常见。水中放射性核素通常以 $^{234}\text{U}$ 、 $^{230}\text{Th}$ 、 $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{210}\text{Pb}$ 、 $^{210}\text{Po}$ 等铀系长半衰期核素及 $^{40}\text{K}$ 为主。根据《全国集中式生活饮用水水源地水质监测实施方案》(环办函[2012]1266号)、《关于开展饮用水放射性监测与应急处置工作的通知》(环办[2014]45号)等,国内已对居民集中式饮用水源进行放射性监测若干年,如王福军等对甘肃省集中式饮用水水源做了放射性水平调查<sup>[3]</sup>。国内对饮用水源地放射性水平监测的研究较多,但对总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 的监测研究为主,对不同类型饮用水源(特别是地下水)的天然放射性核素含量的研究较少。

本项目以某水源类型较为丰富地区的居民集中式饮用水源为研究对象,探究了不同类型饮用水源中主要天然放射性核素的分布特性,

收稿日期: 2023-10-16 修回日期: 2023-10-20

作者简介: 郭小敏(1991—),男,助理工程师,大学本科,现主要从事辐射环境监测工作

\* 通讯作者: 陈文涛, E-mail: 547198715@qq.com

全面掌握了该地区集中式饮用水源辐射环境状况,同时为饮用水源放射性核素含量数据库提供一定的数据支持。

## 1 监测方法

### 1.1 样品采集及预处理

以水源类型较为丰富地区的居民主要集中式饮用水源为监测对象,分2021年上、下半年采样。样品采集点位共22个,其中地下水12个、水库水6个、河流水4个。样品采集及预处理

按照《辐射环境监测技术规范》(HJ 61—2021)和《水质采样技术指导》(HJ 494—2009)的相应要求执行,样品采集距分析时间不超过2个月。

在采样、运输和送样全流程中进行严格的样品管理,防止样品撒漏、混淆、交叉污染等。

### 1.2 分析仪器及方法

本文针对饮用水源中的总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 、 $U_{\text{天然}}$ 、 $Th_{\text{天然}}$ 、 $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{40}\text{K}$ 、 $^{210}\text{Pb}$ 、 $^{210}\text{Po}$ 等主要天然放射性指标做了较为全面的监测分析。分析设备及方法见表1。

表1 分析仪器及方法  
Table 1 Analytical instruments and methods

分析项目	测量仪器	分析方法
总 $\alpha$	MPC9604 低本底 $\alpha$ 、 $\beta$ 测量仪	《水质 总 $\alpha$ 放射性的测定 厚源法》(HJ 898—2017)
总 $\beta$		《水质 总 $\beta$ 放射性的测定 厚源法》(HJ 899—2017)
$^{210}\text{Pb}$		《水中铅-210的分析方法》(EJ/T 859—1994)
$^{210}\text{Po}$	OCTETE-PLUS $\alpha$ 能谱仪	《水中钋-210的分析方法》(HJ 813—2016)
$U_{\text{天然}}$	WGJ- III 微量铀分析仪	《环境样品中微量铀的分析方法》(HJ 840—2017)
$Th_{\text{天然}}$	723 C 分光光度计	《水中钍的测定实施细则作业指导书》(GERC-ZY-DL-07-45)
$^{226}\text{Ra}$	FD-125 氡钍分析仪	《水中镭-226的分析测定》(GB/T 11214—1989)
$^{40}\text{K}$	TAS-990 原子吸收分光光度计	《水中钾-40的分析方法》(GB/T 11338—1989)

### 1.3 质量保证

实验分析均使用符合国家标准分析纯化学试剂。对分析所用仪器设备均按规定进行校准、检定,并定期进行稳定性(本底、效率)检验,确保仪器正常可靠。各项目分析人员均持证上岗,确保监测数据合格有效。各项目分析仪器在刻度过程中用到的标准物质均可溯源至国家或国际标准。样品管理、数据记录及审核均严格按照《水质采样 样品的保存和管理技术规定》(GB 12999—1991)、《地表水和污水监测技术规范》(HJ/T 91—2019)和《辐射环境监测技术规范》(HJ 61—2021)及内部质控要求进行。

## 2 监测结果与分析

### 2.1 天然放射性核素监测结果及相关性分析

本次饮用水放射性水平监测结果见表2和

图1。结果表明,总 $\alpha$ 、总 $\beta$ 放射性水平范围分别为 $<0.018\sim 0.162\text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ 和 $0.039\sim 0.423\text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ ;  $U_{\text{天然}}$ 、 $Th_{\text{天然}}$ 含量范围分别为 $<0.02\sim 0.24\text{ }\mu\text{g}\cdot\text{L}^{-1}$ 和 $0.06\sim 0.15\text{ }\mu\text{g}\cdot\text{L}^{-1}$ ;  $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{210}\text{Pb}$ 和 $^{210}\text{Po}$ 放射性水平范围分别为 $4.2\sim 53.5\text{ mBq}\cdot\text{L}^{-1}$ 、 $<1.2\sim 18.7\text{ mBq}\cdot\text{L}^{-1}$ 和 $<0.2\sim 10.6\text{ mBq}\cdot\text{L}^{-1}$ ;  $^{40}\text{K}$ 放射性水平范围为 $0.066\sim 0.369\text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ 。所调查样品放射性分析结果满足《生活饮用水卫生标准》(GB 5749—2022)和《地下水质量标准》(GB/T 14848—2017)中有关的放射性指标要求(总 $\alpha\leq 0.5\text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ ,总 $\beta\leq 1\text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ );其中, $U_{\text{天然}}$ 和 $Th_{\text{天然}}$ 含量、 $^{226}\text{Ra}$ 和 $^{40}\text{K}$ 放射性水平与《全国环境天然放射性水平调查研究(1983—1990年)概况》<sup>[4]</sup>的调查结果基本一致(监测结果小于探测限时,以探测限的1/2参与统计)。

表 2 饮用水放射性水平监测结果汇总  
Table 2 Drinking water radioactivity level monitoring results

样品 类型	监测 地点	采样 日期	总 $\alpha$ / (Bq·L <sup>-1</sup> )	总 $\beta$ / (Bq·L <sup>-1</sup> )	U <sub>天然</sub> / ( $\mu$ g·L <sup>-1</sup> )	Th <sub>天然</sub> / ( $\mu$ g·L <sup>-1</sup> )	<sup>226</sup> Ra/ (mBq·L <sup>-1</sup> )	<sup>40</sup> K/ (Bq·L <sup>-1</sup> )	<sup>210</sup> Pb/ (mBq·L <sup>-1</sup> )	<sup>210</sup> Po/ (mBq·L <sup>-1</sup> )
地下水	1-1#	上半年	0.077	0.254	<0.02	0.09	7.1	0.237	1.5	0.2
		下半年	0.154	0.249	<0.02	0.12	11.0	0.269	18.7	10.6
	2-1#	上半年	0.043	0.245	<0.02	0.08	4.2	0.310	1.6	0.3
		下半年	0.048	0.331	<0.02	0.10	6.7	0.369	3.5	2.6
	1-2#	上半年	0.077	0.212	<0.02	0.07	8.2	0.186	1.7	0.2
		下半年	0.069	0.207	<0.02	0.09	12.0	0.248	1.8	0.8
	2-2#	上半年	0.061	0.265	<0.02	0.10	6.1	0.235	<1.1	0.2
		下半年	0.102	0.284	0.02	0.11	11.0	0.296	<1.2	2.0
	3#	上半年	0.040	0.222	<0.02	0.06	4.5	0.227	<1.1	0.2
		下半年	0.071	0.215	<0.02	0.14	7.1	0.273	2.0	0.9
	4#	上半年	0.129	0.211	0.10	0.09	14.0	0.131	<1.2	0.4
		下半年	0.162	0.237	0.03	0.11	53.5	0.207	2.8	0.5
	5#	上半年	<0.018	0.159	<0.02	0.08	4.8	0.206	<1.1	0.5
		下半年	0.023	0.050	0.09	0.08	10.2	0.245	<1.2	0.4
	6#	上半年	<0.025	0.235	<0.02	0.07	5.3	0.225	-	-
		下半年	0.037	0.170	0.22	0.10	6.5	0.216	1.5	0.8
	7#	上半年	<0.024	0.184	0.02	0.08	6.5	0.176	3.4	1.6
		下半年	0.019	0.169	0.14	0.08	9.2	0.240	1.8	0.3
	8#	上半年	0.047	0.213	<0.02	0.10	13.0	0.166	1.9	0.9
		下半年	0.043	0.284	<0.02	0.11	33.0	0.236	3.3	1.7
9#	上半年	0.028	0.181	<0.02	0.13	9.5	0.172	-	-	
	下半年	0.036	0.202	<0.02	0.07	20.0	0.273	<1.2	0.3	
10#	上半年	0.044	0.084	0.06	0.07	13.0	0.085	-	-	
	下半年	0.073	0.143	0.05	0.11	26.5	0.172	3.4	0.4	
水库水	1#	上半年	0.059	0.180	0.04	0.06	11.0	0.220	<1.2	0.3
		下半年	<0.022	0.166	0.13	0.11	16.0	0.237	<1.3	0.8
	2#	上半年	0.024	0.092	<0.02	0.09	13.0	0.184	<1.3	0.5
		下半年	0.018	0.176	0.12	0.09	13.0	0.234	1.5	<0.2
	3#	上半年	0.029	0.164	<0.02	0.12	5.1	0.172	2.5	0.8
		下半年	<0.020	0.177	0.07	0.09	6.1	0.240	1.8	1.2
	4#	上半年	0.018	0.153	<0.02	0.09	9.9	0.133	2.2	1.1
		下半年	0.035	0.155	0.10	0.12	12.0	0.237	2.0	0.9
	5#	上半年	0.039	0.039	<0.02	0.12	6.8	0.081	2.6	1.3
		下半年	0.053	0.079	0.05	0.12	9.5	0.092	3.9	1.5
	6#	上半年	0.025	0.052	<0.02	0.10	5.1	0.066	3.5	2.4
		下半年	0.025	0.061	0.03	0.09	4.6	0.116	2.1	0.5

续表

样品类型	监测地点	采样日期	总 $\alpha$ / (Bq·L <sup>-1</sup> )	总 $\beta$ / (Bq·L <sup>-1</sup> )	U <sub>天然</sub> / ( $\mu\text{g}\cdot\text{L}^{-1}$ )	Th <sub>天然</sub> / ( $\mu\text{g}\cdot\text{L}^{-1}$ )	<sup>226</sup> Ra / (mBq·L <sup>-1</sup> )	<sup>40</sup> K / (Bq·L <sup>-1</sup> )	<sup>210</sup> Pb / (mBq·L <sup>-1</sup> )	<sup>210</sup> Po / (mBq·L <sup>-1</sup> )
河流水	1#	上半年	0.016	0.133	0.04	0.08	9.5	0.166	1.0	0.2
		下半年	0.073	0.152	0.06	0.12	16.0	0.249	1.7	0.8
	2#	上半年	0.059	0.120	<0.02	0.15	12.0	0.176	2.6	0.3
		下半年	0.100	0.423	<0.02	0.09	24.0	0.232	<1.4	0.6
	3#	上半年	0.025	0.154	0.02	0.07	4.9	0.153	6.4	8.4
		下半年	0.039	0.191	0.09	0.07	9.4	0.240	<1.3	<0.2
	4#	上半年	<0.028	0.202	<0.02	0.10	5.4	0.216	1.9	0.3
		下半年	0.017	0.156	0.24	0.13	12.5	0.245	2.6	0.3
本次监测	最小值		<0.018	0.039	<0.02	0.06	4.2	0.066	<1.2	<0.2
	最大值		0.162	0.423	0.24	0.15	53.5	0.369	18.7	10.6
1983-1990年调查	最小值		-	-	0.01	0.01	0.5	0.001	-	-
	最大值		-	-	358.87	9.07	178.0	7.149	-	-
2021年广东其他地区	最小值		<0.012	0.039	<0.02	0.05	4.9	0.200	4.0	2.0
	最大值		0.082	0.195	0.75	0.15	9.6	0.219	5.1	2.3

注：“&lt;LLD”表示测量结果小于探测下限 LLD。

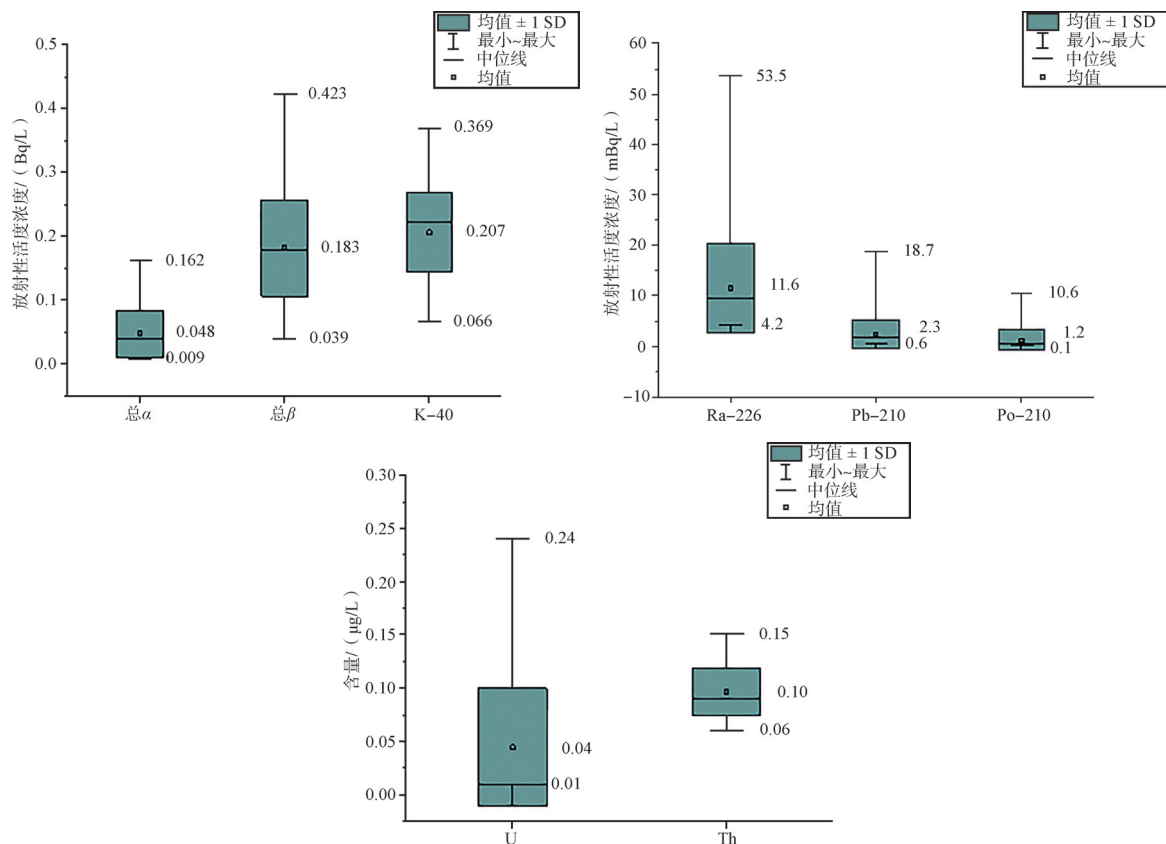


图 1 天然放射性核素监测结果

Fig.1 Natural radionuclide monitoring results

本文运用皮尔逊相关性分析法,利用统计产品与服务解决方案分析软件(以下统称 SPSS)对各天然放射性核素进行相关性分析,相关系数  $r$  的计算见公式(1),相关性分析结果见表3。可见,样品中总  $\alpha$  放射性水平与  $^{226}\text{Ra}$  含量、总  $\beta$  放射性水平与  $^{40}\text{K}$  含量相关性显著,这与饮用水中  $^{226}\text{Ra}$  是总  $\alpha$  的主要贡献之一, $^{40}\text{K}$  对总  $\beta$  的贡献则超过 50% 基本吻合;同时,样品中  $^{210}\text{Pb}$ 、 $^{210}\text{Po}$  活度浓度具有高度相关性。

$$r = \frac{\sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})(Y_i - \bar{Y})}{\sqrt{\sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2} \sqrt{\sum_{i=1}^n (Y_i - \bar{Y})^2}} \quad (1)$$

式中, $X_i$ 、 $Y_i$  分别为对应的分析项目数列。

## 2.2 各类型饮用水天然放射性核素特性及差异性比较

不同类型饮用水源天然放射性核素含量统计结果见表4。结果显示,地下水总  $\alpha$ 、总  $\beta$  放射性水平范围分别为  $<0.018\sim 0.162 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$  和  $0.050\sim 0.331 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ , 平均值分别为  $0.059 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$  和  $0.209 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ ; 江河水总  $\alpha$ 、总  $\beta$  放射性水平范围分别为  $<0.028\sim 0.100 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$  和  $0.120\sim 0.423 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ , 平均值分别为  $0.043 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$  和  $0.191 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ ; 水库水中总  $\alpha$ 、总  $\beta$  放射性水平范围分别为  $<0.022\sim 0.059 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$  和  $0.039\sim 0.180 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ , 平均值分别为  $0.029 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$  和  $0.124 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ 。地下水总  $\alpha$ 、总  $\beta$  放射性水平略高于江河水,明

显高于水库水。

表3 天然放射性核素间相关系数统计

Table 3 Statistics on correlation coefficients of natural radionuclides

分析项目	总 $\alpha$ , 总 $\beta$	总 $\alpha$ , $^{226}\text{Ra}$	总 $\alpha$ , $^{210}\text{Pb}$	总 $\beta$ , $^{40}\text{K}$	$^{210}\text{Pb}$ , $^{210}\text{Po}$
样品数	38	38	28	44	31
相关系数 $r$	0.489**	0.522**	0.530**	0.653**	0.896**
相关程度	中度 相关	中度 相关	中度 相关	中度 相关	高度 相关

\*\* : 在 0.01 级别(双尾),相关性显著。

地下水和江河水  $^{40}\text{K}$  放射性水平范围分别为  $0.085\sim 0.369 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$  和  $0.153\sim 0.249 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ , 水库水中  $^{40}\text{K}$  放射性水平最低,范围为  $0.066\sim 0.240 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ , 这与总  $\beta$  在不同类型水源中的分布规律一致且含量基本相当,也表明饮用水中  $^{40}\text{K}$  是总  $\beta$  来源的主要贡献。

地下水、江河水和水库水中  $U_{\text{天然}}$ 、 $Th_{\text{天然}}$  含量基本相当,三种类型饮用水源中  $U_{\text{天然}}$ 、 $Th_{\text{天然}}$  平均含量分别约为  $0.05 \mu\text{g}\cdot\text{L}^{-1}$ 、 $0.10 \mu\text{g}\cdot\text{L}^{-1}$ 。

地下水  $^{226}\text{Ra}$  放射性水平范围为  $4.2\sim 53.5 \text{ mBq}\cdot\text{L}^{-1}$ , 江河水  $^{226}\text{Ra}$  放射性水平范围为  $4.9\sim 24.0 \text{ mBq}\cdot\text{L}^{-1}$ , 湖库水  $^{226}\text{Ra}$  放射性水平范围为  $4.6\sim 16.0 \text{ mBq}\cdot\text{L}^{-1}$ ; 地下水与江河水  $^{226}\text{Ra}$  放射性水平相当,高于湖库水,这与总  $\alpha$  在不同类型水源中的规律一致,也表明饮用水中  $^{226}\text{Ra}$  是总  $\alpha$  的主要贡献之一。

表4 不同类型饮用水源地水质放射性水平测量结果

Table 4 Measurement of radioactivity levels of different types drinking water

分析项目	地下水		湖库水		河流水	
	范围值	平均值	范围值	平均值	范围值	平均值
总 $\alpha$ / ( $\text{Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ )	$<0.018\sim 0.162$	$0.059 \pm 0.085$	$<0.022\sim 0.059$	$0.029 \pm 0.029$	$<0.028\sim 0.100$	$0.043 \pm 0.064$
总 $\beta$ / ( $\text{Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ )	$0.050\sim 0.331$	$0.209 \pm 0.124$	$0.039\sim 0.180$	$0.124 \pm 0.110$	$0.120\sim 0.423$	$0.191 \pm 0.195$
$U_{\text{天然}}$ / ( $\mu\text{g}\cdot\text{L}^{-1}$ )	$<0.02\sim 0.22$	$0.04 \pm 0.10$	$<0.02\sim 0.13$	$0.05 \pm 0.09$	$<0.02\sim 0.24$	$0.06 \pm 0.16$
$Th_{\text{天然}}$ / ( $\mu\text{g}\cdot\text{L}^{-1}$ )	$0.06\sim 0.14$	$0.09 \pm 0.04$	$0.06\sim 0.12$	$0.10 \pm 0.04$	$0.07\sim 0.15$	$0.10 \pm 0.06$
$^{226}\text{Ra}$ / ( $\text{mBq}\cdot\text{L}^{-1}$ )	$4.2\sim 53.5$	$12.6 \pm 22.3$	$4.6\sim 16.0$	$9.3 \pm 7.5$	$4.9\sim 24.0$	$11.7 \pm 12.3$
$^{210}\text{Pb}$ / ( $\text{mBq}\cdot\text{L}^{-1}$ )	$<1.1\sim 18.7$	$2.6 \pm 7.6$	$<1.2\sim 3.9$	$1.9 \pm 2.4$	$<1.1\sim 6.4$	$2.2 \pm 3.7$
$^{210}\text{Po}$ / ( $\text{mBq}\cdot\text{L}^{-1}$ )	$0.2\sim 10.6$	$1.2 \pm 4.5$	$<0.16\sim 2.4$	$1.0 \pm 1.2$	$0.2\sim 8.4$	$1.4 \pm 5.7$
$^{40}\text{K}$ / ( $\text{Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ )	$0.085\sim 0.369$	$0.225 \pm 0.120$	$0.066\sim 0.240$	$0.168 \pm 0.134$	$0.153\sim 0.249$	$0.210 \pm 0.077$

对于单一核素,不同类型饮用水中该核素含量为独立样本且不呈正态分布,本文利用SPSS 非参数检验和 Mann-Whitney U 检验法对

不同类型饮用水中天然放射性核素活度浓度分布在统计学上的差异进行分析。不同类型饮用水源天然放射性核素含量差异性检验结果见表5。

表5 不同类型饮用水天然放射性核素显著性检验结果

Table 5 Results of natural radionuclide significance test for different types of drinking water

	总 $\alpha$	总 $\beta$	$^{40}\text{K}$	$\text{Th}_{\text{天然}}$	$^{226}\text{Ra}$	$^{210}\text{Pb}$	$^{210}\text{Po}$
地下水 - 水库水	<0.05	<0.01	<0.05				
地下水 - 河流水				> 0.05			
水库水 - 河流水				> 0.05			

单位:  $\text{Bq}\cdot\text{L}^{-1}$

可见,地下水与水库水中的总  $\alpha$ 、总  $\beta$ 、 $^{40}\text{K}$  放射性水平差异具有统计学意义 ( $p < 0.05$ )。其余天然放射性核素在不同类型饮用水中的差异不具有统计学意义,说明虽然地下水中的水-岩交换循环等作用可能使其中的天然放射性核素的含量有所增加,但在经过饮用水处置设施、工艺等的处理后,放射性核素的含量有所降低<sup>[5]</sup>且与地表水源中的含量基本相当。特别地,各类水体中总  $\beta$  放射性水平明显高于总  $\alpha$  放射性水平,且地下水与水库水中的总  $\beta$  放射性水平统计学差异幅度 ( $p < 0.01$ ) 大于总  $\alpha$  放射性水平的差异幅度,说明在用厚源法测量总放射性水平时  $\alpha$  射线穿透弱、自吸收效应较强的特性不容忽视<sup>[6]</sup>。

由上,地下水中总  $\alpha$ 、总  $\beta$ 、 $^{40}\text{K}$  等含量高于地表水中含量的原因可能与地质类型、水-岩交换循环等有关。地下井深度、土壤地质类型、地下水 pH 值等可能为地下水中放射性核素含量的影响因素,具体原因有待进一步研究。

### 3 结论

(1) 在地下水、水库水和河流水中,地下水天然放射性核素含量水平最高,河流水次之,地下水中放射性核素活度浓度较高的具体成因有待进一步研究;

(2) 各类水体中  $\text{U}_{\text{天然}}$ 、 $\text{Th}_{\text{天然}}$ 、 $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{210}\text{Pb}$ 、 $^{210}\text{Po}$ 、 $^{40}\text{K}$  等天然放射性核素监测结果未见异常,

$\text{U}_{\text{天然}}$ 、 $\text{Th}_{\text{天然}}$ 、 $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{40}\text{K}$  浓度与《全国环境天然放射性水平调查研究(1983—1990年)概况》调查结果基本一致,所有监测核素处于正常本地涨落范围内,表明该地区饮用水源辐射环境状况安全可控;

(3) 我国《生活饮用水卫生标准》(GB 5749—2022)对居民饮用水中放射性指标的要求:当放射性指标超过指导值(总  $\beta$  放射性扣除  $^{40}\text{K}$  后仍大于  $1 \text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ ),应对相应的核素进行分析和评价。具体放射性核素的限值及评价程序有待进一步明确。

### 参考文献

- [1] 世界卫生组织. 饮用水水质准则(第4版)[M]. 上海市供水调度监测中心, 上海交通大学, 译. 上海: 上海交通大学出版社, 2014.
- [2] 中华人民共和国市场监督管理总局. 生活饮用水卫生标准: GB 5749—2022[S]. 北京: 中国标准出版社, 2022.
- [3] 王福军, 张谈贵, 王海山, 等. 甘肃省集中式饮用水水源放射性水平调查(2017—2018年)[J]. 辐射防护, 2021, 41(2): 133—137.
- [4] 何振芸, 罗国桢, 黄家矩. 全国环境天然放射性水平调查研究(1983—1990年)概况[J]. 辐射防护, 1992, 12(2): 81—95.
- [5] Anon. Guidelines for drinking-water quality [J]. [s.n.], 2011.
- [6] 元恒振, 吕冬梅. 地下水天然放射性所致居民辐射剂量估算研究[J]. 地下水, 2019, 41(6): 18—20.

# Analysis of Natural Radionuclide Characteristics of Drinking Water for Different Types

Guo Xiaomin, Chen Wentao\*, Li Meili, Sun Xunjie, Jiang Lan, Chen Shuiguang

(Guangdong Environment Radiation Monitoring Center, Guangzhou 510300, China)

**Abstract:** In order to explore the features of natural radionuclides in different types of drinking water sources, the radioactivity concentrations of total  $\alpha$ , total  $\beta$ ,  $U_{\text{natural}}$ ,  $Th_{\text{natural}}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{210}\text{Pb}$  and  $^{210}\text{Po}$  in groundwater and surface water centralized drinking water sources in a certain area were monitored and analyzed. The results showed that the total  $\alpha$  and total  $\beta$  radioactivity levels and natural radionuclide contents such as  $^{40}\text{K}$  and  $^{226}\text{Ra}$  were regularly distributed in different types of drinking water sources, the total  $\alpha$  and total  $\beta$  in drinking water in the area did not exceed the limit values stipulated in GB 5749–2006 (total  $\alpha \leq 0.5$  Bq/L, total  $\beta \leq 1$  Bq/L), and the radiation environment of drinking water sources in this area was safe and controllable.

**Key words:** drinking water source; radioactivity; natural nuclides; difference

(责任编辑：徐晓娟)

但贵萍,樊英武,陈明,等.SPRR-300反应堆生物屏蔽层剂量场三维仿真[J].核安全,2024,23(2):12-16.

Dan Guiping, Fan Yingwu, Chen Ming, et al. Three-dimensional Simulation of SPRR-300 Reactor Biological Shielding Layer Dose Field [J].

Nuclear Safety, 2024, 23 (2): 12-16.

## SPRR-300反应堆生物屏蔽层剂量场三维仿真

但贵萍<sup>1</sup>, 樊英武<sup>1</sup>, 陈 明<sup>2</sup>, 陈 师<sup>1,\*</sup>, 张鹏昊<sup>1</sup>, 曾俊辉<sup>1</sup>

(1. 中国工程物理研究院核物理与化学研究所, 绵阳 621900; 2. 武汉核动力运行研究所, 武汉 430074)

**摘要:** 反应堆生物屏蔽层的拆除是反应堆退役阶段的重要任务之一, 生物屏蔽层辐射场的数字化可为反应堆退役中的辐射防护和废物管理提供重要信息。本文通过构建三维辐射场计算模型, 采用粒子输运计算程序 (MCNP) 获得了 SPRR-300 反应堆生物屏蔽层三维辐射剂量场; 运用 3Dmax、Pro/E 等建模工具建立了生物屏蔽层剂量场三维仿真场景和模型, 直观地展示了生物屏蔽层活度状况和剂量分布, 实现放射性水平分布可视化。

**关键词:** 生物屏蔽层; 剂量场; 三维剂量仿真; 反应堆退役

**中图分类号:** TL **文章标志码:** J **文章编号:** 1672-5360 (2024) 02-0012-005

反应堆生物屏蔽层是反应堆活性区与外环境的主要隔离层, 主要用于屏蔽来自反应堆的中子和  $\gamma$  射线, 降低反应堆大厅剂量水平, 通常采用高密度重混凝土浇灌而成<sup>[1,2]</sup>。在反应堆运行期间, 生物屏蔽层长期处于较高通量的热中子环境中, 活化程度高、核素种类多, 主要活化核素有 <sup>55</sup>Fe、<sup>60</sup>Co、<sup>63</sup>Ni 和 <sup>152</sup>Eu 等<sup>[2,3]</sup>。

SPRR-300 是一座研究堆, 其生物屏蔽层结构复杂、体积庞大, 总重约 1070 t。外层是 1.8 m 厚的重混凝土层, 且根据距活性区的距离远近, 由下向上分别使用了密度为 5.2 t/m<sup>3</sup>、4.5 t/m<sup>3</sup>、2.3 t/m<sup>3</sup> 的重混凝土。生物屏蔽层总高度为 7.6 m, 在最靠近活性区的堆池铝壳外围是一层高 2 m (从池底算起)、厚 200 mm、密度 5.2 t/m<sup>3</sup> 的“热屏”; “热屏”上依次是高 0.8 m、密度 4.5 t/m<sup>3</sup>, 高 4.8 m、密度 2.3 t/m<sup>3</sup> 的屏蔽层。屏蔽层内部

贯穿有水平孔道、斜孔道、热柱等构件。SPRR-300 堆生物屏蔽层俯视示意图如图 1 (单位为 mm) 所示。

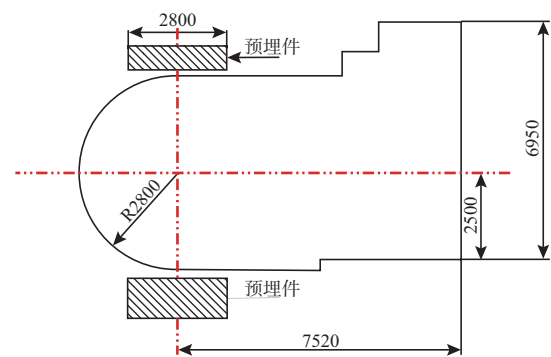


图 1 SPRR-300 堆生物屏蔽层外形俯视示意图

Fig.1 Top view of SPRR-300 reactor biological shielding layer

在 SPRR-300 退役中, 生物屏蔽层的拆除

收稿日期: 2023-07-26 修回日期: 2023-09-05

作者简介: 但贵萍 (1968—), 女, 研究员, 现主要从事核设施退役及三废处理工作

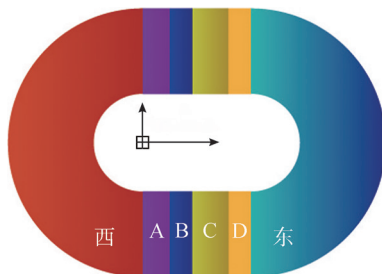
\* 通讯作者: 陈师, E-mail: 1024546756@qq.com



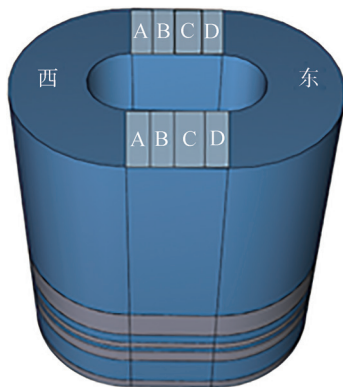
解体是一项重要内容。在退役实施前获得生物屏蔽层中辐射场的分布情况,并通过仿真方式使其可视化,可为反应堆生物屏蔽层退役方案的制定及退役实施提供重要技术支撑,有利于反应堆退役废物最小化的实现<sup>[2,4]</sup>。本文拟通过构建三维辐射场计算模型,采用粒子输运计算软件获得反应堆生物屏蔽层三维辐射剂量场;运用 3Dmax、Pro/E 建模工具建立生物屏蔽层三维场景的剂量场仿真场景和模型。

## 1 反应堆生物屏蔽层建模

本文以堆芯中心为原点,向东方向为 X 轴正向,向北方向为 Y 轴正向,竖直方向为 Z 轴,建立坐标系,如图 2a 所示。按照 SPRR-300 反应堆生物屏蔽层结构资料,本文采用 3Dmax 建立生物屏蔽层三维模型<sup>[5,6]</sup>,按照生物屏蔽层活度计算分区原则<sup>[7]</sup>和生物屏蔽层组成密度对其进行分区、分层,如图 2b 所示。



a 生物屏蔽坐标系示意图

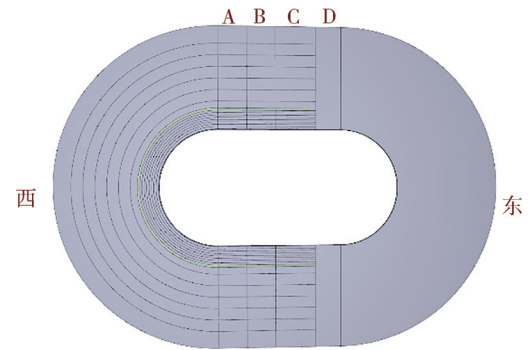


b 生物屏蔽层三维剂量场分区、分层示意图

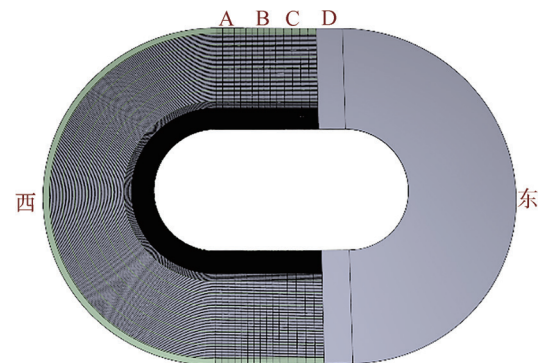
图 2 SPRR-300 堆生物屏蔽层坐标系及分区、分层示意图

Fig.2 SPRR-300 reactor biological shielding layer coordinate system and partition, layered schematic diagram

为便于生物屏蔽层辐射场的计算,本文对生物屏蔽层进行分区,其中西区划分方法如下:以堆芯为原点,沿屏蔽层厚度方向,1.01~1.4 m,每隔 4 cm 做同心圆,1.4~2.8 m 之间每隔 20 cm 做同心圆,1.01~0.61 m(屏蔽层之内)每隔 4 cm 做同心圆;A、B、C 区的划分方法如下:X 方向 1.01~1.4 m 范围内间距为 4 cm,1.4~2.8 m 范围内间距为 20 cm,1.01~0.61 m(屏蔽层之内)范围内间距为 4 cm,D 区和东区整个作为一个区块,如图 3a 所示。



a 计算网络初步划分



b 细化网络划分

图 3 SPRR-300 堆剂量场计算中的网格划分示意图  
Fig.3 The grid division diagram of SPRR-300 reactor dose field calculation

考虑到按上述方式划分的网格较大,不利于差值计算和渐变过渡,赋予颜色之后的显示效果不好,故本文对网格进行进一步的细化,间隔之间的距离缩小到十分之一,即西区 1.01~1.4 m 每隔 0.4 cm 做同心圆,1.4~2.8 m 每隔 2 cm 做同心圆,A、B、C 区在 X 方向 1.01~1.4 m 范围内间距为 0.4 cm,1.4~2.8 m 间距为 2 cm,且 A、B、C 区在 Y 方向进行 5 等分,如图 3b 所示。

## 2 生物屏蔽层剂量场计算

### 2.1 计算方法

根据 SPRR-300 堆生物屏蔽层源项计算数据,本文采用蒙特卡洛方法的粒子输运计算程序(MCNP),对生物屏蔽层剂量场进行计算,得出剂量信息<sup>[7,8]</sup>。计算流程如图 4 所示。

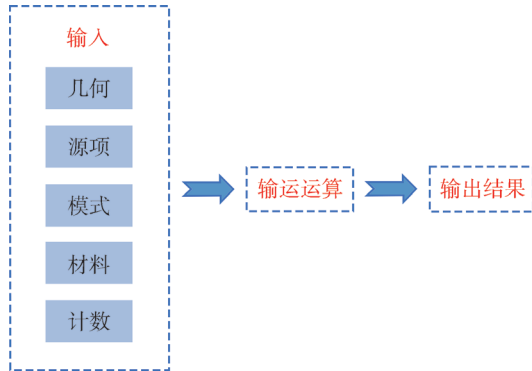


图 4 生物屏蔽层剂量场计算流程示意图

Fig.4 Chart of dose field calculation process of biological shielding layer

计算过程中,本文仅考虑生物屏蔽层中活化产物衰变产生的  $\gamma$  射线,并假设  $\gamma$  的出射方向为各向同性。对于不同的活化核素(<sup>14</sup>C、<sup>55</sup>Fe、<sup>59</sup>Ni、<sup>60</sup>Co、<sup>63</sup>Ni 和 <sup>152</sup>Eu),本文通过查询核数据库,分别得到各活化产物的  $\gamma$  谱,拟合出总的活化产物  $\gamma$  谱。

### 2.2 计算结果

表 1 给出了生物屏蔽层高度在 0.7 m、1.1 m、1.5 m、2.6 m 处,不同区域的部分距堆芯相对位置的剂量分布(1.1 m 为堆芯高度),剂量单位为 uSv/hr。

## 3 生物屏蔽层剂量场三维仿真

将本文计算获得的屏蔽层剂量场数据填入三维仿真系统数据库中,采用基于虚拟仿真支撑平台(RinVr)内核的虚拟现实技术渲染和展示生物屏蔽层虚拟三维场景及剂量场分布,设计的生物屏蔽层三维仿真模型构架如图 5 所示。

建立的生物屏蔽层剂量场三维仿真模型横剖面、纵剖面截图,如图 6、图 7 所示。

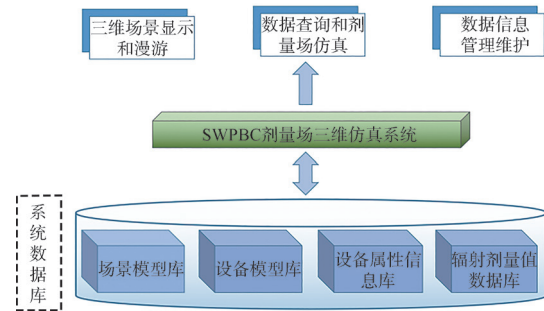


图 5 SPRR-300 堆剂量场系统构架示意图

Fig.5 SPRR-300 reactor dose field system architecture diagram

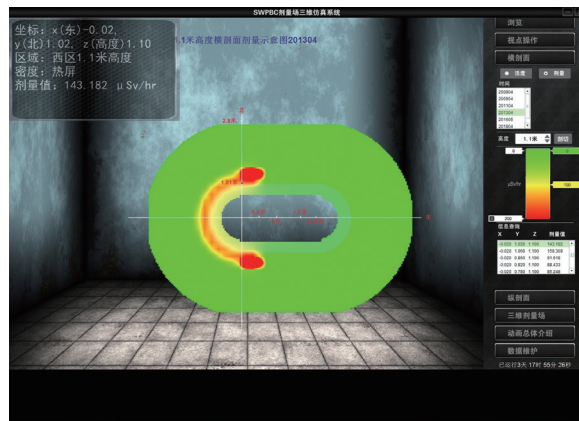


图 6 生物屏蔽层 Z=1.1 m 处横剖面剂量场三维仿真模型

Fig.6 Three-dimensional simulation model of transverse section dose field at Z = 1.1 meters of biological shielding layer

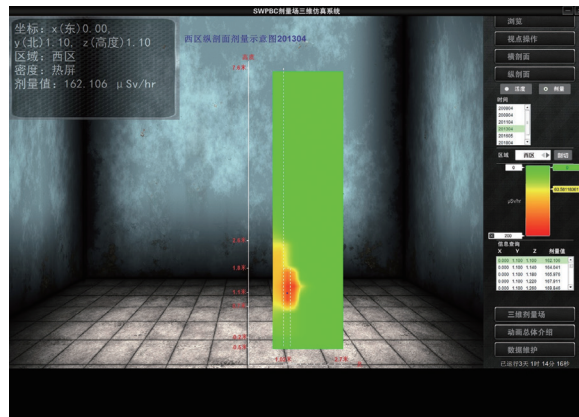


图 7 生物屏蔽层西区纵剖面剂量场三维仿真模型

Fig.7 Three-dimensional simulation model of longitudinal section dose field in the west of biological shielding layer

表 1 SPRR-300 堆生物屏蔽层剂量分布  
Table 1 Dose distribution of SPRR-300 biological shielding layer

位置		位置 (Z=0.7)					
		Y=0.700	Y=1.100	Y=1.500	Y=1.900	Y=2.300	Y=2.700
西区	X=0.000	56.605	89.681	12.233	0.523	0.484	0.416
A 区	X=0.500	36.315	59.143	20.634	0.231	0.168	0.168
B 区	X=1.000	21.405	2.850	0.071	0.075	0.063	0.071
C 区	X=1.700	11.070	2.382	0.006	0.000	0.000	0.000

位置		位置 (Z=1.100)					
		Y=0.700	Y=1.100	Y=1.500	Y=1.900	Y=2.300	Y=2.700
西区	X=0.000	82.377	162.106	32.752	3.767	1.180	0.686
A 区	X=0.500	49.705	102.279	23.246	0.225	0.164	0.167
B 区	X=1.000	26.318	3.127	0.081	0.073	0.071	0.067
C 区	X=1.700	12.275	2.451	0.002	0.000	0.000	0.000

位置		位置 (Z=1.500)					
		Y=0.700	Y=1.100	Y=1.500	Y=1.900	Y=2.300	Y=2.700
西区	X=0.000	87.775	145.400	17.505	1.158	0.577	0.494
A 区	X=0.500	59.906	94.114	22.449	0.227	0.168	0.164
B 区	X=1.000	30.699	3.246	0.084	0.077	0.074	0.061
C 区	X=1.700	13.042	2.484	0.003	0.000	0.000	0.000

位置		位置 (Z=2.620)					
		Y=0.700	Y=1.100	Y=1.500	Y=1.900	Y=2.300	Y=2.700
西区	X=0.000	53.493	29.086	1.081	0.050	0.036	0.036
A 区	X=0.500	62.574	141.973	3.234	0.127	0.103	0.110
B 区	X=1.000	27.631	3.024	0.067	0.051	0.055	0.045
C 区	X=1.700	53.493	29.086	1.081	0.050	0.036	0.036

#### 4 结论

本文采用蒙特卡洛方法的粒子输运计算程序 (MCNP), 对生物屏蔽层剂量场进行计算, 采用 3Dmax 建立 SPRR-300 堆生物屏蔽层三维模型, 在此基础上, 采用虚拟现实技术, 构建了生物屏蔽层剂量场三维场景仿真, 将放射性水平分布可视化, 直观地展示了生物屏蔽层活度

状况和剂量分布, 可为反应堆退役安全评估、估算废物产生量和辐射防护设计提供重要的工程数据。经模拟仿真, 本文建议在退役工作中对不同污染水平的区域采取不同的退役方案, 如对于高污染区域采用远距离拆除技术, 对拆除下的屏蔽层进行分解后取样, 并对样品进行放射性水平分析, 最后进行分类管理, 这种方法可减少退役产生的废物量。

## 参考文献

- [1] 钟文发, 胡永明, 钟兆鹏. 反应堆主屏蔽的设计与计算 [J]. 清华大学学报 (自然科学版), 2001, 41 (2): 127-129.
- [2] 夏文友, 黄宪果, 苏容波, 等. SPRR-300 堆生物屏蔽层活化情况调查 [J]. 原子能科学技术, 2014, 48 (S1): 758-762.
- [3] 苏容波, 李涛文, 但贵萍, 等. 反应堆生物屏蔽层源项调查中的核素分析 [C] // 中国核学会, 中国环境科学学会, 中国辐射防护学会. 中国辐射防护学会 2017 年学术年会.
- [4] 丁丽, 李睿之, 周一东, 等. 101 重水研究堆安全关闭过渡期放射性源项调查 [J]. 原子能科学技术, 2012, 46 (6): 716-720.
- [5] 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.
- [6] 贾杰, 王静涛, 张轩. 核电站电气设备仿真计算模型研究 [J]. 科技视界, 2021, 4: 44-45.
- [7] 窦海峰, 代君龙, 杨锐, 等. SPRR-300 反应堆混凝土屏蔽层内中子注量率分布研究 [J]. 核电子学与探测技术, 2007, 27 (2): 399-401.
- [8] 刘宗良, 李强, 赵平华, 等. 蒙特卡罗方法及其在辐射剂量计算中的应用 [J]. 湖南人文科技学院学报, 2006, 6: 19-22.

## Three-dimensional Simulation of SPRR-300 Reactor Biological Shielding Layer Dose Field

Dan Guiping<sup>1</sup>, Fan Yingwu<sup>1</sup>, Chen Ming<sup>2</sup>, Chen Shi<sup>1,\*</sup>, Zhang Penghao<sup>1</sup>, Zeng Junhui<sup>1</sup>

(1. Institute of Nuclear Physics and Chemistry, China Academy of Engineering Physics, Mianyang 621900, China; 2. Wuhan Institute of Nuclear Power Operation, Wuhan 430074, China)

**Abstract:** Reactor biological shielding layer is one of the important source items in the reactor decommissioning stage. The digitization of radiation field of biological shielding layer can provide important information for radiation protection and waste management in reactor decommissioning. In this paper, by constructing a three-dimensional radiation field calculation model, the three-site radiation dose field of the SPRR-300 reactor biological shielding layer was obtained by using the particle transport calculation program (MCNP). The three-dimensional simulation scene and model of the biological shielding layer dose field were established by using 3Dmax, Pro/E and other modeling tools. The activity and dose distribution of the biological shielding layer were visually displayed, and the visualization of the horizontal distribution of radioactivity was realized.

**Key words:** biological shield; dose field; three-dimensional dose simulation; reactor decommissioning

(责任编辑: 徐晓娟)

颜珍,王文升,高巍. 核电厂电动消防水泵检修停役时间延长导致的电厂风险包络评价[J]. 核安全, 2024, 23(2): 17-21.

Yan Zhen, Wang Wensheng, Gao Wei. Bounding Assessment of the Risk for the Fire Protection Motor Pump Maintenance Outage Time Extension in Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(2): 17-21.

## 核电厂电动消防水泵检修停役时间延长导致的 电厂风险包络评价

颜 珍, 王文升, 高 巍

[核电运行研究(上海)有限公司, 上海 200120]

**摘要:** 风险指引型决策可以在确保安全的前提下提升核电厂的运维灵活性, 避免不必要的降功率和停堆, 减少核电厂在状态切换时的风险。为支持电动消防水泵检修停役的风险指引型决策, 本文针对未开发火灾 PSA 模型的核电厂, 开展了电动消防水泵检修停役时间延长导致的电厂风险评价方法研究, 提出了包络评价的简化分析方法, 并基于某核电厂的实际情况结合火灾 PSA 的特性, 使用半定量的包络风险评价方法, 在对预期变更可能导致的系统影响范围和程度进行定性评价和筛选的基础上, 对消防系统进行详细的建模, 然后结合此系统失效概率以及核电厂防火设计特性得到了电动消防水泵检修停役时间延长对核电厂火灾风险的包络变化率。此方法在常规的定性评价的基础上为核电厂的变更提供了更加直观的量化结果, 同时大大节省了重新开发对应 PSA 模型的工作量, 通过系统可用度评价也可以更加关注改造对系统本身的影响, 提出更有针对性的应对措施。

**关键词:** 停役时间延长; 风险; 包络风险评价; 核电厂改造

**中图分类号:** TL364.5 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2024)02-0017-05

随着概率安全分析技术(PSA)的发展, 世界主要核电国家均逐步将 PSA 应用于核安全领域。1995 年, 美国核管会(NRC)发表了技术政策声明<sup>[1]</sup>, 随后颁布了《概率风险评价用于特定电厂许可证基础变更的风险指引决策方法》(RG1.174)<sup>[2]</sup>和《特定电厂风险指引决策方法: 技术规格书》(RG1.177)<sup>[3]</sup>, 以用于指导技术规格书中具体条款的变更申请, 包括完成时间(CT)延长或监督频率延长等。此外, NRC 明确将风险指引型决策方法纳入核安全管理的决策体系, 并制定了风险指引型的后撤时间相关的议案 4。我国核安全局也先后发布了对应的核

安全译文<sup>[4,5]</sup>以及两项政策法规<sup>[6,7]</sup>以鼓励核电厂应用 PSA 方法提高核安全水平, 优化资源配置。国内在开展风险指引决策时, 通常遵循这两个技术政策以及 RG1.174 和 RG1.177, 认为变更预期应满足一组关键性原则: 所建议的变更应满足现行的法规; 所建议的变更应与纵深防御原则一致; 所建议的变更应保持足够的安全裕度; 当所建议的变更会增加堆芯损坏频率或风险时, 其增加量应很小, 且满足“核安全目标政策声明”的要求<sup>[2,4]</sup>。

然而对于部分运行核电厂, 未开发全范围的概率安全分析(PSA)模型, 本文针对此情况,

收稿日期: 2023-08-04 修回日期: 2023-11-20

作者简介: 颜珍(1985—), 女, 高级工程师, 现从事核电厂概率安全分析工作

以某核电厂电动消防水泵检修停役时间延长为案例,研究在不具备相应 PSA 模型作为基础的情况下针对变更导致的风险变化进行包络评价的方法。

## 1 概述

案例电厂计划在功率运行期间对两台电动消防水泵的设备地脚螺栓进行更换。根据该核电厂制定的电动消防水泵设备地脚螺栓更换计划,完成单台电动消防水泵设备地脚螺栓更换的工期为 25 天。而根据该电厂的技术规格书要求:在所有运行模式下,一台消防水泵不可运行,需在 7 天内恢复消防水泵至可运行状态。也即该核电厂电动消防水泵设备地脚螺栓更换工作导致设备不可用的时间超出现行技术规格书的限值要求,因此,需开展相应的风险评估,以支持针对地脚螺栓更换计划的风险指引决策。

通过初步评估,消防系统主要用于保护与安全有关的设备免受火灾的危害,因此,应集中讨论系统的不可用度(失效概率)变化对核电厂的火灾风险的影响,然而该核电厂当前阶段尚未开发火灾 PSA。因此,需采用半定量的包络方法进行风险评价。

## 2 案例电厂防火设计简介

### 2.1 防火设计简介

针对火灾风险的防范,案例电厂采用的是以火灾封锁法为主的设计理念,消防系统作为火灾封锁法的补充。案例电厂的消防系统包括手提式灭火器、水灭火系统(包括固定式水灭火系统和消防栓)和气体灭火系统。其中仅少量区域布置有固定式水灭火系统和气体灭火系统,手提式灭火器和消防栓覆盖全核电厂范围。本文中涉及的电动消防水泵地脚螺栓更换将仅影响水灭火系统的可用度,所以下文将主要介绍水灭火系统。

### 2.2 水灭火系统描述

在核岛厂房安全有关的区域,消防系统应能保护安全有关系统的设备免受火灾的危害,使设备能维持其可用性,保证安全停堆,并将放射性向环境释放限制到最小。

其中,水灭火系统由消防泵房(包括两台 50% 消防供水量的电动消防主泵、一台 100% 消防供水量的柴油驱动消防主泵、两台消防稳压泵、一个补水箱和相应的阀门、管道)、两个消防水池、一个新建高位稳压水池组成。消防水通过消防水泵从水池中提升送至室外抗震消防管道。

每个消防水池有效容积 1200 m<sup>3</sup>,两个消防水池的储水量为 2400 m<sup>3</sup>,可满足保护区域内 2 小时最大消防用水量的需要。两个消防水池通过管道相互连通,连通管上设阀门,以保证任意一个水池发生泄漏时能及时隔离。在正常情况下,每个消防水池均可由厂区生活水系统供水,必要时可由厂区生产水系统对其进行补水,并具备在 8 小时内补满任意一个消防水池的能力。

## 3 电动消防水泵检修停役的安全评价

### 3.1 定性评价

水灭火系统在压力降至 0.72 MPa 或稳压水池水位低于 2.7 m 时自动启动电动消防水泵 X002PO,并在启动 35 秒后监测到系统压力小于 0.95 MPa 时自动启动电动消防水泵 X003PO,在 X003PO 启动 35 秒后监测到系统压力小于 0.90 MPa 时,则柴油消防水泵 X001PO 启动。如 2.2 节所述,两台电动消防水泵的流量是各 50%,柴油消防水泵的流量是 100%。

根据核电厂的消防行动卡,在发生火灾后,首先考虑使用手提式灭火器灭火,若火势无法控制,用消防栓或视情况启动对应房间的固定式灭火系统。电动消防水泵地脚螺栓更换仅影响水灭火系统的可用度,即使一台电动消防水泵处于检修状态,水灭火系统仍有 150% 的能力来保障灭火。

此外,核电厂在电动消防水泵地脚螺栓更换期间,将采取下列补救措施:

(1) 电动消防水泵地脚螺栓更换前需要确认两个消防水池及稳压水池、补水箱液位处于正常水平。

(2) 电动消防水泵地脚螺栓更换工作必须安排在三台消防水泵月度试验合格后实施,确保三台泵均为可用状态。

(3) 两台电动消防水泵地脚螺栓更换工作必

须分开实施。一台电动消防水泵地脚螺栓更换完成后,安排定期试验,定期试验合格后再安排第二台电动消防水泵地脚螺栓更换工作。

(4) 电动消防水泵地脚螺栓更换期间,暂停其他与电动消防水泵、柴油机消防水泵相关的一切影响系统负荷的操作,定期试验(与更换工作穿插进行,错开窗口)、预维护及管网冲洗。

(5) 核电厂在电动消防水泵地脚螺栓更换期间,在火灾荷载高的区域(主变区和 05# 电缆层)增加人员值守或人员巡检,并严控动火作业;同时加强消防水泵房的巡检。

(6) 确认厂区生产水系统为水灭火系统提供备用水源的管道可用。

综上,电动消防水泵检修时间超过技术规格书规定不会导致以下对性能造成影响的情况出现:无法完整覆盖原设计规定的消防区域;流量和压力无法满足设计基准要求;无法满足消防任务时间要求。

### 3.2 定量评价

消防系统在内部事件 PSA 模型并未模块化,该系统主要用于保护安全有关的设备免受火灾的危害,因此,本文集中讨论了系统的可用度变化对核电厂火灾风险的影响。如上文所述,由于案例电厂尚未开发火灾 PSA 模型,故本文将在条件有限的情况下,研究消防系统失效概率变化对火灾风险影响的包络评价方法。

#### 3.2.1 方法简介

典型的火灾情景事件树如图 1 所示,其中消防系统失效主要影响“灭火成功”题头,案例电厂电动消防水泵检修停役时间由 7 天延长至 25 天对火灾风险的影响如下式所示:

$$CDF_7 = A_7 \times CCDP2 + (1 - A_7) \times CCDP1 \quad (1)$$

$$CDF_{25} = A_{25} \times CCDP2 + (1 - A_{25}) \times CCDP1 \quad (2)$$

$$\Delta CDF = CDF_{25} - CDF_7 \quad (3)$$

$$\frac{CDF_{25}}{CDF_7} = \frac{A_{25} \times CCDP2 + (1 - A_{25}) \times CCDP1}{A_7 \times CCDP2 + (1 - A_7) \times CCDP1} \quad (4)$$

式中:

$A_{25}$ ——电动消防水泵检修停役时间为 25 天时的消防系统失效概率;

$A_7$ ——电动消防水泵检修停役时间为 7 天时的消防系统失效概率;

$CDF_7$ ——电动消防水泵检修停役时间 7 天对应的 CDF;

$CDF_{25}$ ——电动消防水泵检修停役时间 25 天对应的 CDF;

CCDP1——消防系统成功对应的火灾情景 CCDP(条件堆芯损伤概率),也即情景 1 对应的 CCDP;

CCDP2——消防系统失效对应的火灾情景 CCDP(情景 2 到情景 4 对应的后果最严重的 CCDP)。

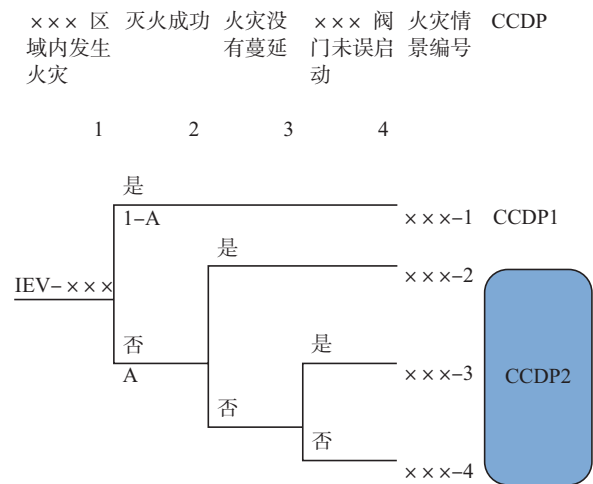


图 1 火灾情景事件树示意图

Fig.1 Fire event tree example

该核电厂并未开发火灾 PSA,因此无法通过式(3)计算以支持风险指引型决策。灭火成功后的火灾后果一般比灭火失效后果轻,而其可能导致的最严重后果也与灭火失效后果相同,即实际计算得到的 CCDP1 值的范围为 0~CCDP2 的值。当 CCDP1 的值等于 CCDP2 的值时,式(4)的结果为 1(变化率最小的情景);当 CCDP1 的值为 0 时(即灭火成功后火灾没有造成任何后果),式(4)的结果为(变化率最大的情景):

$$\frac{CDF_{25}}{CDF_7} = \frac{A_{25}}{A_7} \quad (5)$$

由式(5)可以看出,电动消防水泵检修停役时间变化导致的火灾风险变化率最多为消防系统失效概率的变化率,因此可通过建立消防系

统故障树来计算消防系统失效概率,然后将消防系统失效概率的变化率作为以火灾堆芯损伤频率(CDF)来表征的受到消防水泵不可用影响的火灾风险的包络变化率。

### 3.2.2 定量评价

本文中仅对水灭火系统进行建模(事实上该核电厂布置有安全相关设备的区域如辅助给水泵房、停堆冷却泵房、喷淋泵房等,采用的是以气体灭火系统作为主要的消防系统,电动消防水泵可用度变化对这些区域的潜在火灾风险几乎没有影响),顶层故障树如图2和图3所示,计算得到的消防系统失效概率分别为 $9.381 \times 10^{-4}$ (7天维修)和 $9.385 \times 10^{-4}$ (25天维修),电动消防水泵检修停役时间由7天延长到25天导致消防系统失效概率的变化率为1.0004,增加了0.04%(表1),即电动消防水泵检修停役时间由7天延长到25天导致的核电厂火灾包络风险变化率为1.0004,增加了0.04%,符合“当所建议变更会增加堆芯损坏频率或风险时,其增加量应很小”的原则。

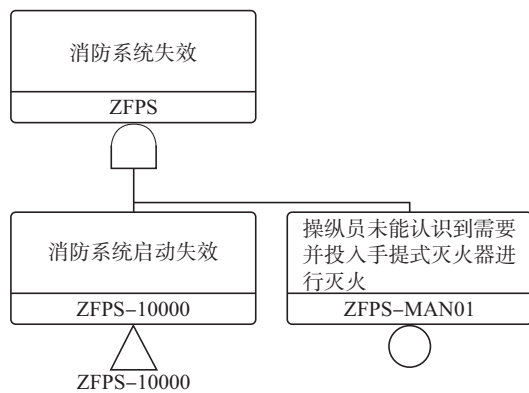


图2 消防系统故障树(1)

Fig.2 Fire protection fault tree (1)

此外,通过对消防系统失效概率的结果进行分析可知,消防系统失效概率增量比较小的主要原因是由于案例电厂在发生火灾后,首先考虑使用手提式灭火器灭火,若火势无法控制,用消火栓或视情况启动对应房间的固定式灭火系统,因此对消防系统失效概率贡献最大的是操纵员未能及时投入手动灭火早期干预行动,而非系统内的硬件失效。

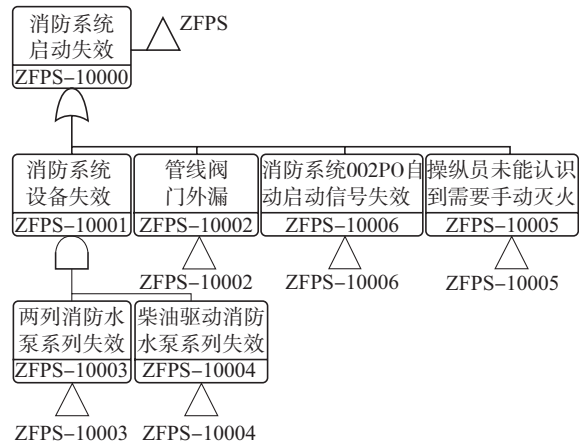


图3 消防系统故障树(2)

Fig.3 Fire protection fault tree (2)

表1 消防系统失效概率汇总表

Table 1 Failure probability summary of fire protection

	7天维修	25天维修	增量	变化率
失效概率	$9.381 \times 10^{-4}$	$9.385 \times 10^{-4}$	$4.00 \times 10^{-7}$	1.0004

### 3.3 评价结论

综上所述,单台电动消防水泵的检修时间由7天延长至25天对案例电厂火灾风险的影响非常低,在功率运行期间进行该项更换工作是合理、可行的。

### 3.4 小结

由上述分析可知,在不具备相应PSA模型基础的情况下,可首先分析相应的变更影响的系统以及该系统对核电厂风险可能的影响,再结合对应PSA模型的通用特征,研究该系统的可用度和核电厂风险之间的相关性,开展系统故障树建模,对变更导致的核电厂风险变化开展简化的包络评价。通过此方法,可以在常规的定性评价的基础上为核电厂的变更提供一个更加直观的量化结果,同时大大节省了重新开发对应PSA模型的工作量,通过系统可用度评价也可以更加关注改造对系统本身的影响,提出更有针对性的应对措施。

## 4 结论

由于案例电厂未开发火灾PSA模型,导致无法按照RG1.174和RG1.177中的分析流程和评



价方法来开展电动消防水泵检修停役时间延长的风险评价,本文基于该核电厂的实际情况,结合火灾 PSA 的特性,创新性地使用半定量的风险评价方法,在对预期变更可能导致的系统影响范围和程度进行定性评价和筛选的基础上,对该项改造涉及的消防系统进行详细的系统建模,然后结合此系统失效概率以及核电厂防火设计特性得到了该改造对核电厂火灾风险的包络变化率。

基于系统失效概率评估得到的核电厂火灾风险的包络变化率,可大大简化不可用时间延长的评估工作量,在常规的定性评价的基础上为核电厂改造提供了更加直观的量化结果,开拓了在运核电厂改造安全评价的思路。

### 参考文献

[ 1 ] NRC. Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear

Regulatory Activities: Final Policy Statement [ S ] . Washington D.C., US: NRC, 1995.

[ 2 ] NRC. An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decision Making on Plant-specific Changes to Licensing Basis, Regulatory guide ( RG ) 1.174, Rev.2 [ S ] . Washington D.C., US: NRC, 2011.

[ 3 ] NRC. An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decision making: Technical Specifications, Regulatory guide ( RG ) 1.177, Rev.1 [ S ] . Washington D.C., US: NRC, 2011.

[ 4 ] 国家核安全局. 概率风险评价用于特定电厂许可证基础变更的风险指引决策方法: NNSA-0147 [ R ] .北京: 国家核安全局, 2011.

[ 5 ] 国家核安全局. 特定电厂风险指引决策方法: 技术规格书: NNSA-0148 [ R ] .北京: 国家核安全局, 2011.

[ 6 ] 国家核安全局. 技术政策: 概率安全分析技术在核安全领域中的应用 [ R ] .北京: 国家核安全局, 2010.

[ 7 ] 国家核安全局. 核电厂配置风险管理的技术政策 [ R ] .北京: 国家核安全局, 2019.

## Bounding Assessment of the Risk for the Fire Protection Motor Pump Maintenance Outage Time Extension in Nuclear Power Plant

Yan Zhen, Wang Wensheng, Gao Wei

(Nuclear Power Operations Research Institute, Shanghai 200120, China)

**Abstract:** Risk-informed decision making can enhance the flexibility of operation and maintenance of Nuclear Power Plant while ensuring safety, avoid unnecessary power reduction and shutdown to reduce the risk of plants during condition transition. In order to support risk-informed decision making for fire protection pump maintenance outage, a study on fire protection motor pump maintenance shutdown time extension risk assessment method was conducted for Nuclear Power Plants that have not developed fire PSA models, and a simplified analysis method of envelope assessment was proposed. Based on the actual situation of a Nuclear Power Plant, combined with consideration of the characteristics of fire PSA, a semi-quantitative envelope risk assessment method was used to perform a detailed system modeling of the fire protection system based on qualitative assessment and screening of the scope and degree of system impact that may result from expected changes, and then combined with this system unavailability and plant fire design characteristics The rate of change of the envelope on the fire risk of the power plant due to the extended maintenance outage time of fire protection motor pump was obtained. This method provides a more intuitive quantitative result for the change of Nuclear Power Plants based on the conventional qualitative evaluation, and greatly saves the workload of re-developing the corresponding PSA model. Through the evaluation of the system availability, it can also pay more attention to the impacts of the change on the system itself, and put forward more targeted countermeasures.

**Key words:** extended outage time; risk; bounding risk assessment; power plant renovation

(责任编辑: 梁 晔)

陈浩明,张占英,陈学宝.核电厂运行人员工作沟通能力提升探索和实践[J].核安全,2024,23(2):22-28.

Chen Haoming, Zhang Zhanying, Chen Xuebao. Exploration and Practice of Improving the Work Communication Ability of Nuclear Power Plant Operators [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(2): 22-28.

## 核电厂运行人员工作沟通能力提升探索和实践

陈浩明, 张占英, 陈学宝

(阳江核电有限公司, 阳江 529941)

**摘要:** 沟通交流无处不在、非常重要。工作中不规范的沟通方式、不经意的信息交流, 不仅降低效率、占用非必要的时间和精力, 还可能产生比较严重的实际后果, 国内核电厂沟通失效导致的人因失误事件也屡有发生。核安全文化对从业者的要求之一是“相互交流的工作习惯”, 专业规范的交流在工作中是一个很高的要求, 需结合电厂实际帮助工作人员理解沟通交流的概念、原则和影响因素, 辅以职业化、系统化的训练, 以建立沟通的意识、掌握沟通的技巧, 从而提高团队的沟通准确率, 达到有效传递信息、减少沟通差错、高效舒适工作的目的。本文借助沟通心理学理论, 结合核电厂运行工作岗位特点, 总结有效沟通的实践经验和方法, 旨在提升运行人员沟通能力、提高工作效率。

**关键词:** 核电厂; 运行人员; 人因失误; 沟通能力

**中图分类号:** TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 02-0022-07

目前核电行业内广泛推行的三段式沟通, 可以起到很好的防沟通失误效果。此行为规范主要聚焦于重要工作中的某个点, 如具体指令或参数, 通过发送、复述、确认的三段式方法保证关键点正确。而在实际工作中, 大多数的沟通是针对具体事务, 如工作过程、风险控制、缺陷分析等, 通过面对面、电话或者邮件的形式进行反复的信息传递和问题讨论, 范围广、内容多, 无法使用三段式方法, 需要在沟通中关注有效性。

统计并分析国内某核电集团2021年至2023年主控室执照人员发生的45起人因失误事件, 其中23起由行为不规范导致(1起事件可能对应多个不规范行为), 只有2起事件直接归因于三段式沟通失效, 具体分布如图1所示。

深入分析其他事件中的失效因素, 使用程序、监护操作、工前会、质疑的态度等行为规范, 都需要以准确沟通为基础; 自唱票和一分钟停顿, 本质上是开工前沟通成果的验证, 帮助工作人员有效提取并执行沟通中的关键点。所以在很多典型的人因失误事件中, 如错误执行程序导致设备不可用或误动、错误模拟或取消强制信号、提前操作涉网设备违反调度规定等, 均可以找到沟通失效的因素<sup>[1]</sup>。

该集团人因偏差报告系统中, 查询到的无后果或后果轻微的沟通失误数量更多, 仅在2023年4月, 运行人员主动汇报的沟通类偏差多达11次。类比海因里希法则: 330个沟通偏差中, 有300个没有后果、29个后果微小、1个导致失误事件发生。

收稿日期: 2023-10-11 修回日期: 2024-03-12

作者简介: 陈浩明(1986—), 男, 工程师, 现担任核电厂运行值长, 从事运行管理工作

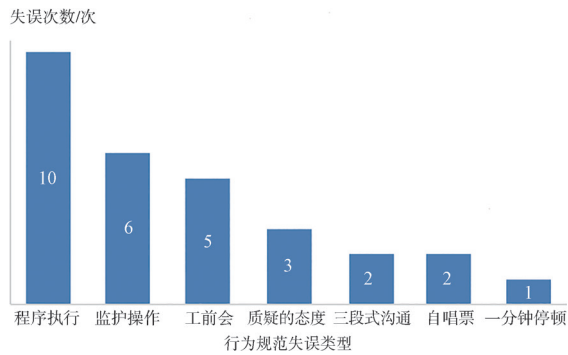


图1 行为规范类人因失误事件原因分析

Fig.1 Cause analysis of the human error incident of the code of conduct

数量多但无实质后果的沟通偏差,基本上是在具体事务中产生的,影响工作效率、存在失误风险,只有及时发现这些偏差并引起工作人员的警觉,才能把重大沟通失误消灭在萌芽阶段。

电厂主要着力于三段式沟通训练,外部机构培训中有较多的行政和社交类沟通课程,但缺少针对核电工作特点的职业化、系统化沟通相关总结和提升。

为解决此问题,Y核电厂结合运行岗位实际、总结沟通的定义、梳理沟通中的陷阱、依据科学的理论,在运行部门推广提升工作沟通能力的课程和工具并取得一定成效,现通过此文进行简要总结和介绍。

## 1 沟通的基本概念

本文重点研究核电厂运行人员在工作中沟通交流的特点,结合沟通心理学知识,总结贴近实践的沟通定义、类型和过程。

### 1.1 沟通的定义

在核电厂种类繁多的工作中,沟通是指人员之间以易于理解、令人愉快的方式传递信息、思维和情感的过程,以求达到信息通畅、思想一致,保证各项工作安全、高效推进。

任何沟通都须借助一定的符号系统,符号系统可分为语言符号和非语言符号。

(1)语言符号指口头发音和笔头书写的符号,以语言的形式表情达意。

(2)非语言符号指不以人工创制的语言为符号,而以视觉、听觉等为载体,是语言符号的重要补充,可以加强或削弱语言传播效果,比如表情、手势、体态、语调、语速等。

有些符号只有特定的专业人员才能理解,称为专业术语。核电厂涉及的专业术语众多,沟通中使用专业术语可以提高信息传递的效率,同时也应考虑接收者的能力和知识水平。

### 1.2 沟通的类型

运行人员值班过程中,沟通的参与者众多、信息量巨大,根据信息交流的目标,总体上可分为工作和情感两种类型的沟通。

(1)工作沟通:工作沟通的主要目的是交流、传递、讨论机组信息、行业要求、电厂规定等,以影响他人思维、态度,进而保证人员的认识、行为符合预期和要求。运行人员通过视觉、听觉、触觉、嗅觉从文件、设备、仪表、其他人员、环境等获取信息,如程序指令、管理要求、参数趋势、现场异常、设备缺陷等,信息量与个人知识、经验、技能、心理、生理状况等相关,通过沟通共享信息,方式包括面对面、电话、通信软件、邮件等,这是实现团队协作的基础。

(2)情感沟通:情感沟通主要是业余生活、兴趣爱好等方面的交流,以表达感情、疏解情绪。运行人员通过这种交流维护与同事的人际关系,满足个人精神需要的同时也为工作沟通奠定基础。虽然情感沟通与实际工作并不直接相关,但适当情景下可以缓解压力,促进团队感情提升,是非常积极且有价值的;在不合适的情景下进行情感沟通,也可能导致人员注意力分散、降低操作效能,比如操纵员正在准备和执行重要操作时,不允许主控室存在此类沟通,以避免操纵员受到干扰。

结合电厂实践,本文主要聚焦运行人员工作沟通能力的提升。

### 1.3 沟通的过程

沟通模型起源于通信科学领域的香农韦弗模型,经过简化后的三段式沟通模型如图2所示,这也是三段式沟通的理论基础。

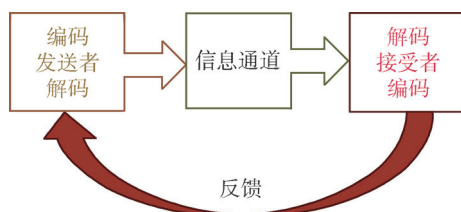


图2 三段式沟通模型

Fig.2 Three-stage communication model

从模型可以看出,沟通是一个循环过程。

(1)发送:发送者对所传递信息进行系统的编码,包括内容、时长、语气、语速等,同时考虑是否要通过澄清、提醒、警告等方式保证传递效果,然后选择信息传递的通道,如面对面、电话、文字、视频等。

(2)接收:信息接收始于一个或多个感觉器官,通过视、听、触觉来感知人、设备和环境等发送的信息。接收者对信息进行解码,赋予具体的意义,以达到理解的目的。

(3)反馈:通过反馈保证信息准确有效,特别是信息未能被正确理解时,沟通参与者须采用合适的手段进一步予以明确。

沟通的发送、接收、反馈过程可能要持续多次,参与者在沟通过程中,发送者和接收者的角色也会相应地变换,直到确认交流目的已达到为止。

## 2 沟通的障碍

沟通心理学中用“漏斗效应”形容信息衰减,如图3所示。完美的沟通很难实现,表现出的执行环节,大多数情况下只是发送者想法的一小部分。沟通参与者处理信息的准确性和有效性受到多种因素的影响,导致信息衰减或失真的因素称为沟通的障碍,会出现在沟通过程的任何环节。

运行人员处理的信息量大,很多信息在不同岗位、工种间多次传递,经过层层筛选,传递者理解和处理信息时不经意间遇到沟通的障碍,削弱了交流质量,严重情况下导致沟通失误,所以需要结合工作特点对这些障碍进行系统的梳理。

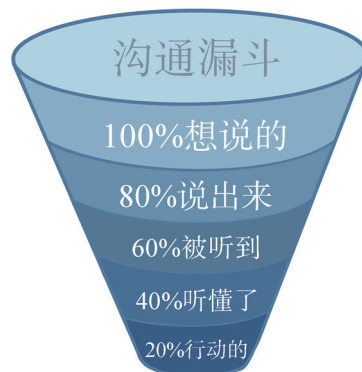


图3 沟通漏斗模型

Fig.3 Communication funnel model

### 2.1 沟通的障碍模型

1960年,贝罗(D.K.Berlo)提出SMCR(Source Message Channel Receiver)模型,如图4所示,可以形象地说明影响沟通的因素。模型表明,沟通的最终效果由发送者、信息、通道和接收者4个部分及彼此之间的关系共同决定。

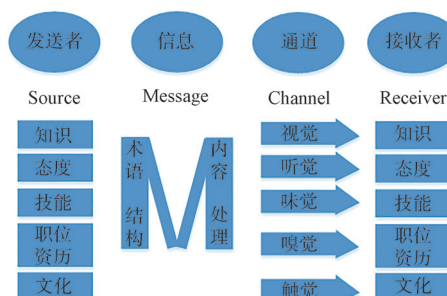


图4 SMCR模型

Fig.4 SMCR model

### 2.2 运行工作中沟通的障碍

在核电厂,交流地点、环境噪声、灯光温度、通信工具等可能形成沟通的物理障碍;沟通参与者的知识、技能、经验、阅历、教育程度等可能形成信息加工的能力障碍;态度、观念、氛围、生理等看不见的因素也会形成心理障碍。

要克服沟通的障碍,首先应认识并理解障碍,在障碍出现时才可能及时识别并正确处置,避免障碍变成沟通失效的起源。

根据工作实践和经验反馈,总结运行工作中可能出现的沟通障碍主要有以下几方面。

(1)知识、技能、经验:心理学家提出“知识

的诅咒”这一概念,指在沟通时,发送者下意识假设对方拥有理解信息所应具备的知识、经验、了解背景,不经意间被自己所掌握的知识“诅咒”了<sup>[2]</sup>,直接用简洁、方便的方式发送信息,而不是站在接收者的角度加工信息,如果接受者不主动说出理解上的困难,就很可能出现沟通失效。

核电厂人员众多、工作项目繁杂,各类信息的传递与所处的情境有关,包括工作内容、人员状态、任务背景等,情境不同,同样的话可能表达完全不同的含义,运行人员不同岗位之间与其他专业人员沟通时,如果使用超出接收者能力范围的话语、没有使用约定的术语或忽略信息的来龙去脉,可能因知识结构差别大、技能水平不一致、工作情景有交叉、工作背景不了解等导致沟通偏差。

(2) 态度:与“知识的诅咒”相反,如果参与者多次执行类似任务,熟悉工作内容、经验丰富,容易产生自满情绪,认为没必要讨论,在沟通过程中不倾听、不提问、敷衍应付。

(3) 团队氛围<sup>[3]</sup>:受性格或文化的影响,很多工作人员与同级同事沟通时比较放松,而不愿意或不好意思和上级沟通。如果值长在讨论时比较强势,其他人员心存顾虑,沟通的意愿会降低。良好的团队氛围可以促进充分交流;如果关系紧张,人员情绪发生微妙变化,既不利于沟通也不利于保持良好的工作状态。

(4) 压力:运行人员会面临工作负荷压力、工作环境压力(如噪声、燥热、放射性剂量等)、岗位升迁压力、家庭压力等,单一压力源可能并不严重,但多种压力的综合和累积效应可能导致沟通意愿降低、工作状态不稳定。

(5) 工作负荷:工作负荷会引起人的心理压力变化<sup>[4]</sup>,运行人员特别是主控操纵人员,遇到重要高风险操作、多项任务重叠、不同工作出现交叉等情况时,工作负荷会相应升高。

根据图 5 的 Yerkes-Dodson 倒 U 形曲线<sup>[5]</sup>,在正常负荷范围内人员反应水平处于适宜状态,思维清晰、情绪稳定,沟通意愿好、工作效率高。低工作负荷时,因时间较为富裕,人员活动

减慢、交流减少,甚至瞌睡或打盹,容易因疏忽犯错。高工作负荷时,人的注意力有限,同一个时刻的工作重心只能在一件事情上,人员会将注意力固着在紧急任务上,此时缺少充裕的时间接收信息,沟通时很可能会出现不耐烦情绪。在执行重要工作期间,出现其他交流,比如接听电话、接受新任务等,会迫使手中工作中断,需要重新集中注意力才能恢复工作状态,稍有不慎就可能导致失误,如程序步骤遗漏、操作不到位、监控不全面等。

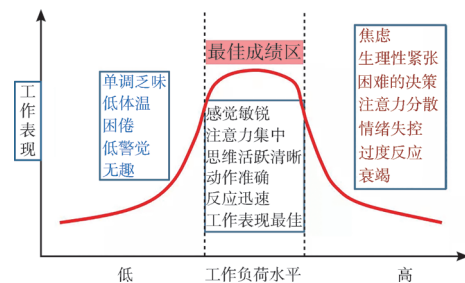


图 5 Yerkes-Dodson 倒 U 形曲线

Fig.5 Yerkes-Dodson Inverted U-shaped curve

(6) 生理因素:身体疲劳或不适,常见的情况有值班前休息不充分、不适当的饮酒、夜班身体状态差、环境寒冷或燥热等,均会导致沟通的障碍。

(7) 语言技巧:语音、语调、语速、词语选择、语言感染力、面部表情等都会影响沟通效果,核电厂工作人员来自全国各地,方言也是沟通的障碍之一。

社交沟通学中的“55387”定律(图 6)指出,沟通效果取决于三个方面:一是说话时的肢体语言,包括手势、表情、动作等,即视觉占比最高达到 55%;二是不同的人或同一个人因场合不同,使用相同语言时会发出不同的声音,即听觉占到了 38%;三是所使用的语言符号,即要说的内容传递的信息量只占 7%<sup>[6]</sup>。

运行工作中电话沟通较多,因无法看到对方的肢体语言,更要关注声音和文字的准确性。在使用邮件、通信软件时,因只有文字,信息量更少,所以在较复杂的情景或工作条件允许时,尽量选择面对面沟通。

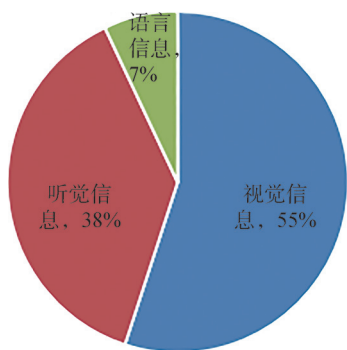


图6 55387定律  
Fig.6 The law of 55387

(8) 噪声干扰:很多厂房存在机器和通风噪声,工作人员须佩戴防护耳塞,有的厂房通讯信号不稳定,都会导致信息通道受干扰,影响沟通效果。

### 3 运行工作沟通能力提升实践

Y核电厂在反应堆操纵员核心能力模型构建中,引入非技术能力的概念,包括沟通、领导力、负荷管理三项能力,称为操纵员的“软实力”,各项能力均有相应的要素和标准,便于在培训中进行评价。

沟通既有助于领导力和负荷管理能力的有效实现,也会受到它们的影响,三项能力相辅相成、融会贯通,帮助运行人员更好地运用个人和团队的知识、技能、经验等技术能力即“硬实力”,以更加安全高效地完成工作。

#### 3.1 沟通能力在行为规范中的应用

运行人员的软、硬实力体现在具体的工作过程中,通过行为规范达到可视化的效果,这需要将行为规范有机地融入各项任务中,具体关系如图7所示。Y核电厂推广使用《运行人员高标准行为规范》,包括有效性沟通法、信息举手通报法、试验过程控制、反应性操作法、操作监控规范、程序使用规范、聚焦连续风险、报警响应规范、多项任务管理、巡盘唤醒制度、质疑态度规范等十二项,每一项均从“为何使用”“何时使用”“如何使用”“使用技巧”四个方面梳理行为规范的人因工程学基本原理和具体做法。其中有效性沟通法和信息举手通报两

项要求依据沟通的定义、过程和陷阱,是推荐实用的方法,以提高沟通准确性、保证信息传递及时有效,是其他行为规范的基础工具。

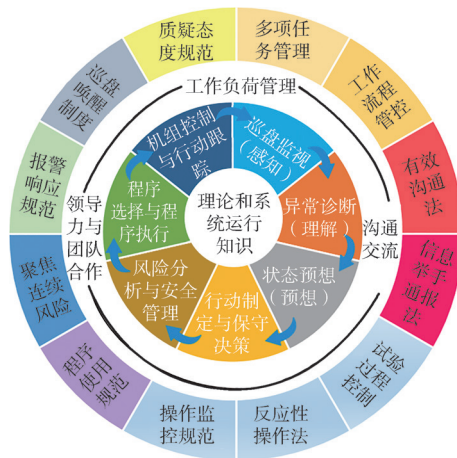


图7 非技术技能和高标准行为规范示意图  
Fig.7 Graph of relationship between non-technical skills and high standards of behavior

#### 3.2 信息举手通报介绍

以“信息举手通报”为例,Y核电厂《运行人员高标准行为规范》中“为何使用”“何时使用”“如何使用”“使用技巧”具体如下。

##### (1) 为何使用

信息可靠传递是核电厂工作正确、及时和有效的前提,但在实际工作中多次出现因信息传递失效而产生的失误。

人在同一时间内感知的对象是有限的。在沟通信息时,若注意力不能聚焦,则可能会产生信息丢失或衰减。如果主控室工作事务较多,执照人员专注于正在执行的工作,则更容易忽略或者误解传递的信息内容,从而导致工作失误。

为提高信息传递可靠性,运行人员可采用信息举手通报。信息发送者通过举手,提醒有重要信息需接收;信息接收者通过举手,表明已中断当前工作,沟通参与者聚焦注意力,确保具备信息沟通的条件。信息举手通报能提升执照人员工作过程的仪式感,提升对核安全控制的专注力和执照岗位的敬畏心。

##### (2) 何时使用

信息举手通报适用于以下类型的重要信息

通报:出现非预期报警;计划 IO 工作始点、随机 IO 的宣布;A 类、R 类工作始点;大修期间重要或高风险工作的始点;事故或瞬态处理过程中的重要操作;信息发送者认为有必要的情况均可使用。

### (3) 如何使用

发送者举起右手,五指并拢,掌心正对信息接收者,掌心与眼同高,小臂保持竖直,目视信息接收者,呼叫信息接收者的姓名或职务,然后说“信息通报”。

信息接收者听到呼叫,中断正在执行的工作,举起右手,掌心正对信息发送者,掌心与眼同高,小臂保持竖直,目视信息发送者,并回复“请讲”。

信息沟通双方确认具备信息沟通条件,将手放下,信息沟通结束后,信息接收者回复“收到”。

### (4) 应用技巧

使用信息举手通报,会转移、占用信息接收者的注意力。信息发送者发送信息前,需根据实际情形判断时机,如信息接收者正专注于某一项连续操作,或进行需立即响应、干预的报警等,应考虑立即发送信息的必要性;如果接收者不具备信息沟通条件,可回复“稍等”。

信息举手通报使用右手,对中断信息沟通者当前正在执行的操作有正面作用。



图 8 信息举手通报

Fig.8 Raise one's hand to report

## 4 结论

通过沟通理论的学习,运行人员理解了沟通的概念和常见障碍,经过模拟训练和实践强化,在沟通陷阱出现时可以有效识别并应对、消除。在工作过程中,《运行人员高标准行为规范》里“有效性沟通”简要总结了三段式沟通模型,提供了有效性沟通的方法和技巧,并汇总了典型的失效情景;“信息举手通报”以聚焦沟通的方式,克服人的注意力单通道特性。结合“有效性沟通法”和“信息举手通报”两项行为规范的具体要求,运行人员自觉地将准确沟通的意识融入各项工作中并有效应用。

好习惯的养成是一个长期的过程。Y 核电厂结合运行人员行为观察、管理巡视、行为规范视频抽查等措施,经过个人努力和外部监督,持续纠正不规范的行为,帮助运行人员形成正确的沟通习惯。《运行人员高标准行为规范》也助力 Y 核电厂在 2022 年实现执照人员无人因失误的良好绩效。

结合沟通理论,运行人员在实践中积累经验、深刻认识沟通的障碍,强化方法和技巧的使用,日积月累,工作沟通能力必将得到全面提升,从而减少沟通偏差,提高工作准确率和效率。

## 参考文献

- [1] 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): 67.
- [2] 樊登. 可复制的沟通力 [M]. 北京: 中信出版集团, 2020.
- [3] 王金华. 核电厂中事件发生机理与人因管理 [J]. 核安全, 2014, 13 (2): 4.
- [4] 许友龙, 刘莞, 郑丽馨, 等. 近五年核电厂人因相关运行事件统计分析与建议 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 51-52.
- [5] 术守喜, 马文来. 人为因素与机组资源管理 [M]. 北京: 北京航空航天大学出版社, 2015.
- [6] 陈东锋, 籍尹超, 张庆余. 机组资源管理导论 [M]. 北京: 国防工业出版社, 2021.

# Exploration and Practice of Improving the Work Communication Ability of Nuclear Power Plant Operators

Chen Haoming, Zhang Zhanying, Chen Xuebao

(Yangjiang Nuclear Power Company, Yangjiang 529941, China)

**Abstract:** Communication is everywhere and very important. Irregular communication methods and casual information exchange at work not only reduce efficiency, occupy unnecessary time and energy, but also may have more serious practical consequences. One of the requirements of nuclear safety culture for practitioners is “mutual communication work habits”, to develop rigorous, professional and standardized communication habits, in the work is a high requirement, need to combine the actual power plant to help staff understand the concept, principles and influencing factors of communication, supplemented by professional, systematic training, in order to establish communication awareness, master communication skills, so as to improve the team’s communication accuracy, to achieve effective transmission of information, reduce communication errors, efficient and comfortable work. With the help of communication psychology theory, combined with the characteristics of nuclear power plant operation jobs, this paper summarizes the practical experience and methods of effective communication, aiming to improve the communication ability of operators and improve work efficiency.

**Key words:** nuclear power plant; operators; human error; communication

(责任编辑: 许龙飞)



杜芸,刘镛,卓钰铖,等.非能动核电厂 SBO 事故风险重要序列耦合定量化[J].核安全,2024,23(2):29-36.

Du Yun,Liu Di,Zhuo Yucheng,et al. Coupling Quantification of SBO Risk Significant Sequences of Passive NPP [J]. Nuclear Safety,2024,23(2): 29-36.

## 非能动核电厂 SBO 事故风险重要序列耦合定量化

杜芸<sup>1,2</sup>,刘镛<sup>2</sup>,卓钰铖<sup>2</sup>,张琴芳<sup>2</sup>

(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:** 风险指引的安全裕度特性分析 (RISMC) 方法旨在运用耦合概率论安全分析和确定论安全分析的方法对事故序列的动态进程、事故发生概率和堆芯损伤频率进行评估。文章运用 RISMC 方法针对非能动核电厂全厂断电 (SBO) 事故中风险最显著的序列进行耦合定量化,通过筛选重要序列,确定重要不确定性参数、重要系统,热工模拟事故场景,计算条件失效概率和最终耦合分析得到更具现实意义的堆芯损伤频率 (CDF)。在解除了重要系统的成功准则 (自动卸压系统的阀门有效数),并且综合考虑了随机参数不确定性 (外电恢复时间) 和认知参数的不确定性 (堆芯补水箱阀门阻力) 之后, SBO 事故风险重要序列的 CDF 存在一定程度的下降,这说明原始 PSA 分析存在一定的保守性,并且由精细的计算分析结论对处理 SBO 事故得出建设性意见。文章所述计算分析不仅有效地实践了一种新的耦合定量化安全分析方法,重新量化了 SBO 事故的风险重要序列,而且对优化 SBO 事故运行规程有一定的指导意义。

**关键词:** 风险指引; 概率安全分析; 非能动核电厂; 全厂断电

**中图分类号:** TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 02-0029-08

自 2011 年福岛核事故<sup>[1]</sup>以来,全厂断电 (SBO) 事故成为全球核电专家研究的重点,但单独运用传统的概率安全分析 (PSA) 方法和确定论方法无法更全面动态地对核电厂 SBO 事故进行现实性的描述,故很难进一步找到事故响应中的薄弱环节,同时也很难对运行经验进行指导。

风险指引的安全裕度特性评价 (RISMC) 方法<sup>[2]</sup>旨在耦合传统 PSA 方法和传统确定论方法,类似于最佳估算加不确定性分析方法 (BEPU),是对核电厂进行现实性的最佳估算模

拟叠加对不确定性的量化的方法。但不同的是,RISMC 方法不仅能对事故进程进行动态模拟,而且能对这种动态的变化进行风险评估,同时综合考量认知性不确定性参数和随机性不确定性参数对评估结果造成的影响。该方法于 2009 年由美国核管会提出,爱达荷实验室开发 RAVEN 计算平台耦合确定论软件和概率论软件,美国、意大利、韩国等国的学者不仅将该方法应用于压水堆大中破口、丧失给水事故、沸水堆全厂断电事故等内部事件中,也应用于外部水淹等事件中,利用该方法评估重要系统的

收稿日期: 2023-05-07 修回日期: 2023-06-27

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,在站博士后,现主要从事 PSA 内部事件分析工作以及先进和安全评价方法的研究与应用工作

运行、重要参数的不确定性、人员可靠性或者非能动元件可靠性对电厂风险的影响<sup>[3-6]</sup>。我国科技部于2019年正式立项关于RISMIC的国家重点研发计划,由哈尔滨工程大学牵头,联合清华大学、核与辐射安全中心和多家核电设计研究单位,一同系统地对该方法的方法论、软件开发、案例分析、应用等问题开展深入研究<sup>[7]</sup>。

对于非能动核电厂而言,虽然SBO已经不是对堆芯损伤频率(CDF)贡献最大的始发事件,但是如何进一步提升非能动核电厂应对SBO事故的能力,依旧是从业人员关注的重点,而RISMIC方法有潜力更现实性地对SBO事故进行分析,提出建设性的风险见解。

## 1 风险指引的安全裕度特性评价方法

风险指引的安全裕度的含义为具有概率属性的安全裕度,即量化出负载大于能力的可能性。目前,业内对于能力曲线依然采用单一取值或者三角分布的方式进行估计,主要研究和分析重心集中在对负载曲线的获取上。基于RISMIC通用方法的执行程序<sup>[7]</sup>(图1),堆芯损伤频率如公式1所示,即堆芯损伤频率等于始发事件频率、序列发生概率和条件失效概率的乘积。

$$CDF = F_{IE} \times P_{seq} \times P_{ce} \quad (1)$$

本文基于RISMIC分析的思想以非能动核电厂SBO事故中风险重要序列为例,修改事件树和故障树建模,对堆芯损伤频率进行重新量化评估,得到新的风险见解。

## 2 分析对象

本次分析的事故是某非能动核电厂的全厂断电(SBO)事故,全厂断电事故是指在核电厂内给重要和非重要配电装置母线供电的交流电源全部丧失时,即失去厂外电源时,主发电机跳闸且厂内应急交流电源故障引发的事故。

全厂断电(SBO)事故在概率论的分析中作为丧失厂外电源(LOSP)事件的重要分支进行分析和计算。在原有PSA模型的假设中,认为半个小时之内外电没有恢复并且两列AC电源

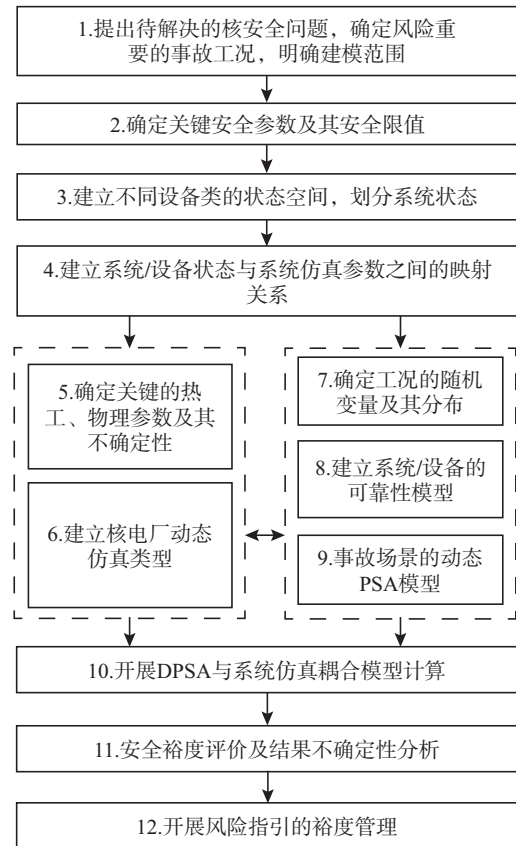


图1 RISMIC分析框架

Fig.1 Framework of RISMIC methodology

失效则进入SBO。本文根据事件树建模和相应题头事件对应系统的故障树建模,对SBO事故引发的堆芯损伤频率进行计算,得到各个序列的堆芯损伤频率。SBO序列中CDF贡献排名前三位的分别是:

(1) LOSP-0044:由于自动卸压系统(ADS)失效,导致堆芯冷却剂系统(RCS)未能实现降压,使得堆芯失去有效补水而导致裸露受损;

(2) LOSP-0039:虽然由ADS实现RCS完全降压,且在正常余排系统(RNS)失效情况下,由堆芯补水箱(CMT)/安注箱(ACC)和内置换料水箱(IRWST)实现堆芯补水,但是安全壳地坑再循环失效,使得堆芯因失去长期冷却而受损;

(3) LOSP-0043:虽然首先由CMT/ACC实现早期堆芯补水,且由ADS实现RCS完全降压,但在RNS失效的情况下,IRWST也失效使得堆芯因失去有效补水而导致裸露受损。

值得注意的是,由于非能动核电厂的非能动特性,SBO 事件导致的 CD 序列与能动电厂的情况不同,已经不是全厂 CDF 的主要贡献。

### 3 重要系统和不确定性参数筛选

根据传统确定论和概率论对 SBO 事故的分析,本文对重要序列对应的重要系统进行筛选,对重要度或者不确定性较高的参数进行筛选。

#### 3.1 重要的不确定性参数

基于确定论的分析,在研究 SBO 动态特性时,要抽样的不确定性参数可参考以下范围:初始值(堆功率、反应堆冷却剂温度、一二回路系统压力、主系统流量等)、衰变热相关参数、反应堆冷却剂泵状态、稳压器和蒸汽发生器安全阀状态、二次侧状态(给水状态、系统压力)、非能动堆芯冷却系统(PXS)阻力、CMT 补水流量及温度、IRWST 初始水温和水装量等。

基于概率论分析,由于保守没有考虑外电半个小时之后恢复的可能性,所以仅从重要度排序的角度,筛选出对 CDF 贡献最大的系统主要为非能动余热排出系统(换热器出口阀门和返回槽阀门、换热器)、保护和监测系统(PMS)(软硬件共因失效)、安全壳地坑再循环系统(地坑滤网堵塞)、ADS 系统(阀门失效)、EDS 系统(蓄电池失效)和 IRWST 系统(滤网堵塞、阀门失效)等。

#### 3.2 重要序列和系统

综合考虑确定论和 PSA 分析的结论,本文针对 CDF 贡献最大的序列 44、39、43 进行分析,非能动余热排出系统(PRHR)、ADS 系统、IRWST 系统的重要度和敏感性较高。而这些系统成功的列数或者有效的阀门数是重要的离散型的不确定性参数,如果计算资源足够,可以考虑解除这几个系统的成功准则设置,分列对事件树的分支进行进一步细分,计算相应分支的概率。序列最终的 CD 与否将不能直接判断出来,而是由热工计算得到发生 CD 的条件概率。

最终本文将发生 CD 的条件概率和对应序列的发生频率相乘得到该序列的 CDF,以实现确定论分析和概率论分析计算的耦合。

## 4 RISMC 耦合模型

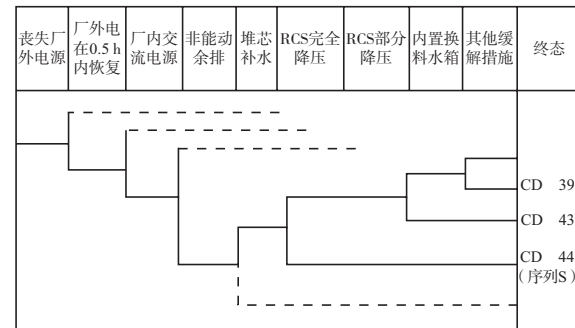


图2 丧失厂外电源事件树

Fig.2 Traditional PSA event tree of loss of offsite power

本文聚焦原 PSA 模型中的序列 S(即图 2 中的序列 44),即风险最显著的序列。采用蒙特卡罗 - 离散动态事件树耦合方法(MCDET)对两种分析模型进行耦合。蒙特卡罗(MC)抽样方法简单直接,优势在于处理认知性参数以及与认知性参数属性相似的参数,但是该方法要求足够多的抽样个数,如果样本数不够,很有可能抽取不到敏感关键的参数值;而离散动态事件树方法(DDET)的优势在于处理离散型参数的不确定性,但有可能面临分支数量爆炸的问题。所以本文针对不同的参数采用不同的耦合方式,再将两种耦合方式混合起来使用。两者融合时采用在离散事件树模型基础上耦合 MC 抽样的双层嵌套的方式。

本文在建立两种模型耦合过程中,将所有设备模块化方式形成一一映射关系,确保所有 PSA 涉及的分析能够用仿真模拟其响应过程,同时能够量化出仿真模拟过程的可能性大小。

针对 CDF 主要贡献的序列,本文进一步细分不同系统/设备的组合情况,主要考虑了如下题头和离散分支:

(1)厂外电源的恢复(主要考虑可给 SFW 和 RNS 系统供电):在热工重点分析的时间区间对外电恢复进行抽样并且进行仿真计算,以处理外电恢复对序列后果的影响;

(2)第二级、第三级 ADS 开启个数;

(3)第四级 ADS 开启个数。

根据以上考虑建立离散动态 SBO 事件树, 由于离散事件树的分支空前增大, 为了分析的方便, 针对原 PSA 模型中的风险重要序列 S, 本文简化并改进了事件树(图 3)。其中主要考虑 ADS 开启列数的离散, 在不确定性抽样参数中考虑外电恢复的时间, 去掉外电恢复的题头。由于可以预见外电恢复的时间对结果的影响会非常显著, 所以仅仅增加考虑 CMT 阀门阻力系数的不确定性作为另一个重要的不确定性抽样参数。

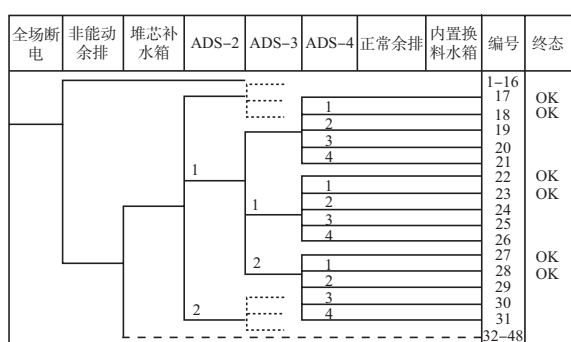


图 3 SBO 事故风险重要序列扩展事件树(案例分析示例)  
Fig.3 Discrete event tree of risk significant sequences of SBO

## 5 RISMC 耦合模型序列量化

### 5.1 序列发生频率的计算

对于图 2 中 SBO 导致 CD 的主要贡献序列 S, 对 ADS 系统进行离散后的事件树如图 3 所示。原 PSA 模型中 CD 序列 44 的含义是: 发生丧失外电源事件之后, 外电源在半个小时之内没有恢复, 进入 SBO, PRHR 无效, CMT 有效, ADS 完全降压失败, 即 ADS4 开启个数少于 3 个, 则堆芯损伤。原模型中的序列 44 离散成为图 3 中的序列 4-6, 序列 9-11, 序列 14-16, 序列 19-21, 序列 24-26, 序列 29-31, 序列 34-36, 序列 39-41, 序列 44-46 的总和。

与传统 PSA 模型相比, 各题头的意义已经发生了变化, 不再是以成功准则为依据, 而是以系统配置为计算依据, 各题头输入主要差异包括以下几个方面。

(1) 新建题头 ADS2, 分支“1”表示第 2 级

ADS 有 1 条管线开启, 1 条管线失效; 分支“2”表示第 2 级 ADS 两条管线均失效。

(2) 新建题头 ADS3, 分支号的定义与题头 ADS2 类似。

(3) 新建题头 ADS4, 分支“1”表示第 4 级 ADS 有 1 条管线失效, 3 条管线开启; 分支“2”表示第 4 级 ADS 有 2 条管线失效, 2 条管线开启; 分支“3”表示第 4 级 ADS 有 3 条管线失效, 1 条管线开启; 分支“4”表示第 4 级 ADS 全部失效。

(4) 由于 SFW 和 RNS 的投入与厂外电源的恢复有关, 厂外电源的恢复时间抽样考虑不确定性, 故厂外电源恢复、SFW、RNS 暂不在事件树模型中考虑。

其他 PSA 模型设置与传统 PSA 模型基本一致。

根据上述设置, 本文计算得到序列 44 的所有离散序列的发生频率。其中, 发生频率在  $-13$  量级及以上的终态不确定的序列如下。

(1) 序列 46: 发生频率  $5.39 \times 10^{-12}$ /堆年, PRHR 无效, CMT 至少 1 台有效, 第 2 级、第 3 级、第 4 级 ADS 均失效。

(2) 序列 4: 发生频率  $1.48 \times 10^{-12}$ /堆年, PRHR 无效, CMT 至少 1 台有效, 第 2 级 ADS 开启 2 台, 第 3 级 ADS 开启 2 台, 第 4 级 ADS 开启 2 台。

(3) 序列 24: 发生频率  $1.33 \times 10^{-12}$ /堆年, 与序列 4 类似, 但第 2 级 ADS 开启 1 台, 第 3 级 ADS 开启 1 台。

(4) 序列 5: 发生频率  $4.59 \times 10^{-13}$ /堆年, PRHR 无效, CMT 至少 1 台有效, 第 2 级 ADS 开启 2 台, 第 3 级 ADS 开启 2 台, 第 4 级 ADS 开启 1 台。

(5) 序列 6: 发生频率  $1.82 \times 10^{-13}$ /堆年, 与序列 5 类似, 但第 4 级 ADS 全部失效。

本文选择耦合模型中的序列 6, 24, 40, 41, 44, 45 作为典型案例进行耦合分析(图 3)。其中, 序列 24 可以适当包络序列 4, 序列 6 可以适当包络序列 5。而序列 46 条件非常苛刻, 暂时认为 CD 序列。同时增加热工专家判断, 认为条

件苛刻但终态不明确的序列为 40,41,44,45。

## 5.2 模拟计算分析

对上节所述 6 条序列进行仿真模拟,同时对 CMT 阻力和厂外电恢复(启动给水和 RNS 投入)时间开展 MC 抽样。为了提高计算 CDF 的效率,对厂外电恢复时间的抽样将集中于相对重要的时间区间内,此范围根据大量抽样前的敏感性热工分析确定。CMT 阻力系数采用均匀分布,外电恢复时间采用 NUREG-6890<sup>[9]</sup>中的拟合曲线,符合对数正态分布,抽样分布和区间见表 1。

表 1 关键不确定参数抽样分布和范围

Table 1 Uncertainty parameters sampling distribution and range

抽样参数	分布函数	抽样区间
恢复厂外电时间/h	对数正态分布 <sup>[9]</sup>	0.97-3.47(序列 40,41,44,45)
恢复厂外电时间/h	对数正态分布 <sup>[9]</sup>	1.67-4.72(序列 6,24)
CMT 阀门阻力	均匀分布	2.2-8.2

考虑到计算资源和时间的限制,参考 Wilk's 原理按照每条序列抽样数 100 的量级考虑,由于外电恢复时间的抽样区间经过预先分析得以缩小,概率占全范围的 25%,所以选择 150 为总抽样数,其当量抽样数为 600,即抽样计算的效果与抽样 600 次相当。最终,上述序列的总有效抽样数为 148。本分析对 CMT 阻力和厂外电恢复时间进行了抽样。CMT 阻力会影响 CMT 注射流量,厂外电恢复时间会影响启动给水和 RNS 可用的时间。启动给水在 RCS 环路存在自然循环流量时可有效冷却堆芯,但当环路产汽导致自然循环中断时无法冷却堆芯。当系统压力降至 RNS 可用压力时,可由 RNS 低压注射模式冷却堆芯。

各序列的计算假设和计算结果如下:

序列 6 :CMT 至少 1 台有效,PRHR 无效,第 2 级 ADS 开启 2 台,第 3 级 ADS 开启 2 台,第 4 级 ADS 失效。当厂外电恢复时间较早时,

由启动给水带走堆芯热量。当厂外电恢复时间较晚时,由 RNS 带走堆芯热量。抽样计算 19 个案例,其中 4 个 CD。

序列 24 :CMT 至少 1 台有效,PRHR 无效,第 2 级 ADS 开启 1 台,第 3 级 ADS 开启 1 台,第 4 级 ADS 开启 2 台。当厂外电恢复时间较早时,由启动给水带走堆芯热量。当厂外电恢复时间较晚时,ADS 第 2~4 级有效的阀门可充分卸压,由 IRWST 注射带走堆芯热量。经分析,本序列的成功与否与外电恢复没有关系,PCT 不会超过燃料包壳温度限值。

序列 40 :CMT 至少 1 台有效,PRHR 无效,第 2 级 ADS 无效,第 3 级 ADS 开启 1 台;第 4 级 ADS 开启 1 台。当厂外电恢复时间较早时,由启动给水带走堆芯热量。当厂外电恢复时间较晚时,ADS 第 3~4 级有效可充分卸压,由 IRWST 注射带走堆芯热量。经分析,本序列的成功与否与外电恢复没有关系,PCT 不会超过燃料包壳温度限值。

序列 41 :CMT 至少 1 台有效,PRHR 无效,第 2 级 ADS 无效,第 3 级 ADS 开启 1 台,第 4 级 ADS 失效。当厂外电恢复时间较早时,由启动给水带走堆芯热量。当厂外电恢复时间较晚时,由于卸压能力不足,系统压力无法降至 RNS 和 IRWST 投运压力,PCT 将超过燃料包壳温度限值。抽样计算 36 个案例,其中 21 个 CD。

序列 44 :CMT 至少 1 台有效,PRHR 无效,第 2 级 ADS 无效,第 3 级 ADS 全部失效,第 4 级 ADS 开启 2 台。当厂外电恢复时间较早时,由启动给水带走堆芯热量。当厂外电恢复时间较晚时,由 RNS 带走堆芯热量。当厂外电恢复时间更晚时,PCT 将超过燃料包壳温度限值。抽样计算 19 个案例,其中 3 个 CD。

序列 45 :CMT 至少 1 台有效,PRHR 无效,第 2 级 ADS 无效,第 3 级 ADS 全部失效,第 4 级 ADS 开启 1 台。当厂外电恢复时间较早时,由启动给水带走堆芯热量。当厂外电恢复时间较晚时,由 RNS 带走堆芯热量。当厂外电恢复时间更晚时,PCT 将超过燃料包壳温度限值。抽样计算 29 个案例,其中 8 个 CD。

### 5.3 堆芯损伤频率的计算和结果对比

基于 RISMIC 分析方法,本文将 CDF 拆分成始发事件频率、序列发生概率和条件堆芯损伤概率的乘积(如公式 1 所示),分别计算本次分析序列的 CDF 值。

为了提高抽样热工计算的效率,以最小的资源集中于关键的范围内,对于序列 6,外电恢复时间的抽样范围为 1.67~4.72 h,根据该时间的分布函数外电恢复时间小于 1.67 h 的概率为 0.7882,对应的失效概率为 0;外电恢复时间大于 4.72 h 的概率为 0.05313,失效概率为 1。对于序列 41/44/45,外电恢复时间的抽样范围为 0.97~3.47 h,外电恢复时间小于 0.97 h 的概率为 0.6557,对应的失效概率为 0;外电恢复时间大于 3.47 h 的概率为 0.0837,失效概率为 1。

抽样区间内的失效概率由 PCT 的结果统计计算得到,见表 2。由公式 1 计算分析序列的 CDF 值。

- 序列 6 :

$$CDF=1.82 \times 10^{-13} \times (0.7882 \times 0+0.1587 \times 0.211+0.05313 \times 1)=1.57 \times 10^{-14}/\text{堆年}。$$

- 序列 24 :根据热工分析的结论,该序列的终态在目前所考虑的不确定性参数的影响下始终为成功,所以 CDF 为 0。

- 序列 40 :根据热工分析的结论,该序列的终态在目前所考虑的不确定性参数的影响下始终为成功,所以 CDF 为 0。

- 序列 41 :

$$CDF=4.48 \times 10^{-18} \times (0.6557 \times 0+0.2606 \times 0.583+0.0837 \times 1)=1.06 \times 10^{-18}/\text{堆年}。$$

- 序列 44 :

$$CDF=5.68 \times 10^{-16} \times (0.6557 \times 0+0.2606 \times 0.158+0.0837 \times 1)=7.11 \times 10^{-17}/\text{堆年}。$$

- 序列 45 :

$$CDF=3.93 \times 10^{-18} \times (0.6557 \times 0+0.2606 \times 0.276+0.0837 \times 1)=6.14 \times 10^{-19}/\text{堆年}。$$

本次的分析计算主要针对原 PSA 模型中 CDF 最大的序列 S(图 2),在传统 PSA 模型中,基于外电网半小时之内恢复的题头假设,并没有考虑外电在半个小时之后恢复对核电厂的缓解作用。而基于 RISMIC 方法的耦合计算,需要综合考量实际情况中的不确定性参数,如外电网恢复(任何时间)和 ADS 阀门开启个数对序列 CD 风险的影响。由表 2 的结果显示,本次所分析的 6 个序列的 CDF 在概率论与确定论耦合作用下和重要参数的不确定性考虑下得到了较为明显的减小。对于与序列 6 类似的序列 5,由于序列 6 的条件比序列 5 更加严苛,所以可以乐观地估计序列 5 的 CDF 减小率将略大于序列 6 的减小率。

序列 24 和序列 40 从本次抽样计算的结果中显示为 OK 序列,CDF 减小率为 100%。这说明在序列 24 和序列 40 的系统配置下,即使外电没有恢复,电厂也是安全的,这与以往的分析假设有所不同。同样地,针对与序列 24 类似的

表 2 RISMIC 方法下特定序列的 CDF  
Table 2 Specific sequences CDF based on RISMIC and traditional PSA

序列	序列发生频率 / 堆年	条件失效概率(抽样范围内的失效概率)	耦合结果 / 堆年	传统 PSA 方法计算结果 / 堆年	变化量
序列 6	$1.82 \times 10^{-13}$	0.211	$1.57 \times 10^{-14}$	$1.27 \times 10^{-13}$	-87.6%
序列 24	$1.33 \times 10^{-12}$	0(OK)	0	$9.31 \times 10^{-13}$	-100%
序列 40	$2.09 \times 10^{-16}$	0(OK)	0	$1.46 \times 10^{-16}$	-100%
序列 41	$4.48 \times 10^{-18}$	0.583	$1.06 \times 10^{-18}$	$3.14 \times 10^{-18}$	-66.2%
序列 44	$5.68 \times 10^{-16}$	0.158	$7.11 \times 10^{-17}$	$3.98 \times 10^{-16}$	-82.1%
序列 45	$3.93 \times 10^{-18}$	0.276	$6.14 \times 10^{-19}$	$2.75 \times 10^{-18}$	-77.7%

序列 4, 可以预测也会有相同的结论, CDF 的减小率也近似于 100%。由以上粗略的计算可知, SBO 事故的 CDF 减小量将不少于  $2.36 \times 10^{-12}$ /堆年。

## 6 结论

本文以非能动核电厂 SBO 事故的风险重要序列为研究对象, 运用 RISMIC 的分析理论和框架, 采用本项目开发的计算平台 CARS, 以热工程序 RELAP5 以及 PSA 计算程序 RiskSpectrum (RS) 作为分析工具, 对特定序列的 CDF 进行了重新评估。经过计算分析和方法的实践得到以下结论:

(1) RISMIC 方法的确能够在综合考量认知性参数和随机性参数的不确定性的基础上对事故动态进程进行良好的描述, 并且量化出概率性的安全裕度。本次分析针对原 PSA 事件树中的风险重要序列, 对于 SBO 事故中重要的参数——外电恢复的时间采用抽样的方法处理其不确定性, 对于重要系统的成功准则进行松绑, 将题头离散成多种配置的排列组合, 更加精细化地对事故序列进行计算和分析。

(2) 此次案例分析针对 SBO 事故中的风险最为显著的序列, 计算结果显示, 对于本报告所选择的 SBO 事故中的风险重要序列, 基于 RISMIC 方法的 CDF 计算结果有明显的下降, 说明该方法能够去掉不必要的保守性, 更加现实地对事故的风险进行评估。区别于 BEPU 的确定论安全分析方法, 基于风险指引的安全裕度特性更加注重对事故动态特性和风险现实性的评价, 在后续的研究中将加强对结果不确定性的评估, 将更有利于核电业主进行决策制定。

(3) 针对非能动电厂的 SBO 事故, 运用该方法 CDF 变化量的绝对值虽然并不显著, 但可

以预见针对能动电厂该 CDF 变化量的绝对值。经过更细致的分析可以得到: 核电厂操纵员在应对 SBO 事故时, 可以尝试采用优先保证 1 列 CMT 有效, 1 个第 3 级 ADS 阀门开启以及 1 个第 4 级 ADS 阀门开启的操作, 来避免早期堆芯损伤。

## 参考文献

- [1] Gauntt, R., et al. Fukushima Daiichi Accident Study: Status as of April 2012 [R]. Sandia National Laboratories, SAND2012-6173.
- [2] 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.
- [3] Sherry R R, et al. Pilot application of risk informed safety margin characterization to a total loss of feedwater event [J]. Reliability Engineering and System Safety, 117 (2013): 65-72.
- [4] Mandelli D, Ma Z, Smith C. Comparison of a traditional probabilistic risk assessment approach with advanced safety analysis [J]. Transactions of the American Nuclear Society, 2014, 111: 459-462.
- [5] Zoino A, Alfonsi A, Rabiti C, et al. Performance-based ECCS cladding acceptance criteria: A new simulation approach [J]. Annals of Nuclear Energy, 2016: S0306454916308544.
- [6] 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.
- [7] 王贺, 孙大彬, 徐安琪, 等. 核电厂风险指引的安全裕度特性技术研究 [J]. 中国基础科学, 2021, 23 (4): 35-40.
- [8] 孙汉虹. 第三代核电技术 AP1000 [M]. 北京: 中国电力出版社, 2010.
- [9] Reevaluation of station blackout risk at nuclear power plant analysis of loss of offsite power event: 1986-2004, NUREG/CR-6890, vol.1, 2005.

# Coupling Quantification of SBO Risk Significant Sequences of Passive NPP

Du Yun<sup>1,2</sup>, Liu Di<sup>2</sup>, Zhuo Yucheng<sup>2</sup>, Zhang Qinfang<sup>2</sup>

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

**Abstract:** Risk-informed safety margin characteristic methodology (RISMC) aims at evaluating the dynamic accident process, accident probability and core damage frequency of accident sequence by using the method of coupling probability safety analysis and deterministic safety analysis. This method requires to deal with stochastic uncertainty parameters and epistemic uncertainty parameters at the same time. In this paper, the RISMC method is used to re-quantify the core damage frequency of risk significant sequence in Station Black Out (SBO) accident of passive nuclear power plant with the coupling way. A risk significant sequence S is chosen as analysis subject. After removing the success criterion of the important system heading, the sequence has been developed to a discrete event tree to be detail analyzed. By considering and sampling the uncertainty of both the random parameters and the epistemic parameters, lots of thermal-hydraulic condition has been modeled with system coeds. A new core damage frequency (CDF) coupled with sequence frequency and exceedance probability based on RISMC has been obtained. The CDF of the important sequence of SBO accident risk has a certain degree of decline, indicating that there is a certain conservatism in the original probabilistic safety analysis (PSA), and the constructive suggestions for operators responding to the SBO accident are put forward by calculation and analysis conclusions.

**Key words:** risk informed; PSA; passive NPP; station black out

(责任编辑: 徐晓娟)



鲁超,郭玉臣,刘炜,等.海地瓜聚集行为对核电站冷源的风险分析[J].核安全,2024,23(2):37-44.

Lu Chao, Guo Yuchen, Liu Wei, et al. Risk Analysis of the Aggregation Behavior of Acaudina Molpadioides on Nuclear Power Plant Cold Source [J].

Nuclear Safety, 2024, 23(2): 37-44.

## 海地瓜聚集行为对核电站冷源的风险分析

鲁超<sup>1,2</sup>, 郭玉臣<sup>1,2</sup>, 刘炜<sup>1,2,\*</sup>, 郑碧琪<sup>1,2</sup>, 黄清泽<sup>1,2</sup>, 王恒<sup>1,2</sup>, 程宏<sup>1,2</sup>, 邰凤<sup>3</sup>

(1. 自然资源部宁德海洋中心, 宁德 352000; 2. 自然资源部海洋生态监测与修复技术重点实验室, 上海 200137; 3. 宁德师范学院化学与材料学院, 宁德 352100)

**摘要:** 福建北部海域5月中下旬, 海地瓜亲体进入繁殖季节高峰期; 6月中旬小型海地瓜在沉积物浅表层生存, 9月中旬前受台风搅动可再悬浮进入水体。海地瓜繁殖能力强, 在幼体浮游阶段和小型海地瓜再悬浮阶段两次区域再分配以及核电站取水作用下, 可在核电站取水口海域形成海地瓜高聚集区; 伴随着海地瓜指数性增长, 可在7—9月形成大量的致灾小型海地瓜, 在台风等作用下悬浮进入水体, 在取水作用下聚集于鼓网并致灾。因此在海地瓜适宜生长环境建设核电站, 应开展海地瓜聚集风险评估与防控措施。

**关键词:** 福建北部海域; 海地瓜; 风险; 生存方式; 生活史; 台风; 再悬浮

**中图分类号:** Q418; Q416 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 02-0037-08

海地瓜(*Acaudina molpadioides*)俗称香参, 也称为白参、海茄子, 属海参纲(Holothuroidea)芋参目(Molpadiida)尻参科(Caudinidae), 体形略呈纺锤形, 末端逐渐变细。它们穴居在从潮间带到水深80m的软泥底, 少数生活在泥沙中<sup>[1]</sup>。

2015年8月台风影响期间小型海地瓜大量进入福建某处核电站鼓网, 在不足12小时内突破核电站安全设计阈值导致停堆, 给核电站安全运行带来隐患<sup>[2]</sup>。因此有必要开展海地瓜生存方式及生活史的相关研究, 掌握其致灾机理, 分析其风险, 为制定应对举措提供科学依据。

### 1 实验方法与数据来源

2016年5—6月(如图1a所示)、2017年4—5月(如图1c所示)、2018年8月—2019年1月(如图1b、图1d、图1e所示), 滨海电厂风险生物监测预警团队挑选打捞获取的健康海地瓜在实验室进行暂养观察, 水温在20℃左右, 盐度在28‰~32‰(如图1所示)。具体暂养方式有5种。图1a: 海水中暂养, 不间断通气; 图1b: 海水中加入沉积物暂养, 不间断通气; 图1c: 循环流动海水系统中暂养; 图1d: 循环流动海水系统内加入大量沉积物暂养; 图1e: 循环流动海水系统中使用玻璃烧杯装填沉积物进行暂养。循环流动

收稿日期: 2023-11-10 修回日期: 2024-01-03

基金项目: 自然资源部东海局青年科技基金, 项目编号: 202113; 项目名称: 福建省科技厅自然科学基金, 项目编号: 2022J05267; 项目名称: 宁德师范学院引进人才科研启动项目, 项目编号: 2019Y02; 项目名称: 自然资源部海洋生态监测与修复技术重点实验室开放研究基金, 项目编号: MEMRT202206

作者简介: 鲁超(1985—), 男, 工程师, 硕士, 研究方向为海洋环境监测、海洋生物声学在线监测、滨海电厂风险生物监测预警防治等

\* 通讯作者: 刘炜, E-mail: liuwei@ecs.mnr.gov.cn.

海水系统为斑马鱼养殖系统,海水流速较低且稳定,对沉积物无明显搅动作用。



图1 海地瓜暂养方法

Fig.1 Temporary cultivation method for *A. molpadioides*

海地瓜打捞作业为核电厂日常防控工作,主要在核电厂取水口海域(如图2所示)开展;打捞作业从2016年4月底开展,正常情况下,每周打捞1~3次,每次打捞时间为4~5h;

台风来临前会适当延长打捞时间,增加打捞次数。

表层海水水温、海水盐度来自核电厂取水口海域的岸基站数据,波浪浮标在核电厂取水口168°方向38 km处(如图2所示)。

## 2 结果与讨论

### 2.1 海地瓜成体生存行为

#### (1) 海地瓜成体环境选择性

暂养试验中海地瓜成体仅在海水中无法长期存活,多批次暂养过程中海地瓜一般存活5~6天,最长不超过20天;随着体内沉积物排泄,海地瓜密度接近水体并外力搅动下可悬浮。海地瓜发现地的沉积物类型多为黏土质粉沙,在此环境下海地瓜可正常存活;但改用杂质多、泥质硬度大且硫化物含量高的潮间带沉积物养殖时,海地瓜成体无法栖息于沉积物中。上述试验结果说明,海地瓜成体以沉积物为食,栖息于沉积物中,并对沉积环境有一定选择性。

#### (2) 海地瓜成体生存状态

经观察海地瓜头部负责迁入迁出沉积物、进食以及转向,根据小型海地瓜进食截面、进食速率等参数初步估算可知,其食物更新周

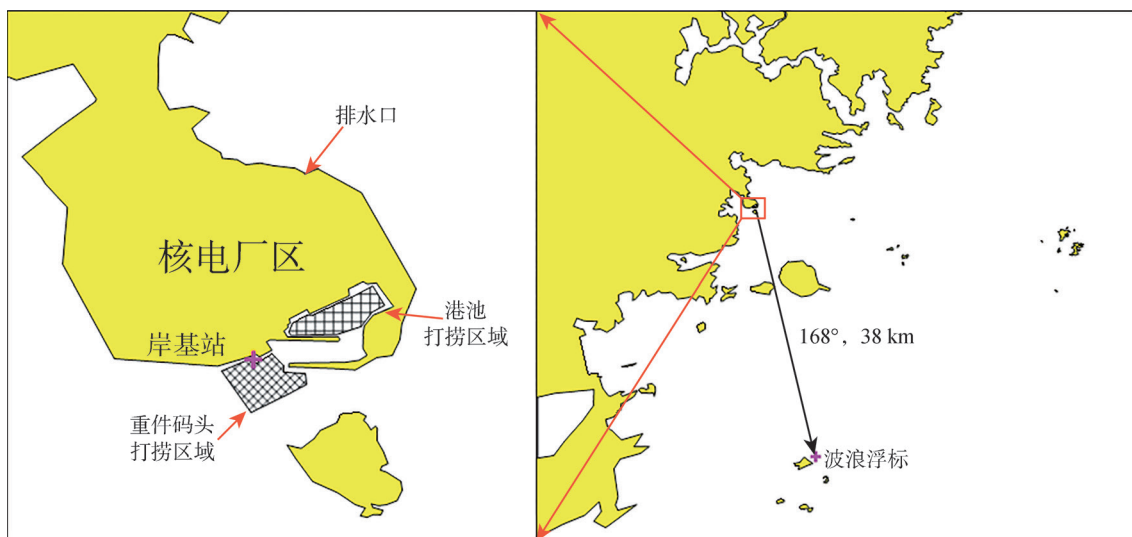


图2 核电厂、岸基监测站、波浪浮标、打捞区域的相对位置示意图

Fig.2 Diagram of the relative positions of nuclear power plants, shore-based monitoring stations, wave buoys and trawling areas

期为 6 h。尾部负责洞穴的开凿和维护、换水以及排泄,换水用于维持生命的气体交换(间隔为  $30.4s \pm 6.4s$ ),同时排水也有助于排泄和洞穴的开凿和维护。因此海地瓜需要对沉积物可食性以及方便生存等条件进行一定的选择。

由于海地瓜体内贮存一定量的海水,因此能够应对沉积物掩盖并回到适合自身的栖息深度;小型海地瓜栖息深度大概为体内无沉积物收缩状态下体长的 2 倍。海地瓜栖息在沉积物时,一方面需要头部在沉积物中进食,另一方面尾部需要在沉积物-水界面换水和排泄,因此海地瓜最深栖息深度应与体长呈正相关。当海地瓜无法交换新鲜海水时,可主动迁出沉积物并寻找合适的栖息环境。

## 2.2 海地瓜繁殖行为分析

海参类的繁殖行为多发生在夜晚<sup>[1]</sup>。由于条件限制,实验室内未观察到海地瓜繁殖行为。根据已有研究可知,5 月时大多数海地瓜性成熟,并开始排放精子和卵细胞<sup>[3]</sup>;6—7 月在核电厂取水海域获得大量的海地瓜幼体<sup>[4]</sup>,这表明海地瓜繁殖季节在 5—6 月。而在海地瓜繁殖季节期间,海地瓜的捕获量连续两年为全年最高(如图 3 所示),这说明繁殖季节海地瓜栖息深度较浅,有利于打捞捕获。

海地瓜在繁殖季节向浅表层迁移行为主要与其生存行为存在密切关系,具体原因如下:

(1)海地瓜在海水中的存活时间不超过 20 天,需

要在沉积物中持续进食且 30s 换水一次才能存活;(2)海地瓜属于雌雄异体,仅有生殖腺和生殖孔无法在沉积物中完成受精;(3)海地瓜生殖腺由多枝生殖管构成,并通过位于头部触手之间的生殖孔与外界相连,由于结构复杂,无法一次性排放生殖细胞,只能间断排放;(4)海地瓜需要快速将头部从沉积物迁出并长时间排放生殖细胞以提高受精率。

通过持续海地瓜打捞作业数据,可以将海地瓜繁殖季节时间精确到 5 月上旬至 6 月上旬,且主要繁殖高峰期在 5 月中下旬。2016—2017 年海地瓜繁殖季节表层水温均在  $20^{\circ}\text{C} \sim 25^{\circ}\text{C}$ ,其中高峰期时表层水温在  $22^{\circ}\text{C} \sim 25^{\circ}\text{C}$ ;而表层盐度 2016 年在  $23\text{‰} \sim 26\text{‰}$ ,与 2017 年的  $28\text{‰} \sim 31\text{‰}$  存在显著差异。表层水温和盐度变化表明海地瓜繁殖季节与水温关系显著,可将每年上半年  $20^{\circ}\text{C}$  水温作为海地瓜繁殖季节开始的标识。

## 2.3 海地瓜生长与发育分析

当前对海地瓜胚胎及幼体发育情况方面缺少研究,但其与现有研究的海参胚胎及幼体发育情况类似<sup>[5-8]</sup>:水温提升促进海参胚胎发育,发育进入耳状幼体从水温  $14^{\circ}\text{C}$  下用时 4 天到水温  $29^{\circ}\text{C}$  下最快用时 19 h;水温对幼体发育有一定促进作用,但促进效果不明显,最后发育至稚参时间在 15~20 天。海参胚胎与幼体体型差异不大,变态发育至稚参体高均在  $400 \mu\text{m}$  以上,见表 1。

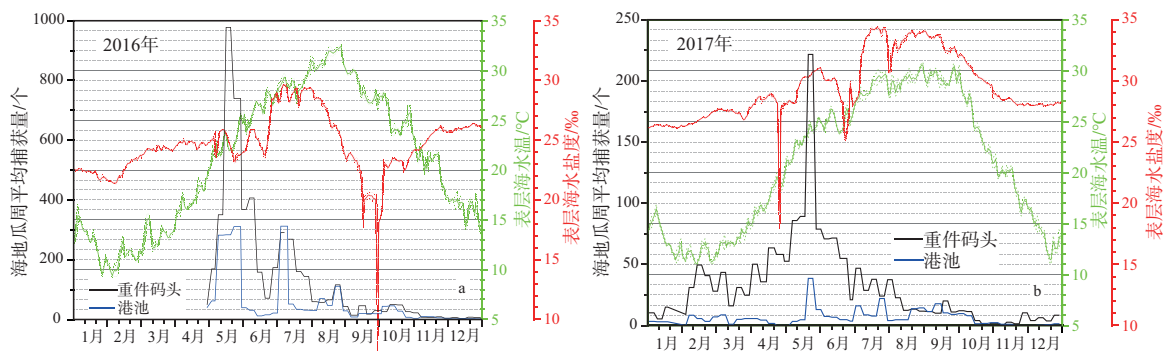


图 3 核电厂邻近海域海地瓜周平均单次捕获量与表层海水水温和盐度关系

Fig.3 Relationship between weekly average single catch of *A. molpadioides* and surface water temperature, salinity in the sea area around nuclear power plant

表1 海参胚胎和幼体发育情况  
Tab.1 Embryonic and larval development of sea cucumber

序号	物种	水温 /℃	盐度 /‰	受精率	发育过程(发育时间,平均体高)				备注
					受精卵	耳状幼体	樽形幼体	稚参	
01	加利福尼亚红刺参 <i>Parastichopus californicus</i>	14	30	95%	183.5 μm	4 d, 460.3 μm	7~10 d, 680 μm	18~20 d, >400 μm	[5]
02	刺参 <i>Apostichopus japonicus</i>	22 ± 0.5	30 ± 0.5	>95%	178.4 μm	2~4 d, 485.3 μm	10~12 d, 410.5 μm	16 d, >400 μm	[6]
03	花刺参 <i>Stichopus herrmann</i>	27~30 (28.3)	33~35	/	143 μm	31 h~4 d, 512 μm	10~13 d, 420 μm	20 d, >450 μm	[7]
04	糙海参 <i>Holothuria Scabra</i>	26~32 (29)	34	>90%	172 μm	19~34 h, 382 μm	7~10 d, 680 μm	15 d, >400 μm	[8]

海地瓜胚胎发育时,水温在 20℃ ~25℃;海地瓜幼体高含量阶段的海水水温在 25℃ ~30℃。本文据此推断海地瓜胚胎在 20℃ ~25℃ 开始发育,并在 2~4 天内完成发育进入耳状幼体阶段;在 10 天左右发育为樽形幼体,16 天左右形态变为小型海地瓜,体长大约为 400 μm。

研究人员按照海地瓜繁殖高峰期 5 月中下旬计算,6 月中旬开始有海地瓜成体从 400 μm 体长开始生长,并在 9 月中旬获得本次实验观察的小型海地瓜,可以认定海地瓜成体用时 90 天可生长至体长 20 mm 及以上(体内无沉积物收缩状态)。此生长速度较为合理,快于刺参稚参 40 天培养发育至体长 4~5 mm<sup>[1]</sup>,慢于南方糙海参稚参 60~75 天培养至体长 10~55 mm<sup>[9]</sup>。按照观察获取的小型海地瓜栖息深度规律,我们可以推测从 6 月中旬至 9 月中旬小型海地瓜栖息深度多数在 1~45 mm。

海参类生物繁殖力普遍较强<sup>[1]</sup>,初步估算一个雌性海地瓜卵细胞数量为几十万个,与每头雌性南方糙海参的平均产卵量达到百万个相当<sup>[10]</sup>。参考杨学明等(2011)实验过程中南方糙海参平均孵化率 74.23%、幼体培育至 3~5 mm 稚参时的平均成活率 2.12%<sup>[10]</sup>,将 1 只雌性海地瓜卵细胞按照最低 10 万个计,初步预估 1 个雌性海地瓜可产生 1573 个 3~50 mm 致灾水平<sup>[11]</sup>的小型海地瓜。2015 年繁殖季节海地瓜亲体数量可近似使用 2016 年繁殖季节捕获海

地瓜亲体数量(共计 12373 只),雌性海地瓜数量以 30% 计(低于实际 50%<sup>[3]</sup>),则 2015 年 8 月预估可产生 584 万只以上生存在浅表层的小型海地瓜。随着繁殖期结束,大型海地瓜纷纷向深层迁移,浅表层区域留给小型海地瓜生存;随着海地瓜个体成长,其栖息深度不断增加。

考虑 9 月小型海地瓜进食泥层厚度等效于栖息深度一半(22 mm 计),体内含泥量平均 3.28 g 且每 6 h 更新 1 次,沉积物含水率以 50% 计,颗粒物密度以 2.5 g·mL<sup>-1</sup> 计,那么 9 月时核电厂港池与取水口共计 22 万平方米的海域沉积物可供 584 万只小型海地瓜进食 100 多天,满足了海地瓜的生存需要。

#### 2.4 小型海地瓜再悬浮条件及其致灾时期分析

海地瓜成体营底栖生活,之所以能够在 2015 年 8 月 7 日致灾,主要是由于小型海地瓜在一定作用力下进入水体再悬浮,大量涌入取水鼓网导致。核电厂取水口表层水温、盐度在致灾期间与前期无较明显改变,仅在致灾后由于大量降雨使得表层水温、盐度快速下降;核电厂邻近海域波浪则由于台风影响持续增加,并在有效波高 2.5 m 时出现大量小型海地瓜涌入堵塞,同时在有效波高 4.0 m 时触发停堆(如图 4c 所示)。因此研究人员认定海地瓜再悬浮的主要作用力为台风带来的波浪。

研究表明波浪前期通过海床剪切破坏和波致沉积物震荡导致表层沉积物快速悬浮,后期通过海床液化破坏使得海床内部沉积物泵送导致沉积物再悬浮,并在 20 m 以内的浅海域控制力更强<sup>[12-16]</sup>;黄河口更是观察到波浪导致水体最高  $390 \text{ mg} \cdot \text{L}^{-1}$  的泥沙增量<sup>[17]</sup>。吉红香等<sup>[18]</sup>对某滨海电厂取水口开展波浪泥沙研究表明,核电厂取水口由于受到持续取水以及防波堤作用,呈现一定的泥沙淤积,正常情况下年淤积量为 0.1 m,2013 年台风“尤特”一次就导致最厚淤积 1.5 m。因此台风对核电厂取水口海域的影响主要体现在泥沙搅动再悬浮,部分海域呈现大量的泥沙淤积等特点。大型海地瓜由于体长较长,可通过降低栖息深度对抗泥沙悬浮和淤泥造成的洞穴堵塞,并维持进食状态。小型海地瓜由于体长较短,无法持续应对该种海地瓜,只能迁出沉积物;长时间无法持续进食将导致体内沉积物排泄,身体密度接近海水,在取水和搅动作用下进而悬浮进入水体。

2016 年 7 月初,台风“伯尼特”期间是海地瓜打捞次高峰期,验证了大型海地瓜为摆脱洞穴堵塞而向浅表层迁移的推测(如图 3a 所示);进而说明小型海地瓜只能迁出沉积物。考虑取水速率在  $80 \text{ 万 m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$  左右,按照周边平均 10 m 水深计算,抽取 33 万平方米海域的海水(核电厂港渠和重件码头海域面积的 1.5 倍)需要用时 4 h 左右。因此波浪对小型海地瓜影响应该出现在小型海地瓜堵塞发生前的 10 h(6 h 再悬浮和 4 h 取水富集);结合波浪变化情况,研究人员认为 8 月上旬小型海地瓜致灾有效波高的临界值为 2 m(如图 4c 所示)。

以有效波高 2 m 作为临界值评估小型海地瓜致灾时期。海地瓜致灾前 1 个月,2015 年 7 月台风灿鸿期间,核电厂取水口邻近海域有效波高超 2 m 并持续作用超 24 h,最大有效波高超 5 m(如图 4b 所示),未发生小型海地瓜堵塞事件;这说明 7 月上旬小型海地瓜生长发育体长过小( $< 3 \text{ mm}$ ,该发育速度与稚参差距不大<sup>[11]</sup>),因而无法导致鼓网堵塞。海地瓜致灾前一年,

2014 年 9 月台风“海鸥”期间核电厂取水口邻近海域有效波高超 2 m 并持续作用超 12 h,最大有效波高超 2.5 m;台风“凤凰”期间,核电厂取水口邻近海域有效波高超 2 m 并持续作用超 48 h,最大有效波高超 3.5 m(如图 4a 所示);两次台风期间均未发生小型海地瓜堵塞事件。海地瓜致灾后 1 个月,2015 年 9 月台风杜鹃期间,核电厂取水口邻近海域有效波高超 2 m 并持续作用超 24 h,最大有效波高超 5 m(如图 4d 所示),未发生小型海地瓜堵塞事件。这说明 9 月中旬起小型海地瓜能够抵抗波浪影响,在沉积物中持续进食。因此该海域小型海地瓜致灾时期主要集中在 7—9 月。

## 2.5 小型海地瓜对核电厂冷源风险分析

海地瓜幼体阶段营浮游生活,随着海水扩散到整个海域,海地瓜幼体经过大约 16 天发育到小型海地瓜成体进入表层沉积物栖息。在沉积物环境适宜海域,小型海地瓜存活并在底栖生物生存竞争下,海地瓜的存活率不断降低。在台风搅动影响下,小型海地瓜由于受到自身大小限制而被动进入水体,随着海流扩散被重新分配,并在适宜的海域再次生长;此外由于小型海地瓜数量较多,随着大部分小型海地瓜在区域上的再次分配有利于降低原有区域小型海地瓜的生存资源竞争。

本研究核电厂取水口海域是海地瓜适宜生长的海域,主要表现为:(1)周边海域赤潮高发<sup>[19]</sup>、初级生产力高<sup>[20]</sup>,这为海地瓜生长和繁殖提供了必要的物质基础。(2)该海域沉积物以黏土质粉沙为主,且适宜海参类生物生长<sup>[21]</sup>;这可能与该类型沉积物方便海地瓜进食、迁移,又能维持洞穴稳定性有关。(3)由于取水和防波堤的消浪作用,容易引发淤积<sup>[18]</sup>,从而形成新的沉积环境,海地瓜的竞争者减少,整体有利于提高海地瓜的存活率。

繁殖能力强大的海地瓜在其独特的扩散模式下很容易找到适宜海地瓜生长的核电厂取水口海域,海地瓜数量呈指数增长并为致灾事件发生提供足量的小型海地瓜,从本文分析可知,2015 年 8 月可能存在 584 万只小型海地瓜,且

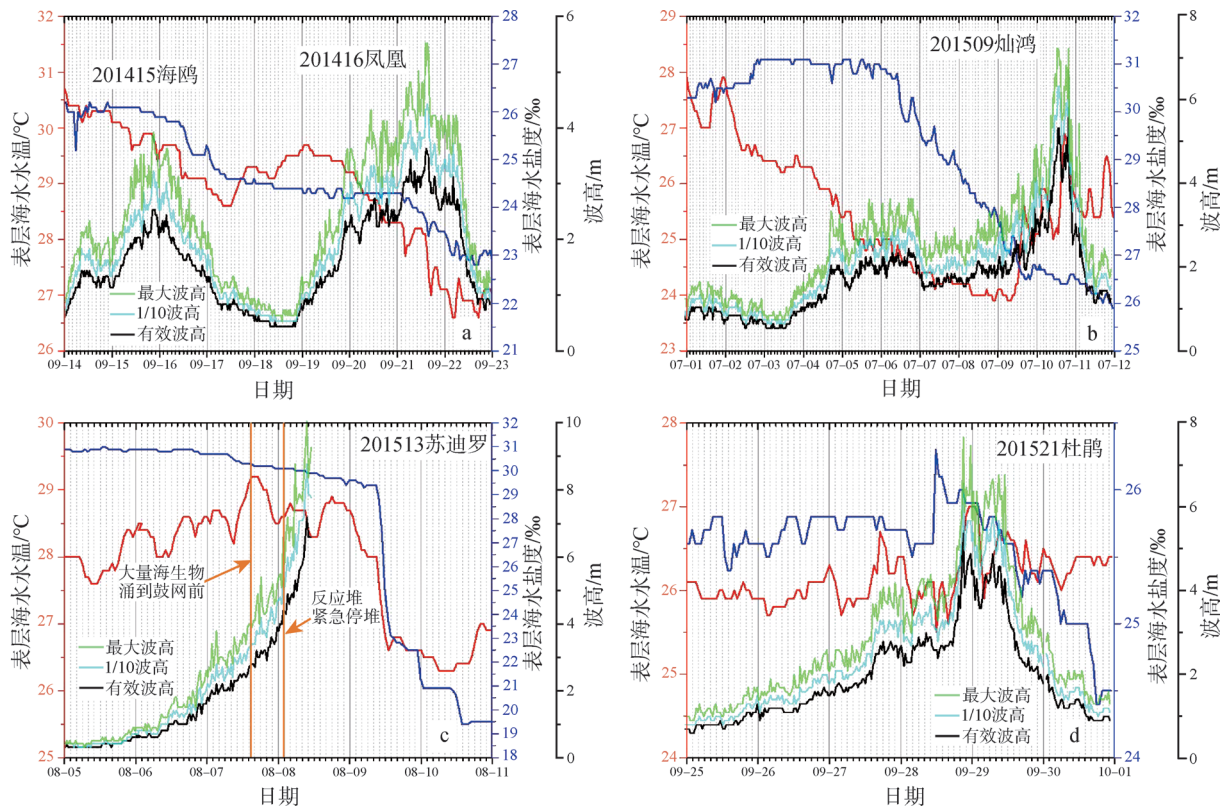


图4 7—9月台风期间核电厂邻近海域表层水温、盐度以及波浪变化情况

Fig.4 Changes of surface water temperature, salinity and waves in the sea area around nuclear power plant during typhoons from July to September

核电厂取水口海域能够满足小型海地瓜生存的物质需要。

海地瓜头部沉积物中进食以及尾部在沉积物-水界面呼吸与排泄的独特生存状态,决定了海地瓜容易受到波浪搅动影响,尤其是体长较短的小型海地瓜。本研究认为海域7—9月小型海地瓜体型处于核电厂取水不易拦截的尺寸(3~50 mm)<sup>[11]</sup>,且容易被搅动进入水体;因此2015年8月将会有累积11吨的小型海地瓜(每只以2 g计)在取水作用下聚集于鼓网之中;小型海地瓜在其韧性表皮作用下<sup>[1]</sup>更加容易堵塞鼓网,从而形成持续压差信号,进而造成自动停堆。

小型海地瓜对核电厂冷源的风险在于其容易进入水体且数量大,更深层原因是海地瓜繁殖能力强和其独特的生存模式。因此在海地瓜适宜生长环境建设核电厂时,应开展海地瓜聚集风险评估与防控措施。

### 3 结论

本文通过对海地瓜生存、繁殖以及生长发育分析结合致灾事件反演初步还原了海地瓜核电厂冷源致灾过程,并分析其对核电厂冷源的风险,具体结论如下:

福建北部海域海地瓜每年5月上旬海水水温20℃时进入繁殖季节,在5月中下旬达到高潮,繁殖过程会延续至6月上旬。海地瓜胚胎在海水中经历16天左右形态发育为小型海地瓜(体长>400 μm);6—9月浅表层生存的小型海地瓜易在台风搅动下再次进入水体。9月之后台风无法搅动小型海地瓜。海地瓜繁殖能力较强,经过幼体浮游阶段以及台风搅动再悬浮阶段两次对栖息环境再选择,可在适宜生长环境形成高聚集区。核电厂取水口海域比周边海域更加适宜海地瓜生长,并在取水富集作用下可存活大量的致灾小型海地瓜,7—9月小型

海地瓜易在台风搅动下进入水体堵塞鼓网形成致灾事件。因此在海地瓜适宜生长环境建设核电站时,应开展海地瓜聚集风险评估与防控措施。

### 参考文献

- [1] 廖玉麟. 中国动物志: 棘皮动物门(海参纲)[M]. 北京: 科学出版社, 1997.
- [2] 国家核安全局. 关于近期海洋生物或异物影响核电站取水安全事件的通报[R]. 北京: 国家核安全局, 2016.
- [3] 郑碧琪, 鲁超, 刘炜, 等. 福建北部海域海地瓜(*Acaudina molpadioides*)的性腺发育研究[J]. 海洋学报, 2021, 43(4): 133-140.
- [4] LI Xiang, WANG Guilin, LI Yunfan, et al. 2021, Quantitative Evaluation of the Larval Density of Sea Potato *Acaudina* spp. with Mitochondrial Molecular Marker [J]. Journal of Ocean University of China, 2021, 20(3): 681-687.
- [5] 严俊贤, 王世锋, 周永灿, 等. 糙海参胚胎和幼体发育的形态观察[J]. 水产学报, 2012, 36(7): 1073-1080.
- [6] 夏斌, 任贻超, 王永香, 等. 加利福尼亚红刺参胚胎及幼体发育过程[J]. 水产学报, 2017, 41(2): 221-229.
- [7] 王怀洪, 严俊贤, 冯永勤, 等. 花刺参胚胎和幼体发育的形态观察[J]. 水产科学, 2017, 36(5): 606-611.
- [8] 王冲, 孙同秋, 国俭文, 等. 黄河三角洲地区刺参胚胎及幼体发育形态观察[J]. 水产科技情报, 2019, 46(4): 196-200+205.
- [9] 冯永勤, 翁文明, 方再光, 等. 糙海参苗种规模化繁育技术研究[J]. 水产科学, 2021, 40(5): 750-756.
- [10] 杨学明, 张立, 李有宁, 等. 南方糙海参的人工催产与育苗初步试验[J]. 南方水产科学, 2011, 7(1): 39-44.
- [11] 成丰, 柳宗晓. 水下机器人在核电站取水口海生物监测中的初步应用[J]. 机器人技术与应用, 2016(4): 27-30.
- [12] YUAN Ye, WEI Hao, ZHAO Liang, et al. Observations of sediment resuspension and settling off the mouth of Jiaozhou Bay, Yellow Sea [J]. Continental Shelf Research, 2008, 28(19): 2630-2643.
- [13] 郑杰文, 贾永刚, 刘晓磊, 等. 波浪作用下沉积物再悬浮过程研究进展[J]. 海洋地质与第四纪地质, 2013, 33(5): 173-183.
- [14] 张丽萍. 黄河口沉积物液化度与再悬浮关系研究[D]. 青岛: 中国海洋大学, 2013.
- [15] 文明征, 单红仙, 张少同, 等. 海底边界层沉积物再悬浮的研究进展[J]. 海洋地质与第四纪地质, 2016, 36(1): 177-188.
- [16] Thompson C E L, Couceiro F, Fones G R, et al. In situ flume measurements of resuspension in the North Sea [J]. Estuarine, Coastal and Shelf Science, 2011, 94(1): 77-88.
- [17] 宗海波. 黄河口海域风浪诱导的泥沙再悬浮数值模拟和全球海面气象参数遥感反演[D]. 青岛: 中国海洋大学, 2009.
- [18] 吉红香, 邱静, 黄本胜. 某滨海电厂取水口波浪泥沙模型试验研究[J]. 广东水利水电, 2020(11): 37-41+78.
- [19] 何恩业, 季轩梁, 李晓, 等. 2001-2020年福建沿海赤潮灾害分级和时空分布特征研究[J]. 海洋通报, 2021, 40(5): 578-590.
- [20] 施益强, 温宥越, 肖钟湧, 等. 基于MODIS数据的福建海域近10年净初级生产力时空变化研究[J]. 中国海洋大学学报(自然科学版), 2015, 45(2): 61-68.
- [21] 张雅芝, 陈品健, 陈灿忠, 等. 福建省主要港湾潮下带底栖生物生态研究[J]. 集美大学学报(自然科学版), 1997, 2(3): 23-29.

## Risk Analysis of the Aggregation Behavior of *Acaudina molpadioides* on Nuclear Power Plant Cold Source

Lu Chao<sup>1,2</sup>, Guo Yuchen<sup>1,2</sup>, Liu Wei<sup>1,2,\*</sup>, Zheng Biqi<sup>1,2</sup>, Huang Qingze<sup>1,2</sup>, Wang Heng<sup>1,2</sup>, Cheng Hong<sup>1,2</sup>, Huan Feng<sup>3</sup>

(1. Ningde Marine Center, Ministry of Natural Resources, Ningde 352000, China; 2. Key laboratory of Marine Ecological Monitoring and Restoration Technologies, Ministry of Natural Resources, Shanghai 200137, China; 3. College of Chemistry and Materials, Ningde Normal University, Ningde 352100, China)

**Abstract:** In Middle-late May, reproductive parents reach the peak of breeding season in the northern coast of Fujian. Juveniles survive on the shallow surface of sediment in mid June, and can be resuspended into water bodies before mid September due to typhoon agitation. *Due to* strong reproductive capacity and two regional redistribution stages in the floating stage of larval and the re-suspension stage of juvenile, a high concentration area of *A. molpadioides* can be formed in nuclear power intake area under the action of water intaking. With the exponential growth of *A. molpadioides*, a large number of disaster causing juveniles can form between July and September, which are suspended in the water under the action of typhoons and other factors, and gather in the drum filter under the action of water intake, causing disasters. Therefore risk assessment and prevention measures for the aggregation of *A. molpadioides* should be carried out for the construction of nuclear power plants in suitable growing environment.

**Key words:** north coast of Fujian; *Acaudina molpadioides*; risk; survival modes; life history; typhoon; re-suspension

(责任编辑: 许龙飞)



肖玲, 卢志威, 武海龙, 等. 反应堆运行工况下 SiC 复合包壳的多物理场耦合性能分析[J]. 核安全, 2024, 23(2): 45-53.

Xiao Ling, Lu Zhiwei, Wu Hailong, et al. Multiphysics Analysis of Advanced Fuel Performance With SiC Cladding Under normal Operating Conditions in a Light Water Reactor [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(2): 45-53.

## 反应堆运行工况下 SiC 复合包壳的多物理场耦合性能分析

肖玲, 卢志威, 武海龙, 薛佳祥, 廖业宏

(中广核研究院有限公司, 深圳 518026)

**摘要:** SiC 复合材料在高温强度、辐照稳定性、抗蠕变、抗氧化、耐磨蚀等方面具有显著优势, 在轻水堆事故工况下具备较大的容错潜力。日本福岛核事故之后, 基于 SiC 复合材料的核燃料包壳已成为国际核燃料领域的研究热点。在结构形式和材料属性方面, SiC 复合包壳与 Zr 合金包壳存在显著差异, 本文采用有限元分析方法, 模拟了双层 SiC 复合包壳及先进燃料芯块在反应堆正常运行工况下的热力学行为。模拟结果显示, 稳态条件下采用双层 SiC 复合包壳时,  $U_3Si_2$  燃料相较于  $UO_2$  燃料及 UN 燃料具有更好的温度特性; UN 燃料具有更好的力学性能, 可延迟 PCMI 时间, 减少燃料和包壳之间的相互作用, 包壳失效概率更低。

**关键词:** SiC; 包壳; 有限元; 多物理场分析; 热力学性能分析

**中图分类号:** TL33 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 02-0045-09

福岛第一核电站事故<sup>[1]</sup>表明, 轻水反应堆 (LWR) 当前的燃料和堆芯结构在发生超出核电站设计基准的某些冷却剂丧失情况时, 容易受到灾难性后果的影响。这种脆弱性主要归因于锆合金在高温蒸汽环境中的快速氧化, 锆合金氧化导致产氢和释热<sup>[1,2]</sup>。目前的轻水反应堆几乎只使用锆合金作为燃料包壳和堆芯结构材料。SiC 基材料, 特别是连续 SiC 纤维增强碳化硅基陶瓷复合材料 (SiC/SiC 复合材料或 SiC 复合材料) 是轻水堆燃料包壳和某些堆芯结构 (如沸水堆通道盒) 的候选替代材料, 可以使燃料和堆芯成为所谓的耐事故燃料 (ATF) 和耐事故堆芯。SiC 和 SiC/SiC 复合材料部件被认为能在超设计基准严重事故场景中提供出色的非能动安全特性<sup>[1,2]</sup>。与锆合金相比, SiC/SiC 复合材

料有望提供额外的优势: 更小的中子吸收截面、一般化学惰性、承受更高中子剂量和更高温度的能力、缺乏渐进辐照生长和低诱导活化或低衰变热<sup>[3]</sup>。此外, 碳化硅在核废料中被认为是永久稳定的<sup>[3]</sup>。虽然碳化硅基覆层看起来很有吸引力, 但必须解决关键的可行性问题: (1) 水热腐蚀; (2) 正常运行工况下因开裂而导致裂变气体滞留的潜在损失; (3) 开发燃料性能建模能力; (4) 制造具有足够质量的全长管<sup>[4,5]</sup>。

SiC/SiC 复合材料具有复合材料和陶瓷材料的优点: 它像陶瓷材料一样在高温蒸汽中保持高强度和化学惰性<sup>[6]</sup>, 并提供良好的损伤容限和复合材料的高断裂韧性。许多相关的研究已经考察了在轻水堆中布置 SiC 基材料需要考虑的各种其他方面, 包括中子学<sup>[7,8]</sup>和高温水

收稿日期: 2023-06-15 修回日期: 2024-01-02

作者简介: 肖玲 (1991—), 女, 工程师, 硕士, 现主要从事事故容错燃料性能分析工作

腐蚀<sup>[9-11]</sup>。在这种材料的早期开发阶段,陶瓷级 Nicalon™纤维在中子辐照下并不稳定。后来,高结晶度和高纯度的纤维(Nicalon Type S 和 Tyranno SA)被研发并制造出来,这些纤维在辐照下更加稳定<sup>[12,13]</sup>,从而发挥了 SiC/SiC 复合材料在核应用中的潜力。由于其特性,核级 SiC/SiC 复合材料(具有增强的抗辐照损伤能力的复合材料)被认为是一些核应用有吸引力的选择。

基于 SiC 的覆层主要被认为是一种多层结构,由化学气相渗透(CVI)陶瓷基复合材料(CMC)和单片化学气相沉积(CVD)SiC(mSiC)组成。CMC 由嵌入 CVI SiC 基体的 SiC 纤维(SiCf)组成,mSiC 本身很脆,容易受到拉伸应力的影响。另外,CMC 具有假传导性和增强的抗拉应力强度。伪韧性是指陶瓷复合材料在其异质成分(即纤维和基体)的机械相互作用下产生的一种工程延展行为。然而,对于单独的 CMC 来说,由于空隙和预期的基体开裂,所以裂变产物可能会泄漏。因此,为了同时确保密封性和结构完整性,人们广泛研究了内层为 CMC、外层为 mSiC 的双层结构(duplex)<sup>[14]</sup>。本文采用通用有限元分析软件 COMSOL,基于平台构建燃料性能分析程序多物理场计算模型,完成对 SiC 双层复合包壳及先进燃料芯块在反应堆正常运行工况下的性能分析。

$$R_{c0} = \frac{1}{-1.71 \times 10^{-11} \times T^4 + 7.35 \times 10^{-8} \times T^3 - 1.10 \times 10^{-4} \times T^2 + 0.061 \times T + 7.97} \quad (1)$$

其中, $R_{c0}$ 是由 Stone 给出的未辐照的 SiC/SiC 复合材料的热阻。

$$R_{cirr} = 15.11 \times S \quad (2)$$

其中, $R_{cirr}$ 是受辐照的 SiC/SiC 复合材料的热阻; $S$ 是体积肿胀应变,其综合热导率  $k(T)_{composite}$  可以通过以下关系来计算:

$$k(T)_{composite} = \frac{1}{R_{c0} + R_{cirr}} \quad (3)$$

$$R_0 = \frac{1}{-3.70 \times 10^{-8} \times T^3 + 1.54 \times 10^{-4} \times T^2 - 0.214 \times T + 153.1} \quad (5)$$

## 1 模型建立

### 1.1 SiC 复合包壳结构

本文分析的 SiC 复合包壳的结构如图 1 所示,两层 SiC 复合包壳的外层成分为单相 SiC(以下简称“CVD-SiC”),内层纤维编织层成分为 SiCf/SiC(以下简称“CMC-SiC”)。

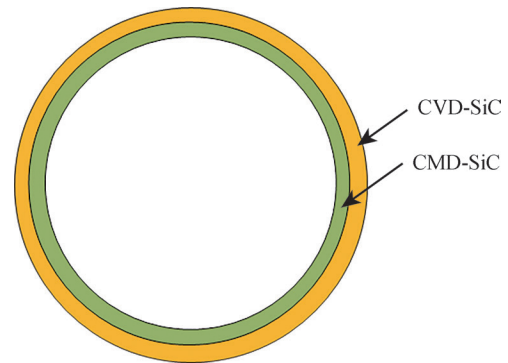


图 1 SiC 复合包壳结构

Fig.1 Structure of SiC composite cladding

### 1.2 SiC 主要物性模型

精细化考虑 SiC 复合包壳的结构,本文针对内侧 CMC-SiC 层以及外侧 CVD-SiC 层分别进行建模,以下给出两种材料的主要分析模型。

#### 1.2.1 热导率

本文采用 Stone 等<sup>[15]</sup>开发的热导率模型来模拟 SiC/SiC 复合材料的热导率。在此模型中 SiC/SiC 复合材料的热导率被视为温度的函数。

对于单体 SiC,使用 Snead 等<sup>[16]</sup>提出的模型计算热导率:

$$k_{monolithic} = \frac{1}{R_0 + R_{irr}} \quad (4)$$

其中, $k_{monolithic}$ 是被辐照的单体 SiC 包壳的热导率; $R_0$ 是由 Stone 给出的未辐照的单体 SiC 的热导率<sup>[15]</sup>。

$R_{irr}$  是由 Stone 给出的受辐照的单体 SiC 的热导率<sup>[15]</sup>。

$$R_{irr} = 6.08 \times S \quad (6)$$

其中,  $S$  是体积肿胀应变, 可根据 Katoh 等<sup>[17]</sup> 提出的模型进行计算, 本文将单体 SiC 材料和 SiC/SiC 复合材料的体积肿胀应变视为相同。

$$S = S_s \left[ 1 - \exp\left(1 - \frac{\gamma}{\gamma_c}\right) \right] \quad (7)$$

其中,  $S$  是 SiC 体积肿胀应变;  $\gamma$  是以 dpa 为单位的 SiC 位移损伤, 为饱和肿胀, 模型可用于与温度相关的函数计算。

$$S_s = 5.8366 \times 10^{-2} - 1.0089 \times 10^{-4} T - 6.9368 \times 10^{-8} T^2 - 1.8152 \times 10^{-11} T^3 \quad (8)$$

$\gamma_c$  为 SiC 膨胀饱和的特征剂量, 计算模型如下所示。

$$\gamma_c = -0.57533 + 3.3342 \times 10^{-3} T - 5.3970 \times 10^{-6} T^2 + 2.9754 \times 10^{-9} T^3 \quad (9)$$

### 1.2.2 比热容

Snead 等<sup>[16]</sup> 的研究表明, 辐照对 SiC 的比热容影响极小。本文认为 SiC/SiC 复合材料的比热容与单体 SiC 的比热容几乎相同。双层 SiC 包壳提高单位温度所需的热量要远高于 Zr 包壳所需要的热量, 这一特性对于降低包壳温度非常有利。Snead 等<sup>[16]</sup> 给出了单体 SiC 比热容的计算公式:

$$C_p = 925.65 + 0.377 \times T - 7.926 \times 10^{-5} \times T^2 \quad (10)$$

此公式的有效范围为 200~2400 K。

### 1.2.3 热膨胀系数

Katoh 等<sup>[17]</sup> 的研究表明, 单体 SiC 材料和 SiC/SiC 复合材料的热膨胀性能几乎没有差异。双层 SiC 包壳的热膨胀系数可由以下公式计算:

$$\alpha(T) = (-0.7765 + 1.435 \times 10^{-2} T - 1.2209 \times 10^{-5} T^2 + 3.8289010^9 T^3) \times 10^{-6} \quad (11)$$

其中,  $\alpha$  是包壳的热膨胀系数, 单位为 1/K, 参考温度为 293 K;  $T$  是单位为 K 的包壳温度, 此公式在温度范围为 293~1273 K 时有效。

### 1.2.4 杨氏模量、剪切模量和泊松比

杨氏模量被用来描述材料由于张力或压缩引起的弹性变形时对应力和应变的响应。SiC/

SiC 复合材料的机械形变行为非常复杂, 这是由于复合层中的 SiC 纤维即使在基板出现裂缝之后也可以保持一定负载。此外, 不同纤维和基板组成的 SiC/SiC 复合材料的杨氏模量也有较大的差异且需要考虑纤维含量和编织工艺对材料变形抗性的影响。根据 Mieloszyk 的研究<sup>[19]</sup>, SiC/SiC 复合材料的杨氏模量值在辐照后会出现一定程度的下降, 因此在设计杨氏模量计算模型时还需要考虑辐照效果造成的影响。由模型选择的拟合材料需要具有可用的辐射数据, 而最新的 SiC/SiC 复合材料的辐射数据很少。根据 Katoh 等<sup>[18]</sup> 的研究, 非辐照的杨氏模量为 230 GPa。在本研究中, 我们采用了以下的关系来说明辐照效应<sup>[19]</sup>:

$$E_{irr} = E_0 \left( 1 - 0.15 \left( \frac{\Delta V}{V} \right) \right) \quad (12)$$

单体 SiC 的杨氏模量使用 Newsome 的模型进行计算<sup>[20]</sup>:

$$E(T) = 460 \exp(-3.57 V_p) - 0.04 \exp\left(-\frac{962}{T}\right) \quad (13)$$

其中,  $E(T)$  是单位为 GPa 的杨氏模量, 而  $T$  是单位为 K 的包壳温度。

对于辐照因素可能造成的影响, Snead 等<sup>[16]</sup> 采用相对保守的估计来计算辐照对杨氏模量的影响。他们假设杨氏模量呈指数级变化直到 20 DPA 后达到未辐射值的 40%。基于此假设所使用的关系式为:

$$E(T, DPA) = E(T) \times \left( 1 - 0.4 \times \left( 1 - 0.4 \times e^{-\frac{DPA^3}{20}} \right) \right) \quad (14)$$

在本项目工作中, 双层 SiC 包壳的剪切模量使用如下公式计算:

$$G = \frac{Y}{2 \times (1 + \nu)} \quad (15)$$

其中,  $G$  是剪切模量,  $E(T, DPA)$  是杨氏模量,  $\nu$  是泊松比。在本项目工作中, SiC/SiC 复合包壳材料 (CMC) 考虑了弹性模量的各向异性, 参考实验数据<sup>[21,22]</sup> 建立模型时 CMC 的弹性特性见表 1。CMC 的弹性特性随纤维结构的变化而变化。

表 1 CMC 的各向异性材料属性  
Table 1 Anisotropic material properties of CMC

变量	数值
$E_r/\text{GPa}$	95.5
$E_\theta/\text{GPa}$	201
$E_z/\text{GPa}$	173
$\nu_{r\theta}$	0.248
$\nu_{rz}$	0.242
$\nu_{\theta y}$	0.175
$G_{rz}/\text{GPa}$	62.4

表 1 中,  $r$ 、 $\theta$ 、 $z$  分别代表二维轴对称模型中的径向、角向以及轴向方向。

### 1.3 $\text{U}_3\text{Si}_2$ 主要物性模型

#### 1.3.1 热导率

White 等<sup>[23]</sup>提出了以温度定义的  $\text{U}_3\text{Si}_2$  热导率,如下所示。

$$k = 0.0118 \times T + 4.996 \quad (16)$$

其中,  $T$  是燃料温度,单位为 K;  $k$  是  $\text{U}_3\text{Si}_2$  燃料的导热系数,单位为 W/m/K。

#### 1.3.2 比热容

Matos 等通过实验测量了  $\text{U}_3\text{Si}_2$  燃料的热容量,它随温度的变化规律如公式(17)所示<sup>[24]</sup>。

$$C_p = 140.5 + 0.02582 \times T \quad (17)$$

#### 1.3.3 辐照应变

由于  $\text{U}_3\text{Si}_2$  的数据有限,采用了 Finlay 等开发的  $\text{U}_3\text{Si}_2$  经验膨胀应变<sup>[25]</sup>。该膨胀应变根据微型板辐照试验结果获得,表示为燃料燃耗函数,如下所示。

$$\frac{V}{V_0}(\%) = 3.88088 \times Bu^2 + 0.79811 \times Bu \quad (18)$$

#### 1.3.4 蠕变

$\text{U}_3\text{Si}_2$  燃料的蠕变模型由两种蠕变机制组成,其中一种是热蠕变,另外一种是非热辐照蠕变。两种蠕变适用于不同的温度范围,在温度低于 872 K 时,主要为非热辐照蠕变,这类蠕变主要由于晶格点缺陷引起;在温度高于 872 K 时,这类蠕变主要由 Coble 蠕变和 Dislocation 蠕变组成。以上介绍的蠕变模型分别如下<sup>[17]</sup>:

$$\dot{\epsilon}_{NH} = \frac{A_{NH} D_L b^3 \sigma}{k T d^2} \quad (19)$$

这一非热辐照蠕变由 Nabarro-Herring 晶格蠕变机制给出,其中  $A_{NH}$  是材料常数;  $b$  是伯格斯矢量;  $\sigma$  是冯米斯应力;  $k$  为玻耳兹曼常数;  $T$  为温度;  $d$  为平均晶粒大小;  $D_L$  则由以下公式给出:

$$D_L = 5.26 \times 10^{-11} e^{-\frac{2.28 \times 10^{-19}}{R \times 872}} \quad (20)$$

对于  $\text{U}_3\text{Si}_2$  燃料,伯格斯矢量取为其晶格常数,即 0.56 nm。在蠕变模型中,  $\text{U}_3\text{Si}_2$  燃料的晶粒大小取为 20  $\mu\text{m}$ 。同样地, Coble 蠕变的形变率由以下公式计算得到:

$$\dot{\epsilon}_{Co} = \frac{A_{Co} D_{gb} b^4 \sigma}{k T d^3} \quad (21)$$

其中,  $A_{Co}$  是材料常数;  $D_{gb}$  是晶界扩散项。

$$D_{gb} = D_{0gb} e^{-Q_{gb}/RT} \quad (22)$$

其中,  $D_{0gb}$  取值为  $5.26 \times 10^{-11}$ ,  $Q_{gb}$  是晶格扩散的活化能,取值为  $2.28 \times 10^{-19} \text{J}$ 。对于 Dislocation 蠕变,其蠕变形变率由以下公式给出:

$$\dot{\epsilon}_{Dis} = \frac{A_{Dis} D_L b \sigma^5}{k T G^4} \quad (23)$$

其中,  $A_{Dis}$  是材料常数,  $D_L$  是晶格扩散项。

$$D_L = D_{0L} e^{-Q_L/RT} \quad (24)$$

其中,  $D_{0L}$  取值为  $4.63 \times 10^{-6}$ ,  $Q_L$  是晶格扩散活化能,取值为  $4.57 \times 10^{-19} \text{J}$ 。

### 1.4 UN 主要物性模型

#### 1.4.1 热导率

Ross 等<sup>[26]</sup>提出燃料的热导率可由温度和孔隙率定义,如下所示。

$$k = 1.37 \times T^{0.41} \times \frac{1-P}{1+P} \quad (25)$$

其中,  $T$  是燃料温度,单位为 K;  $k$  是 UN 燃料的导热系数,单位为 W/m/K;  $P$  是孔隙率,计算公式如下所示。

$$P = P_0 + \frac{\left(\frac{\Delta V}{V}\right)}{\left(1 + \frac{\Delta V}{V}\right)} \quad (26)$$

其中,  $P_0$  是初始时的孔隙率;  $\frac{\Delta V}{V}$  是体积膨胀应变, 由 Ross 等<sup>[27]</sup> 提出并如公式 (27) 所示。值得注意的是, UN 燃料的热导率从 10 K 到 1923 K,  $P$  从 0% 到 7% 都适用。

$$\frac{\Delta V}{V} = 4.7 \times 10^{-13} \times T^{3.12} \times Bu^{0.83} \times D^{0.5} \quad (27)$$

其中,  $T$  是燃料温度, 单位为 K;  $Bu$  是燃烧率 (FIMA);  $D$  是 0.96。

#### 1.4.2 比热容

Kim 等提出 UN 燃料的比热容由温度决定<sup>[28]</sup>, 如下所示。

$$C_p = a + b \times T + c \times T^2 + d \times T^{-2} \quad (28)$$

其中,  $T$  是燃料温度, 单位为 K;  $C_p$  是比热, 单位为 J/kg/K;  $a, b, c, d$  是表 2 中的拟合常数。

表 2 比热容的拟合结果

Table 2 Fitting result of specific eat capacity

$a$	$b (\times 10^{-3})$	$c (\times 10^{-6})$	$d (\times 10^{-3})$
0.252	-0.111	0.104	-1.625

#### 1.4.3 杨氏模量

这是由 Hayes 等提出燃料的杨氏模量由温度和  $D$  决定<sup>[29]</sup>, 如下所示。

$$E = 2.58 \times 10^5 \times D^{3.002} \times (1 - 2.375 \times 10^{-5} \times T) \quad (29)$$

其中,  $D$  是密度, 单位为 %TD, 为 0.96;  $T$  是燃料温度, 单位为 K;  $E$  是杨氏模量, 单位为 Pa。

#### 1.4.4 泊松比

Hayes 等提出燃料的泊松比由  $D$  定义<sup>[29]</sup>, 如下所示。

$$\nu = 1.26 \times 10^{-3} \times D^{1.174} \quad (30)$$

其中, UN 燃料的杨氏模量计算的适用范围是 298~1473 K,  $D$  的计算适用范围是 70%~100%。

#### 1.4.5 热膨胀系数

Hayes 等提出燃料的热膨胀系数受到温度的影响<sup>[30]</sup>, 如下所示。

$$\alpha_{th} = 7.096 \times 10^{-6} + 1.409 \times 10^{-9} \times T \quad (31)$$

其中, UN 燃料热膨胀系数的适用范围为 298~2523 K。

## 1.5 FEA 模型

### 1.5.1 几何模型

表 2 给出了本文所分析的  $UO_2$ -SiC 燃料元件主要设计参数。本文采用二维轴对称建模。SiC 复合包壳结构为双层结构, 其中内层为 CMC 材料, 外层为 CVD 材料。图 2 给出了模拟过程中有限元模型及边界条件。

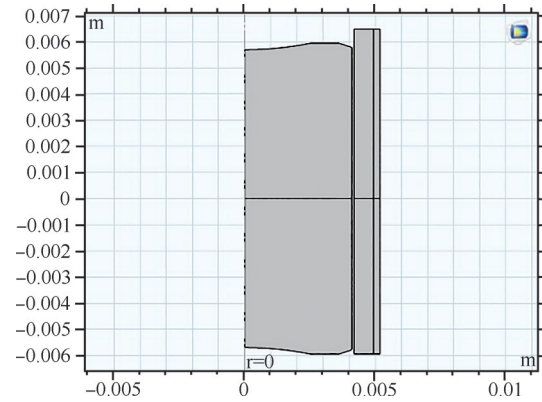


图 2 几何模型

Fig.2 Geometric models

### 1.5.2 运行工况及边界条件

为充分研究燃料棒在正常工况下的性能参数, 本文选用 3 年的模拟时间 ( $1.2 \times 10^8$  s) 作为工况时长, 为简化工况, 设定了固定的燃料线功率进行计算。为提高计算精度, 本文在包壳的径向节点划分时设置了递增划分方法, 其中最宽网格与最窄网格宽度比为 1.5。计算参数列于表 3、表 4 中。

表 3 燃料元件主要设计参数

Table 3 Main design parameters of fuel element

参数	数值
芯块外径	8.2
包壳外径	10.36
包壳内径	8.28
包壳壁厚	1.0 (CMC:0.75)

表 4 主要计算参数

Table 4 Main calculation parameters

计算参数	值
燃料棒线功率 / ( $\text{W}\cdot\text{m}^{-1}$ )	20000
冷却剂温度 / K	530
燃料及包壳初始温度 / K	293.15
燃料棒初始填充气体	氦气 (He)
燃料芯块径向网格数	5,4,2
燃料轴向网格数	36
包壳径向网格数	4
包壳轴向网格数	40
包壳径向网格径向宽度划分方法	等差数列递增
包壳径向网格单元大小比	10
模拟计算时间 / s	$1.2 \times 10^8$
最大计算时间步长 / s	$10^6$

## 2 分析结果

图 3 和图 4 分别展示了正常工况下三种燃料包壳系统的燃料中心线温度和包壳内表面温度随燃耗的变化,可以观察到使用  $\text{U}_3\text{Si}_2$  燃料系统的燃料中心线温度最低,UN 燃料系统次之,  $\text{UO}_2$  燃料系统的燃料中心线温度最高。三种燃料包壳系统的包壳内表面温度相差不大。这是由于  $\text{U}_3\text{Si}_2$  和 UN 相比于  $\text{UO}_2$  来说燃料热导率和间隙热导率较高,热量更容易从燃料导出,从而使得燃料中心线温度较低。因此,  $\text{U}_3\text{Si}_2$  燃料具有更好的温度性能。

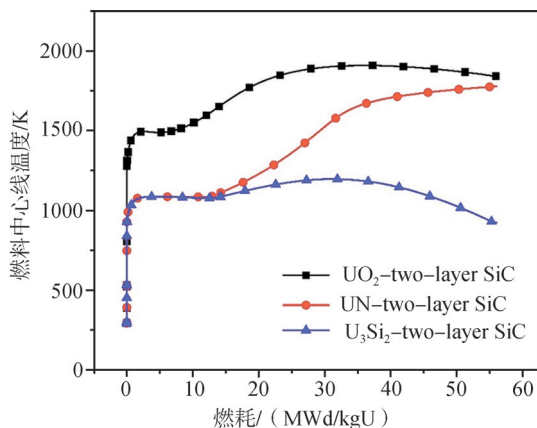


图 3 燃料中心线温度

Fig.3 Fuel centerline temperature

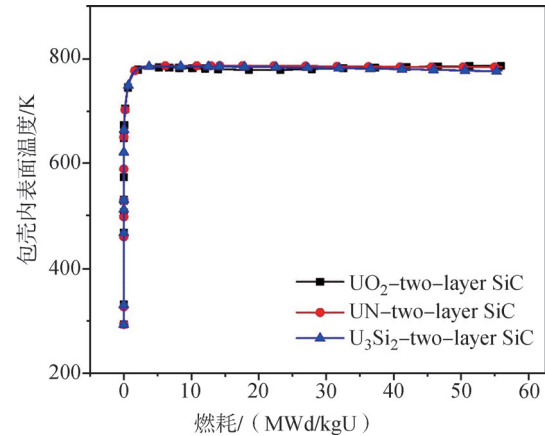


图 4 包壳内表面温度

Fig.4 Inner surface temperature of cladding

图 5 展示了三种燃料元件芯块 - 包壳间隙宽度随燃耗的变化趋势。我们可以发现,装配有双层 SiC 包壳的 UN 燃料系统具有更大的间隙宽度,PCMI 时间延迟,  $\text{UO}_2$  燃料的 PCMI 也明显比  $\text{U}_3\text{Si}_2$  燃料延迟。因此,UN 相对于  $\text{UO}_2$  和  $\text{U}_3\text{Si}_2$  来说,在燃料包壳接触行为方面具有更好的性能,这对于反应堆运行安全是非常有利的。

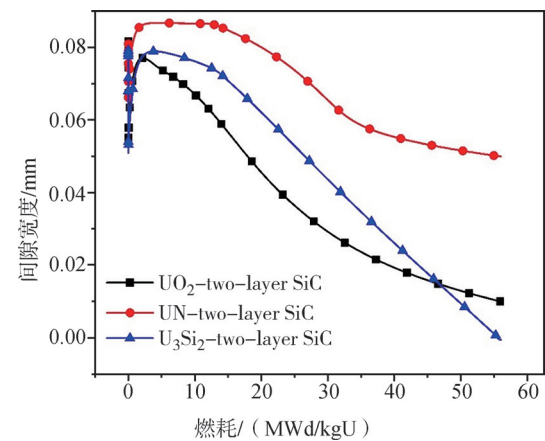


图 5 间隙宽度

Fig.5 Gap width

图 6 展示了三种燃料元件裂变气体释放随燃耗的变化,可以看出使用  $\text{U}_3\text{Si}_2$  燃料系统的裂变气体释放率最低,这是由于使用  $\text{U}_3\text{Si}_2$  燃料系统具有较低的温度和较低的裂变气体释放系数。使用  $\text{UO}_2$  燃料系统的裂变气体先开始释放是由于其燃料中心线温度最高。

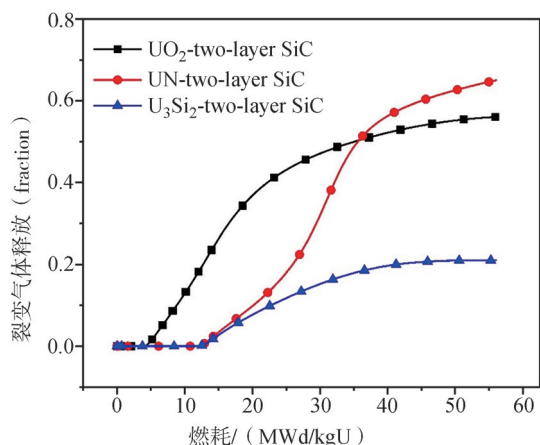


图 6 裂变气体释放  
Fig.6 Fission gas release

### 3 结论

本文采用通用有限元分析软件 COMSOL 开发了双层 SiC 包壳及先进燃料芯块的分析模型,主要工作和结论为:

(1) 建立了双层 SiC 包壳及先进燃料芯块的热传导、力学和裂变产物扩散方程的多物理耦合模型;考虑了 CMC 和 CVD 层的辐照蠕变和热膨胀,考虑了随时间和快中子注量变化的材料物性、气体内压模型、间隙导热、裂变气体释放。

(2) 对于双层 SiC 包壳,在正常工况下,对比分析了传统 UO<sub>2</sub> 燃料与先进燃料芯块的性能。

(3) 在热学性能方面,相较于 UO<sub>2</sub> 及 UN 燃料,使用 U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料可以使燃料中心线温度降低,从而减少裂变气体的释放,因此,U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料的温度特性较好。

(4) 在力学性能方面,U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> 燃料和包壳之间的间隙提前闭合,UN 燃料延迟了 PCMI 时间,减少了燃料和包壳之间的相互作用,包壳失效概率更低。

本研究后续还将基于本模型针对双层 SiC 包壳开展敏感性分析,研究影响双层 SiC 包壳性能的关键设计参数,并且进一步增加事故工况下的模型,以综合分析双层 SiC 包壳及先进燃料芯块的性能。

### 参考文献

- [1] Zinkle S J, Terrani K A, Gehin J C, et al. Accident tolerant fuels for LWRs: A perspective [J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2014, 448 (1-3): 374-379.
- [2] Terrani K A, Pint B A, Parish C M, et al. Silicon carbide oxidation in steam up to 2 MPa [J]. *Journal of the American Ceramic Society*, 2014, 97 (8): 2331-2352.
- [3] Katoh Y, Snead L L, Szlufarska I, et al. Radiation effects in SiC for nuclear structural applications [J]. *Current Opinion in Solid State and Materials Science*, 2012, 16 (3): 143-152.
- [4] Terrani K A. Accident tolerant fuel cladding development: Promise, status, and challenges [J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2018, 501: 13-30.
- [5] Deck C P, Jacobsen G M, Sheeder J, et al. Characterization of SiC-SiC composites for accident tolerant fuel cladding [J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2015, 466: 667-681.
- [6] Terrani K A, Pint B A, Parish C M, et al. Silicon carbide oxidation in steam up to 2 MPa [J]. *Journal of the American Ceramic Society*, 2014, 97 (8): 2331-2352.
- [7] Bloore D A. Reactor physics assessment of thick silicon carbide clad PWR fuels [D]. Massachusetts Institute of Technology, 2013.
- [8] George N M, Terrani K, Powers J, et al. Neutronic analysis of candidate accident-tolerant cladding concepts in pressurized water reactors [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 75: 703-712.
- [9] George N M, Terrani K, Powers J, et al. Neutronic analysis of candidate accident-tolerant cladding concepts in pressurized water reactors [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 75: 703-712.
- [10] Kondo S, Lee M, Hinoki T, et al. Effect of irradiation damage on hydrothermal corrosion of SiC [J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2015, 464: 36-42.
- [11] Kim D, Lee H G, Park J Y, et al. Effect of dissolved hydrogen on the corrosion behavior of chemically vapor deposited SiC in a simulated pressurized water reactor environment [J]. *Corrosion Science*, 2015, 98: 304-309.
- [12] Takeda M, Sakamoto J, Saeki A, et al. High performance silicon carbide fiber Hi-Nicalon for ceramic matrix composites [C] // *Proceedings of the 19th Annual Conference on Composites, Advanced Ceramics, Materials, and Structures-B: Ceramic Engineering and Science Proceedings*. 2009, 16: 37.

- [ 13 ] Snead L L, Katoh Y, Kohyama A, et al. Evaluation of neutron irradiated near-stoichiometric silicon carbide fiber composites [ J ] . Journal of Nuclear Materials, 2000, 283: 551-555.
- [ 14 ] Rho H, Lee Y. Development of a 2D axisymmetric SiC cladding mechanical model and its applications for steady-state and LBLOCA analysis [ J ] . Journal of Nuclear Materials, 2022, 558: 153311.
- [ 15 ] Stone J G, Schleicher R, Deck C P, et al. Stress analysis and probabilistic assessment of multi-layer SiC-based accident tolerant nuclear fuel cladding [ J ] . Journal of Nuclear Materials, 2015, 466: 682-697.
- [ 16 ] Snead L L, Nozawa T, Katoh Y, et al. Handbook of SiC properties for fuel performance modeling [ J ] . Journal of nuclear materials, 2007, 371 ( 1-3 ): 329-377.
- [ 17 ] Katoh Y, Koyanagi T, McDuffee J L, et al. Dimensional stability and anisotropy of SiC and SiC-based composites in transition swelling regime [ J ] . Journal of Nuclear Materials, 2018, 499: 471-479.
- [ 18 ] Katoh Y, Snead L L, Nozawa T, et al. Thermophysical and mechanical properties of near-stoichiometric fiber CVI SiC/SiC composites after neutron irradiation at elevated temperatures [ J ] . Journal of Nuclear Materials, 2010, 403 ( 1-3 ): 48-61.
- [ 19 ] Mieloszyk A J. Assessing thermo-mechanical performance of ThO<sub>2</sub> and SiC clad light water reactor fuel rods with a modular simulation tool [ D ] . MIT, 2015.
- [ 20 ] Newsome G, Snead L L, Hinoki T, et al. Evaluation of neutron irradiated silicon carbide and silicon carbide composites [ J ] . Journal of Nuclear Materials, 2007, 371 ( 1-3 ): 76-89.
- [ 21 ] Shapovalov K, Jacobsen G M, Alva L, et al. Strength of SiCf-SiCm composite tube under uniaxial and multiaxial loading [ J ] . Journal of Nuclear Materials, 2018, 500: 280-294.
- [ 22 ] Singh G, Koyanagi T, Petrie C, et al. Elastic moduli reduction in SiC-SiC tubular specimen after high heat flux neutron irradiation measured by resonant ultrasound spectroscopy [ J ] . Journal of Nuclear Materials, 2019, 523: 391-401.
- [ 23 ] White J T, Nelson A T, Dunwoody J T, et al. Thermophysical properties of U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> to 1773 K [ J ] . Journal of Nuclear materials, 2015, 464: 275-280.
- [ 24 ] Matos J E, Snelgrove J L. Research reactor core conversion guidebook-Vol 4: Fuels ( Appendices IK ) [ R ] . Technical Report IAEA-TECDOC-643, 1992.
- [ 25 ] Finlay M R, Hofman G L, Snelgrove J L. Irradiation behaviour of uranium silicide compounds [ J ] . Journal of nuclear materials, 2004, 325 ( 2-3 ): 118-128.
- [ 26 ] Ross S B, El-Genk M S, Matthews R B. Thermal conductivity correlation for uranium nitride fuel between 10 and 1923 K [ J ] . Journal of nuclear materials, 1988, 151 ( 3 ): 318-326.
- [ 27 ] Ross S B, El-Genk M S, Matthews R B. Uranium nitride fuel swelling correlation [ J ] . Journal of Nuclear Materials, 1990, 170 ( 2 ): 169-177.
- [ 28 ] Kim G, Ahn S. Thermal conductivity of gadolinium added uranium mononitride fuel pellets sintered by spark plasma sintering [ J ] . Journal of Nuclear Materials, 2021, 546: 152785.
- [ 29 ] Hayes S L, Thomas J K, Peddicord K L. Material property correlations for uranium mononitride: II. Mechanical properties [ J ] . Journal of nuclear materials, 1990, 171 ( 2-3 ): 271-288.
- [ 30 ] Hayes S L, Thomas J K, Peddicord K L. Material property correlations for uranium mononitride: IV. Thermodynamic properties [ J ] . Journal of nuclear materials, 1990, 171( 2-3 ): 300-318.



# Multiphysics Analysis of Advanced Fuel Performance With SiC Cladding Under normal Operating Conditions in a Light Water Reactor

Xiao Ling, Lu Zhiwei, Wu Hailong, Xue Jiayang, Liao Yehong

(China Nuclear Power Technology Research Institute, Shen Zhen 518026, China)

**Abstract:** After the Fukushima accident in Japan, SiC composites have significant advantages in high temperature strength, radiation stability, creep resistance, oxidation resistance, abrasion resistance and other aspects, and have great fault tolerance potential under the accident condition of light water reactors. Therefore, nuclear fuel solutions based on SiC composites are currently a research hotspot in the international nuclear fuel industry. There are significant differences between SiC composite cladding and Zr alloy cladding in structural form and material properties. The existing fuel performance analysis program is no longer suitable for the simulation and calculation analysis of SiC composite cladding. In this paper, the finite element analysis method is used to simulate the thermodynamic behavior of double-layer SiC composite cladding and advanced fuel pellets under normal reactor operating conditions. The simulation results show that the  $U_3Si_2$  fuel has better temperature characteristics than the  $UO_2$  and UN fuel under the steady-state condition. In terms of mechanical properties, UN can delay the PCMI time, reduce the interaction between fuel and cladding, and lower the probability of cladding failure.

**Key words:** SiC; cladding; finite element; multiphysics analysis

(责任编辑：徐晓娟)

李乐,陈登科,葛帅. 滨海核设施核安保威胁分析及应对策略[J]. 核安全, 2024, 23(2): 54-58.

Li Le, Chen Dengke, Ge Shuai. Threats Analysis and Countermeasures of Coastal Nuclear Facilities on Nuclear Security[J]. Nuclear Safety, 2024, 23(2): 54-58.

## 滨海核设施核安保威胁分析及应对策略

李乐<sup>1</sup>, 陈登科<sup>1</sup>, 葛帅<sup>2</sup>

(1. 92609 部队, 北京 100077; 2. 河南中核五院研究设计有限公司, 郑州 450001)

**摘要:** 当前世界格局加速变化, 国内外安全形势日趋复杂, 同时滨海地区环境复杂, 核设施面临着更多的威胁。本文针对滨海核设施现阶段面对的威胁形势, 分析陆域、水域、低空、网络等方面的威胁, 并给出一些应对措施和方法, 为在新形势下开展核安保工作提供参考。

**关键词:** 滨海核设施; 威胁分析; 陆域; 水域; 低空; 网络

**中图分类号:** TP311.53 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)02-0054-05

当前世界格局加速变化, 国内外安全形势日趋复杂。在当前复杂国际局势下, 亚速营攻击切尔诺贝利核设施的供电系统, 无人机对重要目标的打击在整个过程中扮演着重要角色, “北溪管道”事件让水域防护成了新的关注内容, 再加上伊朗核设施的震网事件等, 可见滨海核设施面临着新的问题和挑战, 陆域、水域、低空和网络的威胁形势越发紧张。

核设施是关系到民计民生的重要战略设施, 一旦遭受破坏, 将造成不可估量的后果。滨海地区环境复杂, 核设施面临着更多威胁。在我国核安保标准 EJ/T 1054—2018、HAD 501/02—2018、GJB 5838—2006 中, 对核设施的威胁和威胁评估做出了明确的要求。因此, 针对滨海核设施存在的核安保威胁进行分析, 并在此基础上提出相应的对应策略是很有必要的。

### 1 威胁信息的收集

考虑到现实中没有发生过很多对核设施的

破坏和盗窃案件, 因此, 本文将从与核案件相同动机的类似案件着手, 进行案件的收集。

根据可能促使潜在敌人对核设施进行犯罪的动机, 可以将核案件归为三类: (1) 意识形态方面: 与政治或哲学制度有关, 包括政治恐怖分子、反核极端分子以及某些哲学或宗教狂热者、团体, 这些潜在敌人有可能把核设施作为攻击目标; (2) 经济方面: 经济方面的动机涉及对经济利益的渴望, 可能把核材料和核装置作为潜在的偷窃目标, 以便进行敲诈或出售; (3) 个人方面: 与核材料犯罪有关的个人原因有很多, 从员工对上级不满而产生敌意到本身患有精神疾病。

结合以上三种动机收集典型的案件信息, 其主要范围包括: (1) 核材料案件; (2) 反核事件; (3) 非法组织活动, 包括恐怖组织活动、黑社会组织活动、邪教活动等; (4) 典型刑事案件; (5) 煽动群众闹事趁机作案的案件; (6) 以盗窃为目的的经济类案件。

收稿日期: 2023-07-05 修回日期: 2023-12-27

作者简介: 李乐 (1980—), 男, 高级工程师, 博士, 现从事核安保相关科研、设计和标准编制工作

案件的收集渠道主要包括全球恐怖主义数据库(GTD)、国内外报纸期刊、公开报道、地方年鉴以及文献书籍等,各类案件占比如图1所示。

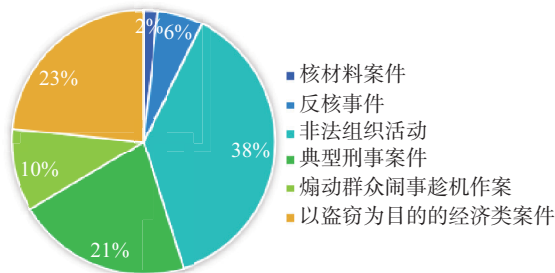


图1 收集各类案件占比

Fig.1 The proportion of all kinds of cases

## 2 威胁信息的分析

滨海核设施受到的核安保威胁因素比较多,下面从陆域、水域、低空和网络四个方面进行分析。

### 2.1 陆域方面的威胁

陆域威胁主要体现在破坏类威胁和盗窃类威胁上。

#### (1) 破坏类威胁

通过对收集到的案件信息进行分析,现阶段破坏类威胁形势具有以下特点:

①恐怖组织比以前更加壮大,手段更加恐怖。国内恐怖势力在国外组织支持下不断制造恐怖事件,袭击警局事件更是多次发生。另外,恐怖组织的作案手段更加多样,爆炸已经成为常用手段,劫持人质、贩卖人口、杀人砍头事件层出不穷。

②恐怖活动更加专业化、科技化。从近年来的各类案件看,敌对分子的作案越来越注重事先策划、精心准备、多次踩点等,偶然发生的暴恐案件很少。很多作案人员在作案前都得到了恐怖组织的培训和指导,包括体能训练、武器训练、自制炸弹训练、观看暴恐视频等。另外,所使用的工具和武器更加科技化,有消息显示,巴黎恐怖事件中恐怖分子使用了加密的专用APP进行通信。

③国内外敌对分子勾结日益增多。从近年来的各类案件看,国内的多数恐怖案件都与境外的恐怖组织和民族分裂势力有关,作案分子接受境外非法组织的资助和培训,在国内实施各类案件,达到制造恐怖气氛或其他的目的。

④作案地点更加出其不意。从近年来的各类案件来看,恐怖案件发生的地点由地标性建筑、政府机构开始向人员密集场所转移,国内外多起暴恐案件的地点都发生在火车站、地铁、体育场、酒店、车队等,地点没有规律性,给恐怖案件的分析带来了更多困难。

⑤自杀式袭击越来越多。恐怖组织或邪教组织会利用作案人员对组织或宗教的忠诚和信仰,进行自杀式袭击,由此造成的影响将更大。而有些作案人员本身就是已亡恐怖分子的家属,出于报复的目的,更是愿意进行自杀式袭击。从近年来的案件中可见,自杀式人体炸弹、自杀式汽车炸弹案件层出不穷,自杀式腰带、自杀式背心也经常出现在暴恐案件中。

⑥邪教组织活动依然猖狂。邪教组织散布歪理邪说,危害社会秩序,猖狂地进行非法活动。

#### (2) 盗窃类威胁

现阶段盗窃类威胁形势具有以下特点:

①大部分是经过策划或精心策划的:在收集的案件中,仅有1起是没有策划的(流窜作案),其他都是经过策划的。由此可见,作案人员没有所谓的“笨贼”,作案人员都是先进行计划、踩点,再找机会作案,作案人员一般都不再愿意冒着一无所知被逮住的风险去作案。而在作案人员的策划中,薄弱点和监控盲点是作案人员的首要选择。因此,在分析盗窃威胁时,策划是作案人员的重要特征。

②“蚂蚁搬家”式盗窃是内部作案的重要手段:内部人员将厂内或店内的黄金、商品、金属以某种隐蔽的手段,多次携带到厂外或店外,实现盗窃。而由于厂内或店内对这些物品的清点有一定的周期和损耗,因此这往往提供了作案的条件。

③内部员工离职返厂盗窃:在内部人员作

案中,有许多是内部员工离职后,短期内又回厂盗窃重要材料,由于厂内人员和保卫人员未必知晓其离职,因此,往往能够盗窃成功。有些作案人员甚至明目张胆地作案,其他人员还以为其在正常工作。另外,还有些犯罪团伙专门以此种方式作案,在工厂内应聘工作一段时间,然后突然辞职,再返厂盗窃。

## 2.2 水域方面的威胁

水域威胁根据威胁来源可分为水面威胁和水下威胁。

### (1) 水面威胁

水面的主要威胁为水面快艇。水面快艇速度可超过 50 节,目标雷达反射面积(RCS)小,容易淹没在海洋杂波中,增加了岸基雷达的检测难度,可携带武装人员或者爆炸物对核设施进行冲击破坏,输送武装人员进行登陆袭扰<sup>[1]</sup>。

### (2) 水下威胁

水下的主要威胁为蛙人、无人水下航行器、沉底爆炸物、水底监听设备等。

#### ① 蛙人

蛙人可以携带武器或攻击装置,从近岸水下潜行靠近并登陆袭击目标,进而对人员、设施进行突袭与破坏。通常,蛙人攻击方式有:港口情报侦察、水下特遣、袭击设施等。

蛙人在水下的行动噪声非常小,其典型目标强度为  $-16\text{ dB}$  至  $-25\text{ dB}$ ,负重普通蛙人的水下平均行进速度约为  $1.8\text{ 千米/时}$ <sup>[1]</sup>。蛙人运载器用于快速运载蛙人,属于蛙人远航助推装置,噪声较小,声源级一般在  $-12\text{ dB}$  左右,负重行进速度可达  $4.5\sim 5.4\text{ 千米/时}$ 。

#### ② 无人水下航行器

无人水下航行器具有高度自主性、低风险性、良好隐蔽性、可部署性和环境适应性强等特点。其可执行的任务包括:情报收集、水下及水上侦察监视、打击、后勤支援等,目前多为大国海洋技术研究的前沿技术<sup>[1]</sup>。

根据其尺寸和重量的差异,无人水下航行器的载荷能力、续航时间和投掷方式有很大不同。便携式潜航器,一般不超过  $50\text{ 千克}$ ,有效载荷体积不超过  $1/4\text{ 立方英尺}$ ,可连续工作

$10\sim 20\text{ 小时}$ ;轻型航行器,在高载荷条件下可连续工作  $10\sim 20\text{ 小时}$ ,低载荷可连续工作  $20\sim 40\text{ 小时}$ ;重型航行器,有效载荷体积为  $4\sim 6\text{ 立方英尺}$ ,高载荷状态可连续工作  $20\sim 50\text{ 小时}$ ,低载荷可持续工作  $40\sim 80\text{ 小时}$ ;大型航行器,排水量可达  $10\text{ 吨}$ ,高载荷下可连续工作  $100\sim 300\text{ 小时}$ ,低载荷下工作超过  $400\text{ 小时}$ <sup>[2]</sup>。

## 2.3 低空方面的威胁

目前,低空小型航空器是指飞行高度在  $1000\text{ 米}$  以下、飞行时速小于  $200\text{ 公里}$ 、雷达反射面积小于  $2\text{ 平方米}$  的航空器具。主要包括轻型和超轻型飞机、轻型和超轻型直升机、滑翔机、三角翼、动力三角翼、载人气球(热气球)、飞艇、滑翔伞、动力滑翔伞、无人机等。除了调研相关案件以外,从低慢小飞行器本身的技术特点入手,总结分析其潜在的威胁形式,低空威胁大致可分为三类:

### (1) 破坏类威胁

低空飞行器一旦进入厂区上空,普通的摄像机设备无法发现,若飞行器携带爆炸物,对核设施、重要系统设备直接冲撞,将会造成较大危害。本文建议结合搜集到的各类无人机相关案件,对各类低空小型飞行器的典型机型的技术参数进行分析,并根据其技术参数总结出其威胁形式。

### (2) 盗窃类威胁

盗窃是指将核材料从厂内一次或多次运输到厂外,可分为两种情况:一种是内部作案或内外勾结作案,相关人员利用飞行器将核材料运输到厂外;另一种是外部作案人员利用飞行器隐蔽潜入厂内,进行盗窃,再利用飞行器逃离到厂外或通过其他方式逃离到厂外。

### (3) 侦察类威胁

由于技术进步,所有的低空飞行器自身携带或通过简单改装均可安装高清摄像设备,分辨率可达  $4\text{K}$  级别,可实现无线传输、GPS 定位等,因此所有低空飞行器理论上均具有侦察核设施的威胁。另外,侦察设备应具备一定的隐蔽性,如果飞行器被发现,存在侦察无结果或被抓住的风险。以此考虑,微型和轻型无人机的

威胁最大,因为微型或轻型无人机具备目标小、不易被发现(尤其在夜间)、速度快、飞行灵活等特点,最适宜用作侦察类设备。

## 2.4 网络方面的威胁

核设施的网络主要可分为业务办公网络、工业控制网络、实物保护网络、核应急网络等。

### (1) 业务办公网络

业务办公网络面临着直接网络威胁和间接网络威胁。直接网络威胁包括通过互联网侵入攻击、从无线接入点侵入、维修调试中非法外连、内部员工通过网络入侵。间接网络威胁包括U盘等介质摆渡、维修调试笔记本摆渡等。

### (2) 工业控制网络

目前核设施普遍使用基于计算机和以太网技术的数字化控制系统,常见的包括数据采集和监控系统(SCADA)、分布式控制系统(DCS)、可编程逻辑控制器(PLC)等。虽然核设施在设计时已经考虑了一些安全措施,但是随着攻击技术的发展以及控制系统本身的缺陷,仍使得核设施面临一定的威胁<sup>[3]</sup>。包括非法外连、一机双网、摆渡攻击、工控系统自身的漏洞,例如攻击伊朗核设施的“震网”病毒就是采用摆渡攻击手段。

### (3) 实物保护网络

实物保护网络是核设施实物保护系统的专用网络,一般要求与其他网络实现物理隔离。实物保护网络的范围一般在保卫控制中心内部,部分情况会延伸到控制区出入口处,用于制卡工作站与保卫控制中心的通信。

随着以太网通信的发展,实物保护的前端设备和前端信号传输都向着网络化趋势发展,而随着这些网络设备的使用,实物保护网络可能面临以下威胁:

①窃取实物保护信息,获取系统设置和薄弱环节信息;

②控制入侵探测系统,对非法进出行为的探测、报警进行屏蔽;

③控制视频复核与监视系统,对非法行为的图像进行屏蔽;

④控制门禁系统,仿制授权卡,实现非法

进出;

⑤恶意攻击,使整个实物保护管理系统瘫痪。

根据实物保护系统的布置特点,分析网络攻击入侵的手段主要包括:从前端设备的网络接口非法侵入;从网络传输线路侵入;保卫控制中心中央管理系统的非法侵入,包括直接侵入(调试笔记本连接外网)或间接侵入(U盘摆渡)等。

### (4) 核应急网络

核应急网络是核设施、核应急系统的专用网络,其结构形式与实物保护类似,其面临的威胁包括窃取信息和破坏设备等。

## 3 应对策略

针对滨海核设施面对的新威胁形势,可以从管理体系、技防系统和有效性评价三个方面进行加强和提升,保障滨海核设施应对新威胁形势的能力。

### 3.1 管理体系的提升

管理体系是开展核安保工作的基础,应针对新时期核设施应对的威胁形势,完善现有核安保管理体系。首先,可以建立国家的威胁评估数据库,对现有或可能存在的威胁相关案件进行收集,确立国家的基准威胁;其次,可以开展针对新型威胁的法规、标准等指导性文件的编制工作,完善现有标准体系中对于新威胁形势的空缺;最后,各核设施单位可以重新评估现有的基准威胁,修订或升级以适应形势的变化,并根据新的基准威胁开展后续的升级提升工作。

### 3.2 技防系统的升级

核设施安保是国家核安保的基石,应针对新时期核设施安保的特点和需求,结合每个阶段威胁形势的变化,提升技术防范系统的能力<sup>[4]</sup>。

针对低空威胁,可以从提升低空探测能力、加强低空防范手段等方面进行,以防止飞行器加载摄像机或破坏装置对核设施与核材料的安全造成威胁<sup>[5]</sup>;针对水域威胁,开发多种探测方式互补、完善的水域防范技术,弥补现有防范措施和防范能力的不足;针对网络威胁,一方面推进

核安保设备和关键技术自主可控的研发工作,另一方面研究针对核设施的网络攻防技术<sup>[6]</sup>。

### 3.3 有效性评价工作的深化

有效性评价能够反映核安保系统应对威胁的效果。通过建立陆域、水域、低空、网络的核安保系统有效性评价体系和相应的评估手段,开展相关评价工作,及时发现现有系统中的薄弱路径和环节,进行有针对性的改造和提升。

## 4 结论

目前我国滨海核设施正遭受日益严重的新型威胁,开展应对新威胁形势的核安保能力建设刻不容缓。本文在介绍和分析现阶段滨海核设施应对新型威胁的基础上,给出了一些应对方法,以期为新形势下核安保工作的开展提供参考。

## 参考文献

- [1] 邢更力,徐常星,范殿梁,等,近岸水域反恐防范技术发展现状 & 关键技术 [J]. 中国安全防范技术与应用, 2018, 5: 8-12.
- [2] 海天,未来海战的杀手锏 新概念武器之无人潜航器 [J]. 舰载武器, 2006, 02: 71-77.
- [3] 胡江,孙国臣,张加军,等,由“震网”病毒事件浅议核设施信息安全现状及监管 [J]. 核科学与工程, 2015, 35 (1): 181-185.
- [4] 邹畅,中国核安保的发展现状研究 [J]. 中国核电, 2020, 13 (4): 531-536.
- [5] 杨志民,刘永德,邓戈,等,中国核安保面临的挑战与机遇 [J]. 中国核电, 2019, 12 (5): 503-506.
- [6] 韩叶良,陈鹤,赵泽雨,等,核安保——安保领域的皇冠 [J]. 科技导报, 2016, 34 (15): 56-59.

# Threats Analysis and Countermeasures of Coastal Nuclear Facilities on Nuclear Security

Li Le<sup>1</sup>, Chen Dengke<sup>1</sup>, Ge Shuai<sup>2</sup>

(1. Unit 92609, Beijing 100077, China; 2. Henan Fifth Research & Design Corporation of CNNC, Zhengzhou 450001, China)

**Abstract:** The current world pattern is changing at an accelerated pace, and the security situation at home and abroad is increasingly complex. Due to the complex environment of coastal areas, nuclear facilities face more threats. According to the threat situation faced by the coastal nuclear facilities in our country, this paper analyzes the threats in land, water, low altitude and network, and gives some countermeasures and methods. It provides a reference for nuclear security work under the new situation.

**Key words:** coastal nuclear facility; threat analysis; land area; water area; low-altitude area; network

(责任编辑:梁 晔)

李乾武,陈开,万璟,等.核级17-4PH不锈钢小型部件去污与热老化评估[J].核安全,2024,23(2):59-64.

Li Qianwu, Chen Kai, Wan Jing, et al. Decontamination and Thermal Aging Evaluation of Small Nuclear Grade 17-4PH Stainless Steel Components [J]. Nuclear Safety, 2024, 23 (2): 59-64.

## 核级17-4PH不锈钢小型部件去污与热老化评估

李乾武<sup>1</sup>, 陈开<sup>2</sup>, 万璟<sup>1</sup>, 史芳杰<sup>1</sup>, 杨广宇<sup>1</sup>

(1. 苏州热工研究院有限公司, 苏州 215000; 2. 辽宁红沿河核电有限公司, 大连 116000)

**摘要:** 压水堆核电厂的稳压器喷淋阀是调节稳压器压力的重要部件, 其阀杆材质为17-4PH, 在此服役环境下, 面临表面沾污、热老化的问题。本文研究了通过表面处理去除阀杆表面沾污层的可行性, 通过电子束焊接技术对阀杆部件进行加长, 讨论小尺寸部件的热老化问题。结果表明, 表面处理降低放射性的效果良好, 满足放射性废物管理要求; 电子束焊接保证了焊接件的机械强度; 力学性能实验结果表明, 阀杆在此服役环境下, 存在较大热老化风险。通过去污、焊接、力学性能分析, 证明了该评估流程可用于被沾污的核电小型部件的热老化评估。

**关键词:** 17-4PH; 去污; 电子束焊接; 热老化

**中图分类号:** TL38 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2024) 02-0059-06

压水堆是目前核电领域的主要堆型, 其一回路部件因长期暴露于放射性流体中, 不可避免地带有放射性。沉淀硬化马氏体不锈钢X6CrNiCu17-04 (17-4PH) 因较好的机械性能与抗腐蚀性能, 被广泛应用于核电厂部分一回路阀门中, 然而17-4PH在一回路运行温度下(约290℃)长期服役, 面临热老化脆化的问题, 导致其脆性断裂风险增加<sup>[1]</sup>, 国内外已有马氏体阀杆因热老化而断裂的事故<sup>[2]</sup>, 且已有成熟的马氏体材料热老化无损评估方法<sup>[3]</sup>, 但是因一回路服役部件的放射性问题, 无法通过实验方法评估其热老化状态, 给这一类部件的安全管理带来困难。

这一类服役金属部件大部分放射性较低, 但也要高于我国清洁解控水平<sup>[4]</sup>, 被沾污的放

射性部件的去污方法主要有机械-物理法、化学法、生物法和电化学法<sup>[5]</sup>。高智星等人采用激光去污的方法研究了放射性污染金属表面的去污问题, 实验表明, 激光对于金属类放射性废物的去污系数可达100以上<sup>[6]</sup>, 但是激光去污装置复杂, 成本较高; 王成龙等人采用磷酸浸泡电解去污法对放射性沾污的17-4PH进行了去污研究, 该方法对阀杆的去污系数可达40, 但该方法对较大试件则无能为力<sup>[7]</sup>。

17-4PH热老化的主要原因是调幅分解与G相析出<sup>[8]</sup>, 热老化评估方法也较多; 对于被沾污的17-4PH部件的热老化评估, 受制于其放射性, 目前可查文献较少, 基于此, 本文提出一种去污-焊接-实验分析的热老化分析方法, 为核电站放射性污染的小型部件的热老化评估提

收稿日期: 2023-05-15 修回日期: 2024-02-18

基金项目: 国家重点研发计划: 核电站重要设备部件先进智能老化监测技术开发与验证, 项目编号: 2020YFB1901500

作者简介: 李乾武 (1994—), 男, 现从事材料老化评估与检测工作

供一种经济可行的方法。

## 1 实验方法

实验材料为某核电站 RCP 系统的喷淋阀阀杆,根据该部件的制造完工报告,其基础信息见表 1。其中驱动杆 2 根,编号为 L1 和 L2,尺寸为  $\text{Ø}30 \times 400 \text{ mm}$ ;从动杆 2 根,编号为 S1 和 S2,尺寸为  $\text{Ø}32 \times 30 \text{ mm}$ ,表面堆焊厚度约 1 mm 的司太力合金。

表 1 阀杆基础信息

Table 1 The essential information of valve stem

类别	性能值	RCCM 标准 *
冲击功 /J(0℃)	78-89	>60
硬度 /HB	345-355	>302
屈服强度 /MPa	1087-1096	>960

\*注:RCCM(或 RCC-M)标准全称压水堆核岛机械设备设计和建造规则,是国内压水堆机组参考的制造规范。

由于阀杆长期在一回路环境下运行,因表面沾污而带有放射性,样品需进行特定的去污操作,以满足放射性固体的管理要求,去污过程见表 2。

表 2 去污过程中的参数

Table 2 The parameters of decontamination

步骤	处理参数
超声波	28 KHz;4 h
强酸浸泡	PH 1.0 ;85℃;4 h
机械削切	切除螺纹
强酸浸泡	PH 1.0 ;85℃;24 h
机械削切	表层切削 0.2 mm

该去污方法在热机修车间即可操作,具有可操作性强、经济性好的优点,同时也最大限度地控制了放射性微粒的产生。

去污之后,对 2 根驱动杆和 2 根从动杆进行硬度分析。RCCM 中对冲击功要求的数值来源于标准冲击功试样在 0℃ 下的结果,其尺寸为  $55 \text{ mm} \times 10 \text{ mm} \times 10 \text{ mm}$ ;由于从动杆 S1 和 S2 的长度无法加工标准冲击功试样,设计采用电子束焊接法将其加长至 55 mm,补焊材料从驱

动杆截取。

为了验证电子束焊接对冲击试样机械性能的影响,在 L1 上截取  $12.5 \text{ mm} \times 24 \text{ mm} \times 12 \text{ mm}$  的试样 2 段,  $30 \text{ mm} \times 24 \text{ mm} \times 12 \text{ mm}$  的试样 1 段,焊接加长至 55 mm,焊接后尺寸为  $55 \text{ mm} \times 24 \text{ mm} \times 12 \text{ mm}$ ,将其加工为  $55 \text{ mm} \times 10 \text{ mm} \times 10 \text{ mm}$  的标准冲击功试样共计 2 个,这组试样记为 W1,在 L1 上再取  $55 \text{ mm} \times 24 \text{ mm} \times 12 \text{ mm}$  的试样,之后加工为  $55 \text{ mm} \times 10 \text{ mm} \times 10 \text{ mm}$  的标准冲击功试样共计 2 个,这组试样记为 C1,如图 1 所示。为了与 RCCM 中的要求保持一致,在 0℃ 下对这些冲击试样进行冲击实验。

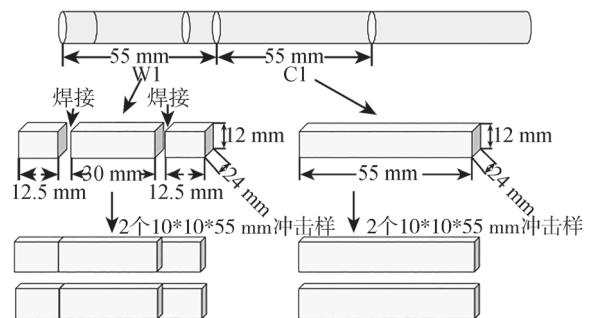


图 1 W1、C1 取样焊接示意图

Fig.1 Welding Sample figure of W1、C1

经验证,从 L2 上切取 2 段长度为 12.5 mm 的焊接料,以同样的焊接方法将 S1、S2 焊接加长至 55 mm 并加工标准冲击功试样,仍记为 S1 和 S2。

做完冲击功实验后,分析 S1 组冲击功余料,首先采用 SEM(扫描电子显微镜)对冲击断面形貌进行分析;之后将余料沿垂直于焊接面的方向切开,通过 SEM 与集成的 EDX 分别观察焊接母材区、焊缝区和热影响区的微观形貌与元素含量。

## 2 实验结果

### 2.1 表面去污

表 3 为去污过程中的各项处理参数。在经过 5 步之后,阀杆整体的剂量率已无法被仪器(MPR200+PB-GM2)探测,放射性要求完全



达标。

表 3 去污过程中的剂量变化

Table 3 The variation of dosage during decontamination

步骤	剂量率/(mSv/h)			
	L1	L2	S1	S2
初始值	1	4	1	3
超声波处理	0.9	3	0.5	3
强酸浸泡	0.8	1.5	0.2	1.2
机械削切	0.1	1.1	0.05	0.9
强酸浸泡	0.1	1.1	0.05	0.9
机械削切	0	0	0	0

## 2.2 电子束焊接

17-4PH 是铁磁性材料,根据《JB/T 11062—2010 电子束焊接工艺指南》,应对铁磁材料的剩磁进行检查,如剩磁较大,需进行去磁处理,避免磁性对电子束产生影响<sup>[9]</sup>。

本次焊接采用全截面焊接的方式,为避免试样出现中心未焊透的状况,将直径 30 mm 的焊接样加工成截面为 24 mm × 12 mm 的矩形,这样虽然降低了熔深,但是为焊接时的起弧和收弧带来难度,易导致焊缝不平整。

另外,在焊接过程中,为防止焊接缺陷,主要考虑熔池受力<sup>[10]</sup>的影响,在 高能电子束的作用下,熔池受到电子束的冲击力与熔池本身重力,会向下塌陷,而熔池的表面张力则降低冲击力、重力的塌陷作用。因此,在保证焊接试样具有一定熔深的前提下,电子束能量不宜过高,避免焊穿产生缺陷。焊接成品如图 2 所示。



图 2 电子束焊接成品样

Fig.2 Electron beam welded samples

从图中可见,焊缝对称分布于试样中心两侧,焊缝平整。研究表明,电子束焊接的焊缝区力学性能可达母材区 90% 以上<sup>[11]</sup>,初步来看,

电子束焊接的效果满足实验要求。

## 2.3 力学性能实验

对 L1、L2、S1、S2 进行显微硬度、布氏硬度测试,结果见表 4:

表 4 样品的硬度对比

Table 4 Hardness comparison of samples

样品	L1	L2	S1	S2
HV0.1	387	377	442	433
HB	336.4	340.7	381.0	388.1

从表 4 中可以看到,L 组样品的硬度低于 S 组样品的硬度。该部件对应初始硬度均值为 350 HB,从整体上看,样品硬度均有上升。

表 5 比较了不同样品在 0℃ 下的冲击功。

表 5 各组样品 0℃ 冲击试验数据

Table 5 The 0℃ impact test data of each group of samples

样品	W1	C1	S1	S2
冲击功/J	71	78	14.5	16.5
侧膨胀/mm	0.72	0.83	0.14	0.18

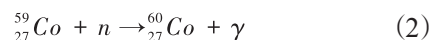
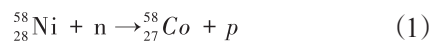
通过对比 W1 和 C1 的冲击功,从宏观角度确定电子束焊接对冲击功实验的影响,冲击功实验表明,W1 组样品的 0℃ 冲击功均值为 71 J,而 C1 组样品的 0℃ 冲击功均值为 78 J,说明电子束焊接对加工样品的冲击性能无明显影响。

样品的初始冲击功在 78-89 J 之间,对比本次实验结果,可见 L 组样品冲击功下降不明显,而 S 组样品的冲击功下降非常明显。

## 3 分析

### 3.1 表面去污分析

阀杆表面主要沾污来源为反应堆活化产物 Co-60 和 Co-58<sup>[12]</sup>,活化过程如式(1)与式(2)所示:



根据核电厂活化产物的取样分析,在管道阀门的位置,Co-60 与 Co-58 容易沉积<sup>[13]</sup>,占

辐射源沉积项分别为 40%~60% 和 30%~50%。一回路放射性核素源项资料显示<sup>[14]</sup>,Co-60 与 Co-58 在稳态运行时的设备表面活度浓度分别可达  $6.44 \text{ Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$  和  $8.18 \text{ Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$ 。

放射性活化产物主要以吸附的方式沾污与冷却剂接触的一回路部件,同时也有少量的放射性元素通过扩散进入金属基体。通常情况下,约 98% 的放射性元素堆积于金属表面的沉积物和氧化膜中,约 2% 位于表面 0~10  $\mu\text{m}$  的浅表,剩余的一部分渗透入表面 10~50  $\mu\text{m}$  处<sup>[15]</sup>。

图 3 为样品整个去污过程中的剂量率变化,可见不同的去污方法对样品的实际效果具有一定的差异。其中,超声波去污和浸泡不易产生放射性微粒,机械削切可能产生一些放射性微粒,具有一定的局限性。

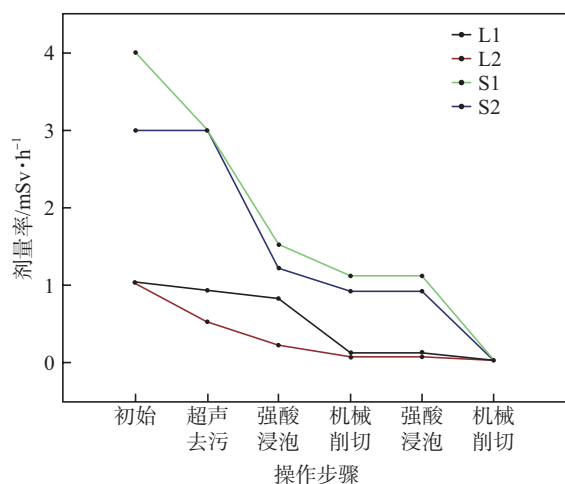


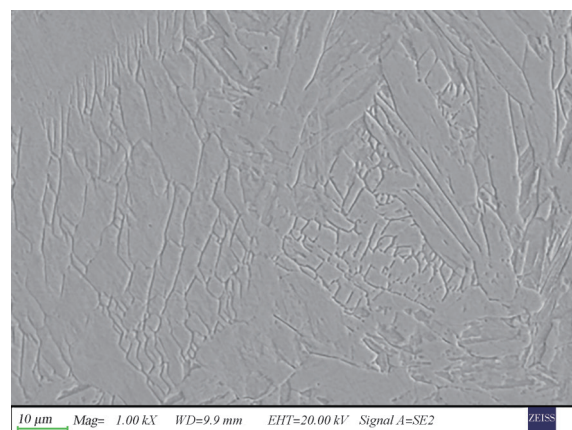
图 3 不同处理步骤后的样品剂量率  
Fig.3 Sample dose rate after different processing steps

去污实验表明,超声去污与强酸浸泡的去污系数为 2~4,而对于 S 组样品,由于其更靠近放射性流体,活化元素的接触面积更大,扩散深度更深。而 L 组样品的螺纹端靠近流体,因此机械削切去除螺纹端后,其剂量率大幅下降。

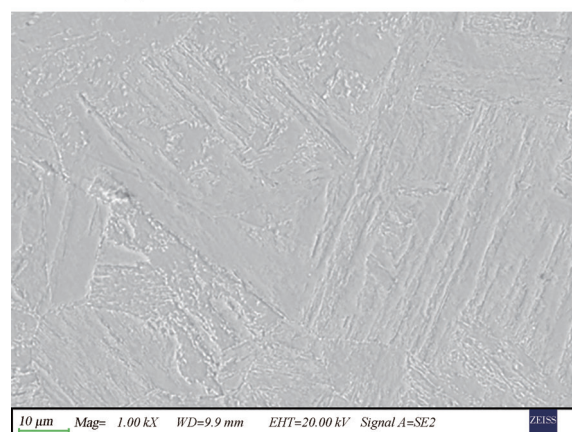
### 3.2 电子束焊接

图 4(a) 为电子束焊接焊缝区域的 1000 倍 SEM 图像,图 4(b) 为母材区域 1000 倍 SEM 图像,对比两图,图 4(a) 中可见明显的凝固组织,晶界清晰,组织颗粒不均匀,由母材经高温融化后冷凝形成,未见缺陷结构;图 4(b) 中可见板条状马

氏体结构,与焊缝区相比,形貌具有明显差别。



(a) 焊缝区 1000 倍 SEM 图像  
(a) 1000× SEM image of the weld area



(b) 母材区 1000 倍 SEM 图像  
(b) 1000× SEM image of the base metal area

图 4 焊缝区与母材区的 SEM 图像

Fig.4 SEM images of base metal area and welded area

本文分析了焊接后各区域的元素含量,见表 6。可见每个区域的主要元素含量差异不大,说明焊接时并未造成元素的偏析。

表 6 焊接区域主要元素的含量

Table 6 The main elements content in each welding area

区域	元素含量 /wt%					
	Fe	Cr	Ni	Mn	Si	Cu
母材区	70.85	15.90	4.35	0.85	0.28	2.78
焊缝区	70.81	15.96	4.38	0.75	0.29	3.09
热影响区	72.16	15.94	4.05	0.80	0.30	2.34

### 3.3 热老化分析

根据服役环境分析,该阀杆材质为 17-

4PH, 阀门内的流体温度达 290℃, 在此温度下, 长期运行存在热老化风险, 主要特征为: 材料硬度上升, 韧性下降, 阀杆脆性断裂风险增加。

驱动杆由于距离阀腔更远, 实际服役温度低于 290℃, 从动杆更靠近阀腔, 实际服役温度更接近 290℃, 因此从动杆的热老化风险更大, 而实际的冲击试验结果也符合这一规律, 如图 5 与图 6 所示, W1 组样品的冲击断面韧窝分布均匀且数量众多, 说明样品的韧性较高, 而 S1 组样品的冲击断面韧窝较少, 且有大量河流状花样, 样品的脆性较高。

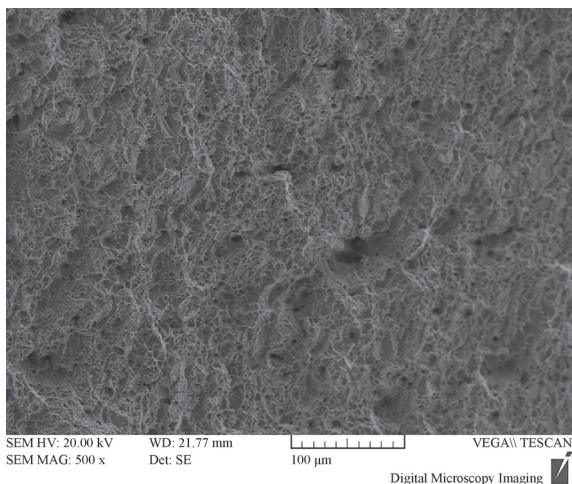


图 5 W1 组样品的冲击断面 SEM 图像

Fig.5 Charpy-V cross-section SEM image of samples in group W1

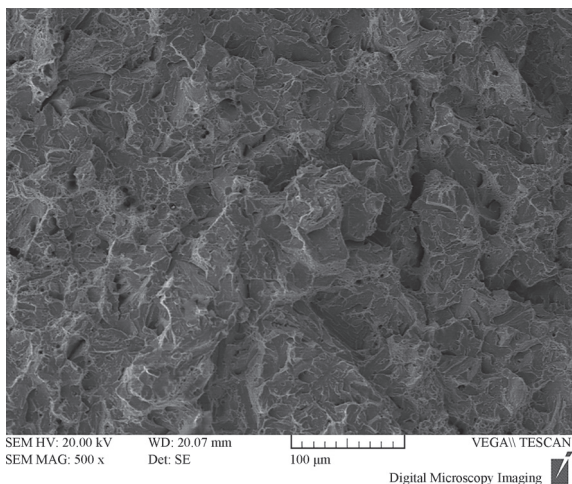


图 6 S1 组样品的冲击断面 SEM 图像

Fig.6 Charpy-V cross-section SEM image of samples in group S1

结合表 5 的冲击功结果与图 5、图 6 的断面扫描结果来看, S 组样品, 即从动杆的热老化导致的性能劣化已不能满足 RCCM 的要求, 且脆性断裂风险较大。

## 4 总结

本文通过对核级 17-4PH 部件的去污、焊接、力学性能分析实验, 得到如下结论:

(1) 核电厂服役部件被放射性污染后, 可通过分析其具体服役环境, 通过切除高放射性部位大幅度降低其放射性, 整体表面污染可通过浸泡、超声等方法降低表面放射性, 辅以机械方法削切表层, 可达到完全去除放射性的效果。

(2) 小尺寸 17-4PH 部件可通过电子束焊接进行重组以达到力学性能实验的尺寸需求, 无论是强度还是微观组织均完全满足要求。

(3) 对去污后的 17-4PH 部件进行力学性能分析, 结果表明在高温环境下服役, 因热老化导致的性能劣化严重, 脆性断裂风险较高。

(4) 带放射性的核级部件可通过采用合理的去污与制样, 实现其热老化的性能评估, 为其热老化管理提供有价值的参考。

## 参考文献

- [1] 张长义, 白冰, 王瀚霄, 等. 反应堆内 17-4PH 马氏体不锈钢阀杆材料长时间服役后的热老化脆化行为与断裂机制 [J]. 原子能科学技术, 2019, 53 (03): 403-407.
- [2] 张忠伟, 左敦桂, 赖云亭. 17-4PH 不锈钢阀杆的断裂原因 [J]. 腐蚀与防护, 2022, 43 (04): 65-68+73.
- [3] 薛飞, 史芳杰, 孙琦, 等. 沉淀硬化马氏体不锈钢热老化脆化的热电势检测研究 [J]. 核动力工程, 2019, 40 (06): 135-139.
- [4] 艾佳龙. 反应堆退役金属材料去污技术 [J]. 科技资讯, 2022, 20 (11): 47-49.
- [5] 王鹏, 夏良树. 核设备在役去污技术现状及发展趋势 [J]. 化学工程与装备, 2017 (05): 193-195.
- [6] 高智星, 李静, 马梅花, 等. 放射性污染金属表面的激光去污 [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 8 册 (钢系物理与化学分卷、同位素分卷、辐射研究与应用分卷、核技术工业应用分卷、核农学分卷、核医学分卷), 2017.

- [7] 王成龙, 佟振峰, 宁广胜, 等. 放射性沾污 17-4PH 不锈钢的磷酸浸泡电解去污研究 [C] // 中国核科学技术进展报告 (第六卷) —— 中国核学会 2019 年学术年会论文集第 5 册 (核材料分卷、铜系物理与化学分卷、同位素分卷、核化学与放射化学分卷), 2019.
- [8] 王均, 邹红, 伍晓勇, 等. 17-4PH 马氏体不锈钢 350℃ 长期时效脆化研究 [J]. 核动力工程, 2005 (03): 254-258.
- [9] 黄以平, 李少林, 刘海浪, 等. 外加磁场对电子束焊接成形性能的影响 [J]. 机械工程材料, 2021, 45 (04): 35-39+45.
- [10] 莫德锋, 胡正飞, 何国求, 等. 无钴马氏体时效钢电子束焊接缺陷的微观研究 [J]. 材料科学与工艺, 2009, 17 (1): 5.
- [11] 尹钟大, 徐再成, 陈世忠.  $^{13}\text{Ni}$  马氏体时效钢电子束焊接性能 [J]. 焊接学报, 1990 (02): 65-72.
- [12] 李璐, 张君南, 张竞宇, 等. 典型压水堆运行工况下活化腐蚀产物及剂量率计算分析 [J]. 核科学与工程, 2018, 38 (4): 6.
- [13] 傅鹏轩. 大亚湾、岭澳核电站一回路辐射源项调查及控制技术的研究 [D]. 上海交通大学, 2009.
- [14] 胡文超, 赵传奇, 毕金生, 等. 压水堆一回路腐蚀产物源项钴的研究 [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 5 册 (核材料分卷、辐射防护分卷), 2017.
- [15] 罗上庚, 张振涛, 张华. 核设施与辐射设施的退役 [M]. 中国环境科学出版社, 2010.

## Decontamination and Thermal Aging Evaluation of Small Nuclear Grade 17-4PH Stainless Steel Components

Li Qianwu<sup>1</sup>, Chen Kai<sup>2</sup>, Wan Jing<sup>1</sup>, Shi Fangjie<sup>1</sup>, Yang Guangyu<sup>1</sup>

(1. Suzhou Nuclear Power Research Institute Co., Ltd, Suzhou 215000, China; 2. Liaoning Hongyanhe Nuclear Power Co., Ltd, Dalian 116000, China)

**Abstract:** The pressurizer spray valve used in pressurized water reactor is an important part of adjusting the pressure of the pressurizer, its stem material is 17-4PH, which faces the problems of surface contamination and thermal aging in this service environment. The feasibility of removing the activation layer by surface processing was studied, and the thermal aging of small parts was studied after being lengthened by electron beam welding technology. The results show that the effect of surface processing to reduce the radioactivity is effective and can meet the management requirement, the electron beam welding ensures the mechanical strength of the welding sample, and the thermal aging experiment shows that the valve stem has an obvious risk of thermal aging in this service environment. Through decontamination, welding, and mechanical property analysis, it is proved that this evaluation process can be used for thermal aging evaluation of contaminated nuclear power small components.

**Key words:** 17-4PH; decontamination; electron-beam welding; thermal aging

(责任编辑: 梁 晔)

潘霖霖,杜海鸥. 基于钠冷快堆的超临界二氧化碳双透平发电系统[J]. 核安全, 2024, 23(2): 65-71.

Pan Linlin, Du Haiou. Supercritical Carbon Dioxide Double Turbine Cycle based on Sodium-cooled Fast Reactor [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(2): 65-71.

## 基于钠冷快堆的超临界二氧化碳双透平发电系统

潘霖霖, 杜海鸥\*

(中国原子能科学研究院反应堆工程技术研究所, 北京 102413)

**摘要:** 超临界二氧化碳布雷顿循环发电系统具有效率高、对管道腐蚀速率低、可降低电力成本等优点, 被认为是钠冷快堆的理想动力转换系统。但也有不足之处, 其系统正常运行时的压力较高, 导致中间热交换器两侧压差大, 极大地降低了安全性, 限制了实际应用, 因此本研究在原有系统的基础上进行改进, 建立双透平发电循环, 目的是在保持高循环效率的同时降低换热器冷流体侧工作压力。本研究对比了相同热功率下不同循环应用双透平发电系统的变化, 并对影响效率的具体因素进行了敏感性分析。结果表明, 再压缩循环最适配于钠冷快堆双透平发电系统, 循环效率最高可达 42.99%, 其对主压缩机入口参数敏感度最高, 其次是分流比和透平入口参数, 而对透平分配比的敏感度最低。

**关键词:** 超临界二氧化碳; 布雷顿循环; 钠冷快堆; 参数优化; 双透平

**中图分类号:** TL333 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 02-0065-07

第四代核能系统国际论坛(GIF)提出了 6 种堆型, 其中钠冷快堆被认为是最具潜力的堆型<sup>[1]</sup>, 现有钠冷快堆发电系统多采用蒸汽朗肯循环, 结构复杂、循环效率低且可能会发生钠水反应, 破坏系统安全性。因此各国都在研究更适用于钠冷快堆的发电系统。目前的趋势是使用超临界二氧化碳(S-CO<sub>2</sub>)循环发电代替蒸汽朗肯循环发电<sup>[2]</sup>, 循环过程中 CO<sub>2</sub> 始终处于超临界状态, 工质状态不发生改变, 从而降低了压缩机消耗, 使循环效率得到了提高。

但 S-CO<sub>2</sub> 布雷顿循环在具有这些优良特性的同时也有不足之处, 其循环工作压力较高, 中间热交换器冷流体侧压力可达 20 MPa, 而热流体侧压力约为 0.1 MPa, 两侧压差大, 对热交换

器的密封性有较高要求, 并且可能会影响结构完整性, 影响其实际应用。因此研究在循环中增加一个透平, 构造双透平发电系统, 在不影响原有高效率的同时降低热交换器冷流体侧工作压力, 为之后建设钠冷快堆 S-CO<sub>2</sub> 发电系统提供参考。

### 1 模型构建

本文选择中等堆芯出口温度的 65 MW 钠冷快堆(中国实验快堆 CEFR)作为热源, 由于影响 S-CO<sub>2</sub> 循环效率的因素较复杂且各因素间并不完全独立<sup>[3]</sup>, 因此经综合考虑选定参数如下: 反应堆一回路入口温度为 360℃, 出口温度为 530℃, 热功率为 65 MW; 透平、压缩机的机械效

收稿日期: 2023-11-22 修回日期: 2024-02-26

作者简介: 潘霖霖(2000—), 女, 硕士研究生, 现主要从事液态金属冷却剂研究

\* 通讯作者: 杜海鸥, E-mail: 932899120@qq.com

率为 95%、等熵效率为 90%，回热器等熵效率设定 90%，循环边界参数见表 1。

设计双透平发电系统的目的是减小换热器冷流体侧的压力，但由于 S-CO<sub>2</sub> 布雷顿循环是利用 CO<sub>2</sub> 拟临界区易压缩的特性，系统最低压力可变范围相对较小<sup>[4]</sup>，因此设定二级透平出口处压力固定为 7.6 MPa；综合考虑工质热力学性能和换热器设计要求，设定循环一级透平入口处压力固定 20 MPa。定义透平分配比为二级透平与一级透平入口压力之比，设定其值为 12.3 : 20。

表 1 循环边界参数

Table 1 Heat source and circulation boundary parameters

设计参数	数值
热功率	65 MW
反应堆入口温度	360℃
反应堆出口温度	530℃
回热器热端温差	≥25℃
回热器冷端温差	≥15℃
透平入口温度	500℃
主压缩机入口温度	32℃
主压缩机出口压力	20 MPa
主压缩机入口压力	7.6 MPa
透平分配比	0.615

## 1.1 循环系统

在之前的研究中，华北电力大学郭张鹏提出了双透平循环的概念，并研究了双透平再压缩循环的运行，结果显示循环适用于低压高温反应堆<sup>[5]</sup>。本文在此基础上，针对简单回热循环、级间冷却循环、再压缩循环、级间冷却再压缩循环四种典型 S-CO<sub>2</sub> 循环进行改造，在循环的中间热交换器前增加一个透平，构造适配于四种循环的双透平发电系统，如图 1 所示，并对这四种循环的优缺点进行了分析。

## 1.2 模型搭建

S-CO<sub>2</sub> 循环主要系统部件包括压缩机、换热器、回热器、透平、预冷器等，下面对各部件进

行耦合，根据 S-CO<sub>2</sub> 布雷顿循环的特点建立相应的数学模型并进行计算，以再压缩循环[图 1 (b)]为例，循环流程如图 2 所示，其余循环与此类似，循环输入参数见表 1。

压缩机等熵效率计算式如下：

$$effc = \frac{h'_{c,out} - h_{c,in}}{h_{c,out} - h_{c,in}} \quad (1)$$

式中， $h_{c,in}$  是压缩机入口比焓，单位为 kJ/kg； $h_{c,out}$  为压缩机出口比焓，单位为 kJ/kg； $h'_{c,out}$  为压缩机出口等熵焓，单位为 kJ/kg。

压缩机耗功如下：

$$W_c = m_c(h_{c,out} - h_{c,in}) \quad (2)$$

式中， $W_c$  为压缩机耗功，单位为 kW； $m_c$  为工质流经压缩机的质量流量，单位为 kg/s。

透平等熵效率计算公式如下：

$$efft = \frac{h'_{t,in} - h_{t,out}}{h_{t,in} - h_{t,out}} \quad (3)$$

式中， $h_{t,in}$  为透平入口比焓，单位为 kJ/kg； $h_{t,out}$  为透平出口比焓，单位为 kJ/kg； $h'_{t,out}$  为透平出口等熵过程焓，单位为 kJ/kg。

透平机膨胀过程如下：

$$W_t = m_t(h_{t,in} - h_{t,out}) \quad (4)$$

式中， $W_t$  为透平的做功，单位为 kW； $m_t$  为通过透平工质的质量流量，单位为 kg/s。

换热器依据热平衡对换热器两侧参数进行计算，表达式如下：

$$Q = m_h(h_{h,in} - h_{h,out}) = m_l(h_{l,out} - h_{l,in}) \quad (5)$$

式中， $Q$  为换热量，单位为 kJ； $m_h$  为通过高温侧工质的质量流量，单位为 kg/s； $m_l$  为工质通过高温侧的质量流量，单位为 kg/s； $h_{h,in}$ 、 $h_{h,out}$  是高温侧入口、出口比焓，单位为 kJ/kg； $h_{l,in}$ 、 $h_{l,out}$  分别为低温侧入口和出口比焓，单位为 kJ/kg。

回热器换热过程遵循能量守恒，具体如下：

$$m_1 c_1 (t_{1,in} - t_{1,out}) = m_2 c_2 (t_{2,in} - t_{2,out}) \quad (6)$$

式中， $m_1$ 、 $m_2$  分别为热端和冷端工量流量，单位为 kg/s； $t_{1,in}$ 、 $t_{1,out}$  为回热器热端工质进、出口的温度， $t_{2,in}$ 、 $t_{2,out}$  为回热器冷端工质进、出口的温度，单位为℃；

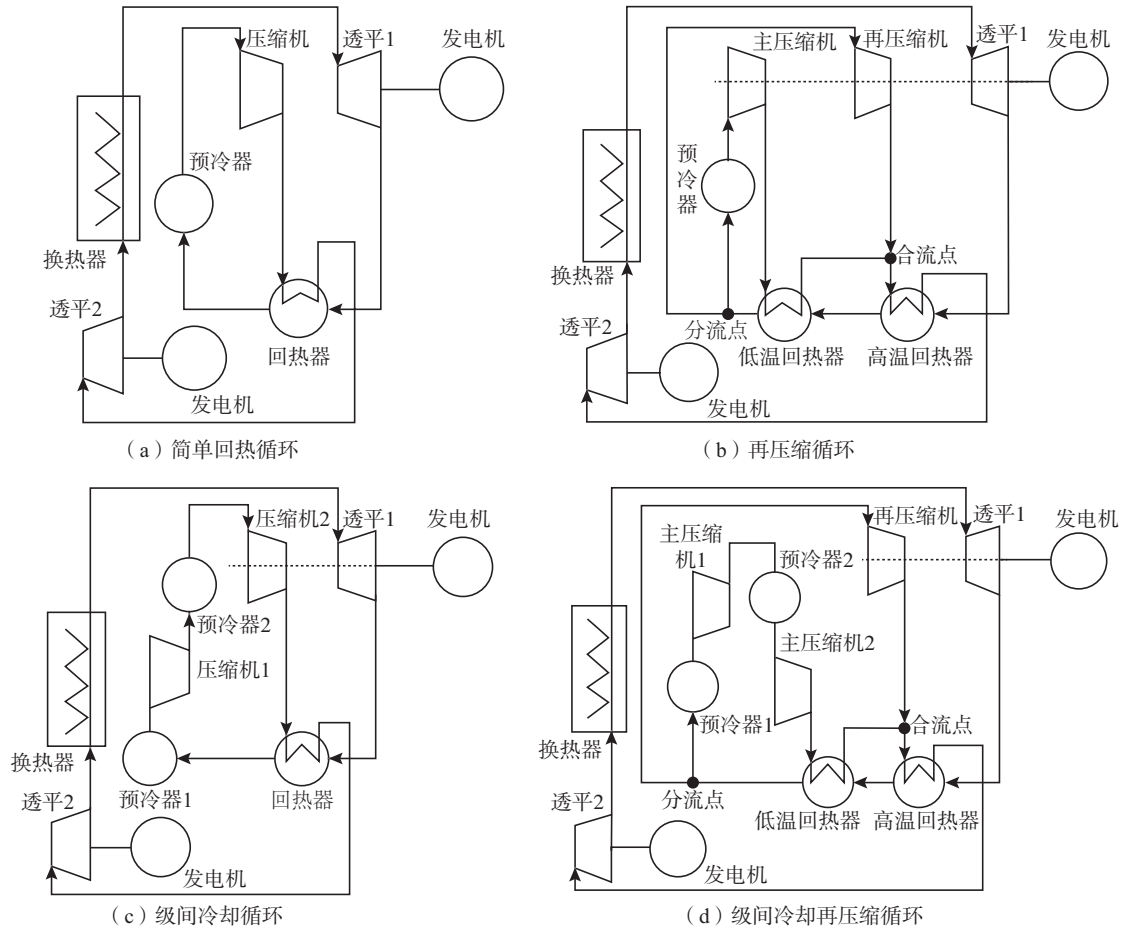


图 1 不同双透平循环系统示意图

Fig.1 Schematic of different double-turbine circulations

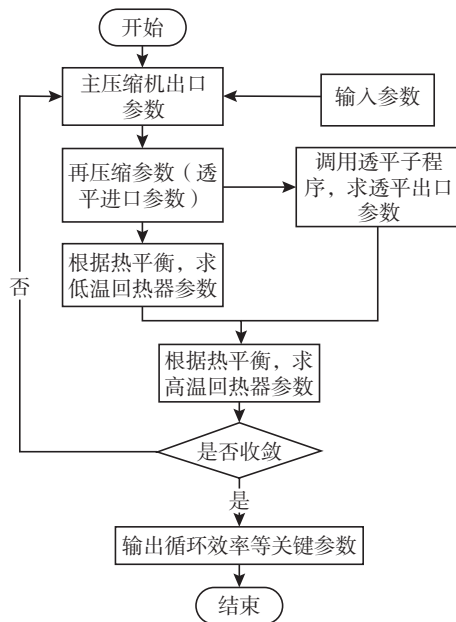


图 2 循环参数计算流程图

Fig.2 Calculation flowchart of circulation parameters

$c_1$ 、 $c_2$  分别为热端工质和冷端工质比热容, 单位为  $J/(kg \cdot K)$ 。

定义分流比  $x$  为系统中  $S-CO_2$  经过低温回热器后直接流入再压缩机的比例。其表达式如下:

$$x = \frac{h_8 - h_{t,out} + h_4 - h_2}{h_4 - h_2 + h_{rc} \text{effrc}} \quad (7)$$

式中,  $h_8$  为高温回热器冷侧出口比焓, 单位为  $kJ/kg$ ;  $h_{t,out}$  为透平出口比焓, 单位为  $kJ/kg$ ;  $h_4$  为低温回热器热侧出口比焓, 单位为  $kJ/kg$ ;  $h_2$  为主压缩机出口比焓, 单位为  $kJ/kg$ ;  $h_{rc}$  为再压缩机等熵压缩条件下进出口焓差, 单位为  $kJ/kg$ ;  $\text{effrc}$  为再压缩机等熵效率。

### 1.3 性能比较

在相同边界条件下, 计算得到四种循环效率最高时的部件性能如图 3 所示, 可以看出,

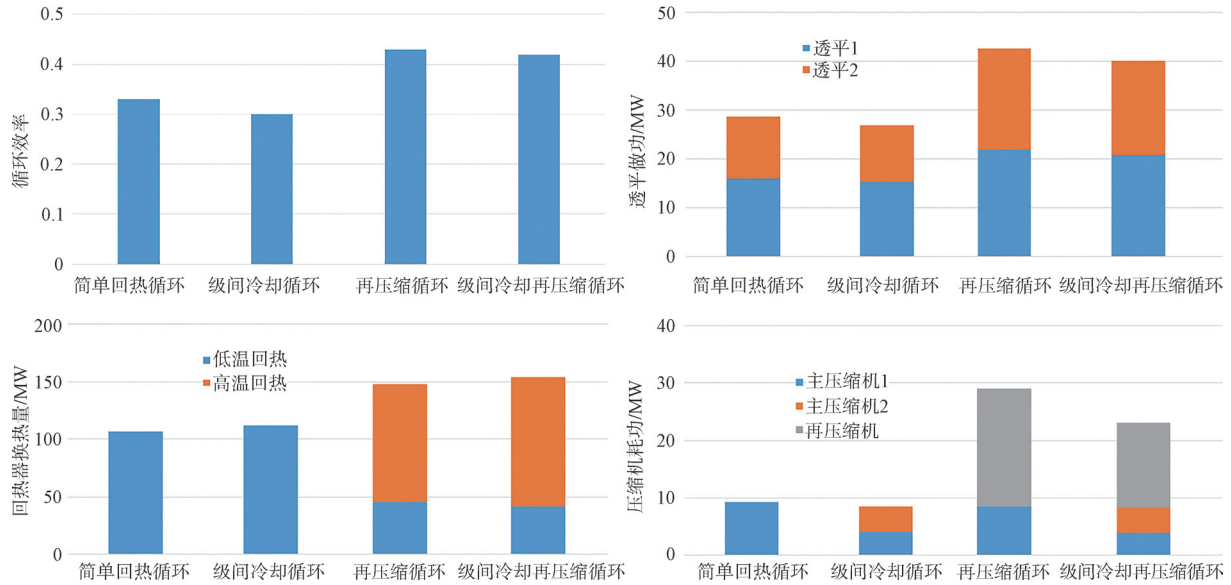


图3 相同边界条件下四种循环的设备性能

Fig.3 Performance of diverse cycles under the same boundary condition

在列入计算的四个双透平循环中,再压缩循环效率最高为42.99%,级间冷却循环效率最低为30.01%。

与简单回热循环相比,级间冷却循环的压缩机功耗减小、回热器换热增多,但回热器热端出口温度低于简单回热循环,在系统热功率一定的情况下,循环系统中的S-CO<sub>2</sub>流量减小,透平做功显著降低,循环效率较低。

与再压缩循环相比,级间冷却再压缩循环的回热器换热量基本一致,但透平做功减小,预冷器耗电较高,因此总体效率低于再压缩循环。

与简单回热循环和级间冷却循环相比,再压缩循环和级间冷却再压缩循环采用分流再压缩的方法,通过在低温回热器出口处进行分流,减少经过预冷器的工质,从而降低热损,提高了循环效率。

综上分析,选取四种循环中效率最高的再压缩循环为钠冷快堆双透平发电系统的最佳匹配循环构型,其循环效率为42.99%。

## 2 再压缩循环参数对比及敏感性分析

### 2.1 参数对比

再压缩循环效率最高时各点状态参数如图4所示,本节在已设定最高温度(透平入口温度)

500℃的情况下,对影响双透平再压缩循环效率的参数进行分析,为系统实际应用于钠冷快堆提供参考。

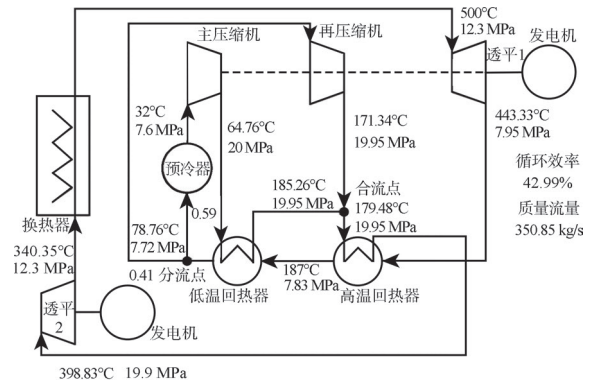


图4 再压缩循环不同状态点参数

Fig.4 Parameters of different points in recompression cycle

在已设定循环最高温度的情况下,压比、系统最低温度、最低和最高运行压力、分流比等对系统和设备的影响较大,其他可由热力学参数匹配或经验确定,本研究主要研究对以上影响较大的参数。循环效率随压比、分流比、主压缩机入口温度、透平分配比等参数变化的规律如图5所示。

图5(a)是循环效率随压比变化的趋势,压



比计算参考值为 2.3~3.0, 其中,  $P_{t, in}$  为透平压比, 透平处工质做功主要受压比影响, 循环效率与透平入口压力正相关;  $P_{c, in}$  为压缩机压比, 在循环最大压力固定为 20 MPa 的情况下, 循环最低压力(即主压缩机入口压力)会随压比升高而降低, 若压比过大, 循环最低压力低于临界压力时, 循环效率将急剧减小, 故有图中所示的效率极大值点。

图 5(b) 是分流比对循环效率的影响, 选取分流比 0.36~0.46 为参考范围进行计算, 由式(7)分析可得, 分流比通过影响高温回热器冷端出口比焓和低温回热器热端出口比焓来改变循环效率, 随着分流比的增加, 循环效率会先升高后降低, 最佳分流比的结果应使低温回热器热端出口比焓较低而高温回热器冷侧出口比焓较高, 回热器换热量高, 从而提高系统循环热

效率。

图 5(c) 是循环效率随主压缩机入口温度的变化, 研究人员选取计算的主压缩机入口温度范围为 32℃~40℃,  $S\text{-CO}_2$  的临界温度约为 31℃, 在系统最低温度高于临界温度的情况下, 循环效率随温度升高而迅速减小, 因此在选取循环最低点温度时应在保证循环安全的情况下尽量接近临界温度。

图 5(d) 是循环最高压力(主压缩机出口压力)设定为 15、20、25 MPa 时, 系统效率随透平分配比的变化。可以看出, 随着透平分配比的提高, 不同压力下的系统循环效率都有了不同程度的提升。在 20 MPa 情况下, 当透平分配比从 0.5 提升至 0.8 时, 循环效率提升约 1.2%, 但同时也更接近原来的再压缩循环, 设计的优势将会被弱化。

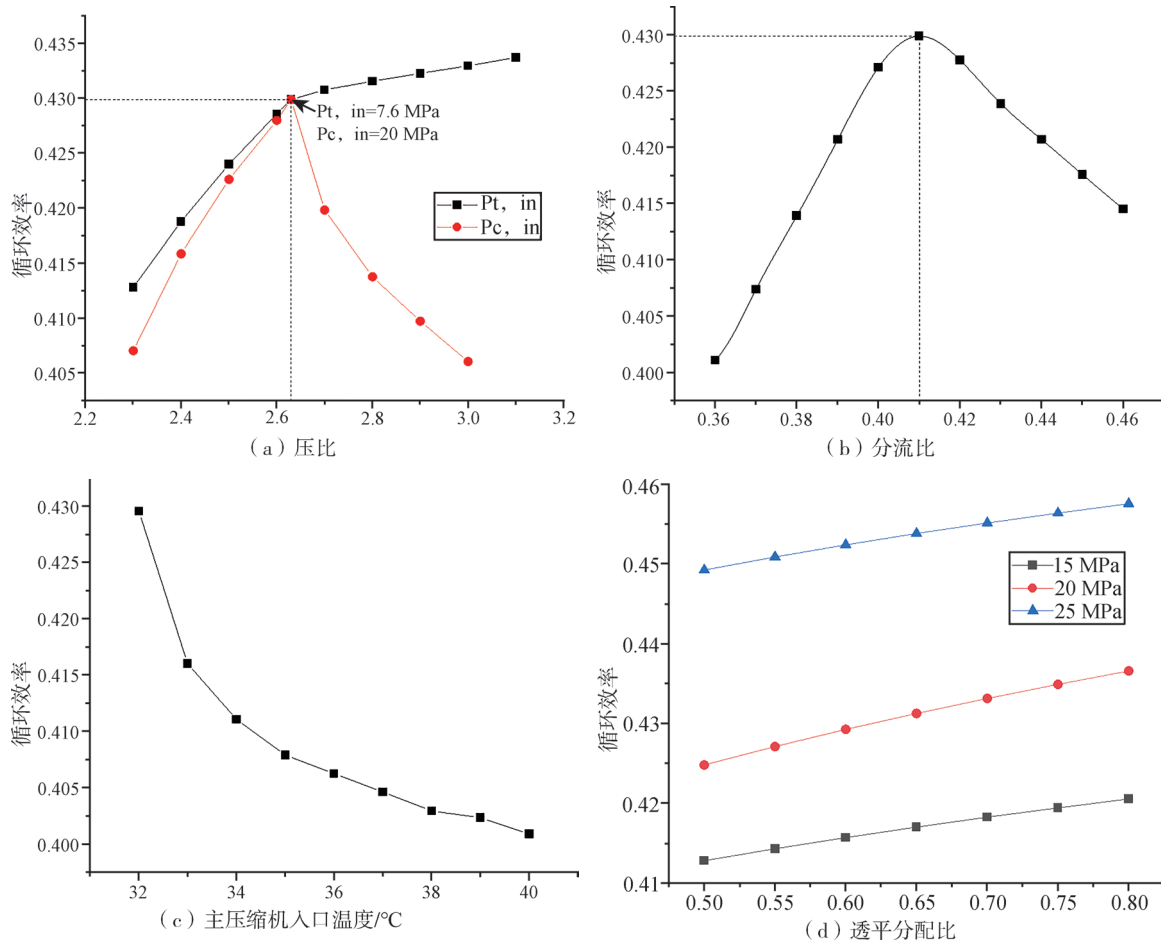


图 5 循环效率随不同参数的变化

Fig.5 Variations of circulation efficiency with various factors

## 2.2 敏感性分析

由图 5 可知,不同参数对于循环效率影响的剧烈程度不同,因此采用归一化处理<sup>[9]</sup>的方法,本文以循环效率最高时各点的参数为分母,用代入程序计算的 actual 值与基数之差除以效率最高时的参数,得到横坐标的偏离百分比,并计算对应的循环效率,研究不同参数对循环效率的影响,得出效率对不同影响因素的敏感度如图 6 所示。

可以看出,循环效率对于主压缩机入口参数敏感度最高,当最低温度或压力偏离最佳效率点时,效率急剧减小;之后是分流比和透平入口参数,当压力小于设计压力时,对透平入口压力敏感度较低,当压力大于设计压力时,对分流比的敏感度较低;循环效率对透平分配比的敏感度最低。

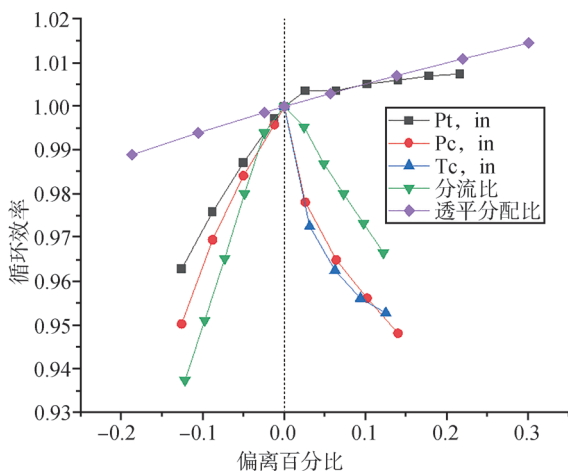


图 6 循环效率对不同影响因素的敏感度

Fig.6 Sensitivity of circulation efficiency to various factors

## 3 结论

本文提出了四种 S-CO<sub>2</sub> 双透平循环发电系统,通过对比在相同边界条件下的系统循环效率,选出了其中的最佳匹配构型,结合对循环主

要影响因素的分析,得出了以下结论。

(1)在进行研究的四种循环中,再压缩循环效率最高为 42.99%,最适配于采用双透平的 S-CO<sub>2</sub> 发电系统。

(2)在提高双透平系统循环效率方面,主压缩机入口参数对提高系统循环效率最有效,其次是分流比和透平入口参数,透平分配比对于循环效率影响最低。

(3)使用双透平发电系统可在保持原有高循环效率不变的同时显著降低换热器冷流体侧工作压力,提高了系统安全性,有利于 S-CO<sub>2</sub> 发电系统在四代反应堆中的应用。

## 参考文献

- [1] USDOE.A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems [C] //2002: 239-241.DOI: 10.2172/859029.
- [2] Dostal V .A Super Critical Carbon Dioxide Cycle for Next Generation Nuclear Reactors [J].Massachusetts Institute of Technology, 2004, 154 (3): 265-282.DOI: 10.1016/j.nimb.2006.01.071.
- [3] 芦树平, 刘怡雯, 林原胜, 等. 基于 CEFR 的超临界二氧化碳循环系统特性分析 [J]. 节能, 2018, 37 (7): 21-26.
- [4] 齐少璞, 杨红义. 基于超临界二氧化碳布雷顿循环的钠冷快堆方案研究 [J]. 核科学与工程, 2019, 39 (4): 567-574.
- [5] 郭张鹏, 赵阳, 朱耀选, 等. 超临界二氧化碳布雷顿循环在钠冷快堆的应用研究 [C] // 第十五届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室学术年会论文集, 2017: 1222-1228.
- [6] 吴攀, 高春天, 单建强. 超临界二氧化碳布雷顿循环在核能领域的应用 [J]. 现代应用物理, 2019, 10 (3): 79-88.
- [7] 黄彦平, 王俊峰. 超临界二氧化碳在核反应堆系统中的应用 [J]. 核动力工程, 2012, 33 (3): 21-27.
- [8] 杨军, 赵全斌, 王晓坤, 等. 应用于钠冷快堆的超临界二氧化碳动力转换系统研究 [J]. 原子能科学技术, 2020, 54 (10): 1817-1824.
- [9] 梁墩煌, 张尧立, 郭奇勋, 等. 核反应堆系统中以超临界二氧化碳为工质的热力循环过程的建模与分析 [J]. 厦门大学学报 (自然科学版), 2015, 54 (5): 608-613.

# Supercritical Carbon Dioxide Double Turbine Cycle based on Sodium-cooled Fast Reactor

Pan Linlin, Du Haiou\*

(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

**Abstract:** The supercritical carbon dioxide Brayton cycle has advantages of high thermal efficiency, low corrosion rate to pipeline equipment and low power cost, hence it was considered as the ideal energy conversion system for sodium-cooled fast reactor. However, its high working pressure leads to large pressure difference between two sides of the heat exchanger, which limits its application. Therefore, the supercritical carbon dioxide double turbine power generation system is established to reduce system working pressure while maintaining high efficiency. The properties of different cycle configurations were compared and the sensitivity of specific parameters was analyzed. Results show that the recompression cycle is most suitable for double-turbine system and the maximum efficiency can reach 42.99%. The sensitivity of the efficiency to the main compressor inlet parameter is the highest, followed by the shunt ratio and turbine inlet parameters, the sensitivity to the turbine distribution ratio is the lowest.

**Key words:** S-CO<sub>2</sub>; Brayton cycle; SFR; parameters optimization; double turbine

(责任编辑：许龙飞)

王亮,石建业,常海军,等. 液态铅铋合金氧计探头设计及优化[J]. 核安全,2024,23(2):72-78.

Wang Liang, Shi Jianye, Chang Haijun, et al. Optimization Design of Oxygen Meter Probe for Liquid Lead Bismuth Alloy Oxygen Measurement [J].

Nuclear Safety, 2024, 23(2): 72-78.

## 液态铅铋合金氧计探头设计及优化

王亮, 石建业, 常海军, 覃涛\*

(核工业工程研究设计有限公司, 北京 101300)

**摘要:** 液态铅铋合金的测氧和氧控, 对抑制结构材料腐蚀具有重要作用, 是铅基反应堆工程应用需解决的关键技术问题之一。为支持深入开展液态铅铋合金氧测控技术研究, 本文基于液态铅铋合金测氧原理及其测量需求, 自主设计研制了用于液态铅铋合金测氧的氧计探头, 并利用某铅铋合金静态腐蚀试验釜验证了氧计探头的测量性能, 结果表明, 所设计的氧计探头可在 200~550℃ 交变高温情况下实现测氧, 测量范围达到  $10^{-6}$ ~30 ppm, 泄漏率不高于  $10^{-6}$  (Pa·m<sup>3</sup>)/s。

**关键词:** 铅铋合金; 测氧; 氧计探头; 优化设计

**中图分类号:** TM623.4 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 02-0072-07

液态铅铋合金具有中子学性能良好、抗辐照性好、熔点低、沸点高、导热性能好和化学活性低等优良的特性, 是加速器驱动次临界反应堆及快中子反应堆冷却剂的重要备选材料。然而液态铅铋合金与结构材料往往存在兼容性和氧化反应的问题, 生成的杂质会导致管道或设备堵塞, 进而威胁反应堆的安全运行, 因而对液态铅铋合金而言, 氧含量控制技术是制约铅基反应堆设计研发过程的关键环节, 具有重要的意义<sup>[1-2]</sup>。

铅基反应堆中, 液态铅铋合金流体具有高温 (200~550℃)、高流速、高腐蚀的特点, 这使得用于氧含量测量的常规氧计探头难以应用, 高温液态铅铋氧含量测量已成为行业难题。针对这一问题, 本文基于液态铅铋合金测氧的一般原理, 开展了高温液态铅铋合金氧计探头的设计及优化, 以期对铅铋合金氧含量控制技术研

发提供技术支持和新型谱化系列产品。

### 1 液态铅铋合金测氧原理

高温液态铅铋环境下, 氧计探头测氧通常采用开路电动势测量法, 如图 1 所示。氧计探头的参比电极深入含溶解氧的铅铋溶液中, 通过测量固体电解质两侧的电动势和介质温度, 将测得的电极引线信号转化为氧含量数据, 从而计算出铅铋溶液溶解氧含量。铅铋溶液的氧含量越高, 测得的电动势越小<sup>[3-5]</sup>。

### 2 铅铋氧计探头优化设计

目前, 氧计探头在国内市场中暂无标准化的产品, 且供应厂家极少, 往往与目标介质、规格及型号难以匹配, 一般需要采用自主化设计定制加工。以往液态铅铋合金测氧用氧计探头多采用氧化锆陶瓷、不锈钢管道和管配件根据

收稿日期: 2024-01-29 修回日期: 2024-02-23

作者简介: 王亮 (1986—), 男, 副高级工程师, 本科, 现主要从事核工程设计与建造工作

\* 通讯作者: 覃涛, E-mail: qintao@cni23.com

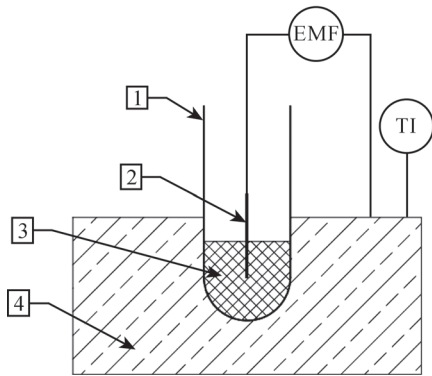


图1 液态铅铋合金测氧原理

Fig.1 Measurement principle of liquid lead bismuth alloy

注: 1. 固体电解质 (8%mol 氧化铋全稳定的氧化锆陶瓷);  
2. 电极引线 (铂丝或钨丝);  
3. 参比电极 (Pt/air, Bi/Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 和 In/In<sub>2</sub>O<sub>3</sub>);  
4. 含溶解氧的铅铋熔液。

需求组装而成。这种氧计探头主体结构氧化锆陶瓷与不锈钢的固定连接,有卡压和钎焊两种方法。卡压连接时,由于氧化锆陶瓷和不锈钢的热胀系数不同,高温情况下氧化锆陶瓷容易破碎,且破碎后不容易更换;钎焊连接时,氧化锆陶瓷与不锈钢焊接需在高温真空炉中进行,

其工艺复杂,成本费用较高,且制作过程废品率较高。

所以,铅铋氧计探头设计及优化的目标为解决现有氧计探头在 200~550℃ 高温工况下容易损坏且不易更换的缺陷,同时能够实现足够的密封,以解决空气容易渗入的问题。

## 2.1 铅铋氧计探头设计及优化方案

结合现有氧计探头产品的设计特点<sup>[1-5]</sup>,从固体电解质、参比电极、电极引线、热偶丝及连接件等方面开展设计及优化,重点是各组成件的结构组成或选型、密封设计和连接设计。不同的设计方案及其对比分析见表 1,对比后选定方案二为最终设计方案,形成的设计总装如图 2 所示。

## 2.2 固体电解质设计

固体电解质是氧计探头中最为关键的零部件<sup>[3]</sup>,固体电解质必须满足在高温和腐蚀性等恶劣的工作环境中化学稳定、晶型稳定和外形尺寸稳定,有足够高的氧离子导电率,且电子导电率低得可以忽略,此外还应具备与电极材料相容,密封与力学性能好、制造容易以及成本低等特点<sup>[4]</sup>。

表 1 优化设计方案对比分析

Table 1 Comparative analysis of optimized design schemes

方案	方案一 法兰连接、真空法兰电极、 石墨密封	方案二 VCR 接头、直筒陶瓷管、自带热 电偶	方案三 非标件 VCR 接头、锥形陶瓷管、自带 热电偶
连接方式	采用 HG-T20592 的盲板法 法兰连接	采用 VCR 盲板接头连接	自主设计非标件 VCR 接头
固体电解质	氧化锆陶瓷管,直筒管结构	氧化锆陶瓷管,直筒管结构	氧化锆陶瓷管,锥形管结构
参比电极	Bi/Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Bi/Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Bi/Bi <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
密封方式	普通石墨环填料密封	梯形切面石墨环填料密封	普通石墨环填料密封
电极引线	钨丝 + 真空法兰	钨丝 + 螺纹盲板	钨丝 + 螺纹盲板
热偶丝	无	自带热电偶	自带热电偶
优点	结构简单、密封性好、成本 低、散热性好	结构简单、密封性好、成本低、 安装方便,测温点与测电动势 点近,氧含量换算准确	安装方便、陶瓷管热应力好,测温点 与测电动势点近,氧含量换算准确, 陶瓷密封性能最好
缺点	体积大,安装、拆卸空间受 限;不带测温,陶瓷管热应 力不好	陶瓷管热应力一般	陶瓷管需开模定制,价格高,更换较 困难;密封面位置在高温区,设计难 度大

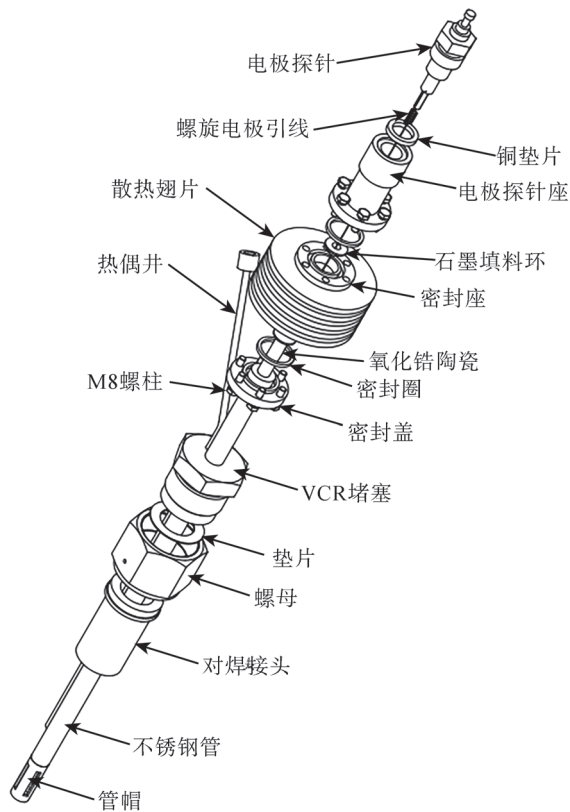


图2 氧计探头总组装示意图  
Fig.2 Oxygen meter probe assembly diagram

氧计探头固体电解质选用陶瓷管,设计成圆管状,并用铂丝作为导线(如图3所示)。测量时管内填充参比电极,管外为氧含量待测的液态铅铋合金。由于陶瓷管易损坏、寿命短,陶瓷管主体外套设不锈钢管。

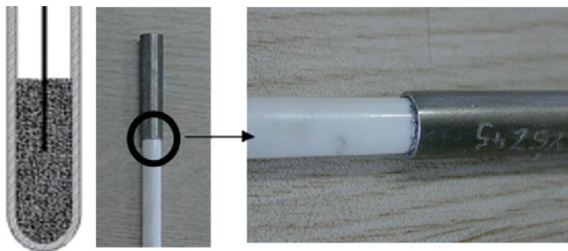


图3 固体电解质结构形式示意图  
Fig.3 Schematic diagram of solid electrolyte structure form

电解质陶瓷管为易损件,在陶瓷管底部设计有管头护帽(如图4所示),可防止陶瓷管破损后的破损物进入铅铋系统。

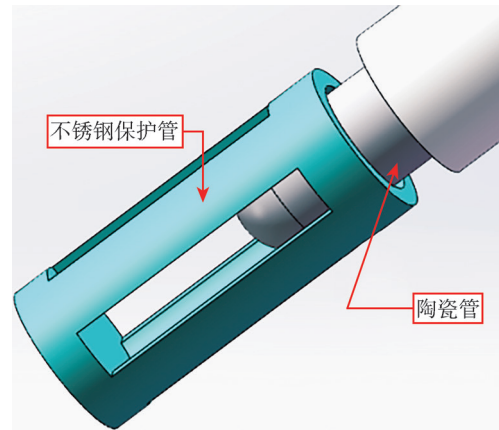


图4 管头护帽结构  
Fig.4 Pipe head protective cap structure

### 2.3 参比电极选择

用于液态铅铋合金的氧计探头的参比电极主要有 Pt/air、Bi/Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 和 In/In<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 三种,因为以 In/In<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 为参比电极的氧计探头在校验实验过程中测量输出电动势(EMF)与理论值相吻合的温度范围很窄,所以未广泛研究其在液态铅铋介质环境里的使用<sup>[1]</sup>。氧计探头形成类似电池的结构,电池左边为负极(阳极),主要是发生氧化作用的物质;电池右边为正极(阴极),主要发生还原作用;两者通过电极电学催化发生氧化或者还原反应,达到电化学平衡而产生电动势。已有文献表明<sup>[1-4]</sup>,Bi/Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 参比电极更适用高温状态下氧浓度的测量,输出信号具有良好的稳定性,所以氧计探头选用 Bi/Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 作为参比电极。

### 2.4 电极引线和热偶丝选择

参比电极用探针连接两个电极,一个参比电极引线采用三夹嘴连接,一个铅铋电极引线与外壁金属连接(如图5所示)。参比电极引线多采用铂丝材料,也可以采用钼丝。铂丝电极探针在探头的低温区,以螺纹状与电极探针在底座处连接,采用无氧铜密封垫片密封可以达到很好的效果。陶瓷管破裂和陶瓷管处的轴向密封失效时,三夹嘴、铜垫片密封结构可以有效避免铅铋介质向外溢出,减少对空气环境的污染。

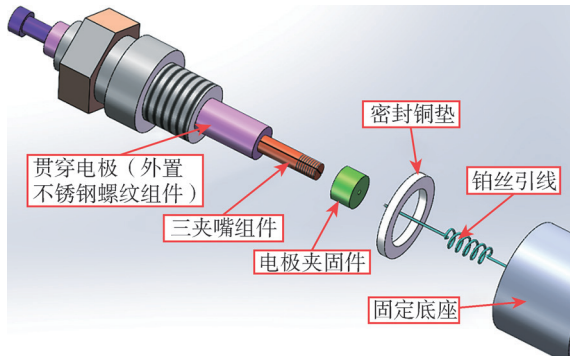


图 5 电极探针组件示意图

Fig.5 Schematic diagram of electrode probe assembly

氧计探头不仅应具备测氧浓度的功能,同时还应具备温度测量功能。在盲板或盲板堵头处开设一个小孔接出热电偶丝,装上温度测量仪表,即可实现测温功能。开孔处焊接仪表钢管,内填装热电偶丝(如图 6 所示)。温度测量外部仪表可以根据精度要求,选择合适的温度仪表,热电偶丝应埋在液态铅铋合金液面以下。

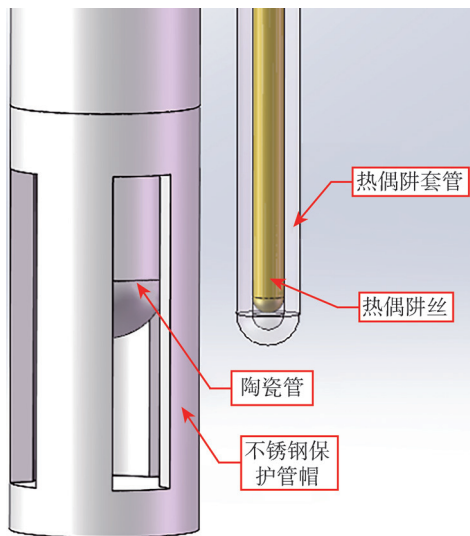


图 6 热电偶丝示意图

Fig.6 Thermocouple Wire Diagram

2.5 密封设计

氧计探头的固体电解质密封采用填料密封结构,如图 7 所示。在陶瓷管与不锈钢密封座之间采用双重填料密封,填料采用柔性石墨,填料环采用截面为梯形的斜向密封环,为保证此密封结构和密封材料在高温时泄漏率小于

$10^{-6}(\text{Pa}\cdot\text{m}^3)/\text{s}$ ,在密封盖与密封座之间设计榫槽,槽内填充无机胶辅助密封,可大幅降低轴向填料密封失效后形成泄漏的风险。

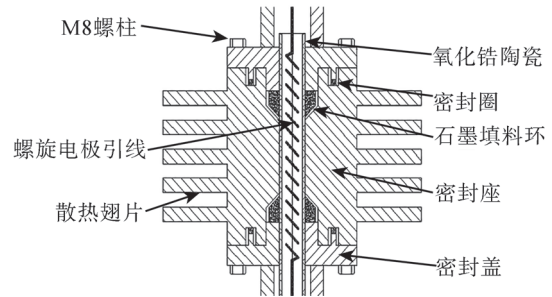


图 7 填料密封结构

Fig.7 Packing sealing structure

2.6 连接设计

氧计探头一般需要安装在设备或管道上,以检测介质温度。考虑要设置热电偶丝和陶瓷管,仪表管的尺寸一般设计为 DN25,  $\phi=32\text{ mm}$ ,壁厚 3 mm,为方便氧传感器安装拆卸,采用 VCR 接头的连接方式。Swagelok 的 VCR 接头是由螺母、接管、垫片、阀体(或盲板堵头)组成的(如图 8 所示),各零部件的尺寸应根据陶瓷管、热电偶丝尺寸选择。陶瓷管、热电偶丝连接形式如图 9 所示。

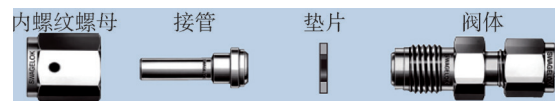


图 8 VCR 接头组成

Fig.8 VCR connector composition

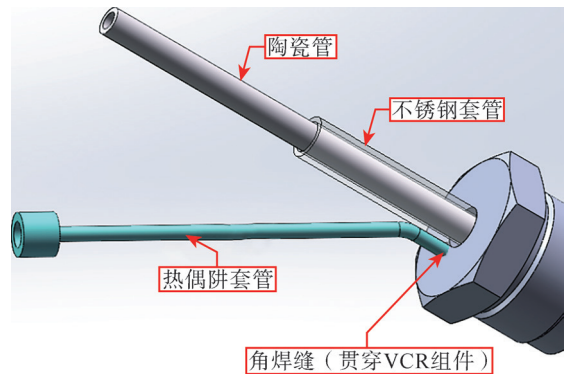


图 9 陶瓷管、热电偶组件连接图

Fig.9 Connection diagram of ceramic tubes and thermocouple components

### 3 铅铋氧计探头测试

基于某铅铋合金静态腐蚀试验釜,对上述氧计探头设计(如图 10 所示)的测氧性能进行了验证。试验釜容积为 8L,选择 Ar+H<sub>2</sub> 混合气进行测氧和氧控。

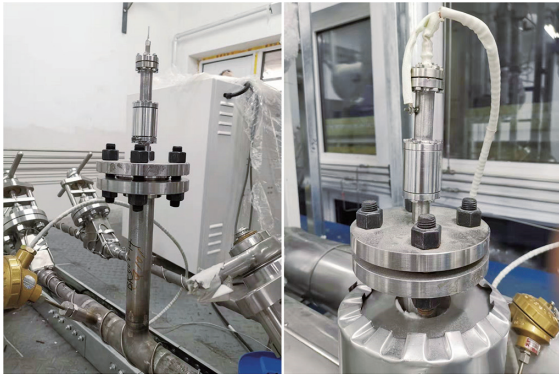


图 10 氧计探头产品应用图

Fig.10 Application diagram of oxygen meter probe product

铅铋氧计探头测试时,首先要把试验釜抽气以达到真空状态,然后再冲入 Ar+H<sub>2</sub> 混合气,直至充满为止。测试正式开始后,详细记录过程数据;铅铋合金温度达到 550℃后,首次测得混合气初始流量为 500.50 sccm,氧含量为 3.084 ppm。然后试验釜开始进行除氧并测量数据,如图 11 所示。根据 10 次记录数据可以看出,在该试验装置上,混合气体流量与电动势一次函数自动除氧效果良好。

为了给自动补氧提供试验条件,在试验过程中手动通入氩氢混合气,在第二阶段氧含量测量时,第 6 次达到氧含量稳定于 0.0013200 ppm(如图 12 所示),500℃下氧计探头测氧实验结束。

腐蚀试验釜近百小时的实验运行表明,设计的氧计探头可在 200~550℃的高温条件下连续运行,温度信号及氧电动势信号输出稳定,且测得的氧浓度曲线变化趋势与理论值基本吻合。此外,试验过程中未发生可测的工质泄漏,

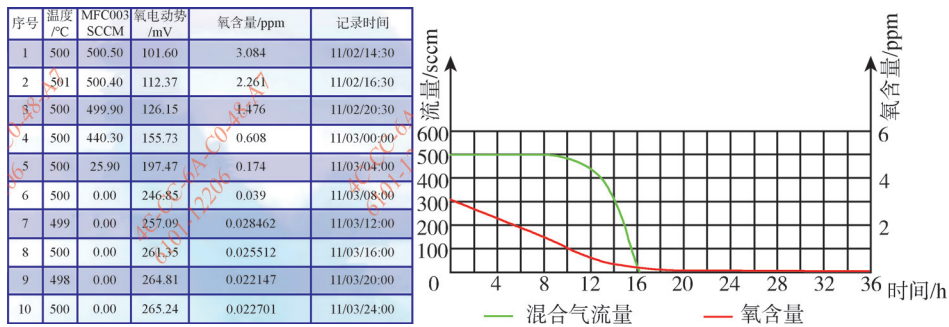


图 11 首次氧含量测量值及曲线图

Fig.11 First oxygen content measurement value and curve graph

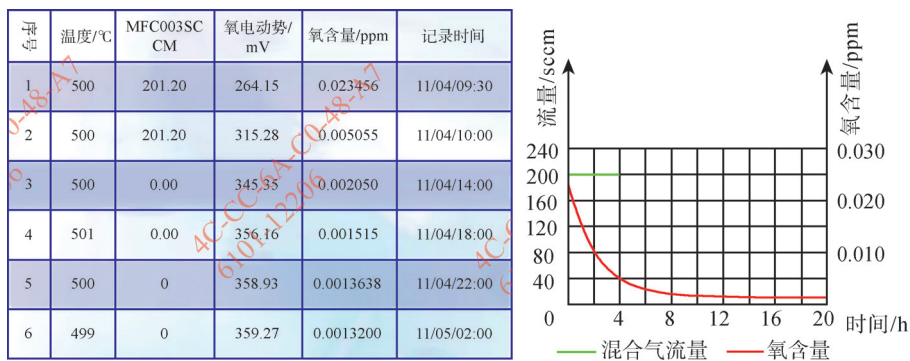


图 12 第二次氧含量测量值及曲线图

Fig.12 Second oxygen content measurement value and curve graph



表明该氧计探头的密封设计良好,能够满足泄漏率不高于  $10^{-6}(\text{Pa}\cdot\text{m}^3)/\text{s}$  的要求。

需要说明的是,受试验测试中其他仪表精度的限制,虽然氧浓度的测量值与理论值存在部分偏差,但测试的结果无法验证所设计氧计探头的精度,后续需要结合更高精度和更高温度范围的实验数据,确定氧计探头测氧浓度值的精度。

#### 4 结论与展望

本文开展了用于液态铅铋氧浓度测量氧计探头的设计及优化研究,并基于铅铋合金静态腐蚀试验釜开展了氧浓度测量性能的实验验证。本氧计探头采用标准件简化设计,摒弃了复杂的加工方法,在液态铅铋环境储罐及管道系统上都能安装使用,只需要对标准部件的尺寸适当调整,可满足不同的使用条件。本研究主要达到了如下设计效果:

(1) 氧计探头优化了氧化锆陶瓷管与不锈钢之间的硬连接,在柔性石墨填料密封的结构中,采用双重填料密封结构并增设榫槽,填充无机胶加强密封,降低了泄漏率,保证了  $10^{-6}(\text{Pa}\cdot\text{m}^3)/\text{s}$  的要求。另外,无机胶高温工作时无水,既能保证胶封处的密封性,又方便在拆卸时无机胶密封处沾水后胶封迅速粉化,达到快速便捷拆卸的目的。

(2) 为减少高温交变温度下的氧计探头安

装面处的铅铋泄漏,氧计探头密封结构采用法兰栓接,法兰密封面间采用了金属 C 形密封环。电极引线处采用 CF 型超真空法兰电极,此处的密封处于探头低温区域,密封垫采用了纯铜垫片,当陶瓷管破裂时,此密封结构可以有效防止铅铋介质外溢。

(3) 为防止氧化锆陶瓷管破损后的破损物进入液态铅铋系统,陶瓷管底部增加设计护套。护套上开有通槽,与不锈钢管紧密连接,不易松动。

随着铅基反应堆、实验堆、示范堆设计研发的持续深入,本设计可为铅铋试验装置和铅铋氧控系统及技术提供支持,本设计优化定型后可作为成熟产品,实现铅铋反应堆氧含量测量设备的国产化供货。

#### 参考文献

- [1] 王艳青, 高温液态铅铋合金氧传感器研制与实验研究 [D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2014.
- [2] 王艳青, 黄群英, 武欣, 等. 铅铋合金中 Bi/Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 型氧传感器准确性及稳定性测试研究 [J]. 原子能科学技术, 2015, 49 (3): 572-576.
- [3] 王改英, 柏云清, 高胜, 等. 液态铅铋氧浓度测量技术初步研究 [J]. 核科学与工程, 2012, 32 (2): 165-169.
- [4] 罗志安. 氧化锆氧传感器电极性能研究 [D]. 武汉: 华中科技大学, 2006.
- [5] 秦博, 付晓刚, 马浩然. 国内外铅铋电化学氧传感器的研究现状 [J]. 产业与科技论坛, 2017, 16 (19): 76-77.

# Optimization Design of Oxygen Meter Probe for Liquid Lead Bismuth Alloy Oxygen Measurement

Wang Liang, Shi Jianye, Chang Haijun, Qin Tao

(China Nuclear Industry 23 Construction Co., Ltd., Beijing 101300, China)

**Abstract:** The oxygen measurement and control of liquid lead bismuth alloy plays an important role in suppressing corrosion of structural materials, and is one of the key technical problems that need to be solved in the engineering application of lead based reactors. In order to support in-depth research on liquid lead bismuth alloy oxygen measurement and control technology, based on the principle and measurement requirements of liquid lead bismuth alloy oxygen measurement, this paper independently designed and developed an oxygen meter probe for liquid lead bismuth alloy oxygen measurement. The measurement performance of the oxygen meter probe was verified using a static corrosion test vessel of a certain lead bismuth alloy. The results showed that the designed oxygen meter probe can achieve oxygen measurement at high temperatures ranging from 200 to 550°C, The measurement range reaches 10–6–30 ppm, and the leakage rate is not higher than  $10^{-6}(\text{Pa}\cdot\text{m}^3)/\text{s}$ .

**Key words:** lead bismuth alloy; oxygen measurement; oxygen meter probe; optimal design

(责任编辑: 徐晓娟)

于稼骊.  $\beta$ 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度K因子研究[J]. 核安全, 2024, 23(2): 79-94.

Yu Jiali. Study on Sensitivity K Factor of Self-powered Detector with  $\beta$  Decay [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(2): 79-94.

## $\beta$ 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度K因子研究

(第二篇: 以实验数据为导向的灵敏度K因子研究)

于稼骊

(中华人民共和国生态环境部 北京 100006)

**摘要:** 本论文第二篇(以下简称本文)以实验数据为基础,结合理论分析,提出了一种用燃耗实验数据、灵敏度刻度数据推算一些重要灵敏度K因子、K因子组合的方法,技术路线独特。从实验数据中推算出的灵敏度K因子、K因子组合与本论文第一篇<sup>[1]</sup>中理论计算得出的相应K因子、K因子组合进行了比较,结果表明,本论文第一篇<sup>[1]</sup>建立的理论模型是科学、可行的,其K因子计算结果是可信的。从燃耗实验数据推算出的灵敏度K因子组合与从灵敏度刻度数据推算出的灵敏度K因子组合进行了比较、相互检验,验证了两种技术路线的科学性。本文基于实验数据推导出来的灵敏度K因子及K因子组合,可能属于首次。本文还提出了开展进一步工作的设想。

**关键词:** 自给能; 中子探测器; 灵敏度; K因子

**中图分类号:** TL375.4 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)02-0079-16

目前有关文献发表的 $\beta$ 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度K因子都是理论计算数据<sup>[1-5]</sup>,本文提出一种以实验数据为基础,推算探测器灵敏度K因子及其组合的技术路线。

本文中,灵敏度K因子组合是指两个或多个灵敏度K因子相乘。

笔者在进行铯探测器灵敏度燃耗修正研究过程中,意外发现可以基于燃耗数据推算探测器在特定中子场环境下的 $K_{fF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$ 因子;后来又发现可以用灵敏度刻度结果推算( $K_{fF} \times K_{\beta\text{有效}}$ )因子组合。本文技术路线独特,以实验数据为基础,结合理论分析,对灵敏度K因子进行了较系统的分析、解读、计算。

本文把从实验数据中推算出的 $K_{fF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$

因子及其组合( $K_{fF} \times K_{\beta\text{有效}}$ )与本论文第一篇<sup>[1]</sup>中理论计算得出的、相对应的 $K_{fF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$ 因子及其组合( $K_{fF} \times K_{\beta\text{有效}}$ )进行了比较,结果表明,本论文第一篇<sup>[1]</sup>建立的理论模型是科学、可行的,其K因子计算结果可以接受。本文还把从燃耗实验数据推算出的灵敏度K因子组合与从灵敏度刻度数据推算出的灵敏度K因子组合进行了比较、相互检验,验证了两种技术路线的科学性。

本文还通过深度分析基于实验数据推算出的灵敏度K因子,对灵敏度K因子理论计算公式的适用性进行了初步探讨。

本文提出进一步通过实验研究铯探测器灵敏度K因子的设想。

收稿日期: 2023-08-30 修回日期: 2023-11-11

作者简介: 于稼骊(1942—),男,高级工程师,本科,现主要从事核安全和堆芯中子探测器研究工作

## 1 从长期燃耗考验实验数据推算铈自给能探测器(简称:铈探测器)K因子

### 1.1 铈探测器在高中子注量率堆长期燃耗考验实验<sup>[6]</sup>

G. 科尼尔(G.Knill)领导的小组对铈探测器在高中子注量率堆进行了长期燃耗实验<sup>[6]</sup>(以下简称G. 科尼尔燃耗实验)。燃耗实验用两组探测器:一组探测器发射体长3 cm、直径0.5 mm;另一组探测器发射体长3 cm、直径1.0 mm。两组探测器的绝缘体厚度均为0.25 mm,绝缘体材料均为氧化铝( $\text{Al}_2\text{O}_3$ ),缝隙填充氧化镁。探测器电缆为双芯补偿电缆,芯线为镍,外皮为不锈钢,绝缘层为氧化镁。探测器燃耗实验在英国Harwell冥王堆PLUTO进行,PLUTO<sup>[7,8]</sup>是罐式研究堆,与游泳池式反应堆类似,其慢化剂温度:70 °C (343.15K);实验位置: $r \sqrt{T/T_0} = 0.09$ <sup>[6]</sup>。

#### 1.1.1 长期燃耗考验实验结果<sup>[6]</sup>

两组探测器在长期燃耗实验初期阶段(中子注量从0至 $2.16 \times 10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ 阶段),由于发射体材料燃耗而导致的输出灵敏度降低的态势如图1所示。根据对实验数据的最小二乘拟合,并假设探测器输出灵敏度电流遵循公式 $I(t) = ae^{-bt}$ ,可推算出在 $10^{14} \text{ n} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}$ 中子注量率下的灵敏度降低速率。两组探测器在 $10^{14} \text{ n} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}$ 中子注量率下,燃耗导致的输出灵敏度下降速率分别为每30天2.7%(直径0.5 mm)和2.4%(直径1.0 mm),如图1所示。

通过外推图1的数据,可以推导出 $t=0$ 时的输出灵敏度,即初始灵敏度。两组探测器,初始灵敏度分别为 $(3.98 \pm 0.03) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot (\text{nv})^{-1}$ (直径0.5 mm)和 $(7.59 \pm 0.04) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot (\text{nv})^{-1}$ (直径1.0 mm)。引用的误差是最小二乘拟合计算的标准误差,相对标准误差小于0.7%。这里,用nv表示单位中子注量率 $[\text{ n} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}]$ ,下同。

所有这些实验数据都是在反应堆堆芯的一个位置获得的,在该位置,中子谱的特征是超热参数 $r \sqrt{T/T_0} = 0.09$ 。

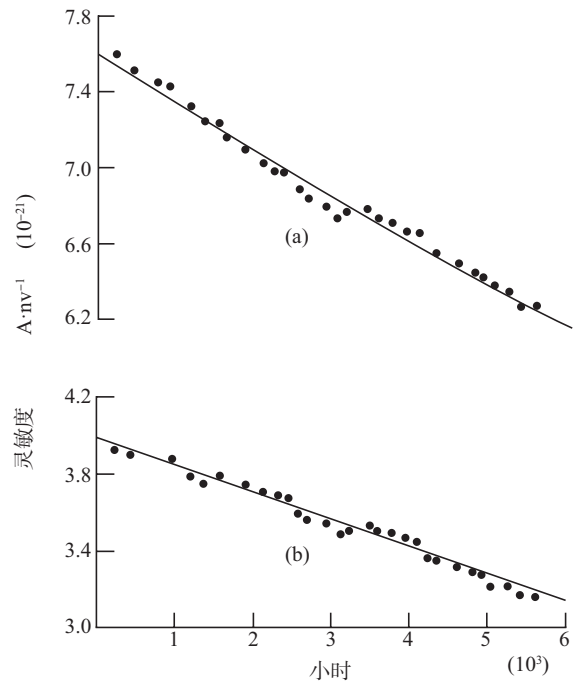


图1 发射体直径为1 mm和0.5 mm的铈探测器,在 $10^{14} \text{ n} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}$ Westcott中子注量率下,探测器的灵敏度降低

每30天灵敏度降低:(a)发射体直径1 mm,2.4%;(b)发射体直径0.5 mm,2.7%

Fig.1 The sensitivity reduction of Rhodium detectors having emitter diameters of 1 mm and 0.5 mm In Westcott neutron flux of  $10^{14} \text{ n} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{sec})^{-1}$  The sensitivity reduction per 30 days:(a) 1 mm diameter, 2.4%;(b) 0.5 mm diameter, 2.7%

图1中,为了简化灵敏度单位的表达式,纵坐标中用nv表示单位中子注量率 $[\text{ n} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}]$ ,下同。图1中的小时数指探测器在 $10^{14}$ 中子注量率下的小时数。

### 1.2 从长期燃耗考验实验数据推算铈探测器灵敏度K因子及K因子组合

本文通过深入挖掘、分析文献<sup>[6]</sup>给出的数据,发现可以用燃耗数据分析、计算几个有价值的重要K因子及K因子组合。其初衷是研究因燃耗引起的灵敏度修正问题。下述K因子及K因子组合的发现、分析、计算、解读是意外收获。本文认为,这可能是首次基于科研实验数据推导出来的K因子及K因子组合。

#### 1.2.1 $K_{ff} \bar{\sigma}_{有效}$ 参数组合

文献<sup>[9]</sup>简要介绍了 $\bar{\sigma}_{有效}$ 替代公式,本论文

第一篇<sup>[1]</sup>介绍了  $K_{JF}$  的定义和物理内涵。这里,  $K_{JF} \bar{\sigma}_{\text{有效}}$  表示非无限细的铯探测器发射体, 在典型热堆中子场中的实际有效吸收截面。

通过研究铯探测器灵敏度燃耗修正理论, 得出其灵敏度燃耗修正理论公式为:

$$I(t) = I_0 e^{-K_{JF} \bar{\sigma}_{\text{有效}} n v_0 t} \quad (1)$$

式中,  $I_0$ : 探测器初始灵敏度;  $I(t)$ : 探测器  $t$  时刻的灵敏度;  $n v_0$ : Westcott 中子注量率;  $t$ : 时间(秒)。

G. 科尼尔燃耗实验中子注量高达  $6 \times 10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ , 但只给出第一阶段, 即中子注量 0 至  $2.16 \times 10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$  阶段的实验数据, 如图 1 所示。本文所采用的数据及对数据的分析处理只涉及这一阶段。本文 1.1.1 节介绍了第一阶段的探测器初始灵敏度, 第一阶段的终结灵敏度可以通过图 1 测算出, 具体数据见表 1。图 1 表明, 第一阶段燃耗实验终结中子注量为  $2.16 \times 10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ 。因此, 用这些数据, 通过式(1)可以计算出  $K_{JF} \bar{\sigma}_{\text{有效}}$  参数组合。计算结果为:

发射体直径为 0.5 mm 的探测器(简称: 0.5 mm 探测器, 下同), 其  $K_{JF} \bar{\sigma}_{\text{有效}} = 10.68 \times 10^{-23} \text{ cm}^2$ ; 发射体直径为 1.0 mm 的探测器(简称: 1.0 mm 探测器, 下同), 其  $K_{JF} \bar{\sigma}_{\text{有效}} = 9.36 \times 10^{-23} \text{ cm}^2$ 。

### 1.2.2 $K_{JF}$ 因子

我们已经求得  $K_{JF} \bar{\sigma}_{\text{有效}}$  这一参数组合, 只要求出铯的  $\bar{\sigma}_{\text{有效}}$ ,  $K_{JF}$  自然就得出。

文献[9]给出一个计算铯  $\bar{\sigma}_{\text{有效}}$  的替代公式:

$$\sigma_{\text{有效}} = \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} S_0) \quad (2)$$

对于  $^{103}\text{Rh}$ , 式中  $\sigma_0 = 150.19$ ,  $S_0 = 7.255$ <sup>[10]</sup>。探测器燃耗实验在冥王堆 PLUTO 进行, PLUTO<sup>[7,8]</sup> 是罐式重水研究堆, 与游泳池式反应堆类似, 其慢化剂温度  $70^\circ\text{C}$  ( $343.6 \text{ K}$ ); 实验位置  $r \sqrt{T/T_0} = 0.09$ <sup>[6]</sup>。对于典型热中子堆,  $T/T_m < 1.07$ <sup>[10]</sup> ( $T_m$ : 慢化剂温度), 由此可以推测出, 冥王堆的中子温度  $T < 367 \text{ K}$  ( $94^\circ\text{C}$ )。这里假定中子温度为  $80^\circ\text{C}$ ,  $g(80^\circ\text{C}) = 1.037$ <sup>[10]</sup>。由文献[10]的表 1 可知,  $g$  随着中子温度的变化而变化, 但变化不大。中子温度每增加  $20^\circ\text{C}$ ,  $g$  因子的增加一般小于 0.5%。因此即使推算的中子温度有误差,

所引起的  $g$  因子误差也是可以接受的。把这些数据代入式(2), 可得:  $\bar{\sigma}_{\text{有效}} = 253.81 \text{ b}$  (b, 下同),  $1 \text{ b} = 10^{-24} \text{ cm}^2$ 。这样, 可求得: 0.5 mm 探测器, 其  $K_{JF} = 0.421$ ; 1.0 mm 探测器, 其  $K_{JF} = 0.370$ 。

$K_{JF}$  的定义及物理内涵详见本论文第一篇<sup>[1]</sup> 2.1 节。

### 1.2.3 $K_{\beta\text{有效}}$ 因子

参照本论文第一篇<sup>[1]</sup>中  $K_{JF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  的定义及其式(28), 并结合  $^{103}\text{Rh}$  有效截面替代公式的说明<sup>[9]</sup>, 铯探测器初始灵敏度可用下式表示:

$$I = e K_{JF} K_{\beta\text{有效}} \pi r_e^2 l N \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0) \quad (3)$$

式中,  $e$ : 电子电量;  $N$ :  $^{103}\text{Rh}$  单位体积核子数;  $r_e$ : 发射体半径;  $\bar{\sigma}_{\text{有效}} = \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0)$ ;  $l$ : 发射体长度。式(3)的进一步论证见本文第 2.4.1 节。

从 1.1 节可知, 探测器初始灵敏度为  $(3.98 \pm 0.03) \times 10^{-21} \text{ A}$  (0.5 mm 探测器) 和  $(7.59 \pm 0.04) \times 10^{-21} \text{ A}$  (1.0 mm 探测器)。从 1.2.2 节可知,  $\bar{\sigma}_{\text{有效}} = 253.81 \text{ b}$ ; 0.5 mm 探测器, 其  $K_{JF} = 0.421$ ; 1.0 mm 探测器, 其  $K_{JF} = 0.370$ 。把这些已知数据代入式(3), 可得: 0.5 mm 探测器, 其  $K_{\beta\text{有效}} = 0.545$ ; 1.0 mm 探测器, 其  $K_{\beta\text{有效}} = 0.295$ 。

$K_{\beta\text{有效}}$  的物理内涵详见本论文第一篇<sup>[1]</sup> 2.2 节。

### 1.2.4 K 因子、K 因子组合汇总

本文第 1.1 节简要介绍了 G. 科尼尔燃耗实验, 本文 1.2.2 节及 1.2.3 节分别介绍了  $K_{JF}$  和  $K_{\beta\text{有效}}$  因子的计算结果。现将有关结果数据汇总于表 1。

## 1.3 限制条件: 数学分析

按照本文的技术路线, 以燃耗实验数据为基础, 计算铯探测器 K 因子, 有一定的限制条件。

### 1.3.1 限制条件一

从本文 1.2.1 节可知, 计算  $K_{JF} \bar{\sigma}_{\text{有效}}$  参数组合需要: (1) 探测器初始灵敏度, (2) 实验第一阶段, 即中子注量 0 至  $2.16 \times 10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$  阶段的探测器终结灵敏度。G. 科尼尔燃耗实验中使用的探测器的灵敏度并没有刻度标定, 其初始灵敏度是靠实验数据用最小二乘法通过外推获得的; 而本文使用的终结灵敏度是从本文图 1 测算出

表 1 从燃耗数据推算出的铑探测器的 K 因子、K 因子组合汇总

Table 1 Summary of K factor and K factor combination of Rhodium detector calculated from burnup data

探测器	0.5 mm 探测器			1.0 mm 探测器		
起始灵敏度	$(3.98 \pm 0.03) \times 10^{-21}$ A			$(7.59 \pm 0.04) \times 10^{-21}$ A		
终结灵敏度	$3.16 \times 10^{-21}$ A			$6.20 \times 10^{-21}$ A		
中子注量	$2.16 \times 10^{-21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$					
中子场	$r \sqrt{T/T_0} = 0.09$					
K 因子	$K_{fF}$	$K_{\beta\text{有效}}$	$K_{fF}K_{\beta\text{有效}}$	$K_{fF}$	$K_{\beta\text{有效}}$	$K_{fF}K_{\beta\text{有效}}$
计算结果	0.421	0.545	0.2294	0.370	0.295	0.1091

的。文献[6]图2(本文图1)表示,探测器灵敏度的变化与中子注量是线性关系,这似乎表明用实验数据拟合外推初始灵敏度和从本文图1测算终结灵敏度是合理的。但文献[6]假设探测器输出灵敏度电流遵循公式  $I(t) = ae^{-bt}$  (文献[6]5.1节),本文式(1)给出了具体的灵敏度燃耗修正理论公式:  $I(t) = I_0 e^{-K_{fF}\delta_{\text{有效}}nv_0t}$ ,二者都表明灵敏度的变化与中子注量是指数关系。二者其实并不矛盾,但要有一定的限制条件。

已知,指数函数可以展开为麦克劳林级数:  $e^x = 1 + \frac{x}{1!} + \frac{x^2}{2!} + \frac{x^3}{3!} + \dots, -\infty < x < \infty$ 。当  $x \ll 1$  时,  $e^x \approx 1 + \frac{x}{1!} = 1 + x$ 。因此,式(1):  $I(t) = I_0 e^{-K_{fF}\delta_{\text{有效}}nv_0t}$  中,当  $K_{fF}\delta_{\text{有效}}nv_0t \ll 1$  时,  $I(t) \approx I_0(1 - K_{fF}\delta_{\text{有效}}nv_0t)$ 。这就表明,用实验数据,通过最小二乘法外推获得初始灵敏度的限制条件是  $K_{fF}\delta_{\text{有效}}nv_0t \ll 1$ 。本文使用的终结灵敏度是从本文图1测算出的,用图1测算终结灵敏度的限制条件也是  $K_{fF}\delta_{\text{有效}}nv_0t \ll 1$ 。

### 1.3.2 限制条件二

本文1.2节中,推算探测器  $K_{fF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  因子过程有一个前提条件,即  $K_{fF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  为常数。而实际上,在燃耗实验过程中,  $K_{fF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  是一个变量。这是因为,燃耗实验过程中  $^{103}\text{Rh}$  因被“燃烧”而减少;且发射体表层“燃烧”深度更深些。这些都会对  $K_{fF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  因子产生影响<sup>[1]</sup>。但当燃耗深度很浅时,可以把  $K_{fF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  作为一个常数处理。

### 1.3.3 汇总

这里产生了两个限制条件,即  $K_{fF}\delta_{\text{有效}}nv_0t \ll 1$

和浅燃耗。其实二者的物理内涵是一致的。

限制条件一:  $K_{fF}\delta_{\text{有效}}nv_0t \ll 1$ 。参照表1中的  $K_{fF}$  数据,假定中子场环境也与文献[6]燃耗实验的中子场环境类似,即  $r \sqrt{T/T_0} = 0.09$ 。若认为  $K_{fF}\delta_{\text{有效}}nv_0t < 0.1$  可以接受(这时麦克劳林级数展开式中,  $x^2/2 < 0.5\%$ ),则框算下来,要求中子注量  $nv_0t < 10^{21}$ 。  $K_{fF}\delta_{\text{有效}}nv_0t < 0.1$  相当于要求燃耗深度小于10%(近似值)。

限制条件二:浅燃耗。当燃耗深度很浅时,可以把  $K_{fF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  作为一个常数处理。但燃耗深度多浅为浅燃耗,可以把  $K_{fF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  作为一个常数处理,本文尚不能给出答案。因此本文4.1节提出进一步深入挖掘、分析、研究G.科尼尔燃耗实验全部实验数据的设想。

## 2 从灵敏度刻度结果推算铑探测器灵敏度 K 因子组合

### 2.1 铑探测器灵敏度刻度

文献[6]、[11]介绍了两只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。

为了简化灵敏度单位的表达式,图中纵坐标中用  $nv$  表示单位中子注量率  $[\text{n} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}]$ 。文中也用  $nv$  表示单位中子注量率  $[\text{n} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})^{-1}]$ 。

#### 2.1.1 0.5 mm 探测器灵敏度刻度

图2来自参考文献[6]的图3。用于灵敏度刻度的探测器的发射体直径为0.5 mm、长度为30 mm,探测器绝缘体厚度为0.25 mm、绝缘体材料为  $\text{Al}_2\text{O}_3$ 。灵敏度刻度实验在英国 Harwell 冥王重水堆 PLUTO 进行。本文1.1节已经对 PLUTO

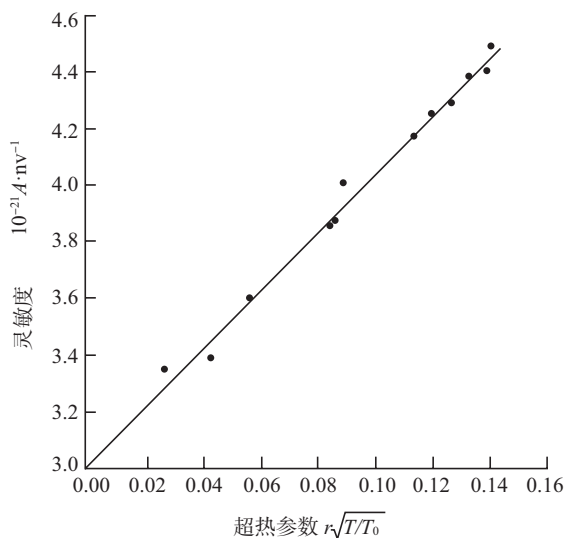


图2 0.5 mm 铑探测器灵敏度随过热参数的变化

Fig.2 Variation of sensitivity of 0.5 mm Rh detector with epi-thermal parameters

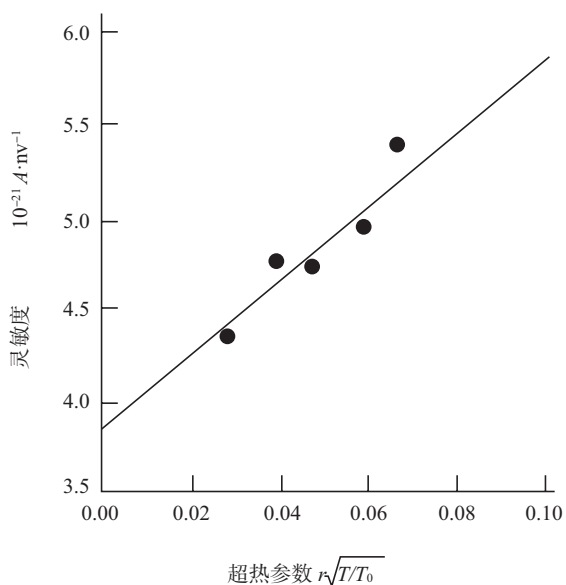


图3 1.0 mm 铑探测器灵敏度随过热参数的变化

Fig.3 Variation of sensitivity of 1.0 mm Rh detector with epi-thermal parameters

进行了简要介绍。本文在依据灵敏度刻度结果推算  $K_{\beta\text{有效}}K_{\mathcal{F}}$  组合时,取  $g(80^\circ\text{C})=1.037^{[10]}$ 。

由文献[9]1.2节可知,0.5 mm 探测器灵敏度刻度结果可用下式表示:

$$I_{0.5\text{ mm}} = [(3.0 + 10.89r\sqrt{T/T_0})] \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} \quad (4)$$

那么,每单位长发射体对应的探测器灵敏度:

$$I = (a + br\sqrt{T/T_0}) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} \quad (5)$$

$$= (1.0 + 3.63r\sqrt{T/T_0}) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1}$$

式中,  $a = 1.0 \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1}$

$$b = 3.63 \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} \quad (6)$$

### 2.1.2 1.0 mm 探测器灵敏度刻度

图3来自参考文献[11]的图3。探测器发射体直径为1 mm、其长度为20 mm,探测器绝缘体厚度为0.27 mm、绝缘体材料为  $\text{Al}_2\text{O}_3$ 。灵敏度刻度实验在原子能研究院游泳池轻水实验堆进行。实验堆的中子温度为  $326^\circ\text{K}(53^\circ\text{C})^{[12]}$ 。本文在依据灵敏度刻度结果推算其  $K_{\beta\text{有效}}K_{\mathcal{F}}$  组合时,取  $g(60^\circ\text{C})=1.032^{[10]}$ 。

1.0 mm 探测器灵敏度刻度结果可用下式表示:

$$I_{1.0\text{ mm}} = [(3.84 + 20.6r\sqrt{T/T_0}) \pm 0.15] \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} \quad (7)$$

那么,每单位长发射体对应的探测器灵敏度为:

$$I = (a + br\sqrt{T/T_0}) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} \quad (8)$$

$$= (1.92 + 10.3r\sqrt{T/T_0}) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1}$$

式中,  $a = 1.92 \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1}$

$$b = 10.3 \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} \quad (9)$$

## 2.2 用灵敏度刻度结果推算 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}f_1F_1$ 组合及 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2$ 组合

### 2.2.1 理论分析

从参考文献[9]式(8)知,铑探测器单位长发射体灵敏度可用下式表示:

$$I = a + br\sqrt{T/T_0} \quad (10)$$

式中,  $a = eK_{\text{热}\beta\text{有效}}f_1F_1\pi r_e^2N\sigma_0g$

$$b = eK_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2\pi r_e^2N\sigma_0s_0 \quad (11)$$

那么,  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}f_1F_1 = a/e\pi r_e^2N\sigma_0g$  (12)

$$K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2 = b/e\pi r_e^2N\sigma_0s_0 \quad (13)$$

式中,  $e$ : 电子电量;  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ : 热中子诱发的  $\beta$  粒子逃脱发射体并穿越绝缘区空间电荷电势峰的概率;  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$ : 超热中子,主要是共振中子诱发的  $\beta$  粒子逃脱发射体并穿越绝缘区空间电

荷电势峰的概率;  $r_e$ : 发射体半径;  $N$ : 单位体积发射体  $^{103}\text{Rh}$  的核数;  $f_1$ : 发射体热中子自屏因子;  $F_1$ : 发射体热中子注量率降低因子;  $f_2$ : 发射体超热共振中子自屏因子;  $F_2$ : 发射体超热共振中子注量率降低因子。

### 2.2.2 计算

把以上式(6)的  $a$ 、 $b$  值分别代入式(12)、式(13), 可得:

$$K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 = 1.0 \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} / e\pi r_e^2 N \sigma_0 g \quad (14)$$

$$K_{\text{超}\beta\text{有效}} f_2 F_2 = 3.63 \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} / e\pi r_e^2 N \sigma_0 s_0 \quad (15)$$

式(14)可用于计算 0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1$ , 式(15)可用于计算 0.5 mm 探测器的  $K_{\text{超}\beta\text{有效}} f_2 F_2$ 。

同样, 把式(9)的  $a$ 、 $b$  值分别代入式(12)、式(13), 可得:

$$K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 = 1.92 \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} / e\pi r_e^2 N \sigma_0 g \quad (16)$$

$$K_{\text{超}\beta\text{有效}} f_2 F_2 = 10.3 \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} / e\pi r_e^2 N \sigma_0 s_0 \quad (17)$$

式(16)可用于计算 1.0 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1$ , 式(17)可用于计算 1.0 mm 探测器的  $K_{\text{超}\beta\text{有效}} f_2 F_2$ 。

上述计算结果见表 2。

## 2.3 用灵敏度刻度结果推算全谱中子 $K_{\text{JF}} K_{\beta\text{有效}}$ 组合

### 2.3.1 理论分析

从式(3)可知, 铈探测器单位长发射体灵敏度可用下式表示:

$$I = e K_{\text{JF}} K_{\beta\text{有效}} \pi r_e^2 N \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0) \quad (18)$$

从文献[1]可知,

$$K_{\text{JF}} = \frac{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{(g + r \sqrt{T/T_0} s_0)}$$

$$K_{\beta\text{有效}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 g + K_{\text{超}\beta\text{有效}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}$$

把  $K_{\text{JF}}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  代入式(18), 可得:

$$I = e\pi r_e^2 N \sigma_0 (K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 g + K_{\text{超}\beta\text{有效}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0) \quad (19)$$

式(19)和式(10)相同, 因此式(18)和式(10)等效, 是同一物理现象的两种不同表达方式。

由式(18)可得:

$$K_{\text{JF}} K_{\beta\text{有效}} = \frac{I}{e\pi r_e^2 N \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0)} \quad (20)$$

### 2.3.2 计算

把式(5)代入式(20), 可得:

$$K_{\text{JF}} K_{\beta\text{有效}} = \frac{(1.0 + 3.63 r \sqrt{T/T_0}) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1}}{e\pi r_e^2 N \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0)} \quad (21)$$

式(21)可用于计算 0.5 mm 探测器不同超热参数 ( $r \sqrt{T/T_0}$ ) 下的  $K_{\text{JF}} K_{\beta\text{有效}}$ 。式(21)中,  $\text{nv}^{-1}$  与上述  $\text{nv}^{-1}$  相同, 下同。

把式(8)代入式(20)可得:

$$K_{\text{JF}} K_{\beta\text{有效}} = \frac{(1.92 + 10.3 r \sqrt{T/T_0}) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1}}{e\pi r_e^2 N \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0)} \quad (22)$$

式(22)可用于计算 1.0 mm 探测器不同超热参数下的  $K_{\text{JF}} K_{\beta\text{有效}}$ 。

## 2.4 计算结果汇总

上述计算结果见表 2。

表 2 用灵敏度刻度结果推算出的铈探测器的  $K_{\beta\text{有效}} K_{\text{JF}}$  组合  
Table 2  $K_{\beta\text{有效}} K_{\text{JF}}$  combination of Rhodium detector calculated by sensitivity calibration results

探测器类别	热中子 $K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1$	不同 $r \sqrt{T/T_0}$ 下, 全谱中子 $K_{\beta\text{有效}} K_{\text{JF}}$				超热共振中子 $K_{\text{超}\beta\text{有效}} f_2 F_2$
		0.03	0.06	0.09	0.15	
1.0 mm 探测器	0.1392	0.1309	0.1268	0.1238	0.1196	0.1034
0.5 mm 探测器	0.2811	0.2576	0.2411	0.2288	0.2118	0.1458



### 3 数据分析、比较

为了验证本论文第一篇<sup>[1]</sup>中灵敏度 K 因子理论模型的科学性、可行性及其 K 因子理论计

算结果的可信性、可接受性, 现把本文从实验数据中推算出的 K 因子、K 因子组合与本论文第一篇<sup>[1]</sup>理论计算出的相对应的 K 因子、K 因子组合进行比较, 详见表 3、表 4。

表 3 从燃耗实验数据推算出的 K 因子与理论计算 K 因子的比较

Table 3 Comparison between the K factor calculated from the burnup experimental data and the theoretical calculation K factor

发射体直径	0.5 mm			1.0 mm			
	K 因子类别	$K_{jF}$	$K_{\beta\text{有效}}$	$K_{jF}K_{\beta\text{有效}}$	$K_{jF}$	$K_{\beta\text{有效}}$	$K_{jF}K_{\beta\text{有效}}$
燃耗实验数据推算		0.4210	0.5450	0.2294	0.370	0.295	0.1091
理论数据(重水堆)		0.5759	0.5007	0.2883	0.4184	0.3073	0.1285
理论数据 / 实验数据		1.3679	0.9187	1.2569	1.1308	1.0416	1.1778

注:“理论数据 / 实验数据”指理论计算出的 K 因子或其组合数据与从燃耗实验数据中推算出对应的 K 因子或其组合数据之比。与  $K_{\beta\text{有效}}$  理论数据(重水堆)对应的绝缘体厚度为 0.3 mm。限定  $r\sqrt{T/T_0}=0.09$ 。

表 4 从灵敏度刻度实验数据推算出的 K 因子组合与理论计算 K 因子组合的比较

Table 4 Comparison between the K factor calculated from the sensitivity calibration experimental data and the theoretical calculation K factor

探测器及堆参数	K 因子及其组合出处	热中子 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}f_1F_1$	不同 $r\sqrt{T/T_0}$ 下, 全谱中子 $K_{\beta\text{有效}}K_{jF}$				超热共振中子 $K_{\text{超}\beta\text{有效}}f_2F_2$
			0.03	0.06	0.09	0.15	
1.0 mm 探测器, 绝缘体: 0.27 mm; 轻水堆, 中子温度 53℃ <sup>[12]</sup>	刻度数据推算	0.1392	0.1309	0.1268	0.1238	0.1196	0.1034
	计算 $K_{jF}$	0.4618	0.4198	0.3910	0.3694	0.3396	0.2250
	计算 $K_{\beta\text{有效}}$	0.2618	0.2848	0.3039	0.3201	0.3457	0.5081
	计算 $K_{jF}K_{\beta\text{有效}}$	0.1209	0.1195	0.1188	0.1182	0.1174	0.1143
	计算 $R_{1.0K_{jF}K_{\beta\text{有效}}}$	0.8685	0.9129	0.9369	0.9547	0.9816	1.1054
0.5 mm 探测器, 绝缘体: 0.25 mm; 重水堆, 取中子温度 80℃	刻度数据推算	0.2811	0.2576	0.2411	0.2288	0.2118	0.1458
	计算 $K_{jF}$	0.7182	0.6540	0.6091	0.5759	0.5300	0.3533
	计算 $K_{\beta\text{有效}}$	0.4704	0.4823	0.4923	0.5007	0.5141	0.5989
	计算 $K_{jF}K_{\beta\text{有效}}$	0.3378	0.3154	0.2998	0.2883	0.2724	0.2115
	计算 $R_{0.5K_{jF}K_{\beta\text{有效}}}$	1.2017	1.2243	1.2438	1.2609	1.2870	1.4506

注:  $R_{1.0K_{jF}K_{\beta\text{有效}}}$ : 1.0 mm 铯探测器轻水堆  $K_{\beta\text{有效}}K_{jF}$  因子组合的刻度数据推算值与其理论计算值之比。  $R_{0.5K_{jF}K_{\beta\text{有效}}}$ : 0.5mm 铯探测器重水堆  $K_{\beta\text{有效}}K_{jF}$  因子组合的刻度数据推算值与其理论计算值之比。

#### 3.1 从实验数据推算出的 K 因子、K 因子组合与理论计算 K 因子、K 因子组合<sup>[1]</sup>的比较及分析

##### 3.1.1 数据比较

##### 3.1.2 表 3、表 4 中的数据说明及误差分析

(1)表 3 中, 燃耗实验中探测器发射体直径分别为 0.5 mm 和 1.0 mm, 绝缘体厚度为 0.25 mm。

燃耗实验在重水堆进行, 探测器位置的超热参数为  $r\sqrt{T/T_0}=0.09$ 。探测器的描述及进行燃耗实验的反应堆描述详见本篇 1.1 节及参考文献 [6]。表 3 中的理论数据对应的中子场超热参数也为  $r\sqrt{T/T_0}=0.09$ 。

(2)表 4 中, 1.0 mm 探测器的描述及其灵敏度刻度实验详见 2.2.2 节及文献 [11]。0.5 mm

探测器的描述及其灵敏度刻度实验详见 2.2.1 节及文献[6]。

(3)表 3、表 4 中,重水堆相关  $K_{JF}$  理论计算数据来自本论文第一篇<sup>[1]</sup>4.2 节图 13 对应的表格数据,其中 0.5 mm 探测器的  $K_{JF}$  理论计算值,取本论文第一篇<sup>[1]</sup>图 13 对应的表格数据中 0.4 mm 探测器的  $K_{JF}$  和 0.6 mm 探测器的  $K_{JF}$  的平均值。表 3、表 4 中,重水堆相关的  $K_{\beta\text{有效}}$  理论计算数据来自本论文第一篇<sup>[1]</sup>表 7,绝缘体厚度均按 0.3 mm 处理,但实验用探测器的绝缘体实际厚度为 0.25 mm。

(4)表 4 中,轻水堆相关  $K_{JF}$  理论计算值来自本论文第一篇<sup>[1]</sup>表 2。表 4 中,轻水堆相关  $K_{\beta\text{有效}}$  理论计算值来自本论文第一篇<sup>[1]</sup>图 8 对应的表格数据,取绝缘体厚度 0.2 mm 和 0.3 mm 对应的  $K_{\beta\text{有效}}$  的平均值,而实验用探测器的绝缘体实际厚度为 0.27 mm。

(5)中子温度差异说明及其引起的误差分析:

表 3、表 4 中,(a)理论计算数据来自本论文第一篇<sup>[1]</sup>,理论计算轻水堆或重水堆  $K_{JF}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  时,均取  $g(20^\circ\text{C})=1.023$ <sup>[10]</sup>。(b)从本文 1.2.2 节可知,在依据燃耗实验数据推算重水堆  $K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{JF}$  时,取  $g(80^\circ\text{C})=1.037$ <sup>[10]</sup>。(c)从本文 2.2.2 节可知,1.0 mm 探测器的灵敏度刻度实验时,实验堆的中子温度为 326 K (53℃)<sup>[12]</sup>。本文在依据灵敏度刻度结果推算其轻水堆  $K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{JF}$  组合时,取  $g(60^\circ\text{C})=1.032$ <sup>[10]</sup>。(d)从本文 2.2.1 节可知,0.5 mm 探测器灵敏度刻度在 PLUTO 进行,其慢化剂温度为 70℃ (343.6 K)<sup>[7,8]</sup>,本文在依据灵敏度刻度结果推算其重水堆  $K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{JF}$  组合时,取  $g(80^\circ\text{C})=1.037$ <sup>[10]</sup>。

上述温度差异会引起误差,但在文献[1]第 5 节的分析已经得出结论:在铯探测器几何尺寸(发射体直径、绝缘体厚度)确定,中子能谱超热参数确定的情况下,铯探测器灵敏度 K 因子近似与中子温度无关,不随着中子温度的变化而变化。

(6)取平均值引起的误差分析:

(a)经分析本论文第一篇<sup>[1]</sup>图 13 对应的表格

数据,发现 0.5 mm 探测器,在  $r\sqrt{T/T_0}=0.09$  的重水堆中子场环境下,发射体直径每增加 0.01 mm,其  $K_{JF}$  降低约 0.72%。(b)经分析本论文第一篇<sup>[1]</sup>图 8 对应的表格数据,发现发射体直径为 1.0 mm、绝缘层厚度为 0.25 mm 的探测器,在  $r\sqrt{T/T_0}=0.09$  的轻水堆中子场环境下,绝缘体每增加 0.01 mm,其  $K_{\beta\text{有效}}$  降低约 0.56%。因此可以判定:①  $K_{JF}$  取平均值会引起误差,但经分析认为可以接受;②实验中使用的 0.5 mm 探测器,其绝缘体实际厚度为 0.25 mm,而理论计算  $K_{\beta\text{有效}}$  时,绝缘体厚度均按 0.3 mm 处理,这也会引起误差,但经分析认为也可以接受。

(7)结论:表 3、表 4 给出的比较结果,从一个侧面验证了本论文第一篇<sup>[1]</sup>理论模型的科学性、可行性及其 K 因子计算结果的可接受性。

### 3.2 基于“刻度”实验数据的 K 因子组合与基于“燃耗”实验数据的 K 因子组合比较

指从灵敏度刻度实验数据推算出的 K 因子组合与从燃耗实验数据推算出的 K 因子组合的比较。

#### 3.2.1 数据汇总

经分析从灵敏度刻度实验数据推算出的 K 因子组合及从燃耗实验数据推算出的 K 因子组合,笔者发现有 4 个数据可以进行比较,见表 5。

表 5 从灵敏度刻度数据推算出的 K 因子组合与从燃耗数据推算出的 K 因子组合的比较

发射体直径	0.5 mm		1.0 mm	
实验类型	“刻度”	“燃耗”	“刻度”	“燃耗”
实验用堆型	重水堆		轻水堆	重水堆
实验位置 $r\sqrt{T/T_0}$	0.09			
$K_{JF}K_{\beta\text{有效}}$	0.2288	0.2294	0.1238	0.1091
比较	1.00	1.002	1.00	0.881

#### 3.2.2 分析

(1)巧合:在 0.5 mm 探测器对应的数据中,以

灵敏度刻度数据为基础,中子场以 $r\sqrt{T/T_0}=0.09$ 为对象,推算出的全谱中子 $K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}$ 组合为0.2288;而以燃耗考验数据为基础,中子场以 $r\sqrt{T/T_0}=0.09$ 为对象,推算出的全谱中子 $K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}$ 组合为0.2294,二者高度吻合。这是一种巧合,并不意味着这两种以实验数据为基础的推算结果如此精准,两种技术路线如此吻合。但两条技术路线的计算结果吻合度较高,这也表明,两条技术路线的可行性、合理性、科学性得到相互验证。当然,灵敏度刻度实验、燃耗考验实验都在英国 Harwell 冥王堆 PLUTO 进行,都是 G. 科尼尔领导的实验小组完成的,所使用的实验仪器、理论体系兼容,这为推算出的数据的可比较性创造了条件。

(2) 与 1.0 mm 探测器对应的数据的说明:  
(a) 灵敏度刻度实验在轻水堆进行,而燃耗考验实验在重水堆进行;(b) 理论计算数据表明,铯探测器轻水堆 $K_{\beta\text{有效}}$ 与其重水堆 $K_{\beta\text{有效}}$ 近似(见本论文第一篇<sup>[1]</sup>表 7);但其重水堆 $K_{\beta\text{有效}}$ 比轻水堆 $K_{\beta\text{有效}}$ 略大,约大 13%(见本论文第一篇<sup>[1]</sup>图 13 及其对应的表格数据、表 2)。因此,若其灵敏度刻度实验也在重水堆进行,相对误差比表 5 中的结果会更大些,为 20%~25%。

### 3.3 检验、验证

为了检验本文表 4 给出的计算结果的可靠性,检验本论文第一篇(文献[1])6.2 节提出的技术路线的科学性,本节试图以文献[9]给出的铯探测器轻水堆灵敏度为基础,推算铯探测器重水堆灵敏度,并与铯探测器重水堆灵敏度刻度结果进行比较。

#### 3.3.1 0.5 mm 探测器重水堆灵敏度理论推算

文献[9]给出了铯探测器轻水堆的灵敏度计算结果,给出了铯探测器轻水堆单位长发射体热中子灵敏度 a 值和其超热共振 b 值,但在计算中设定中子温度为 20 ℃。从本论文第一篇(文献[1])6.2 节可知,可以通过下式,用铯探测器轻水堆单位长发射体热中子灵敏度 a 值和超热共振 b 值推算其重水堆单位长发射体灵敏度。

$$I_{\text{重水堆}}(T) = a_{\text{轻水堆}20^\circ\text{C}} \frac{F_{1\text{重水堆}}}{F_{1\text{轻水堆}}} \times \frac{g(T)}{g(20^\circ\text{C})} + b_{\text{轻水堆}} \frac{F_{2\text{重水堆}}}{F_{2\text{轻水堆}}} r \sqrt{T/T_0} \quad (23)$$

基于文献[9]表 1 数据,可以推算出绝缘体( $\text{Al}_2\text{O}_3$ )厚度为 0.25 mm 的 0.5 mm 铯探测器的轻水堆单位长发射体热中子灵敏度 a 值为 1.1092,基于文献[9]表 2 数据,可以推算出该探测器的轻水堆单位长发射体超热共振 b 值为 5.0427。

基于文献[1]图 2 及其对应的表格数据,可以推算出 0.5 mm 铯探测器轻水堆的 $F_1=0.9161$ , $F_2=0.905$ 。基于文献[1]图 12 及其对应的表格数据,可以推算出 0.5 mm 铯探测器重水堆的 $F_1=0.9713$ , $F_2=0.9445$ 。绝缘体( $\text{Al}_2\text{O}_3$ )厚度为 0.25 mm 的 0.5 mm 铯探测器在 PLUTO 重水堆的单位长发射体灵敏度的理论计算值为:

$$I_{\text{PLUTO重水堆}}(80^\circ\text{C}) = (1.1092 \frac{0.9713}{0.9161} \times \frac{1.037}{1.023} + 5.0427 \frac{0.9445}{0.905} r \sqrt{T/T_0}) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} \\ = (1.1921 + 5.2627 r \sqrt{T/T_0}) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} \quad (24)$$

因此,该铯探测器单位长发射体的 PLUTO 重水堆热中子灵敏度 a 值为 1.1921,该探测器单位长发射体的 PLUTO 重水堆超热共振 b 值为 5.2627。

#### 3.3.2 0.5 mm 探测器重水堆灵敏度刻度结果

本文第 2.2 节介绍了绝缘体( $\text{Al}_2\text{O}_3$ )厚度为 0.25 mm 的 0.5 mm 铯探测器在 PLUTO 重水堆的灵敏度刻度结果。其单位长发射体的灵敏度刻度结果如下:

$$I = (a + br \sqrt{T/T_0}) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} \\ = (1.0 + 3.63 r \sqrt{T/T_0}) \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1} \quad (25)$$

$$\text{式中, } a = 1.0 \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1}$$

$$b = 3.63 \times 10^{-21} \text{ A} \cdot \text{nv}^{-1}$$

本文 1.1 节已经对 PLUTO 进行了简要介绍。本文设定,PLUTO 重水堆中子温度 T 为

80℃ (见本文 1.2.2 节), 取  $g(80^\circ\text{C})=1.037^{[10]}$ 。

### 3.3.3 0.5 mm 铈探测器的重水堆灵敏度理论推算值与其刻度值比较

用式(25)计算该探测器在不同  $r\sqrt{T/T_0}$  下

的单位长发射体灵敏度刻度值, 用式(24)计算该探测器在不同  $r\sqrt{T/T_0}$  下的单位长发射体灵敏度理论推算值, 把计算结果及各自对应的 a 值、b 值填入表 6。

表 6 0.5 mm 铈探测器重水堆单位长发射体灵敏度理论推算值与其刻度值比较 ( $10^{-21}\text{A}\text{nv}^{-1}$ )

Table 6 Comparison between the theoretical value and scale value of the unit length emitter sensitivity of the 0.5 mm Rhodium detector in the heavy water reactor ( $10^{-21}\text{A}\text{nv}^{-1}$ )

数值	a 值	$r\sqrt{T/T_0}$				b 值
		0.03	0.06	0.09	0.15	
$I_{\text{推算值}}$	1.1921	1.3499	1.5078	1.6657	1.9815	5.2627
$I_{\text{刻度值}}$	1.0	1.1089	1.2178	1.3267	1.5445	3.63
$R_{0.5I}$	1.1921	1.2174	1.2381	1.2555	1.2829	1.4496
$R_{0.5K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}}$	1.2017	1.2243	1.2438	1.2609	1.2870	1.4506
$R_{0.5I}/R_{0.5K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}}$	0.9920	0.9943	0.9954	0.9957	0.9968	0.9991

注: $R_{0.5I}$ :0.5 mm 铈探测器的重水堆单位长发射体灵敏度理论推算值与其刻度值比较; $R_{0.5K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}}$ :0.5 mm 铈探测器的  $K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}$  因子组合的刻度数据推算值与其理论计算值之比(见表 4)。

### 3.3.4 结论

经分析认为, $R_{0.5I}$  与  $R_{0.5K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}}$  的物理内涵相同。表 6 表明, $R_{0.5I}$  与  $R_{0.5K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}}$  的相对误差约为 0.5%。本节计算  $R_{0.5I}$  的技术路线与计算表 4 中  $R_{0.5K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}}$  的技术路线不同。因此,本节计算出的  $R_{0.5I}$  与表 4 中的  $R_{0.5K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}}$  如此接近,验证了:(1)表 4 中给出的  $R_{0.5K_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{有效}}}$  是可信的;(2)本节获得的  $R_{0.5I}$ ,是通过使用本论文第一篇(文献[1])6.2 节提出的技术路线实现的,这反过来也验证了本论文第一篇(文献[1])6.2 节提出的技术路线是科学、有效的。

### 3.4 深度解读、分析、探讨

本节试图对本文表 3、表 4、表 5 中的数据及文献[9]中表 4 的数据,进行综合分析、比较、探讨,以期解读这些数据之间的关系、变化规律、数据物理内涵。

#### 3.4.1 预备知识

为了更好地综合分析、比较这些数据,更深入理解这些数据之间的关系、变化规律、数据物理内涵等,首先介绍有关公式。

(1)从本文式(10)可知,铈探测器灵敏度为:

$$I = a + br\sqrt{T/T_0} \quad (26)$$

$$\text{其中, } a = eK_{\text{热}\beta\text{有效}}f_1F_1\pi r_e^2N\sigma_0g \quad (26\text{-a})$$

$$b = eK_{\text{超热}\beta\text{有效}}f_2F_2\pi r_e^2N\sigma_0s_0 \quad (26\text{-b})$$

a: 热中子灵敏度 a 值, b: 超热共振 b 值。

(2)从文献[1]可知:

$$K_{\beta\text{有效}} = \frac{f_1F_1g + f_2F_2r\sqrt{T/T_0}s_0}{(g + r\sqrt{T/T_0}S_0)} \quad (27)$$

从式(27)可知,当  $r=0$  时,  $K_{\beta\text{有效}}=f_1F_1$ , 这相似于热堆反射层孔道的中子场环境。当中子场中没有热中子,只有超热中子时,趋于无穷,这时,  $K_{\beta\text{有效}}=f_2F_2$ ; 这样的中子场在反应堆中是不存在的,但用包镉的方法,可以近似模拟这样的中子场环境。因此  $f_1F_1$ 、 $f_2F_2$  是特定中子场环境下的,是  $K_{\beta\text{有效}}$  的延伸。

(3)从文献[1]可知:

$$K_{\beta\text{有效}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{有效}}f_1F_1g + K_{\text{超热}\beta\text{有效}}f_2F_2r\sqrt{T/T_0}s_0}{f_1F_1g + f_2F_2r\sqrt{T/T_0}S_0} \quad (28)$$

从式(28)可知,当  $r=0$  时,  $K_{\beta\text{有效}}=K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ , 这相似于热堆反射层孔道的中子场环境。当中子场中没有热中子,只有超热中子时,  $r$  趋于无穷,这时,  $K_{\beta\text{有效}}=K_{\text{超热}\beta\text{有效}}$ ; 这样的中子场在反应堆中是不存在的,但用包镉的方法,可以近似模拟这

样的中子场环境。因此  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  是特定中子场环境下的  $K_{\beta\text{有效}}$ , 是  $K_{\beta\text{有效}}$  的延伸。

### 3.4.2 数据综合、分析、探讨、解读

文献[9]表4表明,0.5 mm 探测器,其超热共振  $b$  值的理论计算值误差较大;从本文表3可知,0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  的理论计算值误差较大;本文表4表明,0.5 mm 探测器的  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$   $f_2F_2$  的理论计算值误差较大。为什么都是0.5 mm 探测器的误差较大,本节试图进行综合分析、比较,以期探讨、解读其原因,现汇总如下:

(1)文献[9]表4表明,铯探测器热中子灵敏度理论计算值较准确,不管是0.5 mm 探测器,还是1.0 mm 探测器,其理论计算的灵敏度的误差都不大。这说明,用于计算上述  $a$  值采用的计算模型是适用的。式(26-a)表明,计算  $a$  值,需要计算  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  和  $f_1$ 、 $F_1$  因子。这表明,用本论文第一篇<sup>[1]</sup>中计算  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  和  $f_1$ 、 $F_1$  因子的理论模型计算1.0 mm 探测器或0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$   $f_1F_1$  因子组合,计算结果的误差是可以接受的。本段结论简述:用  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $f_1$ 、 $F_1$  的理论公式计算1.0 mm 探测器或0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$   $f_1F_1$  组合,其结果误差可以接受。

(2)从本文表3可知,0.5 mm 探测器的  $K_{\beta\text{有效}}$  的理论计算值与从燃耗数据推算出的值相差约 -8%;而1.0 mm 探测器的  $K_{\beta\text{有效}}$  的理论计算值与从燃耗数据推算出的值相差约 +8%。这说明,用本论文第一篇<sup>[1]</sup>中  $K_{\beta\text{有效}}$  的理论模型计算0.5 mm 探测器的  $K_{\beta\text{有效}}$ , 或用其计算1.0 mm 探测器的  $K_{\beta\text{有效}}$ , 其计算误差都是可以接受的。从3.4.1节(3)可知,  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  是特定中子场环境下的  $K_{\beta\text{有效}}$ , 是  $K_{\beta\text{有效}}$  的延伸,由此可以推出:用本论文第一篇<sup>[1]</sup>中  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  的理论模型计算0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  因子, 或用其计算1.0 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  因子,其计算误差都是可以接受的。本段结论简述:用  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  的理论公式计算1.0 mm 探测器或0.5 mm 探测器  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  因子,其计算误差是可以接受的。

(3)结合本小节(1)和(2)的结论,结合式(26-a),可以推论:用本论文第一篇<sup>[1]</sup>中  $f_1$ 、 $F_1$  因

子的计算公式计算1.0 mm 探测器的  $f_1F_1$  因子组合、或0.5 mm 探测器的  $f_1F_1$  因子组合,计算结果的误差是可以接受的。本段结论简述:用  $f_1$ 、 $F_1$  理论公式计算1.0 mm 探测器或0.5 mm 探测器的  $f_1F_1$  组合,其计算误差是可以接受的。

(4)从表3可知,0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  的理论计算值与从燃耗实验数据推算出的值之比较大(1.3679),说明理论计算值误差较大;而1.0 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  理论计算值与从燃耗实验数据推算出的值之比较小(1.1210),说明理论计算值误差较小。这表明,式(27)更适用于发射体直径为1.0 mm 的探测器;换句话说,用其计算直径为0.5 mm 的探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  时,引起的误差较大。本段结论简述:用  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  理论公式计算1.0 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  因子误差可接受,用  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  理论公式计算0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  因子误差较大。

(5)本小节的(3)中已经论述过,用本论文第一篇<sup>[1]</sup>中  $f_1$ 、 $F_1$  因子的计算公式计算1.0 mm 探测器的  $f_1F_1$  因子组合或0.5 mm 探测器的  $f_1F_1$  因子组合,计算结果的误差是可以接受的。那么,用式(27)计算0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  时,引起的误差较大,应该主要是  $f_2F_2$  的计算误差引起的。换句话说,本论文第一篇<sup>[1]</sup>中计算  $f_2$ 、 $F_2$  因子的模型,较适合于1.0 mm 探测器的  $f_2F_2$  因子组合计算,用其计算发射体直径为0.5 mm 的  $f_2F_2$  因子组合时,产生的误差相对较大。本段结论简述:用  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  公式计算0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  因子误差较大,主要是  $f_2F_2$  组合计算误差较大引起的;用  $f_2$ 、 $F_2$  理论公式计算0.5 mm 探测器的  $f_2F_2$  组合误差较大。

(6)文献[9]表4表明,0.5 mm 探测器的共振  $b$  值的理论计算值与灵敏度刻度值之比较大(1.39);若0.5 mm 探测器的共振  $b$  值的理论计算也以重水堆为背景,理论计算值与灵敏度刻度值之比更大(1.45),这说明理论计算值误差较大。而1.0 mm 探测器,其共振  $b$  值的理论计算值与灵敏度刻度值之比较小(1.097),说明理论计算值误差较小。

本文表4表明,0.5 mm 探测器的  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$   $f_2F_2$  的理论计算值与从灵敏度刻度数据推算

出的值之比为 1.4506；而 1.0 mm 探测器，其  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2$  的理论计算值与从灵敏度刻度数据推算出的值之比为 1.1054，相对较小。

联系式(26-b)，上述两点都表明，本论文第一篇<sup>[1]</sup>中用于计算  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  和  $f_2$ 、 $F_2$  因子的计算模型更适用于 1.0 mm 探测器的  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2$  因子组合计算；用其计算 0.5 mm 探测器的  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2$  因子组合时，引起的误差较大。

本段结论简述：用  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  和  $f_2$ 、 $F_2$  理论公式计算 1.0 mm 探测器的  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2$  组合误差可接受；用  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  和  $f_2$ 、 $F_2$  理论公式计算 0.5 mm 探测器的  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2$  组合误差较大。

(7) 本小节(2)已经推论出， $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  的理论公式既适用于 1.0 mm 的探测器，也适用于 0.5 mm 的探测器，结合本小节(6)的结论，可以推论出：①用本论文第一篇<sup>[1]</sup>中计算  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  和  $f_2$ 、 $F_2$  因子的模型计算 0.5 mm 探测器的  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2$  因子组合时，引起的误差较大，主要是  $f_2F_2$  组合的计算误差引起的。②本论文第一篇<sup>[1]</sup>中用于计算  $f_2$ 、 $F_2$  因子的理论公式更适用于 1.0 mm 探测器的  $f_2F_2$  因子组合计算；用其计算 0.5 mm 探测器的  $f_2F_2$  因子组合时，引起的误差较大。

本段结论简述：①  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2$  组合的计算误差主要是  $f_2F_2$  组合的计算误差引起的；②用  $f_2$ 、 $F_2$  理论公式计算 0.5 mm 探测器的  $f_2F_2$  组合误差较大。

(8)(1)至(6)段结论及其之间关系汇总

①本节第(1)段结论：用  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $f_1$ 、 $F_1$  的理论公式计算 1.0 mm 探测器或 0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}f_1F_1$  组合，其结果误差可以接受；结合本节第(2)段结论：用  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  的理论公式计算 1.0 mm 探测器或 0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  因子，其计算误差是可以接受的，联系式(26-a)，可推论出本节第(3)段结论：用  $f_1$ 、 $F_1$  理论公式计算 1.0 mm 探测器或 0.5 mm 探测器的  $f_1F_1$  组合，其计算误差是可以接受的。

②从本节第(4)段结论：用  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  理论公式计算 1.0 mm 的探测器  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  因子误差可接受，用  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  理论公式计算 0.5 mm 的探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  因子误差较大；结合本节第(3)段结论：用  $f_1$ 、 $F_1$  理论公式

计算 1.0 mm 探测器或 0.5 mm 探测器的  $f_1F_1$  组合，其计算误差都是可以接受的，联系式(27)，可推论出本节第(5)段结论：用  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  公式计算 0.5 mm 探测器的  $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$  因子误差较大，主要是  $f_2F_2$  组合计算误差较大引起的；用  $f_2$ 、 $F_2$  理论公式计算 0.5 mm 探测器的  $f_2F_2$  组合引起的误差较大。

③本节第(6)段结论：用  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  和  $f_2$ 、 $F_2$  理论公式计算 0.5 mm 探测器的  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2$  组合误差较大；结合本节第(2)段结论：用  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  的理论公式计算 1.0 mm 探测器或 0.5 mm 探测器的  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$  因子，其计算误差均是可以接受的，联系式(26-b)，可推论出本节第(7)段结论：0.5 mm 探测器的  $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2$  组合的计算误差主要是  $f_2F_2$  组合的计算误差引起的；用  $f_2$ 、 $F_2$  理论公式计算 0.5 mm 探测器的  $f_2F_2$  组合引起的误差较大。

(9) 第(8)段总结出的(1)至(6)段所得结论及其之间关系，可用下述逻辑关系图的形式描述：

逻辑图说明，通过两种不同的技术路线，都可以得出：用  $f_2$ 、 $F_2$  公式计算 0.5 mm 探测器的  $f_2F_2$  组合误差较大。B 路线主要基于从燃烧实验数据推算出的 K 因子数据；而 C 路线主要基于从灵敏度刻度实验数据推算出的 K 因子数据。这进一步说明，“从燃烧实验数据推算 K 因子”路线和“从灵敏度刻度实验数据推算 K 因子”路线可以互相验证。

目前从实验数据推算出的 K 因子数据较少，有些结论、推论尚需要更多的从实验数据中推算出的数据的支持，有些结论目前靠外推。因此，上述观点可能需要进一步分析、论证、验证。为了更全面、深入地通过实验方法研究 K 因子，本文提出以下工作设想。

## 4 关于开展进一步研究工作的设想

### 4.1 更深入挖掘、分析、研究全部 G. 科尼尔燃烧实验数据的设想

文献[6]介绍的探测器长期燃烧考验实验，即灵敏度随中子注量的增加而变小的实验，实际上一直进行到中子注量  $6 \times 10^{21} \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}$ 。实验结

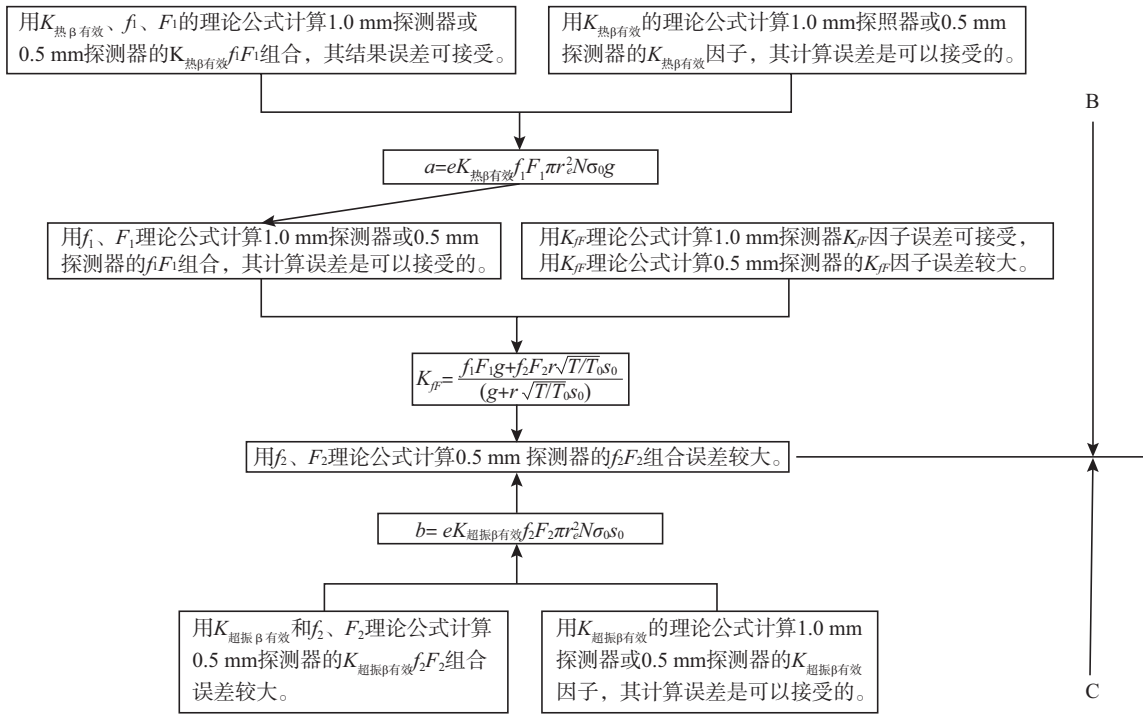


图4 逻辑关系图

Fig.4 Logical relationship diagram

果表明,探测器在中子注量达到  $6 \times 10^{21} n \cdot cm^{-2}$  时仍能令人满意地继续运行。但文献[6]只给出中子注量  $2.16 \times 10^{21} n \cdot cm^{-2}$  以前的数据,见本文图1。

试想,如果整个实验过程都有数据记录并存档。笔者猜想能否把这些数据分成3段或4段,甚至于5段。把每一段数据做出一张类似于图1的图,用最小二乘法外推出该段的初始灵敏度,从图中测算出该段末的灵敏度。然后按照本文1.2节开发的方法,对每一段计算出与其对应的  $K_{\beta}$ 、 $K_{\beta}$  (有效)。从中可能会发现  $K_{\beta}$ 、 $K_{\beta}$  (有效) 随着燃耗加深而变化的规律。也可能使1.3.3节中的问题“燃耗多浅为浅燃耗”得到答案。

#### 4.2 研究铯探测器灵敏度 K 因子及其组合的方法:长期考验实验法

本文在研究分析铯探测器灵敏度燃耗修正问题的过程中,意外获得上述  $K_{\beta}$ 、 $K_{\beta}$  (有效) 数据。但这组数据是针对铯探测器特定几何尺寸,在特定中子场环境下的数据,而不是普遍适用的数据。由此联想到,能否选择一组几何尺寸有代表性的探测器,如发射体直径分别为 0.5 mm、

0.8 mm、1.0 mm、1.2 mm、1.5 mm;绝缘体厚度分别为 0.2 mm、0.3 mm、0.4 mm;寻找有代表性的中子场环境,如其超热参数  $r \sqrt{T/T_0}$  分别为 0、0.3、0.6、0.9、1.2、1.5 等。把这组有代表性的探测器分别放在有代表性的中子场中进行长期考验,测量其灵敏度随着中子注量增加的变化。这样可以获得很多组有价值的燃耗数据。然后利用获得的燃耗数据,使用本文上述的方法,计算出很多组  $K_{\beta}$ 、 $K_{\beta}$  (有效)、 $K_{\beta}$ 、 $K_{\beta}$  (有效) 数据。燃耗数据可直接用于燃耗修正计算; $K_{\beta}$ 、 $K_{\beta}$  (有效)、 $K_{\beta}$ 、 $K_{\beta}$  (有效) 数据为灵敏度分析、计算及相关数学模型的建立打下坚实基础。

#### 4.3 用燃耗实验数据推算铯探测器 K 因子

##### 4.3.1 推算 $f_1 F_1$ 、 $f_2 F_2$ 因子

若本文4.2节建议的实验能够实现,使用实验中所获得燃耗数据,用本文1.2.2节的方法,可以推导出全谱中子场特定超热参数  $r \sqrt{T/T_0}$  下的  $K_{\beta}$ ;还可以用反射层孔道 ( $r \sqrt{T/T_0} = 0$ ) 获得的燃耗数据,推导出  $f_1 F_1$ 。把  $K_{\beta}$ 、 $f_1 F_1$  代入式  $K_{\beta} = \frac{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{(g + r \sqrt{T/T_0} s_0)}$ ,可计算出特定超热

参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 下的 $f_2F_2$ 。基于实验数据推导出的 $f_1F_1$ 、 $f_2F_2$ 更科学、可信。理论分析、计算 $f_1F_1$ 、 $f_2F_2$ 时,往往假定发射体处在慢化剂中,忽略了绝缘层、收集体及定位探测器所用装置材料对 $F_1$ 、 $F_2$ 的影响。而基于实验数据推导出的 $F_1$ 、 $F_2$ ,已经包含了这些材料的效应。推导理论计算 $f_1$ 、 $F_1$ 、 $f_2$ 、 $F_2$ 的公式过程,可能做过一些假定,公式本身亦可能有不完美之处,因此,理论计算值会有误差。

#### 4.3.2 推算 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$

我们不但能获得 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$ 的计算值,还可以获得其实验值。

使用4.2节介绍的实验所得数据,用本文上述技术路线,对实验数据进行处理,可分别用反射层的燃耗数据得出 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ ,用堆芯的燃耗数据得出特定超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 下的 $K_{\beta\text{有效}}$ 。再把得出的 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$ ,堆芯探测器位置的超热参数及用4.3.1小节的方法推导出的 $f_1F_1$ 、 $f_2F_2$ 因子组合代入式(28),可以推算出 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$ 。

$$K_{\beta\text{有效}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{有效}}f_1F_1g + K_{\text{超振}\beta\text{有效}}f_2F_2r\sqrt{T/T_0}s_0}{f_1F_1g + f_2F_2r\sqrt{T/T_0}s_0}$$

本文3.4.2节中第(2)段的结论:用 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$ 的理论公式计算1.0 mm探测器或0.5 mm探测器的 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$ 因子,其计算误差是可以接受的;但这一结论是靠外推获得的。如果通过实验数据推算出 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$ ,可验证这一结论的科学性、可信性。

## 5 共振b值验证检验

### 5.1 0.5 mm 探测器灵敏度刻度结果

本文2.2节介绍了0.5 mm探测器在PLUTO重水堆的灵敏度刻度曲线(图2)。该探测器的灵敏度表达式见本文式(4): $I_{0.5\text{ mm}} = [(3.0+10.89r\sqrt{T/T_0})] \times 10^{-21} \text{ A}\cdot\text{nv}^{-1}$ 。但本文式(4)并非灵敏度刻度数据的最小二乘法拟合结果,即文献[6]并没有给出图2的数学表达式。本文式(4)是通过图2,用大图测算的方法所获得的结果。

### 5.2 0.5mm 探测器灵敏度共振b值验证

由文献[9]式(8)可知,铈探测器灵敏度为:

$$I = a + br\sqrt{T/T_0} \quad (29)$$

由图2可知,式(29)中, $a=3.0 \times 10^{-21} \text{ A}\cdot(\text{nv})^{-1}$ 。由本文1.1节可知,0.5 mm探测器初始灵敏度为 $(3.98 \pm 0.03) \times 10^{-21} \text{ A}\cdot(\text{nv})^{-1}$ ;探测器位置 $r\sqrt{T/T_0}=0.09$ 。把这些数据代入式(29),可得0.5 mm探测器的共振b值为10.8889,这与式(4)中的10.89非常接近。这从一个侧面验证了本文式(4)给出的0.5 mm探测器的共振b值非常准确。

## 6 结论

(1)表3中,从燃耗实验数据推算出的K因子与理论计算K因子进行了汇总比较。表4中,从灵敏度刻度实验数据推算出的K因子组合与理论计算K因子组合进行了比较。比较结果表明,本论文第一篇<sup>[1]</sup>理论模型是科学、可行的,其灵敏度K因子计算结果是可信的。当然,目前能获得的、可用于相互核比较的数据较少,应进一步做工作。

(2)表5中,从灵敏度刻度实验数据推算出的K因子组合与从燃耗实验数据推算出的K因子组合进行了比较。笔者对从两种技术路线获得的数据进行了核对、相互检验。基本上可以断定,两种技术路线都是合理的、可行的、科学的。目前能获得的、可用于相互核比较的数据太少,应进一步做工作。

(3)表6表明, $R_{0.5I}$ 与 $R_{0.5K_{\beta\text{有效}}}$ 的相对误差约为0.5%。本文3.3节计算 $R_{0.5I}$ 的技术路线与本文表4中计算 $R_{0.5K_{\beta\text{有效}}}$ 的技术路线不同。因此,3.3节计算出的 $R_{0.5I}$ 与表4中的 $R_{0.5K_{\beta\text{有效}}}$ 如此接近,验证了:①表4中给出的 $R_{0.5K_{\beta\text{有效}}}$ 是可信的;②3.3节获得的 $R_{0.5I}$ ,是通过使用本论文第一篇(文献[1])6.2节提出的技术路线实现的,这反过来也验证了本论文第一篇(文献[1])6.2节提出的技术路线是科学、有效的。

## 7 结语

本论文第一篇<sup>[1]</sup>理论计算中,设定中子温度为20℃,设定<sup>103</sup>Rh的 $g=1.023$ , $s_0=s(20^\circ\text{C})=7.255$ ,设定绝缘体材料 $\text{Al}_2\text{O}_3$ 的密度为 $3.2 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 。然



而,本文燃耗实验用探测器、灵敏度刻度用探测器的绝缘体材料虽然也为  $Al_2O_3$ ,但其密度可能与理论计算中的设定值有差异。经分析认为,密度差异与绝缘体厚度差异对  $K_{\beta\text{有效}}$  的影响等效。本文 3.1.2 节分析过绝缘体厚度差异对  $K_{\beta\text{有效}}$  的影响。因此,实验用探测器的绝缘体密度实际值与理论计算中的设定值的差异,不会对本文的相关结果有实质性影响。

由于钒的热中子吸收截面较小,其燃耗引起的灵敏度降低问题不是一个突出问题,至今未见到过钒探测器长期考验燃耗实验有关报道。因此,本文未能给出钒探测器的基于“燃耗数据”的  $fF$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$  因子的推算值。文献[2]、[3]、[9]都给出了钒探测器灵敏度刻度值与理论计算值的比较结果。从钒探测器灵敏度刻度值可以推算出钒探测器的  $fFK_{\text{热}\beta\text{有效}}$  因子组合,并与其理论计算值进行比较。但理论上可以证明:假定钒探测器灵敏度理论计算值与其实验刻度值的相对误差为 A1,钒探测器的  $fFK_{\text{热}\beta\text{有效}}$  因子组合的理论计算值与基于“灵敏度刻度值”推算出的钒探测器的  $fFK_{\text{热}\beta\text{有效}}$  因子组合的相对误差为 A2,那么 A1=A2。因此,从钒探测器灵敏度刻度值推算出钒探测器的  $fFK_{\text{热}\beta\text{有效}}$  因子组合,并与其理论计算值进行比较,已经没有必要。

致谢:感谢于岚、张曼的支持帮助。

### 参考文献

- [1] 于稼骊.  $\beta$  衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度K因子研究 [J]. 第一篇:理论分析计算模型及计算结果,核安全, 2024, 卷(期): 页-页.
- [2] Warren H.D. Calculational Model for Self-Powered Neutron Detector [J]. Nuclear Science and Engineering, 1972, 48(3): 331-342.
- [3] 毕光文, 汤春桃, 杨波. 钒自给能探测器中子响应计算方法 [J]. 核技术, 2017, 40(6): 93-98.
- [4] Joseph M. Harrer and James G. Beckerley, Nuclear power reactor instrumentation systems handbook [M]. Volume 1, U. S. Atomic Energy Commission, 1973.
- [5] Jaschic W. Model for Calculating Prompt-Response Self-Powered Neutron Detector [J]. Nuclear Science and Engineering, 1974, 53: 61-78.
- [6] Knill G. 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).
- [7] Anon. Pluto, Materials Testing Reactor at Harwell [J]. Nature, 1957, 180(4593): 952.
- [8] Paul Mobbs. The Safety of the UKAEA Harwell Establishment and in particular the Safety of the Harwell Materials Testing Reactors [R]. A special report produced for the Commons Select Committee on Energy.
- [9] 于稼骊.  $\beta$  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.
- [10] Westcott C.H. Effective Cross Section Values for Well-moderated Thermal Reactor Spectra [R]. AECL-1101 (1962).
- [11] 张英振, 万东平. 铯探测器性能研究 [J]. 原子能科学技术, 1980(1): 41-49.
- [12] 李兆桓, 刘裕发, 高集金, 等. 用活化箔法测定游泳池式反应堆栅格的内热中子通量谱 [J]. 原子能科学技术, 1980(3): 309-315.

# Study on Sensitivity K Factor of Self-powered Detector with $\beta$ Decay

(Part 2: Experimental data oriented study on sensitivity K factor)

Yu Jiasi

(Ministry of Ecology and Environment of the People's Republic of China, Beijing 100006, China)

**Abstract:** The second part of this paper (hereinafter referred to as “this paper”) proposes a method of calculating some important K factors and K factor combinations by using burn up experimental data and sensitivity calibration data. The technical route of proposed method is unique. The K-factor and K-factor combination calculated from the experimental data are compared with the corresponding K-factor and K-factor combination calculated theoretically in the first part of this paper, the comparing results show that the theoretical model established in the first part of this paper is scientific, feasible, and the K-factor calculation results are believable. This paper also puts forward the idea of further work.

**Key words:** self-powered; detector; sensitivity; K factor

(责任编辑: 许龙飞)

## 《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。

### 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] 李小花, 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.
- 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] 王海峰, 于家欢, 赵锋, 等. 新冠肺炎疫情响应与核应急的异同及经验互鉴 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 1-6.
- [2] 邹屹峰. 新冠肺炎给核应急工作带来的三点启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 7-12.
- [3] 肖鹏, 张文芊, 喻正伟, 等. 雄安新区  $\gamma$  辐射剂量率水平初步调查 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 13-17.
- [4] 熊铁军, 钟丁生, 蔡小杰, 等. 核辐射探测实验中核辐射场模拟与安全研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 18-22.
- [5] 黄伊林, 陈宝才, 冯亮亮, 等. 海域自动连续监测辐射剂量
- [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] 李小华, 王翊年, 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. 对我国运行核电站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. 核电站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. 我国核电站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站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, 栾海燕, 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. 浅析美国核电站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. 核电站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. 核电站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. 浅谈我国核电站退役安全监管现状 [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联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. 压水堆核电站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. 核电站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. 经验反馈在核电站建设过程中的作用 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 49-52.
- [10] 马帅, 魏超, 贾斌, 等. 核电站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 核电站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站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, 封祯, 韩福眷, 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] 俞彦祺, 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. 浅谈核电站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. 我国核电站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. 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, 赵懿璐, 纪平, 康占山, 王韶伟. 气泡幕技术在滨海核电站取水防控中的应用[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, 刘瑞恒, 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, 刘瑞恒, 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. 核电机械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. 压水堆核电站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. 全国核电站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, 惠瑾. (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. 核电站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. 压水堆核电站氚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, 阚丽萍, 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. 核电站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. 核电站主蒸汽管道阻尼减振与抗震分析[J].核安全, 2021, 20(1): 27-35.
- [7] 白日亮, 原瑜. 核电仪表罐焊接工艺研究[J].核安全, 2021, 20(1): 36-40.
- [8] 史国宝, 郭东海, 陈松, 等. API1000 依托项目中压移动电源应用研究[J].核安全, 2021, 20(1): 41-47.
- [9] 王逊, 田宇, 黄力. 美国核安全管理体系与法律体系探究及启示[J].核安全, 2021, 20(1): 48-53.
- [10] 刘姚锋, 耿波, 高星, 等. 核电站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. 蒸汽发生器传热管氦检漏定量定位技术分析 & 验证 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 38-43.
- [8] 李中华, 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, 李巍, 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.
- [4] 王天运, 王世琦, 高纛. 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研究 [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. 浅析乏燃料转容器制造过程中的设计改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 86-90.
- [16] 李炳营, 刘焯, 黄国庆, 等. 2MWt 液态燃料钍基熔盐实验堆仪控系统纵深防御设计与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 91-97.
- [17] 张鹏, 郑兴国, 赵幽竹, 等. 环境地表  $\gamma$  辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 98-103.
- [18] 徐学敏. 核电厂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] 高思旖, 刘婷, 龚宇, 等. 我国放射性同位素和射线装置监督管理系列法规标准体系现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 7-11.
- [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.

### 2021 年第四期

- [1] 熊晓, 张根, 任丽丽, 等. 核电厂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. 核电厂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. 我国核电厂辐射本底调查

- 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. 非能动核电厂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. 核电厂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. 核电厂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. 核电厂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厂的应用概述 [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.
- [6] 毛位新, 王磊, 林明媚, 等. 防城港核电厂外围环境气溶胶中  $\gamma$  核素放射性状况及趋势 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 34-38.
- [7] 高鹏, 黄微, 胡翔, 等. 浅议橡塑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”为特征的核电厂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. 中美核电厂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. 核电厂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. 核电厂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, 林绍莹, 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. 核电厂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. 核电厂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

- ### 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. 核电厂运行事件报告准则研究及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 27-33.
- [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, 张思纬, 等. 商业核电站产氡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.
- [6] 李敏, 于成波, 廖路, 等. 反应堆中心孔道辐照材料的中子与 $\gamma$ 释热研究[J].核安全, 2022, 21(1): 31-35.
- [7] 杨文, 姚世卫, 邵云, 等. 基于MCNP程序的海洋核动力平台堆芯核设计校核计算研究 I [J].核安全, 2022, 21(1): 36-41.
- [8] 杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 关于贫化铀容器露天存放的安全分析[J].核安全, 2022, 21(1): 42-50.
- [9] 甘学英, 徐春艳, 张宇, 等. 废树脂热态压实废物包自辐照产气的初步计算分析[J].核安全, 2022, 21(1): 51-58.
- [10] 何燕玲, 夏冬琴, 雍诺. 信源可信度对核电公众接受影响的研究[J].核安全, 2022, 21(1): 59-68.
- [11] 李薇, 施建锋, 秦玉龙, 等. CAP1400控制棒提升极限分析方法研究[J].核安全, 2022, 21(1): 69-74.
- [12] 刘建昌, 陈忆晨, 余剑, 等. 华龙一号失水事故后安全壳内气溶胶自然沉降现象研究[J].核安全, 2022, 21(1): 75-81.
- [13] 许友龙, 刘莞, 郑丽馨. 浅谈我国核电厂重要厂用水系统换热器隔离阀门与放射性监测仪表配置优化[J].核安全, 2022, 21(1): 82-88.
- [14] 卢洋, 许俊俊, 刘治刚. 群厂核安全监管数据治理研究[J].核安全, 2022, 21(1): 89-92.
- [15] 姚彦贵, 熊珍琴, 唐力晨, 等. 抗震分析中关于反应谱与功率谱密度函数之间关系的解析[J].核安全, 2022, 21(1): 93-103.
- [16] 张根, 熊骁, 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.
- [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, 李润骋, 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):

## 2022年第二期



- 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.

### 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.
- [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, 刘庭平, 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识别方法研究[J]. 核安全, 2022, 21(4): 59-65.
- [12] 刘宇生, 王庶光, 李东阳, 等. 堆芯补水箱内热工水力现象识别与研究[J]. 核安全, 2022, 21(4): 66-73.
- [13] 杜南麟, 张松. 系统化培训方法(SAT)在核电厂岗位培训大纲开发中的应用研究[J]. 核安全, 2022, 21(4): 74-79.
- [14] 张毅. 当追求卓越成为内生动力[J]. 核安全, 2022, 21(4): 80-83.
- [15] 周涛, 张彪, 张雨飞. 前进中的东南大学核科学与技术系[J]. 核安全, 2022, 21(4): 84-87.

### 2022 年第五期

- [1] 刘玮, 李飞, 张伟, 等. 关于我国无人系统辐射环境监测技

- 术发展的思考 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 1-6.
- [2] 张伟珠, 林淑倩, 孔杜娟, 等. 热释光累积剂量环境监测结果影响因素分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 7-13.
- [3] 曾宇峰, 滕柯延, 杨洪生, 等. 蒙特卡洛方法在紧凑型水泥固化装置屏蔽设计中的应用 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 14-20.
- [4] 毛位新, 蒙美福, 傅煌辉, 等. 核应急指挥系统在核事故应急演练中的应用与思考 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 21-27.
- [5] 张红涛, 汤冠军, 孔亮, 等. 我国关停铀矿冶设施辐射环境监测状况及对策探讨 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 28-32.
- [6] 刘建昌, 陈韵茵, 欧阳勇, 等. 压水堆 LOCA 源项分析方法保守性评价 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 33-40.
- [7] 朱伟, 侯秦脉, 蔡宁. 华龙一号调试试验项目完整性的研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 41-45.
- [8] 冉文王, 方亮, 吕炜枫, 等. 英国通用设计审查辐射防护监管体系研究与实践 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 46-53.
- [9] 刘明海, 徐志燕, 安桂秀. 气溶胶中总  $\alpha$ 、总  $\beta$  放射性测量方法探索 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 54-58.
- [10] 刘时贤, 侯秦脉, 褚倩倩, 等. 基于故障树分析法的乏燃料水池失去冷却事件分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 59-65.
- [11] 曾珍, 房永刚. 关于建立我国反应堆压力容器辐照监督数据库的建议 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 66-71.
- [12] 韩锦程, 王海霞, 李桃生, 等. 基于 COMSOL 的 CFETR TEP 手套箱内氙运输模拟研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 72-80.
- [13] 苏康, 黎知行, 史曠, 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  $\gamma$  辐射剂量率比对及宇宙射线响应测量结果与分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 88-94.
- [15] 张子睿. 核电设备采购管理初探 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 95-101.
- [16] 陆宏, 陈芳雷, 王烁, 等. 基于核设施实物保护的风险分析及评估方法研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 102-110.
- [17] 陈芳雷, 陆宏, 陈晨, 等. 基于核安保事件的模型分析及评估方法研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (5): 111-120.
- 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. 福清核电站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.

## 2023 年第一期

- [1] 陈光荣, 位同厦, 唐娜, 等. 电子加速器辐照装置清场巡检连锁的优化设计 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 1-6.
- [2] 陈晓霞, 李伟, 白兰. 某核电厂建安阶段防异物管理 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 7-10.
- [3] 张军旗, 杜俊涛, 花锋. 华龙一号核电厂辐射监测系统国产化情况与发展建议 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 11-15.
- [4] 毛庆, 方亮. 英国核电通用设计审查特色与实践 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 16-22.
- [5] 徐苗苗, 林支康, 纪文英, 等. 核电厂事故保护表设计方法研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 23-29.
- [6] 郭丹丹, 向文娟, 吴辉平. 核电厂破口事故后喷射压力计算

## 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, 张帆帆, 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

- 和工况选取研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 30-35.
- [7] 汪源, 张天义, 陈杨, 等. 浅谈回旋加速器退役拆解过程中实现放射性废物最小化的方法 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 36-42.
- [8] 王照, 裴亮, 李琼哲. 压力诱发 SGTR 的概率计算方法探讨 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 43-48.
- [9] 许友龙, 刘莹, 郑丽馨, 等. 近五年核电厂人因相关运行事件统计分析与建议 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 49-54.
- [10] 冯雨, 刘卓, 李云屹, 等. ACP100 非能动安全壳空气冷却系统换热性能模拟研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 55-62.
- [11] 葛帅, 孟赛, 王瑞楠. 一种基于敌手入侵时序图的水域和低空实物保护外部入侵定量评价软件功能模块设计 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 63-70.
- [12] 李想, 程应冠. 关于推进第三代核电严酷工况关键阀门国产化的探索 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 71-75.
- [13] 张敬, 余毅, 孙兴见, 等. 局部区域减薄条件下核级压力容器筒壁安全性分析与评价 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 76-80.
- [14] 李静文, 孙国民, 周文, 等. 蒙特卡罗仿真计算前处理平台的开发与初步验证 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 81-88.
- [15] 刘燕芳, 李楠, 王冬, 等. 失效分析方法在某核电系统可靠性工程中的应用 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 89-98.
- [16] 陈权, 张鑫, 高行, 等. 风险管理在核岛主设备采购中的应用浅析 [J]. 核安全, 2023, 22 (1): 99-104.
- [8] 甘学英, 徐春艳, 何玮, 等. 核电厂废气处理系统双重气体分析仪设置探讨 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 45-51.
- [9] 王钦, 马占军, 王金成, 等. 反应堆核热耦合松耦合数值仿真研究综述 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 52-58.
- [10] 徐玉虎, 王玉珍, 焦南杰. 科研院所可量化安全管理评价体系的建立及应用 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 59-65.
- [11] 姚亦珺, 于大鹏, 王佳明. 模块式小型堆乏燃料水池冷却系统设计 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 66-73.
- [12] 朱雪强, 邹晓春, 郑斌鑫, 等. 海底原位观测技术在核电厂取水口安全监测中的应用探讨 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 74-82.
- [13] 陶革. 不受环境鉴定要求约束的核电厂低压电缆老化管理 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 83-89.

### 2023 年第三期

- [1] 丁雪峰, 王海鹏, 全葳. 关于国控大气辐射环境自动监测站处置的分析和建议 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 1-5.
- [2] 张学东, 曹润丰. 核电首台(套)设备推广应用问题分析和政策研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 6-15.
- [3] 陈琪, 石俊科, 郭永贵, 等. 核工程建设阶段核安全文化体系建设与管理实践 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 16-21.
- [4] 余毅, 陈日罡, 曾斯. 核电厂数字化仪控系统软件共因故障相关核安全标准研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 22-28.
- [5] 李新贤, 徐维, 杨少锋, 等. 阳江核电厂冷源组式网兜应用可行性研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 29-34.
- [6] 吴广君. 在运核电厂设计基准定义及其内容技术框架研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 35-40.
- [7] 李想, 肖会文, 邵增, 等. Bamboo 程序在方形组件压水堆中的适用性验证研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 41-47.
- [8] 张军旗, 杜俊涛, 花锋. 核安全辐射监测设备扩证申请的问题探讨 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 48-52.
- [9] 王方, 师雪艳, 任焕文, 等. 双模式射线融合成像控制系统的设计与验证 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 53-59.
- [10] 王荣东, 姚泽文, 朴君, 等. 快堆严重事故钠燃烧过程裂变产物释放模拟试验研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 60-66.
- [11] 杨世龙, 刘呈则, 徐博, 等. 浅谈首批熔盐堆操纵员的职业素养 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 67-71.
- [12] 朱仕斌, 艾华宁. 摇摆条件下水平圆管内湍流压力脉动特性分析 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 72-80.
- [13] 谭笑, 仇永萍, 卓钰铨, 等. SPAR-H 人员可靠性分析方法的应用优化研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 81-88.
- [14] 杨国威, 张勇, 宋勇, 等. 半悬臂式燃料元件在间隙限制约束下非线性振动的等效方法研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (3): 89-98.
- [1] 汤日辉. 质量保证若干问题的分析和建议 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 1-4.
- [2] 冯云馨, 赵玲. 概率安全评价在核电厂设计和运行期间的技术特征及应用 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 5-12.
- [3] 杨亚军, 詹文辉, 胡跃华, 等. 国内核电厂丧失厂外电源始发事件频率分析及风险评价 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 13-18.
- [4] 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): 19-23.
- [5] 吴广君, 李龙. CPR1000 核电机组事故程序融合方法研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 24-28.
- [6] 王莹. 俄罗斯核安全监管体系研究及启示 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 29-36.
- [7] 陈甲华, 王平平. 基于文本挖掘的核电厂运行事件致因分析 [J]. 核安全, 2023, 22 (2): 37-44.

### 2023 年第二期

## 2023 年第四期

- [1] 负彦祺, 周艳芝, 张彦扬. 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.
- [2] 陶革, 赵传礼, 高轩, 等. 核电厂仪电设备的服役环境监测 [J]. 核安全, 2023, 22 (4): 7-13.
- [3] 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.
- [4] 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.
- [5] 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.
- [6] 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.
- [7] 刘锐, 张珊珊, 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.
- [8] 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.
- [9] 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.
- [10] 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.
- [11] 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.
- [12] 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.
- [13] 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.
- [14] 于稼驷.  $\beta$  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.

## 2023 年第五期

- [1] 梁锦, 张静, 丁智. 广东放射诊断辐射安全现状 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 1-8.
- [2] 宋雁辉, 王金凤, 马丽, 等. 云南省核技术应用 IV 类、V 类放射源现状及存在问题的对策研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 9-14.
- [3] 姚志猛. 核设施退役项目的去污工艺与技术 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 26-43.
- [4] 王春, 王德军, 王广金, 等. 质保分级管理在核电设备供货

中的研究及应用 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 44-50.

- [5] 曾建国, 叶彤, 刘镇江. 国外核安全研究现状、热点和趋势——基于 CiteSpace 的可视化分析 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 51-61.
- [6] 张恩昊, 靖剑平, 张春明, 等. 国内外先进热工水力系统程序研发进展 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 62-71.
- [7] 陈家铎, 蒋诗平, 王琳, 等. 电子加速器屏蔽设计方法研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 72-78.
- [8] 侯钢领, 解玉建, 吴震, 等. 以核电站建设为例探讨土木水利专业人才培养模式 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 79-83.
- [9] 苏夏, 崔满满, 程会方. 核电站乏燃料池虹吸破坏效应实验研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 84-89.
- [10] 长孙欣政, 董辰. 基于指数分布寿命试验区间估计的核电厂设备可靠性研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 90-94.
- [11] 李晨, 黄波, 信敬平, 等. 预时效对高载热中子靶用 CuCrZr 合金导热与力学性能影响研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 95-101.
- [12] 杨悦. 核电设备监造人员的资格认定依据与方法探究 [J]. 核安全, 2023, 22 (5): 102-106.

## 2023 年第六期

- [1] 殷德健, 张泽宇, 齐媛. 浅论安全文化与错误文化的异同 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 1-11.
- [2] 侯春林, 初起宝, 马若群, 等. 关于《核动力厂老化管理》导则的修订建议和思考 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 12-17.
- [3] 郭英来, 吴春元, 王虎, 等. 田湾核电站 2004-2022 年环境  $\gamma$  辐射剂量率连续监测分析 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 18-22.
- [4] 雷世和. VVER 反应堆压力容器主螺栓卡涩问题分析与处理 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 23-29.
- [5] 刘建昌, 王伟伟, 曹志伟, 等. 横摇条件下海上小型堆完全丧失交流电事故分析 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 30-38.
- [6] 吴敏, 苏海北. 基于 WMS 系统的核电厂工具管理系统开发及应用 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 39-44.
- [7] 金望明, 姜鑫, 张维. 防人因失误工具在核电技术服务单位中的应用探索 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 45-49.
- [8] 夏科英, 戴家铨, 任蓉. 海滨砂选矿项目辐射环境影响评价专篇技术评估重点内容探讨 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 50-56.
- [9] 李肖宇, 廖彬荣, 耿鹏程, 等. 核电厂蒸汽发生器液位控制系统模拟与优化控制平台设计 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 57-64.
- [10] 李壮, 孙国民, 杨子辉, 等. 基于多重网格的多物理耦合程序开发与验证 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 65-72.

- [11] 刘锐, 孙树海, 刘宇生, 等. 美国小型模块化压水堆堆内构件流致振动分析方法研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 73-79.
- [12] 尹泓卜, 胡述伟, 黄莫一杰, 等. 耐事故燃料包壳材料 FeCrAl 合金耐腐蚀性能研究 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 80-86.
- [13] 尹璟, 王凌. 游泳池式轻水反应堆一回路水质监测技术及水质控制 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 87-92.
- [14] 张文芊, 吴连生, 黄苗, 等. 全国 41 家实验室间水中总  $\alpha$ 、总  $\beta$  放射性测量比对评价与分析 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 93-100.
- [15] 雍诺, 夏冬琴, 王飞鹏, 等. 多机组核电厂机组间协作行为对组织可靠性的影响分析 [J]. 核安全, 2023, 22 (6): 101-110.

公益广告



# 总体国家安全观

## 创新引领10周年

中华人民共和国生态环境部



公益广告



统筹高质量 **发展**  
和高水平 **安全**

中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 坚持理性、协调、并进的 的安全观

中华人民共和国生态环境部





公益广告



全链条

全过程

全方位

全天候



构建严密的

核安全

责任体系

中华人民共和国生态环境部



公益广告



专业 严谨

独立

高效

建成同我国核事业发展相适应的  
现代化核安全 **监管体系**

中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 严格核安全 监督管理

中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 全面提高 核安全 监管能力

中华人民共和国生态环境部



公益广告



推动核安全

高质量发展

中华人民共和国生态环境部



公益广告



积极参与  
核安全 国际合作

中华人民共和国生态环境部



公益广告



核安全守护

美好生活

中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 坚持**总体国家安全观**

## 创新维护国家生态安全



中华人民共和国生态环境部

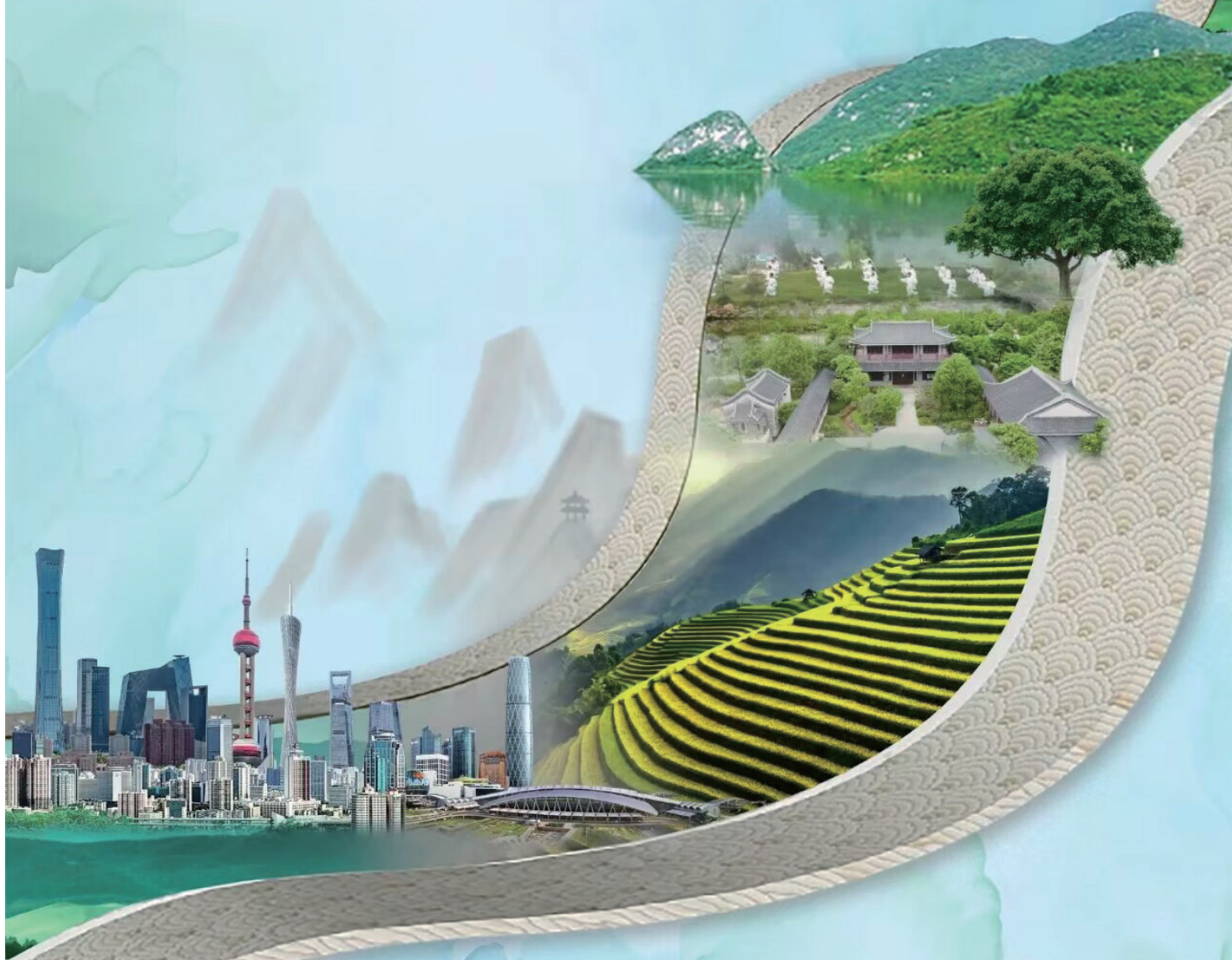




公益广告



# 建设人与自然 和谐共生的美丽中国



中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 筑牢国家生态安全屏障



黄河重点生态区



长江重点生态区



青藏高原生态屏障区



东北森林带



北方防沙带



南方丘陵山地带



海岸带

中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 推动山水林田湖草沙

## 一体化保护和系统治理

中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 深入打好污染防治攻坚战

## 持续改善生态环境质量



深入打好蓝天保卫战



深入打好净土保卫战



深入打好碧水保卫战

中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 加强环境风险常态化管理

## 守住安全底线



中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 坚持 **减污降碳** 协同增效

## 有效应对气候变化风险



中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 推动资源节约高效利用

## 支撑绿色低碳高质量发展



中华人民共和国生态环境部



公益广告



# 培育弘扬生态文化

# 加快形成全民生态自觉



绿色科普



绿色消费

## 全民 行动



垃圾分类



绿色出行



光盘行动

中华人民共和国生态环境部

