

核安全

NUCLEAR SAFETY

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

版权所有 未经许可 不得转载

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

2024年第1期 总第96期

双月刊 公开发行

2024年2月29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

◆ 辐射安全

- 1 海南典型温泉设施内空气中氡及氡子体平衡因子测量研究……………张林伟, 王鑫, 谢东海, 等

◆ 核电厂实践

- 8 核电工程防造假管理体系建立与优化……………石建华, 纪涛, 王硕, 等

◆ 经验反馈

- 14 高温气冷堆核电厂主蒸汽管道焊接见证件不合格问题研究和经验反馈……………牟童, 陈威

◆ 研究与探讨

- 20 商品级物项转化单位质量保证要求策划研究……………王美英, 张劲, 王建军, 等
26 校企合作背景下核电构筑物健康监测专硕人才培养的探索与实践……………贺敏, 王雨竹, 侯钢领, 等
33 燃料组件堵流工况下铅铋-氩气两相流的传热压降特性分析……………夏凡, 刘书勇, 李桃生, 等
48 轴线倾斜条件下核电站推力轴承润滑特性分析……………徐熙, 潘伟龙, 谢江红, 等
56 β 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度K因子研究……………于稼驷
81 AP系列压水堆核电厂冷态性能试验风险识别与管理……………张振强, 何先华, 张德亮
88 耐事故燃料锆合金包壳MAX相材料 Cr_2AlC 涂层的研究进展……………秦梓铭, 季晨龙, 尹泓卜
95 立式U形管自然循环蒸汽发生器循环倍率近似计算方法研究……………黄俊, 应秉斌, 巢孟科, 等

◆ 参考文献

- 103 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 许龙飞)

- 1 Investigation on the Equilibrium Factor of Radon and Its Progeny in Typical Hot Spring Facilities in Hainan
(Zhang Linwei, Wang Xin, Xie Donghai, Tang Yu, Wang Ye, Fu Yifan)
- 8 Establishment and Optimization of Anti-counterfeiting Management System for Engineering Project of Nuclear Power Plants
(Shi Jianhua, Ji Tao, Wang Shuo, Chen Bo)
- 14 Supervision Experience Feedback and Research of Main Steam Pipe Welding Witness Unqualified in HTR-PM
(Mou Tong, Chen Wei)
- 20 Research on the Planning of Quality Assurance Requirements for Commercial Grade Dedication Units
(Wang Meiyong, Zhang Jin, Wang Jianjun, Chen Fangqiang, Zhao Xudong)
- 26 Exploration and Practice of Professional Master's Talent Cultivation in Health Monitoring for Nuclear Power Plant Structures under the Background of University-Industry Cooperation
(He Min, Wang Yuzhu, Hou Gangling, Chen Yueyao)
- 33 Flow Blockage Phenomenon of LBE-argon Two Phase Flow in a Wire-wrapped Fuel Assembly
(Xia Fan, Liu Shuyong, Li Taosheng, Mei Huaping, Wang Zhen, Zhao Jiyun)
- 48 Analysis of Lubrication Characteristics of Thrust Bearings with Inclined Axis in Nuclear Power Plant
(Xu Xi, Pan Weilong, Xie Jianghong, He Shaohua, Fan Xueqing, Cai Liang)
- 56 Study on Sensitivity K Factor of Self-powered Detector with β Decay
(Yu Jiasi)
- 81 Risk Identification and Management of AP Series Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant Cold Performance Test
(Zhang Zhenqiang, He Xianhua, Zhang Deliang)
- 88 Recent Progress of Cr₂AlC Coating of Max Phase Material for Accident-tolerant Fuel Zirconium Alloy Cladding
(Qin Ziming, Ji Chenlong, Yin Hongbu)
- 95 Study on Approximate Calculation Method of Circulation Ratio for Vertical U-tube Natural Circulation Steam Generator
(Huang Jun, Ying Bingbin, Chao Mengke, Li Jinghui)

张林伟,王鑫,谢东海,等.海南典型温泉设施内空气中氡及氡子体平衡因子测量研究[J].核安全,2024,23(1):1-7.

Zhang Linwei, Wang Xin, Xie Donghai, et al. Investigation on the Equilibrium Factor of Radon and Its Progeny in Typical Hot Spring Facilities in Hainan [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(1):1-7.

海南典型温泉设施内空气中氡及氡子体平衡因子测量研究

张林伟, 王鑫*, 谢东海, 唐煜, 王叶, 符义凡

(海南省辐射环境监测站, 海口 571126)

摘要: 平衡因子是氡子体所致剂量估算和评价的重要参数。为了解海南省温泉设施内不同空间空气中氡及氡子体平衡因子的水平与分布范围, 本文采用连续测量方法对不同地域典型温泉设施内不同空间氡及氡子体浓度、室内温泉泡池加水过程氡及氡子体浓度进行现场测量, 计算并分析平衡因子的变化。测量结果表明: 平衡因子在较大范围内分布, 通风状况是影响平衡因子的重要因素, 通风越好, 平衡因子越小; 室内引入温泉水后, 空气中氡及氡子体浓度升高, 平衡因子略有上升。

关键词: 温泉设施; 氡及氡子体; 平衡因子

中图分类号: X591 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 01-0001-07

自然界中, 氡(^{222}Rn)通过广泛存在于岩石土壤等介质中的镭(^{226}Ra)衰变产生。在所有天然辐射对公众产生的辐射剂量中, 来自氡及其短寿命子体辐射剂量贡献占总辐射剂量的50%左右^[1], 世界卫生组织(WHO)将氡及其子体列为19种致癌物质之一, 并明确指出其辐射照射是诱发肺癌的第二大因素^[2]。氡不仅存在于空气中, 还会溶于水体, 随水体的流动而迁移, 并从水体中析出进入空气中。地下水中氡主要来自岩石土壤以及水体中镭的衰变^[3], 通常地下水体中的氡浓度高于地表水体。温泉等地热水是地下水体的组成部分, 当地热温泉水由地下被抽送到地面温泉泡池时, 溶解在温泉水中的氡便会释放到空气中, 增大空气中氡及氡子体的浓度^[3,5]。因此, 从公众辐射健康的角度考虑, 在利用温泉等地热水的场所设施内, 与氡暴露

相关的潜在危险值得关注^[3,5,6]。

海南省地热水资源储量十分丰富, 地热水开发利用为当地经济和社会发展做出了重要贡献。全省温泉出露点共35个, 基本环岛分布^[4]。有些酒店为了方便旅客, 不仅在室外建有温泉泡池, 而且在客房内建有小型温泉泡池。室内引入的大量温泉水, 是客房内一个新的氡源, 室内氡及氡子体浓度水平产生的影响应引起我们的关注。在氡及氡子体所致人类受到的天然辐射剂量中, 氡子体的贡献剂量占绝大多数^[6]。平衡因子是氡子体剂量估算和评价是否精确的重要参数, 目前环境氡子体所致剂量大都采用环境氡浓度和推荐的氡及氡子体平衡因子来近似估算^[1]。因此, 针对海南典型温泉设施, 开展空气中氡及氡子体平衡因子测量研究, 不仅可为海南典型温泉设施内空气中氡子体致

收稿日期: 2023-11-20 修回日期: 2023-12-19

基金项目: 海南省自然科学基金项目, 项目编号: 421MS0815

作者简介: 张林伟(1984—), 男, 工程师, 硕士, 现主要从事核与辐射监测研究工作

* 通讯作者: 王鑫, E-mail: hnwangx@126.com

公众剂量估算和评价提供准确可靠的数据,而且有助于认识和研究氡及氡子体平衡因子变化规律和影响因素,具有重要的实际意义。

1 测量方法和设备

1.1 测量方法

典型温泉设施内空气中氡及氡子体测量方法参照《环境空气中氡的测量方法》(HJ 1212—2021)。测量高度为 1.2~1.5 m,接近人体呼吸带高度。氡及氡子体浓度测量采用能够自动测量和记录数据的氡及氡子体连续测量仪器。通过连续测量方法在同一地点进行监测,会得到详细的氡及氡子体浓度数据,有助于准确得到平衡因子。测量点位远离门窗、墙壁等空气状态不稳定的地方。为模拟旅客在温泉酒店活动情况,测量期间客房关闭门窗,空调正常运行,客房测量点位选在房间中央;酒店大厅测量点位选在人员停留时间较长的旅客休息区;室外泡池测量点位选在距泡池边 3 m 的旅客休息区。

1.2 测量仪器

测量采用氡气测量仪、氡子体测量仪以及气体-子体一体机三种类型的仪器,测量时所有仪器的测量周期均设置为 60 min,采样流量设置为 0.5 ml/min。仪器原理如下:

(1) 便携式 NRM-P01 型测氡仪,由赛睿环仪(北京)科技有限公司生产,采用高压静电收集

和半导体能谱测量,可甄别 ^{222}Rn 和 ^{220}Rn ,通过一体化膜式干燥系统实现宽湿度范围 ^{222}Rn 和 ^{220}Rn 气体稳定测量^[7]。仪器系统结构如图 1 所示。

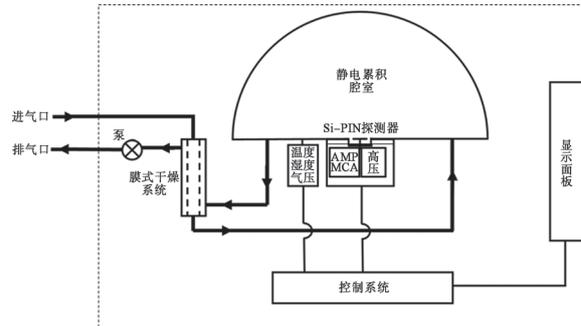


图 1 NRM-P01 型测氡仪系统结构

Fig.1 Structure diagram of NRM-P01 radon meter system

(2) NPRM-S01 氡及氡子体测量仪,由赛睿环仪(北京)科技有限公司生产。氡子体测量采用单片滤膜固定采样设计,恒流步进走纸式采样,设置了多种测量模式,可实现单个 RaA、RaB、RaC 和 EEC 的同步测量,为 PIPS 半导体探测;氡浓度测量采用静电采集,Si-PIN 探测器探测,能快速响应环境中 $^{222}\text{Rn}/^{220}\text{Rn}$ 气体、 $^{222}\text{Rn}/^{220}\text{Rn}$ 子体活度浓度的变化^[7]。仪器系统结构如图 2 所示。

(3) RPM-FF01 氡子体测量仪,由赛睿环仪(北京)科技有限公司生产,采用固定滤膜采样,自稳定恒流采样,PIPS 探测器多道能谱测量,

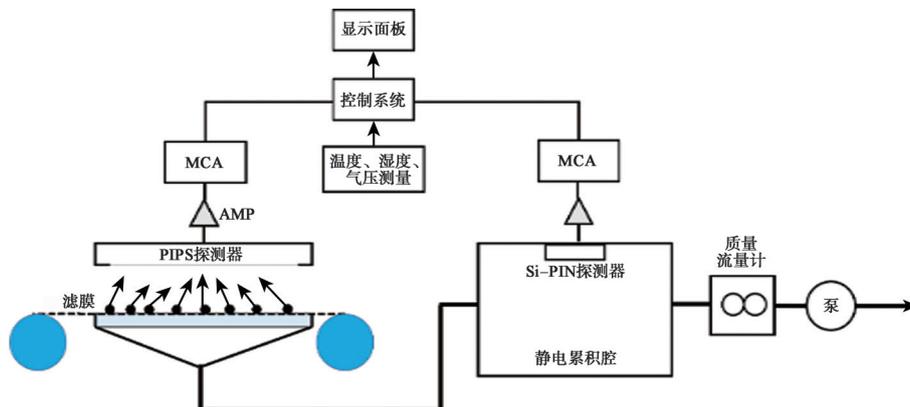


图 2 NPRM-S01 氡及氡子体测量仪系统结构

Fig.2 NPRM-S01 Radon and radon progeny measuring instrument system structure diagram

可以实现单个氡子体(RaA、RaB、RaC)测量^[7]。仪器系统结构如图3所示。

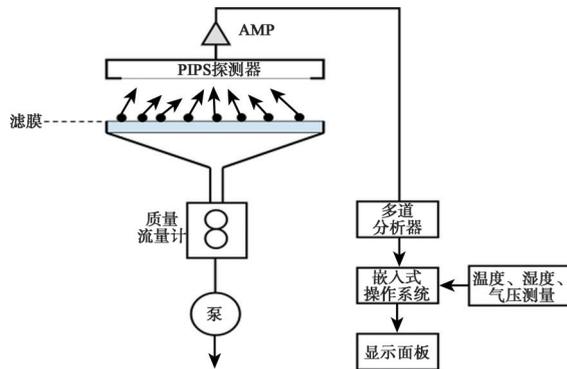


图3 RPM-FF01 氡子体测量仪系统结构
Fig.3 RPM-FF01 Radon progeny measuring instrument system structure diagram

1.3 测量数据质量保证措施

本调查严格按照本单位质量管理体系开展氡及氡子体浓度测量,测量过程中规范操作;测量仪器均在我国计量部门进行了刻度和校准,并有专人负责维护,定期进行核查;测量期间,测量仪器先后两次在北京大学辐射防护与环境保护实验室氡室中进行稳定性测量。

1.4 平衡因子的计算

现行国标《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871—2002)对平衡因子 f 的定义为:平衡当量氡浓度与空气中母体核素氡放射性浓度的比值^[8]。根据这一定义,本调查需要在同一地点,同时测量氡活度浓度和表征氡子体浓度的平衡当量氡浓度(Equilibrium Equivalent Concentration of Radon,EEC)。平衡因子的计算方法见式(1)。

$$f = \frac{EEC}{C_{Rn}} \text{ 或 } EEC = C_{Rn} \times f \quad (1)$$

式中, EEC 为平衡当量氡浓度; C_{Rn} 为氡的活度浓度。

2 测量方案

2.1 测量场所选择

本调查根据温泉设施地理位置、规模、利用水量、入住人数和入场调查可行性等因素,

经过现场查勘,在海南岛东部、西部、南部和中部选取有代表性的典型大型温泉酒店各1处开展现场测量,温泉酒店客房是以水泥加砌砖为主的框架结构房屋,长约7 m,宽约5 m,高约3.3 m。温泉酒店分布在儋州、琼海、保亭、三亚。

儋州酒店所处温泉带长6 km,宽500 m,在2 km²范围内,有大小自然泉眼十几个,日自流量达到7000 t以上,温泉水温41℃~93℃,水质含有氯、偏硅酸等微量元素;琼海酒店所处温泉热矿水日流开采量5000 t以上,温度为52℃~74℃,水质含有氯、硫、偏硅酸等微量元素;保亭酒店所用温泉水温度为45℃~95℃,日流开采量3000 t以上,水质属于硅酸重碳酸钠型氟硅理疗热矿水;三亚酒店温泉水温度为45℃~90℃,日流开采量3000 t以上,水质含有氯、偏硅酸等微量元素,属于氟硅型理疗热矿水。

2.2 测量点位布设及内容

为充分掌握海南典型温泉设施内空气中氡及氡子体平衡因子变化规律和影响因素,选择有代表性点位进行调查测量。首先,本研究针对温泉酒店不同通风条件的密封性空间、半开放空间和全开放空间,分别选择酒店近于地基土壤的标准客房、酒店大厅和酒店温泉室外泡池3个公众停留时间较长的点位作为三类空间的代表进行连续测量。其次,本研究针对温泉水利用引起的氡及氡子体浓度的变化,选择一处典型温泉酒店客房温泉水利用过程分三个阶段进行测量。第一阶段对利用温泉水前客房的氡及氡子体浓度进行测量,了解客房原有氡及氡子体浓度;第二阶段为利用温泉水后(大约3 h^[1])氡及氡子体基本达到放射性平衡时,对氡及氡子体浓度进行测量;第三阶段为氡及氡子体达到放射性平衡后的9 h,对氡及氡子体浓度进行测量,了解氡子体迁移后客房内氡及氡子体浓度及平衡因子变化规律。

2.3 测量时间

现场测量时间为2023年4月17日至4月30日、2023年11月26日至11月28日。

3 结果与讨论

3.1 温泉设施室内外氡及氡子体浓度

按照不同的空间类型,本研究对空气中氡及氡子体浓度进行测量,温泉设施密封空间空气中氡浓度、氡子体浓度及平衡因子测量数据见表1,温泉设施半开放空间空气中氡浓度、氡子体浓度及平衡因子见表2,温泉设施开放空间空气中氡浓度、氡子体浓度及平衡因子见表3。

由表1~表3监测结果得出:在温泉设施中,密封空间酒店客房内平衡因子平均值为0.5,半开放空间酒店大厅平衡因子平均值为0.3,全开放空间酒店室外泡池平衡因子平均值为0.28。从数据可以看出,通风情况越好,平衡因子越小,这与吴昊等人在内陆研究的结果相似^[9,10]。同时还可以看到,无论室内还是室外,无论通风条件如何,平衡因子的变化范围都是较大的。

表1 温泉设施密封空间空气中氡浓度、氡子体浓度及平衡因子

Table 1 Radon concentration, radon daughter concentration and balance factor in the air of sealed space in hot spring facilities

地点	氡浓度/(Bq/m ³)		氡子体浓度/(Bq/m ³)		平衡因子
	平均值	测量范围	平均值	测量范围	
儋州酒店客房	25.6 ± 15.4	12.7 ± 2.9~62.8 ± 7.3 ^(a)	10.8 ± 5.6	3.4 ± 0.4~22.5 ± 1.6 ^(c)	0.5 ± 0.2
琼海酒店客房	30.2 ± 6.2	18.0 ± 3.9~38.8 ± 6.0 ^(b)	18.0 ± 6.2	9.3 ± 0.7~25.5 ± 1.8 ^(b)	0.6 ± 0.2
保亭酒店客房	72.5 ± 19.2	39.3 ± 8.5~99.2 ± 10.6 ^(b)	22.1 ± 5.6	13.7 ± 1.0~34.2 ± 2.3 ^(b)	0.4 ± 0.3
三亚酒店客房	42.7 ± 20.5	13.4 ± 3.3~76.5 ± 8.9 ^(b)	21.5 ± 11.9	5.7 ± 0.5~35.9 ± 2.5 ^(b)	0.5 ± 0.1
平均值		42.8 ± 21.1		18.1 ± 5.2	0.5 ± 0.1

注:表1中(a)数据由便携式NRM-P01型测氡仪测得,(b)数据由NPRM-S01氡及氡子体测量仪测得,(c)数据由RPM-FF01氡子体测量仪测得。

表2 温泉设施半开放空间空气中氡浓度、氡子体浓度及平衡因子

Table 2 Radon concentration, radon daughter concentration and balance factor in the air of semi-open space in hot spring facilities

地点	氡浓度/(Bq/m ³)		氡子体浓度/(Bq/m ³)		平衡因子
	平均值	测量范围	平均值	测量范围	
儋州酒店大厅	17.5 ± 4.4	12.3 ± 3.2~27.5 ± 7.0	6.0 ± 2.3	3.4 ± 0.3~10.4 ± 0.8	0.3 ± 0.1
琼海酒店大厅	18.1 ± 9.6	6.5 ± 2.3~32.2 ± 7.6	4.9 ± 1.0	3.1 ± 0.3~6.9 ± 0.6	0.3 ± 0.1
保亭酒店大厅	23.1 ± 10.2	8.1 ± 2.6~39.7 ± 6.1	6.9 ± 4.5	1.9 ± 0.2~16.8 ± 1.3	0.3 ± 0.1
三亚酒店大厅	12.3 ± 3.8	8.0 ± 2.6~16.8 ± 5.4	3.3 ± 1.9	1.8 ± 0.2~6.0 ± 0.5	0.3 ± 0.2
平均值		17.8 ± 4.4		5.3 ± 1.6	0.3 ± 0.1

注:表2中数据均由NPRM-S01氡及氡子体测量仪测得。

表3 温泉设施开放空间空气中氡浓度、氡子体浓度及平衡因子

Table 3 The concentration of radon in the air, the concentration of radon progeny and the balance factor in the open space of the hot spring

地点	氡浓度/(Bq/m ³)		氡子体浓度/(Bq/m ³)		平衡因子
	平均值	测量范围	平均值	测量范围	
儋州酒店室外泡池	20.4 ± 6.0	13.9 ± 3.5~29.5 ± 5.2	9.2 ± 2.6	6.5 ± 0.5~12.0 ± 0.9	0.5 ± 0.3
琼海酒店室外泡池	12.5 ± 3.2	8.1 ± 2.6~13.5 ± 4.8	3.2 ± 0.6	2.6 ± 0.3~4.1 ± 0.4	0.3 ± 0.1
保亭酒店室外泡池	16.2 ± 2.7	12.4 ± 2.9~19.8 ± 4.9	2.8 ± 0.9	2.2 ± 0.3~4.6 ± 0.4	0.2 ± 0.1
三亚酒店室外泡池	13.2 ± 5.7	8.0 ± 0.3~28.5 ± 7.1	1.7 ± 1.4	0.9 ± 0.2~5.57 ± 0.5	0.1 ± 0.1
平均值		15.6 ± 3.6		4.3 ± 3.4	0.28 ± 0.2

注:表3中数据均由NPRM-S01氡及氡子体测量仪测得。

UNSCEAE 2000 年报告推荐平衡因子室内为 0.4, 室外为 0.6^[11]。与 UNSCEAE 2000 年报告推荐值室内 0.4 相比, 酒店客房相差 0.1, 偏差 25%, 酒店大厅相差 0.1, 偏差 25%, 完全开放空间酒店室外泡池平衡因子为 0.28, 与 UNSCEAE 2000 年报告推荐值室外 0.6 相差 0.32, 偏差 53%, 通过数据比较可以看出, 密封空间和半开放空间与 UNSCEAE 2000 年报告室内推荐值相差较小, 而开放空间与 UNSCEAE 2000 年报告室外推荐值相差较大, 偏差超过 50%。因此, 如果没有对氡子体进行测量, 评价时仅采用推荐的平衡因子进行剂量估算, 则有可能导致较大的误差。

3.2 酒店客房内泡温泉时氡及氡子体平衡因子的变化

为了解室内温泉泡池满水情况下平衡因子的变化, 在酒店标准客房内采用 NPRM-S01 氡及氡子体测量仪开展 20 h 连续测量, 读取小时平均值, 室内温泉泡池加水时间为 2023 年 4 月 24 日 20 时 40 分至 21 时 0 分, 加水后, 泡池处于满水状况直到测量结束。测量结果如图 4 所示。

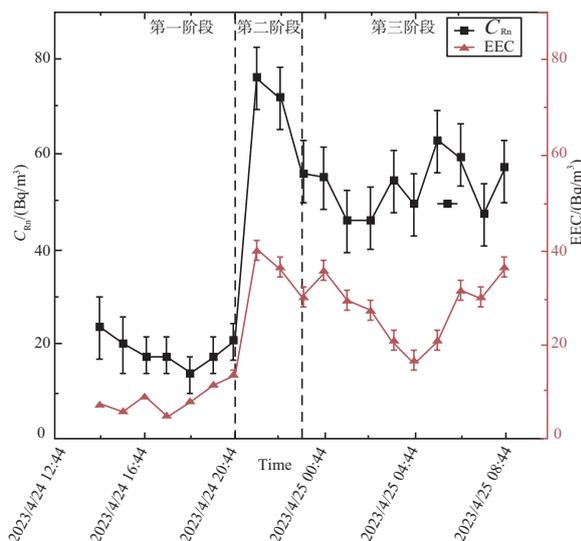


图 4 泡浴期间客房内氡及氡子体浓度连续测量结果
Fig.4 Continuous measurement of radon and radon progeny concentrations in the guest room during bath

如图 4 所示, 把客房泡池放水前后分为三个阶段, 第一阶段在泡池放水前 7 h, 第二阶段在引入温泉水后的 3 h, 第三阶段在氡及氡子体浓度回落的 9 h。从图 4 可以看出, 第一阶段氡及氡子体浓度较低, 氡及氡子体浓度平均值分别为 $18.5 \pm 3.1 \text{ Bq/m}^3$ 和 $8.4 \pm 3.0 \text{ Bq/m}^3$, 在我国室内氡浓度本底水平分布范围之内; 第二阶段在温泉泡池加水后, 氡浓度明显升高, 氡子体浓度紧随氡浓度升高而升高, 达到峰值后缓慢降低回落; 氡及氡子体浓度平均值分别为 $68.0 \pm 10.0 \text{ Bq/m}^3$ 和 $35.2 \pm 4.9 \text{ Bq/m}^3$; 该阶段峰值表明温泉水是影响酒店客房室内氡及氡子体浓度水平的重要因素, 温泉水进入泡池后, 由于水的扰动, 水中氡释放到空气中, 空气中氡及氡子体浓度升高达到峰值, 此后, 由于在测量过程中客房并不是完全封闭的, 门口、窗户等缝隙的通风, 使少量氡及氡子体迁移到室外, 室内浓度降低且趋于平稳, 第三阶段氡及氡子体浓度趋于稳态平衡, 氡及氡子体浓度平均值分别为 $53.1 \pm 6.2 \text{ Bq/m}^3$ 和 $27.2 \pm 7.0 \text{ Bq/m}^3$, 这一阶段氡及氡子体浓度明显大于第一阶段, 这是因为门窗缝隙等通风效果不佳, 氡及氡子体迁移较慢。这也说明了通风增强空气的流动是降低室内氡浓度水平的重要方式。

第一阶段氡及氡子体平衡因子平均值为 0.46, 第二阶段氡及氡子体平衡因子平均值为 0.52, 第三阶段氡及氡子体平衡因子为 0.52。与 UNSCEAE 2000 年报告推荐值相比, 第一阶段平衡因子与 UNSCEAE 2000 年报告推荐值室内 0.4 相差 0.06, 这一阶段氡及氡子体在室内空间达到了放射性平衡, 平衡因子与 UNSCEAE 2000 年报告推荐值接近; 第二阶段和第三阶段的平衡因子相同, 都是 0.52, 与 UNSCEAE 2000 年报告推荐平衡因子室内 0.4 相差 0.12, 第二阶段, 在温泉泡池注水过程中, 引入新的氡源, 水中氡进入客房空气中, 原有放射性平衡被破坏, 氡浓度升高较为明显, 氡子体浓度升高幅度小于氡浓度, 所以平衡因子数值增大; 在第三阶段, 经过第二阶段的 3 h, 空间内氡及氡子体延续了第二阶段氡及氡子体放射性平衡, 平衡因

子并未恢复到第一阶段的水平,而是与第二阶段处于同一水平。

4 结论

在氡相关测量和剂量评价实际工作中,鉴于仪器成本和技术局限,通常仅测量氡浓度,再通过与推荐的平衡因子的乘积,求算平衡当量氡浓度,再借助剂量转换系数和暴露时间,最终得到氡暴露有效剂量^[9,10,12]。可以看出平衡因子是氡剂量评价过程中的核心参数。测量调查独特环境中平衡因子数值的大小,变化范围以及影响因素,对准确评价剂量有重要意义。

本研究对海南省不同区域典型温泉酒店空气中氡及氡子体浓度水平、波动范围进行了现场测量调查,以测量所得的数据为基础,分析在不同通风条件下氡及氡子体平衡因子变化情况,得出以下主要结论:

(1)在海南温泉设施内,通风状况会直接影响氡及氡子体平衡因子的变化,通风越好,平衡因子越小。

(2)氡及氡子体平衡因子与 UNSCEAE 2000 年报告推荐值相比,会有一定的差距,室内差距较小,偏差为 25%,室外差距较大,偏差为 53%。因此,建议在温泉设施氡子体所致有效剂量估算中应该利用监测得到的氡浓度和平衡因子。

(3)在密封空间内引入新的温泉水,会导致空间氡及氡子体放射性平衡短暂破坏,约 3 h 时后建立新的放射性平衡,相比引入新的氡源前,氡浓度比氡子体浓度升高更明显,平衡因子增大。

(4)温泉酒店室内泡池引入温泉水,会导致酒店客房空气中的氡及氡子体浓度升高明显,本着辐射防护最优化的原则,应采取措施加快客房氡及氡子体的迁移,建议旅客在使用酒店房间温泉泡浴时,做好开窗通风,以降低客房空气中氡及氡子体水平。

参考文献

- [1] 潘自强. 电离辐射环境监测及评价 [M]. 北京: 原子能出版社, 2007.
- [2] World Health Organization. WHO handbook on indoor radon: a public health perspective [M]. Switzerland: WHO, 2009.
- [3] 李婷. 地下热水中天然放射性镭-226 和氡-222 测定及分析评价 [M]. 北京: 中国地质大学, 2013.
- [4] 海南地热资源开发利用与水资源保护调研报告. [R]. 中国国土资源经济 2008, (08): 25-27+47.
- [5] 赵楚宁. 氡泉酒店室内空气质量评价研究 [M]. 杭州: 浙江大学, 2018.
- [6] 张磊, 李宏钊, 郭秋菊. 室内氡子体行为模型研究 [J]. 辐射防护 2010, (30): 24-35.
- [7] www.sairatec.com.
- [8] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. GB 18871—2002 电离辐射防护与辐射源安全基本标准 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2002.
- [9] 吴昊, 肖德涛, 李志强, 等. 某些场所氡及其子体平衡因子的测量 [J]. 辐射防护 2016, 36 (5): 291-316.
- [10] 吴昊. 典型场所中氡及其子体平衡因子的研究与应用 [M]. 衡阳: 南华大学, 2016.
- [11] UNSCEAE. Sources and effects of ionizing radiation [R]. New York: UNSCEAR.2000.
- [12] 刘艳阳, 刘福东, 王春红, 等. 室内 222Rn/220Rn 子体平衡因子的初步测量 [J]. 原子能科学技术, 2010 (44): 1527-1531.

Investigation on the Equilibrium Factor of Radon and Its Progeny in Typical Hot Spring Facilities in Hainan

Zhang Linwei, Wang Xin*, Xie Donghai, Tang Yu, Wang Ye, Fu Yifan

(Hainan Province radiation environment monitoring station, Haikou 571126, China)

Abstract: The equilibrium factor of radon and its progeny is an important parameter for estimation and evaluation of radiation doses contributed by radon progeny. In order to understand the level and distribution range of the equilibrium factors in different spaces inside hot spring facilities in Hainan Province, field investigation was carried out by this study. continuous measurement methods were used to measure radon and radon progeny concentrations simultaneously in different spaces in hot spring facilities in different regions in Hainan, and the hot water filling process of indoor hot spring pools was also investigated. The measurement results show that the equilibrium factor is distributed in a wide range, and ventilation conditions are an important factor affecting the equilibrium factor. In general indoors it could be concluded that the better the ventilation, the smaller the equilibrium factor. After the introduction of hot spring water indoors, the concentration of both radon and radon progeny increases, and the equilibrium factor also appeared in slight increased tend.

Key words: hot spring facilities; radon and radon progeny; equilibrium factor

(责任编辑：徐晓娟)

石建华,纪涛,王硕,等.核电工程防造假管理体系建立与优化[J].核安全,2024,23(1):8-13.

Shi Jianhua, Ji Tao, Wang Shuo, et al. Establishment and Optimization of Anti-counterfeiting Management System for Engineering Project of Nuclear Power Plants [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(1): 8-13.

核电工程防造假管理体系建立与优化

石建华, 纪涛, 王硕, 陈波

(江苏核电有限公司, 连云港 222000)

摘要:近年来,在国内外核电建设过程中发现了个别造假现象,这些造假现象造成了经济损失,带来了质量隐患,引起了舆情风险。本文阐述了核电工程防造假管理体系建立与优化的总体思路,辨识、分析和评估了核电行业的造假风险,针对造假风险制定了防控措施,并探讨了后续的防造假管理体系优化方向,对于提高核电厂工程项目防造假管理能力具有重要意义。

关键词:核电厂;核安全;防造假;造假风险;监管

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)01-0008-06

核安全是国家安全的重要组成部分,事关国家安危、人民健康、社会稳定、经济发展及大国地位^[1]。党和国家高度重视核安全,把保障核安全作为重要的国家责任,融入核能开发利用全过程,始终以安全为前提发展核事业,按照最严格标准实施监督管理^[2]。

核电厂的建设投资巨大,所需设备庞杂且质量要求高,国内外供应商在利益驱动或工艺水平限制条件下,伪造设备、零部件、材料或相关质量验证文件的现象时有发生,部分案例波及面很广,产生了直接和间接经济损失,造成了恶劣的影响,这不仅给核电建设质量和运行安全埋下隐患,也破坏了核供应链的诚信生态,影响了国家和人民对核安全的信任。

国家核安全局多次重申,全面依法加强核安全监管体制机制的建设,依法从严监管,对弄虚作假零容忍。为此,核电厂必须全面启动防

造假管理体系建设,深入分析造假风险,开发防控措施,全面预防和打击造假行为,为重大核电工程建设提供坚实可靠的质量保障。

1 基于风险控制原理设计防造假管理体系

造假风险辨识是前提,造假风险分析是基础,造假风险评估是关键。为提高管理效率,本文认为应当将管理资源向造假风险高的物项或服务上倾斜,彻底杜绝造假行为,从“造假案例特征分析”和“物项/服务行为分析”两个方面着手,识别采购、现场施工和安装等过程中的造假风险。本文收集了国内外核电行业数十起典型的造假案例,从事件过程、失效点、根本原因和经验教训等角度深入分析,判断物项/服务发生造假现象的概率,将概率大的确定为造假风险点,再对风险点进行影响评估,识别出造假高

收稿日期: 2023-03-06 修回日期: 2023-03-14

作者简介: 石建华(1994—),男,工程师,学士,现主要从事核电厂工程质保工作

风险点,最终形成了包含 126 条风险的《建造阶段造假风险清单》。

根据清单,造假行为可归为四类:物项生产造假、文件记录造假、资质造假和工作过程造假,如图 1 所示。



图 1 造假行为特征分析

Fig.1 Analysis of the characteristics of counterfeiting behavior

辨识、分析和评估核电行业的造假风险后,以“打造标杆精品,树立全球典范”为战略目标,以协同联动的工程防造假管理架构为组织保障基础,以层层相扣的防造假程序体系为制度保障,以搭建互联协同的防造假信息化智能化平台为技术方法,以“前端全面防控、过程严格管

理和事后严肃问责”为实施手段,本文设计了防造假管理体系,如图 2 所示。

2 防控措施

2.1 组织保障和制度保障

2.1.1 防造假管理组织架构

本文认为应当建立与工程总包单位、监理单位“纵向联动”的防造假管理组织架构,与工程总包单位签署工程承包合同,与监理单位签署监理合同,明确防造假责任和义务;与工程总包单位、监理单位签订“安全、质量、环保责任书”,落实防造假责任与工作考核目标;在工程季度质量趋势分析报告中增加防造假趋势分析相关内容,对于异常情况及时组织工程总包单位、监理单位制订整改行动计划。这一组织架构实现了三家单位防造假管理要求的贯彻统一,如图 3 所示。

为了压实防造假责任,本单位建立了横向协同的防造假管理工作组,明确了各成员的职责、工作原则和工作内容,形成了一套完整的管理制度。工作组主要职能如图 4 所示,其主要从以下三个方面开展工作:



图 2 核电工程防造假管理体系

Fig.2 Nuclear power engineering anti-counterfeiting system

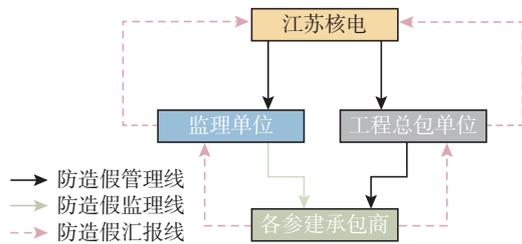


图3 纵向联动的防造假组织架构

Fig.3 Anti-counterfeiting organization structure of vertical linkage

(1) 防造假自查与联合检查。各施工单位成员每月组织防造假管理体系完整性和适用性的自查；工作组对自查活动的开展进行指导，保证各项防造假措施得到落实；工作组每半年组织防造假专项联合检查。

(2) 防造假宣贯培训。各施工单位成员定期组织基层班组防造假宣贯，宣贯内容包括防造假程序、造假事件学习和上级单位监管要求等；工作组年终总结当年发现的质量问题，形成经验反馈材料，内部学习宣贯；工作组制定防造假工作手册，内容包含核安全文化、质量文化建设的相关理念、造假案例分析和质量红黄线考核制度等，发放给一线施工班组，起到警示作用。

(3) 建立工作组评优机制。本单位每年对防造假管理小组工作进行总结，评选出优秀单位和个人，颁发证书并发函表扬，以充分调动各单位和个人参与防造假工作的积极性，推动提升各单位防造假管理水平。

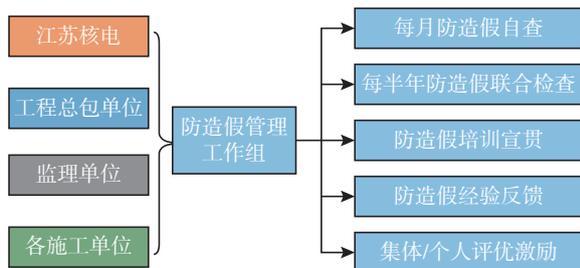


图4 防造假管理工作组主要职能

Fig.4 The main function of anti-counterfeiting management

2.1.2 防造假管理程序体系

严格遵守国家法律、法规、规章、标准的要

求，严格落实核电监管部门的管理要求，本单位建立了“质量保证大纲、防造假管理程序、各类相关管理程序”三个层级层层相扣的防造假管理程序体系，如图5所示。

(1) 第一层是质量保证大纲。本单位在项目建造质保大纲中增加了“防造假机制”章节，明确了建立防造假机制的责任者，以及为防止假冒和欺诈物项进入核电厂和防止核电厂建造过程中造假行为所采取的防造假培训、风险识别、过程管理和举报制度等措施；同时，要求工程总包单位、监理单位以及各施工单位编制适用于本单位的质保大纲，确保防造假管理要求得到有效落实。

(2) 第二层是防造假管理程序。本单位生效了防造假管理程序，规定了各业务部门的防造假职责以及防造假措施，并提供了造假信息辨别方法；同时，要求工程总包单位、监理单位以及各施工单位编制适用于本单位的防造假程序，指导防造假工作做实做细。

(3) 第三层是各类相关管理程序。本单位升版了《安全质量环保违章管理》《供方资格管理》《合同管理》等相关管理程序，将防造假措施的详细要求落实到相应程序中，并要求工程总包单位、监理单位以及各施工单位也将防造假措施的详细要求落实到相应程序中，确保防造假措施的可执行性。



图5 防造假管理程序体系结构

Fig.5 Program structure of anti-counterfeiting management

2.2 防造假信息化智能化平台

通过对造假风险的分析，以及对新技术的调研，本文发现大多数造假行为的失效点是可以通过技术手段来识别的，比如对于代签、冒签

等造假行为,可以通过核对“人员轨迹”的方式,验证现场作业时间与作业人员轨迹的匹配性。

基于5G、云计算、大数据、物联网、移动通信和人工智能等先进技术,本单位建设了智慧工地管理平台。针对造假行为防控,平台实现了对现场重点区域以及核心作业范围的工作进行远程视频监控和图像识别;对人员进行实时位置定位管理,并对人员移动轨迹进行实时记录存储;可对需要查询的相应人员的全部移动轨迹或部分时间段轨迹进行查询,轨迹数据实时生成,并存档;集成与门禁系统的数据接口对接,实现门禁进出实时联动,对进出信息进行实时记录,并形成进出管理报表;实现人员滞留告警、电子围栏告警、区域超时告警、静止异常告警等多项功能,采用科技手段识别和预防造假行为。

笔者已着手开发专业的防造假管理平台,搭建物项防造假验证数据库、质量文件和记录防造假验证数据库以及供应商单位和个人防造假预警管理数据库等模块,利用物项关键特征点数据比对、图像识别、OCR(文字识别)等识别技术,有效识别物项和记录造假问题。

2.3 前端全面防控

2.3.1 推进工程建设现场卓越质量文化

为了使“质量创造价值,质量成就品牌”的质量理念深入一线班组和员工,全面开展工程现场卓越质量文化推进工作是十分必要的。本单位组织开展“领导讲质量”和“质量大讲堂”等培训活动,学习“防造假震撼教育”“质量工具及活动方法”等课程;在入厂基本授权培训课程中增加“典型造假案例警示教育”内容,进行防造假宣贯,确保任何进入现场的人员熟悉问题举报渠道;开展核安全文化、质量文化建设活动,向全员传达防造假的重要性,提升各岗位员工的责任心;针对工程、采购、QA、QC、验收、维修和供应商等特定岗位和人员开展防造假经验反馈或培训;在工程现场出入口展示质量红黄线违章条款,并向一线作业人员发放质量红黄线违章随身卡,促进全员严格遵守“弄虚作假零容忍”;要求工程总包单位和各施工单位在

质量政策声明等文件中做出关于防造假的声明和承诺,组织全体员工签署个人诚信承诺书,做出“不弄虚作假”“主动上报造假问题”等承诺。上述措施使全体员工充分认识到核电建设期的质量就是运行期的核安全,推动全员防造假意识落地。

2.3.2 提高监督检查团队的素质和技能

依据核安全法规、导则和相关标准要求,本单位梳理和总结一、二、三期工程建设管理经验,针对容易出现造假行为的记录控制环节,分析质量记录、质量计划、特殊工艺记录、试验报告、不符合项报告、设计变更文件、工程特种介质和人员资质记录八个典型质量记录的检查风险识别方向,建立记录监督检查细则卡,提炼出质量记录管理各环节的监督检查方式和内容。另外,本单位将扩建领域监督活动标准化,编制覆盖体系文件、培训授权、设计控制、采购控制、物项控制、施工管理和调试管理七大领域共57项子要素的监督细则,培养监督检查团队的技能。监督细则的执行和记录为监督检查人员提供了工作执行蓝本,培训和宣贯能够有力提高监督检查人员的技术能力,有力防范弄虚作假重大风险。

2.3.3 强化良好质量行为的正向激励

本单位鼓励一线班组和个人主动发现、上报质量问题、异常事件,倡导自觉遵守“弄虚作假零容忍”,为此制定了质量表扬信评价标准。管理人员在施工现场发现一线班组和个人的良好质量行为时,立即颁发质量表扬信,在精神激励的同时给予适当的物质鼓励;收集表扬信获奖者的事迹,定期制作板报,对先进质量个人进行展示和宣传,提升个人荣誉感,充分发挥先进个人的模范带头作用。通过质量正向激励,本单位在工程现场营造了“强化正面质量行为”的工作氛围,鼓励了全员挖掘现场良好实践、开展质量改进活动,从而有效降低造假事件的发生概率。

2.4 过程严格管理

2.4.1 针对物项生产造假行为进行防控

本单位要求各参建单位在合同文本中增加

防造假相关条款,从源头对物项生产造假风险进行把控,震慑造假者,对造假问题进行追责,条款内容包括:明确供方承诺不提供假冒、欺诈和可疑物项的条款;明确因乙方弄虚作假行为造成甲方经济损失的索赔条款;明确乙方不得录用或采购甲方纳入黑名单的人员或物资;在合同文本中增加防造假条款、公布举报渠道等。同时,综合考虑物项的安全级别、质保级别和设备成熟性等因素,本单位通过委派监造人员赴设备制造厂进行监造活动,根据质量计划设点见证或者执行物项到货检验等方式来开展物项的质量控制。此外,本单位明确了监造人员资质要求,开展监造人员培训,提高人员识别造假问题的能力,并针对采购的不同物项以及关键工艺特点,细化驻厂监造工作要求,有效指导驻厂人员开展监造工作,确保采购物项的质量受控。

本单位编制大宗材料采购管理规则,梳理大宗材料清单,明确大宗材料在采购、制造、运输和抽样复验等环节的管理要求,建立并完善了工程建设期大宗材料管理体系;制定施工承包商购买工程材料管理制度,明确了施工承包商购买大宗材料的定义和详细清单;组织大宗材料专题会,对大宗材料管理工作进行阶段性总结,确保大宗材料的质量全面受控。另外,为了掌握工程使用物项真实的质量状况,本单位开展大宗材料飞行检验,对大宗材料,尤其是现场难以验证其功能性的物项,以及对供方提供的检验报告存疑时,按国家和行业标准的要求组织取样,并送到与采购方送检机构不同的且具备资质的检验机构进行第三方检验。大宗材料飞行检验的实施对各施工单位起到了极大的震慑作用,有效强化了各施工单位的自律意识,对工程建设质量起到监督促进作用。

2.4.2 针对文件记录造假行为进行防控

本单位将原始记录的保留期限要求纳入合同条款中,从源头对文件记录造假风险进行把控,并在管理程序中对记录的形成、修改、替换和增补等过程作出详细规定;要求各施工单位及时在现场形成质量记录,当采用整理数据或机打记录等方式时,必须保留现场原始记录。另

外,本单位要求各参建单位对供方评价资料和采购物项的质量证明文件的真实性进行确认;要求各参建单位建立原材料检验报告等质量证明文件核对制度,在原材料进场验收过程中形成核对记录或台账。针对易发生的签字造假行为,本单位开展焊工、无损检测人员及质检人员等关键工艺人员的签名备案工作,要求相关人员在签署质量证明文件时使用与备案一致的笔迹,定期向工程总包单位和监理单位报送,并将其作为监督检查人员的查验凭证;将非关键工艺人员的签字备案记录,留存至本单位质保部门。相关要求落实后,迅速扭转了工程现场质量记录形成不及时、不规范情况多发的趋势。

2.4.3 针对资质造假行为进行防控

本单位对物项、工程和服务的合同供方开展评价工作,以确定供应商是否有能力生产或提供规定质量的物项或服务,是否有能力提供据以验收其物项的证据,从而确保由合格的供应商提供物项或服务;制定了特种作业人员和特种设备作业人员进场前审查制度,针对特种作业人员采取制度化管理、入场前报审、官网审核、审核人员签字、与厂区出入系统相结合和随身携带签字版证件等管理措施,确保合格的特种作业人员和特种设备作业人员进入工程现场。

2.4.4 针对工作过程造假行为进行防控

本单位明确监督人员的资质要求,开展监督人员专项培训,提高监督人员识别造假问题的能力;将防造假管理专项监督纳入工程领域年度质量监督计划中,联合工程总包单位、监理单位对各施工单位开展监督检查,并不定期开展随机监督。将防造假管理纳入智慧工地项目进行管控,监督人员进行关键工艺、重要作业监督时,可通过核对“人脸识别系统”“人员轨迹”等方式,验证作业人员出入控制区时间与现场作业时间的匹配性,该方式极大地震慑了心存侥幸的人员,由于人员轨迹可追溯,所以有效避免了代签、冒签和补签等违规行为。

2.5 事后严肃问责

2.5.1 拓宽造假问题举报渠道

为了进一步畅通各参建单位员工报告质量

问题和造假问题的渠道,本单位在工程现场设置了多个造假问题举报箱,同时设置了电子举报信箱和举报电话,多途径收集造假问题线索;通过信函、公告等方式向所有与工程质量有关的人员宣贯造假问题举报渠道,鼓励所有员工参与防造假工作;对造假问题线索及时开展调查,根据调查结果采取适当的纠正措施,以防止类似事件再次发生。

2.5.2 构建多层次考核的立体处罚框架

本单位组织制定质量红黄线管理制度,将“造假行为”列为红线指标,对责任单位和个人进行严格考核;在质量趋势分析报告中跟踪统计红黄线情况,对于触发红黄线的单位定期通报,必要时约谈责任单位项目领导;对于调查显示构成质量事故的问题,对其开展质量事故责任追究;制定供方资格管理制度,将存在弄虚作假、隐瞒虚报等违规情况的供应商纳入黑名单,并定期向工程总包单位通报供应商黑名单;对合同履行过程中的造假情况进行考核,要求责任方承担全部责任,并赔偿造成的所有损失。

3 总结

通过建立防造假管理体系,本单位实现了更加科学精细的防造假管理水平和管理效果,在内部营造了“人人都是一道核安全屏障”的良好氛围,有力保障了核电工程建设质量,为核电安全稳定运行打下了坚实的质量基础。

防造假管理体系优化是一项长期的、持续的工作,下一阶段,笔者将重点研究使用信息化手段管控造假问题。同时,本文建议各级单位和人员积极进行技术创新和流程改进,以避免造假现象的发生,提升工程质量管理水平,进一步增强核电品牌知名度和社会影响力,营造核电行业的诚信生态,缓解公众对核电安全的担忧情绪,不断提升社会公众对核电站安全性能的认识和信任度。

参考文献

- [1] 佚名. 总体国家安全观干部读本 [J]. 内蒙古宣传思想文化工作, 2016 (6): 48.
- [2] 佚名. 中国的核安全 [N]. 人民日报, 2019-09-04.

Establishment and Optimization of Anti-counterfeiting Management System for Engineering Project of Nuclear Power Plants

Shi Jianhua, Ji Tao, Wang Shuo, Chen Bo

(Jiangsu Nuclear Power Co., Ltd., Lianyungang 222000, China)

Abstract: In recent years, some counterfeit phenomenon have been found during nuclear power construction at home and abroad, resulting in economic losses, risks of quality and public sentiment. This paper describes the general idea of establishing and optimizing the anti-counterfeiting management system of the expansion project in the Nuclear Power Plant, identifies, analyzes and evaluates the counterfeit risks within the nuclear power industry. In allusion to the counterfeit risks, corresponding prevention and control measures against the fraud risks are be formulated, and the optimization direction of subsequent anti-counterfeiting management system is be researched and discussed, which is of great significance for improving the anti-counterfeiting management ability of nuclear power plant engineering projects.

Key words: nuclear power plants; nuclear safety; anti-counterfeiting; counterfeiting risks; supervision

(责任编辑:徐晓娟)

牟童,陈威. 高温气冷堆核电站主蒸汽管道焊接见证件不合格问题研究和经验反馈[J]. 核安全,2024,23(1):14-19.

Mou Tong, Chen Wei. Supervision Experience Feedback and Research of Main Steam Pipe Welding Witness Unqualified in HTR-PM [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(1): 14-19.

高温气冷堆核电站主蒸汽管道焊接见证件不合格问题研究和经验反馈

牟童, 陈威

(生态环境部华东核与辐射安全监督站, 上海 200233)

摘要: 文章主要介绍了高温气冷堆核电站主蒸汽管道焊接见证件冲击试验不合格问题中, 营运单位对问题的处理和原因分析过程以及核安全监管现场监督情况。本文的目的是通过对事件经过及现场监督活动的梳理总结, 得到一种可以借鉴的类似问题处理经验, 促进相关单位能够更好地在法律法规和相关标准要求下开展核电站建造活动, 进一步提高营运单位全员核安全文化意识, 加强与监管部门的沟通, 同时做好经验反馈工作。

关键词: 核电站焊接; 核安全; 经验反馈

中图分类号: TM623 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 01-0014-06

高温气冷堆核电站示范工程^[1,2](以下简称 HTR-PM) 主蒸汽系统的主要功能是将来自蒸汽发生器的蒸汽输送至主汽轮机系统, 同时在汽轮机热态及极热态启动时, 为汽轮机轴封系统提供蒸汽^[3]。高温气冷堆主蒸汽系统管道为高温机械部件, 材质为 A335 P91, 设计压力 15.7 MPa, 设计温度 576℃, 焊接接头型式如图 1 所示, 为首次在国内核电站主蒸汽管道中使用, A335 P91 材料相当于国标 10Cr9Mo1VNbN, 不仅具有高抗氧化性能和抗高温蒸汽腐蚀性能, 还具有良好的冲击韧性和高而稳定的持久塑性及热强性能, 焊材选用 ER90S-B9。

根据《主蒸汽 P91 钢管道焊接见证件技术规格书》规定, 见证件的制作和检验须遵循《压水堆核岛机械设备设计和建造规则》(RCC-M

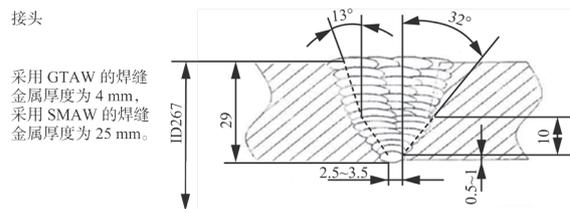


图 1 主蒸汽 P91 钢管道焊接接头示意图

Fig.1 Sketch map of the main steam pipeline welded joints

2000 版+2002 补遗) 标准。核安全 2、3 级主蒸汽管道的对接焊缝均应设置产品焊接见证件, 焊接见证件应按焊接工艺评定试件相同的要求进行破坏性检验、重复性试验, 若破坏性检验和可能的重复性试验结果不合格, 则该焊接工艺评定应暂停使用, 同时主管道现场安装单位应编制原因分析报告。

收稿日期: 2023-06-27 修回日期: 2023-10-26

作者简介: 牟童 (1990—), 男, 工程师, 硕士, 现主要从事核安全监管工作

1 HTR-PM 主蒸汽系统 P91 钢管道焊接见证件冲击试验情况

HTR-PM 核岛主蒸汽系统管道共计 233 道焊口, 现场焊接 5 道焊口之后开始进行见证件的焊接。2018 年 11 月, 营运单位在进行焊接见证件冲击试验(20℃)时, 发现 3 个试样的冲击功分别为 40 J、38 J、30 J, 均不满足《主蒸汽 P91 钢管道焊接工艺评定变更》中“每个试样冲击功值 ≥ 41 (J)”的要求。现场随即暂停主蒸汽管道焊接施工, 此问题造成现场已焊接的 39 道焊口质量不确定。

为进一步排查原因, 2018 年 12 月 5 日, 营运单位对见证件余料第一次加倍取样, 选取 6 个试样进行焊缝冲击试验, 冲击功分别为 62 J、

56 J、62 J、52 J、51 J、46 J, 均满足要求。

2018 年 12 月 25 日, 营运单位对见证件余料进行第二次加倍取样, 选取 6 个试样进行焊缝冲击试验, 冲击功分别为 42 J、26 J、56 J、58 J、64 J、41 J, 其中, 编号为 JWJ-017-W-14 的试样不满足要求。

因 JWJ-017-W-14 试样不满足要求, 营运单位现场决定对不合格试样断面进行金相检验, 观察马氏体组织并测量 δ -铁素体含量, 并在不合格试样临近区域再取两组试样进行冲击试验。金相检验结果为“断面 δ -铁素体含量为小于 1%, 金相组织为回火马氏体”。

2019 年 2 月 27 日, 营运单位进行了第三次加倍取样, 选取 6 个试样进行焊缝冲击试验, 冲击功分别为 37 J、53 J、51 J、38 J、42 J、56 J, 其中,

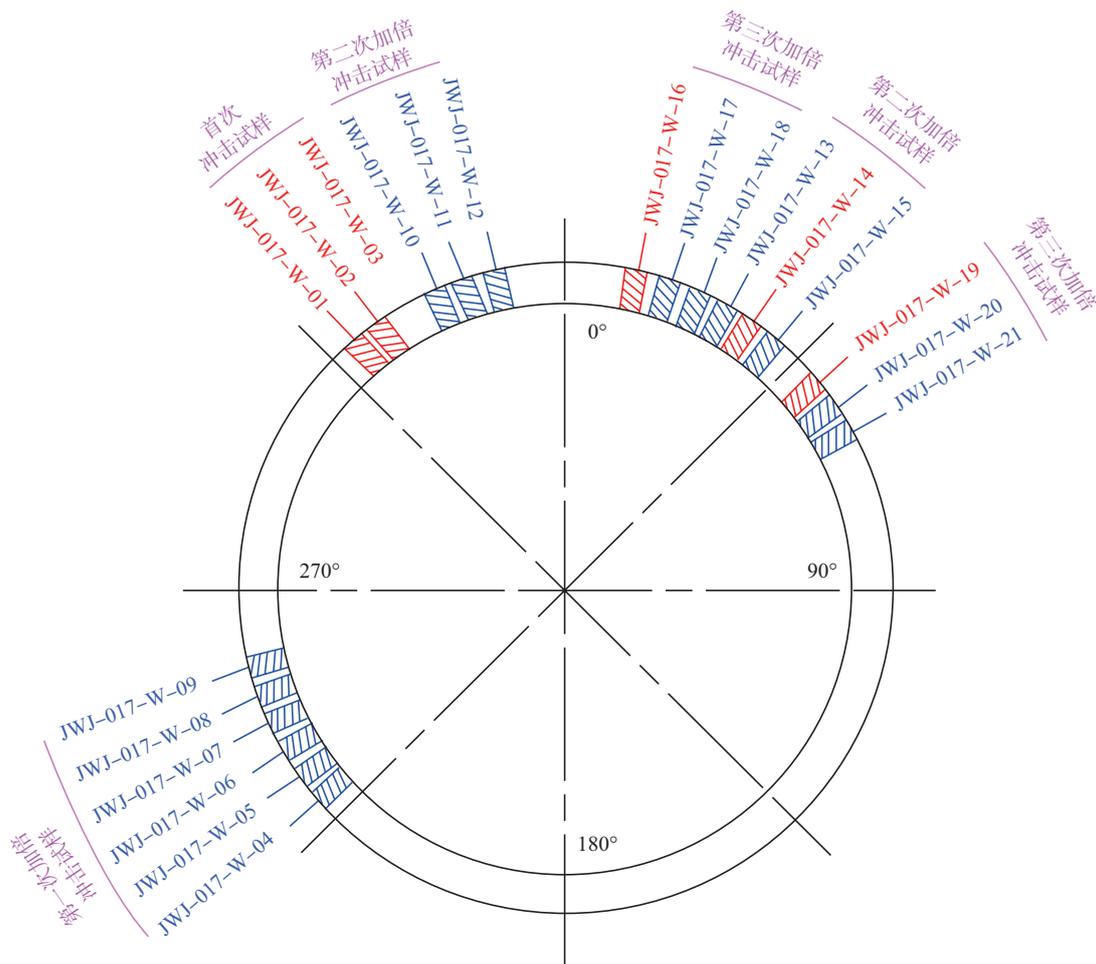


图 2 主蒸汽 P91 钢管道焊接见证件冲击试验取样位置示意图
Fig.2 Sampling location map of the impact test

编号为 JWJ-017-W-16 和 JWJ-017-W-19 的试样不满足要求。

表 1 历次见证件焊缝冲击试验数据汇总
Table 1 All previous weld impact test data

试验描述	试样编号	冲击功 /J (20℃)	结论
首次冲击 试验	JWJ-017-W-01	40	不合格
	JWJ-017-W-02	38	
	JWJ-017-W-03	30	
第一次加倍 冲击试验	JWJ-017-W-04	62	合格
	JWJ-017-W-05	56	
	JWJ-017-W-06	62	
	JWJ-017-W-07	52	
	JWJ-017-W-08	51	
	JWJ-017-W-09	46	
第二次加倍 冲击试验	JWJ-017-W-10	58	合格
	JWJ-017-W-11	64	
	JWJ-017-W-12	41	
	JWJ-017-W-13	42	
	JWJ-017-W-14	26	
	JWJ-017-W-15	56	
第三次加倍 冲击试验	JWJ-017-W-16	37	不合格
	JWJ-017-W-17	53	
	JWJ-017-W-18	51	
	JWJ-017-W-19	38	
	JWJ-017-W-20	42	
	JWJ-017-W-21	56	

2 原因分析情况

鉴于原见证件余料的取样位置已用完,营运单位现场重新焊接并制作了六个试验件进一步分析原因。

2.1 试样加工偏差对冲击结果的影响

为验证试样加工偏差对冲击结果的影响,2019年4月,营运单位采用投影曲线磨加工缺口进行示波冲击试验,试验结果为43 J、38 J、34 J,与见证件首次试验结果40 J、38 J、30 J基本一致。此试验结果,基本排除加工偏差对焊缝冲击试验结果的影响。

2.2 热处理保温时间不足和回火不充分对冲击结果的影响

为验证热处理保温时间不足、回火不充分对冲击试验结果的影响,营运单位制作了第一个试验件,于2019年4月23日完成试验件各项试验,焊缝冲击功为45 J、29 J、30 J,均不满足设计要求。由此可知,只增加热处理保温时间不能改善焊缝冲击值。

2.3 梳理历次焊接工艺评定数据进一步排查

营运单位梳理了 A335 P91 管道历次焊接工艺评定冲击试验,结果显示,3次试验均合格。梳理发现,这3次焊接工艺评定马氏体转变温度及时间控制为100℃/2 h,而焊接见证件及试验件的马氏体转变温度为110℃/1.5 h,初步判断马氏体转变温度及时间的不同可能导致见证件焊缝冲击试验不合格。历次工艺评定、见证件、试验件工艺曲线和数据见图3、表2。

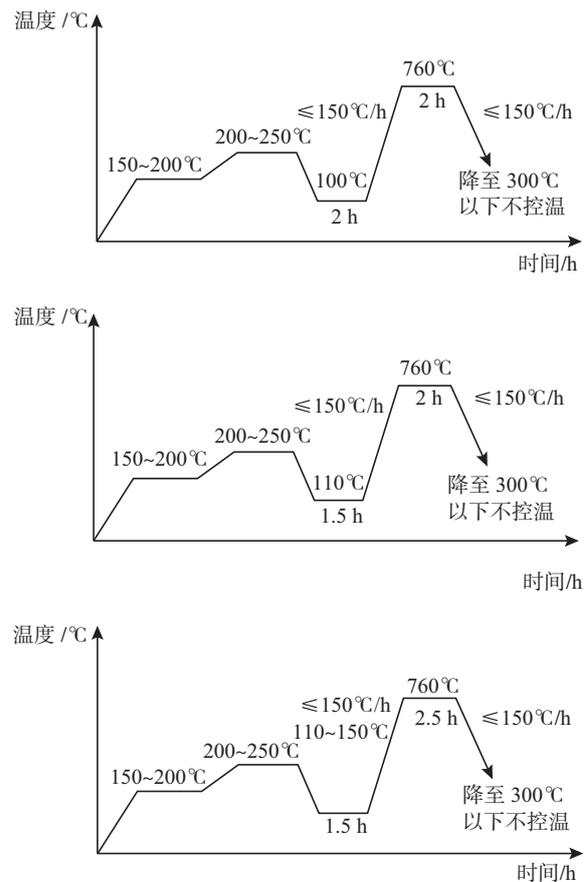


图 3 历次工艺评定、见证件、试验件工艺曲线
Fig.3 Heat treatment process curve of all previous

表 2 历次 P91 钢焊接工艺评定、见证件、试验件马氏体转变工艺数据汇总
Table 2 All previous of Martensitic transformation process data

序号	焊后热处理工艺	马氏体转变工艺	焊缝冲击试验结果	结论	备注
1	760℃ /120 min	100℃ /2.0 h	50、52、56	合格	焊接工艺评定
2	760℃ /120 min	100℃ /2.0 h	50、48、60	合格	焊接工艺评定
3	760℃ /210 min	100℃ /2.0 h	64、70、64	合格	焊接工艺评定
焊接产品见证件及第一个试验件冲击试验					
4	760℃ /120 min	110℃ /1.5 h	第一次:40、38、30 示波冲击:43、38、34	不合格	产品见证件
5	760℃ /150 min	110℃ ~115℃ /1.5 h	45、29、30	不合格	第一个试验件

2.4 马氏体转变温度、时间控制对冲击结果的影响

为验证可能由于在现场实体焊接时马氏体转变温度及保温时间的控制与工艺评定不同导致焊缝冲击不合格,营运单位制作了第二个试验件。采用与焊接工艺评定相同的参数进行焊后马氏体转变,并主要开展焊缝冲击试验,试验取了 5 组共 15 个焊缝冲击,全部合格。说明是马氏体转变温度较高导致冲击不合格。

为充分验证马氏体转变温度及时间的不同对焊缝冲击的影响,营运单位制作了第三个和第四个试验件,两个试验件均采用与工艺评定相同的焊接热处理参数及过程控制(马氏体转变温度 100℃、保温 2 h,热处理保温时间 2 h)。其中第三个试验件焊缝冲击不合格,第四个试验件 2 组冲击数据均合格。

营运单位梳理第三个试验的热处理曲线,发现未控制好第三个试验件热处理后的降温速率,降温太慢了,导致其在第二类回火脆性区域停留时间太长,降低了焊缝的冲击值。

通过对第三个、第四个试验件焊缝冲击结果的梳理,营运单位发现虽然第三个试验件不合格,但第三个、第四个试验件焊缝冲击平均值分别为 50 J、41.3 J、57.7 J、51.7 J,由此可判断改变马氏体转变温度和时间可以提高焊缝冲击值。

为进一步验证马氏体转变温度及热处理保温时间对冲击的影响,同时对比国外品牌焊材

与在用焊材在同种工艺下的冲击性能。营运单位同时制作了第五个、第六个试验件。第五个试验件按焊接工艺评定参数(马氏体转变温度及时间为 100℃ /2 h)制作,热处理保温时间 2 h,采用两种品牌焊材对称焊接,各进行 2 组焊缝冲击试验;第六个试验件马氏体转变温度及时间为 85℃ /2 h,热处理保温时间 2.5 h,采用两种品牌焊材对称焊接,各进行 2 组焊缝冲击试验。这两个试验件各取了 4 组试样,共 24 个冲击试样,全部合格。

历次试验件焊缝冲击详见表 3。

进一步分析可知,第一个试验件只延长了热处理保温时间,冲击值为 45 J、29 J、30 J,整体效果不好;第二、第三、第四以及第五个试验件改变了马氏体转变工艺,11 组 33 个焊缝冲击只出现了 2 个低值,分别为 32 J 和 29 J,但平均值大于 50 J,整体效果优于第一个试验件;第六个试验件再次降低了马氏体转变温度,6 个冲击值最低为 48 J,平均值 59.5 J,效果好于前 5 个试验件。适当降低马氏体转变温度,更有利于马氏体的转化率,从而改善冲击韧性值。

此外,营运单位还对比了国外品牌焊材和国产品牌焊材形成焊缝的冲击试验情况,结论是焊缝冲击性能相当。

通过以上分析,并结合前期的工艺评定试验数据,营运单位认为改变马氏体转变工艺可以改善焊缝冲击性能,同时需严格控制热处理升降温速率。

表3 历次试验件焊缝冲击试验数据汇总
Table 3 All previous weld impact test data of welding test pieces

序号	焊后热处理工艺	马氏体转变工艺	焊缝冲击试验结果	结论
第一个试验件	760℃ /150 min	110℃ ~115℃ /1.5 h	45、29、30	不合格
第二个试验件	760℃ /120 min	100℃ ~105℃ /2.0 h	(70、71、59) (53、35、39) (47、56、52) (61、60、60) (50、59、60)	合格
第三个试验件	760℃ /120 min	100℃ /2.0 h	32、64、54、29、48、47. 复试:39、48、45、42	不合格
第四个试验件	760℃ /120 min	100℃ /2.0 h	54、63、56、62、50、43	合格
第五个试验件	760℃ /120 min	100℃ /2.0 h	53、51、58、53、66、51 (国产焊材) 70、57、64、60、53、53 (国外焊材)	合格
第六个试验件	760℃ /150 min	85℃ /2.0 h	72、52、58、69、58、48 (国产焊材) 50、67、56、67、51、37 (国外焊材)	合格

3 后续处理情况

按照核安全法规和营运单位质量保证大纲的要求,营运单位采取了以下措施对上述问题进行处理:

(1) 升版不符合报告,将原焊接见证件进行报废处理。

(2) 开启实体焊口不符合项,现场抽取5道实体焊口按升版后的工艺卡,返工处理,完成5道焊口后制作见证件。

(3) 见证件合格后,现场剩余实体焊口按升版后工艺(马氏体转变温度及时间为80℃~100℃/2 h,热处理保温时间2 h,升降温速率70℃~150℃/h)进行返工处理,并开展主蒸汽系统施工。因马氏体转变温度在ASME规范及《主蒸汽P91钢管道焊接工艺评定》中不作为焊接变素控制,且满足《主蒸汽P91钢管道焊接技术条件》要求,故不需对马氏体转变温度重新进行焊接工艺评定。

(4) 加强焊接及热处理过程管理和监督,营运单位牵头成立由业主、总承包方、监理和施工承包商组成的主蒸汽管道焊接见证件不合格问题专项攻坚小组,强化各项质量管控措施,施工全程由质保部门独立监督,制定专门预防措施,推动发现问题快速响应。同时,挑选经验丰富和技术过硬的焊工、热处理工开展后续工作。

(5) 设计方在重新施工前明确,如果见证件

不合格,将依据ASME-III-2004第1册-NC卷规定,评估采用提高主蒸汽系统最低使用温度方案后焊缝质量的可接受性。后续施工过程中未出现见证件不合格的情况,因此本条措施最终未实施。

4 监督检查发现的问题和经验反馈

核安全监督检查部门在该问题处理过程^[4]中发现了以下问题:

(1) A335 P91材料在火电领域已成熟运用,但其首次在核电领域使用便出现了一系列问题,需引起相关单位足够重视。营运单位应建立相关管理制度,梳理工程中类似情况,及时识别风险,增加有针对性的防控措施并跟踪落实,以降低其对工程的影响。

(2) 营运单位应切实落实主体责任,严格按照法规和质量保证大纲开展问题处理。对于不符合验收准则的问题应及时开启不符合项,符合建造事件的及时报送建造事件,同时对于发现的问题,有可能突破相关标准和设计要求的,营运单位应及时提交国家核安全局进行审评。

(3) 监督发现,高温气冷堆主蒸汽系统存在建造标准不一致以及现场施工过程中未按技术规格书规定进行见证件热处理和在规定区域进行试样取样等问题,营运单位应落实核安全全面责任,加强设计控制和工作过程控制,严格按照技术文件和标准规范要求开展见证件制作和

试验等活动。

(4) 监督发现, 营运单位在试验过程中因部分冲击试验结果不合格, 认为焊缝冲击试验结果存在离散性, 后续通过设计变更将验收准则由“每个试样冲击功值 ≥ 41 J”变更为“平均值不小于 41 J, 单个最小值不小于 34 J”。同时, 营运单位在拟采取的整改措施中, 计划采用提高主蒸汽系统最低使用温度的方案, 把问题交给后期运行来处理, 以上处理问题的方式没有体现核电行业应该遵循的“安全第一, 质量第一”的理念, 也没有实事求是, 直面问题。

(5) 根据焊接见证件相关技术规格书和标准要求, 见证件必须在规定时间内完成各项检验, 但 A335P 91 的试验结果实际上基本是在最迟时间点才出各种试验结果, 虽然没有违反标准规定, 但是增大了检验期间施工的质量风险和后续返工量。

(6) 相关单位应客观看待存在的问题, 提升专家会议的质量, 尤其是在第三次原因分析过程中, 专家会意见仍然认为是试样加工问题造成不合格, 导致见证件余料用完, 给后期处理带来困难。

5 结论

本文通过梳理高温气冷堆主蒸汽管道焊接见证件不合格问题的处理和原因分析过程, 总结了核设施营运单位在处理该问题过程中暴露出的核安全意识薄弱和管理体系、质量控制不足的问题, 目的是引起核电同行的关注, 得到一种可以借鉴的类似问题处理经验, 起到经验反馈的作用。同时, 促进相关单位能够更好地在法律法规和相关标准要求下开展核电厂建造活动。

参考文献

- [1] 李志容, 陈立强, 徐校飞, 等. 模块式高温气冷堆的固有安全特性 [J]. 核安全, 2013, 12 (3): 1-4.
- [2] 赵木, 冯九河. 浅析 10 MW 高温气冷实验堆对于高温气冷堆示范工程的作用 [J]. 核安全, 2010 (3): 59-62.
- [3] 华能山东石岛湾核电有限公司. 华能山东石岛湾核电厂高温气冷堆核电站示范工程最终安全分析报告 [R]. 荣成: 华能山东石岛湾核电有限公司, 2015.
- [4] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电厂建造阶段的核安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 25-31.

Supervision Experience Feedback and Research of Main Steam Pipe Welding Witness Unqualified in HTR-PM

Mou Tong, Chen Wei

(Eastern Office of the National Nuclear Safety Administration, MEE, Shanghai 200233, China)

Abstract: This paper mainly introduces the unqualified problem of steam pipe welding in High Temperature gas cooled Reactor. The purpose is to get a kind of similar problem handling experience that can be used for reference by combing and summarizing the events and on-site supervision activities. Promote the related units to better carry out nuclear power plant construction activities under the requirements of laws, regulations and related standards. Operators should further enhance their awareness of nuclear safety culture and communicate with regulatory authorities and report timely meanwhile the cause analysis and experience feedback should be strengthened to avoid the recurrence of similar problems.

Key words: Nuclear power plant welding; Nuclear safety; Experience feedback

(责任编辑: 许龙飞)

王美英,张劲,王建军,等.商品级物项转化单位质量保证要求策划研究[J].核安全,2024,23(1):20-25.

Wang Meiyang, Zhang Jin, Wang Jianjun, et al. Research on the Planning of Quality Assurance Requirements for Commercial Grade Dedication Units [J]. Nuclear Safety, 2024, 23 (1): 20-25.

商品级物项转化单位质量保证要求策划研究

王美英¹, 张 劲¹, 王建军², 陈方强³, 赵旭东^{1,*}

(1. 中机生产力促进中心有限公司, 北京 100044; 2. 核电运行研究(上海)有限公司, 上海 310000; 3. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 随着国内运行机组的增加, 商品级物项转化逐渐成为行业关注的热点, 其实施过程中的质量保证工作如何开展, 是商品级物项转化单位的核心工作。本文在分析 ISO 9001 和 HAF 003 之间核心差异的基础上, 对商品级物项转化单位实施转化过程中如何确定质量保证要求进行了研究。分析认为充分的商业级调查是商品级物项转化质量保证要求策划信息来源的重要途径; 对 ISO 9001 与 HAF 003 之间核心差异的分析以及商品级物项关键特性确定和形成过程的管理方法是商品级物项转化质量保证要求制定的重要内容。

关键词: 商品级物项转化; 核安全功能; 商业级调查; 关键特性; 质量保证要求

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 01-0020-06

美国联邦法规要求“为核电行业提供核安全相关的产品或服务的供应商, 需要建立满足 10CFR50 附录 B 要求的质量保证体系”。三哩岛事故后, 美国核电设备及备品备件的采购模式从支持核电站建设阶段的设备大型采购过渡到支持运行和维修阶段的备用零部件和替代物项的小型采购。多方面原因致使供应商或退出核电市场, 或不再维持满足联邦法规的质量保证体系。核电企业不得不从市面上获取安全相关设备与备品备件, 这些市售产品给核电的运行安全带来了一定的质量风险。基于上述原因, 美国提出商品级物项 (Commercial Grade Item, CGI) 和商品级物项转化 (Commercial Grade Dedication, CGD) 的概念, 通过行业组织、行业相关单位和监管方四十多年来的实践和完善,

形成了一套相对完整的包含法律法规、标准、监督管理要求、执行细则等方面内容的管理体系。

目前, 我国核电建设正迎来前所未有的发展机遇, 同时也面临着在检/维修期间替换用的核安全设备零部件 (如紧固件、垫片、滚珠轴承、阀杆、弹簧等) 需要采购市售产品进行商品级物项转化的情况, 这些市售产品的质量参差不齐, 如已发生的“浙江高强度紧固件事件”等, 给行业带来了警示。为了确保质量, 国内有关单位已开展了商品级物项转化的研究分析和应用, 如田湾 5&6 号机组安全级 DCS 的设计与供货使用了经转化的商品级物项^[1]。AP1000 依托项目的机械和电气部件使用了经转化的商品级物项^[2]。大亚湾、岭澳机组也使用了经转化的商品级中间继电器等零部件^[3]。但在商品级物

收稿日期: 2023-07-17 修回日期: 2023-11-14

作者简介: 王美英 (1985—), 女, 现主要从事质量管理与民用核安全设备政策研究工作

* 通讯作者: 赵旭东, E-mail: zhaoxudong@pemi.com.cn

项转化的过程中也存在缺少必要的技术评估、转化过程文件记录不完整、技术要求理解不充分、次级供应商管理不足等问题^[4]。通过对商品级物项转化的调研分析,笔者认为商品级物项转化可以与目前核设备监督管理体系相匹配;其核心是关键特性识别和质量保证过程管理等^[5]。本文在前期研究的基础上,对商品级物项转化单位实施转化过程中质量保证要求策划的途径及方法展开研究,探索在确保商品级物项能够满足执行预期核安全功能要求质量的基础上,实现核质量保证要求的可行路径和方法。

1 转化单位的核质量保证体系

商品级物项供货单位多依据常规产品质量管理标准,如 GB/T 19001—2016 等,建立和运行质量管理体系。与核质保体系在产品实现过程中的管理深度和具体要求以及人员独立性、记录的完整性、可追溯性等方面存在较大的差异,同时不同企业对质量管理体系要求的理解与执行深度不同,企业和工人的诚信水平存在差异,也极大增加了产品质量的不确定性。

《中华人民共和国核安全法》第十七条规定:“核设施营运单位和为其提供设备、工程及服务等的单位应当建立并实施质量保证体系,有效保证设备、工程和服务等的质量,确保设备的性能满足核安全标准的要求,工程和服务等满足核安全相关要求。”转化单位作为商品级物项转化实施的主体,必须建立符合《核电厂质量保证安全规定》(HAF 003)的质量保证体系。《中华人民共和国核安全法》相关条款的落地实施,是确保商品级物项能够执行其预期核安全功能以及确保转化过程有效、完整的必要条件和基本保障。

在此基础之上,针对质量保证要求的策划,本文从策划途径和策划方法两个方面展开研究。

2 质量保证要求策划的途径

商品级物项转化总体上包括技术评价和验收活动两部分^[6]。技术评价是为了确定所采购

的商品级物项的质量和技术满足要求。验收活动可以合理地保证所采购商品级物项符合规定要求且能够执行其预期的安全相关功能。商品级物项转化的核心是确定关键特性和转化过程的质量管理。因此在策划商品级物项转化过程质量保证要求的制定上,应重点关注关键特性相关的过程管控。这就需要充分地了解转化物项制造工艺及物项供应商质量管理体系的运行情况。

商业级调查是对供应商进行的基于绩效的评估,以确定供应商质量控制的充分性,是商品级物项转化的四种验收方法之一。由于质量控制与验收待转化物项的关键特性直接相关,所以商业级调查除了作为一种验收方法,还可以作为一种工具在质量保证要求策划中使用。

NRC 在发布的 GL89-02 中给出了商业级调查的使用限制,具体如下:

(1)当供应商没有商品级物项质量控制程序或程序不能有效实施时,该方法不应作为接受物项的依据。

(2)对于经销商销售的物品,除非调查包括零部件制造商,并且该调查确认了经销商和零部件制造商都有足够的质量保证控制,否则该方法也不适用于作为接受经销商物项的依据^[7]。

上述要求明确了商业级调查作为验收方法的限制条件,同时也明确了商品级物项转化单位在使用该方法时所需要重点关注的内容。分析认为,转化单位可以将商业级调查作为一种与供应商沟通了解待转化物项在设计、制造工艺过程控制与管理情况的方法。应用这种调查方法可以获得供应商质量管理体系的建立及运行情况,供应商在物项制造过程中的参与程度,对次级供应商的管理方式与管理措施,待转化物项与替换物项的关系等,可以有效地帮助转化单位进行基于关键特性的质量保证要求的策划与制定。

2.1 商业级调查内容

在实际应用中,为了有效评价供应商控制措施的有效性,商业级调查应有熟悉待转化物项制造工艺以及待验证的关键特性的技术工程

师参与^[8],这也是 NRC 在 GL89-02 和 GL91-05 提出的有效采购和转化的三个特征之一。商业级调查需要制订调查计划,应将技术评价中的信息作为输入,包括物项的识别、已识别的关键特性及关键特性所特有的特殊工艺(如焊接和热处理)的控制措施等调查内容,通常包括从物项设计到最终检查的各环节,具体内容见表 1。

表 1 商业级调查通常调查的要素

Table 1 Common survey elements for commercial grade surveys

调查要素	要素说明
设计	确保将提供相同或等效物项的控制措施
采购	对下级供应商执行的控制措施,以确保下级供应商提供的物项符合规定要求
材料识别 与控制	确保仅使用正确和可接受的物项、建立标识并保持可追溯性的控制措施
制造	确保所制造的物项满足设计要求的控制措施
组装	确保已正确组装且组件符合设计要求的控制措施
标定	确保定期标定并调整测量和试验设备,以将精度保持在必要的范围内的控制措施
试验	确保成功地策划并执行试验的控制措施
检查	确保成功地策划、执行和记录符合规定要求检查活动的控制措施

2.2 商业级调查结果的应用

充分的商业级调查在技术评价、验收方法选择、质量保证要求制定方面应用良好。如在关键特性分析前,需要识别是否需要等效性评价,即是否属于同类替换;需要确定替换物项与原物项是否存在设计与制造的差异。如果替换物项与被替换物项从同一供应商处采购,被替换物项自采购之后设计、材料或制造过程没有任何变化,则替换物项将是相同的物项。如果识别出与原始物项存在差异,则该物项不是相同的,而是与被替换的物项相似,并且有必要进行评估以确定设计、材料或制造过程中的任何更改是否会影响物项的功能特性,以及最终部件执行所需安全功能的能力^[9]。通过应用

商业级调查对供应商关于设计、制造过程的了解,可以得出是否需要对待转化物项进行等效评价。

商业级调查中获得的供应商对商品级物项关键特性的控制情况,可以作为验收方法选择的依据。如果调查发现供应商对关键特性的控制不足,则商品级物项转化单位需要采取措施来解决这些不足。解决这些不足的方式可以是在采购文件中增加需要供应商采取的控制措施,也可以是使用其他验收方法来验证充分性。如在制造过程中采取源地验证的方法,即通过质量计划去检查或见证供应商/分包商的执行情况。

因此,以关键特性调查内容为指引的商业级调查方法应用过程和结果,是商品级物项转化质量保证要求策划输入信息来源的重要途径。

3 质量保证要求策划的方法

策划商品级物项转化质量保证要求需要抓住 ISO 9001 与 HAF 003 的核心差异,并借助商品级调查获得的关于物项设计、制造以及供应商质量管理体系建立及运行情况的信息,有重点地开展策划工作。

3.1 基于 ISO 9001 与核质保体系的差异方法

ISO 9000 族标准是一系列通用的国际质量标准,2000 版颁布后也声明适用于核电。在供应商退出核电市场,导致美国核电企业不得不从市场上获得安全相关商品级设备与备品备件背景下,能否以 ISO 9001 质量认证来取代 ASME 认证成为 NRC 质量监管不得不面临的问题。NRC 于 2003 年发布的 SECY-03-0117 坚决反对通过 ISO 9001 认证既可替代、也可满足 10CFR50 附录 B 要求的评论^[10]。并专门就 ISO 9001 在核领域的应用进行了评估,将 10CFR50 附录 B 的 18 个准则分别拆分成 69 个子项,逐一与 ISO 9001 (2000 版)进行了比较,共计有 35 项内容是 ISO 9001 没有或者达不到核质保要求的,部分举例见表 2。主要体现在:

表 2 10CFR50 附录 B 与 ISO 9001 : 2000 差异部分举例
Table 2 Examples of Differences between 10CFR50 Appendix B and ISO 9001 : 2000

10CFR50 附录 B	ISO 9001 : 2000	主要差异
允许将建立与执行质保大纲的责任委托给其他单位,但申请者仍对质保大纲负责	当选择任何影响产品符合相关要求过程外包时,一个组织应当确保对这些过程进行控制(4.1)	没有描述申请者保留责任
要求识别大纲控制的物项,并且控制程度与物项安全重要性相匹配	高层管理者应确保按照组织内相应职能和层级建立质量目标,包括那些需要满足的产品要求(5.4.1)	没有直接关联安全
要求影响质量的活动应当在受控条件下完成	为了获得符合产品要求,组织应当确定并管理工作环境(6.4)	没有明确与质量相关
要求控制先决条件	组织应当监视和测量产品特性以验证产品要求被满足(8.2.3)	没有直接要求控制先决条件

(1) 设计控制中 ISO 9001 没有要求设计验证的独立性,没有规定通过设计审查、使用其他计算方法、执行适当试验大纲的具体验证方法;

(2) ISO 9001 没有明确要求通过采购文件将质量保证要求传递到安全相关重要物项的供应商或承包商;

(3) ISO 9001 没有要求执行检查和试验活动人员的独立性;

(4) ISO 9001 的内部审查与 10CFR50 附录 B 规定的检查差别很大,前者的性质、效果及独立性方面均不及后者。

我国制造业大多认证的是等同采用 ISO

9001 : 2015 的 GB/T 19001—2016,是推荐性标准,企业自愿执行;而 HAF 003 是核安全法规,核设施营运单位和核安全设备的设计、制造、安装和无损检验单位必须强制执行,两者性质完全不同。

从意图上,ISO 9001 与核质保体系的关注焦点不同。ISO 9001 把顾客要求放在首位,鼓励建立供需合作关系,相互依存、共同创造价值。而核质保体系,突出的不是利益、价值,而是质量,最终目的是确保核安全。

为了掌握二者之间的差异,笔者所在单位对每个控制要素规定的控制要求进行了对比,列举部分差异,详见表 3。

表 3 HAF 003 与 GB/T 19001—2016 差异部分举例
Table 3 Examples of Differences between HAF003 and GB/T19001—2016

HAF 003	GB/T 19001—2016	主要差异
3.1 职责、权限和联络	5.3 组织的岗位、职责和权限	GB/T 19001—2016 仅要求“最高管理者确保组织相关岗位的职责、权限得到分配、沟通和理解”,而 HAF 003 要求“建立明文规定的组织结构,明确联络渠道”,同时规定了“验证人员的独立性、质保职能部门和人员的权力和组织独立性”等
3.2 单位间的工作接口	7.4 沟通	HAF 003 要求“配备所需的人员,以有效实施质量管理体系”“必须对参与影响质量活动的单位之间和小组之间的联络作出规定”,GB/T 19001—2016 7.4 节规定“确定与质量管理体系相关的内部和外部沟通”指向措施不明确
3.3 人员配备和培训	7.1.2 人员 7.1.6 组织的知识 7.2 能力 7.3 意识	GB/T 19001—2016 要求“确定人员能力需求,提供人员培训”,没有更具体的措施要求,而 HAF 003 则要求“对所有从事影响质量的活动的人员进行资格考试,制定培训大纲和程序,确保大纲并保持足够的业务熟练程度,……制定相应的计划。该计划必须反映出工作进度,……酌情颁发资格证书”,比较具体

除上述条款的对比外,由于核电行业的特殊性和重要性,执行通用质量管理标准的企业缺乏核安全敬畏意识以及核安全文化素养,给商品级物项的质量埋下了不可预知的风险。因此,在质量保证要求策划中不仅需要考虑二者的核心差异,人的意识也是不容忽视的。

3.2 基于过程的方法

商品级物项转化的核心是识别关键特性,因此质量保证要求的策划应围绕识别关键特性和形成关键特性的过程管理展开。

在识别关键特性环节,需要确定关键特性识别的完整性、合理性。基于此,质量保证要求的策划需要关注商品级物项转化单位技术评价人员的资历、技术评价充分性(对物项识别的准确性、安全功能分析的充分性、分析依据的正确性、确定的关键特性是否能够覆盖物项的核安全功能、验收方法能否有效地确认待转化物项的质量等)的控制措施,如采取同行评审、技术总工审核、专家会等。

针对形成关键特性的环节,商品级物项转化单位需要确定人、机、料、法、环等各方面的符合性以及供应商质量管理措施的合理性。质量保证要求策划需要关注是否需要技术交底、设计变更的管理、供方的管理、材料的管理、测试器具的标定管理、检/试验人员的资质、有无特殊工艺、对特殊工艺的质量控制措施、生产/验证记录的策划等。

基于对过程完整性及可追溯性的考虑,还需要对商品级物项转化的验收过程(主要是验收方法执行过程及抽样方案的合理性)及证实转化过程有效的文件体系进行策划,确保商品级物项转化是有据可查的。

简言之,基于过程的方法将商品级物项转化分为技术评价过程、生产过程及验收过程,围绕这些过程进行质量保证要求的策划,既包含对商品级物项转化单位执行商品级物项转化的质量保证要求,又包括最大限度地确保关键特

性质量所对应的供应商质量管理要求。

4 结论

商品级物项转化单位需要建立并实施满足 HAF 003 要求的质量保证体系。针对质量保证要求策划的途径和方法,分析研究认为:充分的商业级调查是商品级物项转化质量保证要求策划输入信息来源的重要途径;对 ISO 9001 与 HAF 003 之间核心差异的分析以及商品级物项关键特性确定和形成过程的管理方法是商品级物项转化质量保证要求制定的重要方法。

参考文献

- [1] 宋祉霖, 杨洋, 曲昌明, 等. 商品级物项转化在中国核电领域中的应用 [J]. 技术经济与管理, 2021, 4 (上): 131-133.
- [2] 张营, 蒋中明. 商品级物项转化在 AP1000 环吊中的运用 [J]. 发电设备, 2016 (3): 160-163.
- [3] 胡振华, 任涛, 赵军. 商品化关键特性的识别方法研究 [J]. 电气技术与经济管理, 2021 (5): 68-71.
- [4] 裴红伟, 石秦, 周洋, 等. 核电厂零部件质量验证存在的问题及改进建议 [J]. 仪器仪表用户, 2023, 30 (3): 66-69.
- [5] 赵旭东, 杨成, 王美英. 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.
- [6] Guideline for the Acceptance of Commercial-Grade Items in Nuclear Safety-Related Applications Revision 1 to EPRI NP-5652 and TR-102260 [R]. California: EPRI, 2017.
- [7] Actions to Improve the Detection of Counterfeit and Fraudulently Marketed Products, Generic Letter 89-02 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 1989.
- [8] Licensee Commercial-Grade Procurement and Dedication Programs, Generic Letter 91-05 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 1991.
- [9] EPRI. Guidelines for the Technical Evaluation of Replacement Items in Nuclear Power Plants (Revision 1): EPRI-TR1008256 [R]. U.S.: Electric Power Research Institute, Inc., 2006.
- [10] Adopting more widely used international standards and methods, SECY-03-0017 [R]. Washington, DC: U.S.NRC, 2003.

Research on the Planning of Quality Assurance Requirements for Commercial Grade Dedication Units

Wang Meiyong¹, Zhang Jin¹, Wang Jianjun², Chen Fangqiang³, Zhao Xudong^{1,*}

(1. China Machinery Productivity Promotion Center Co., Ltd, Beijing 100044, China; 2. Nuclear Power Operations Research Institute Co. Ltd., Shanghai 310000, China; 3. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: With the interesting of operating nuclear power unit in China, commercial grade dedication has gradually become the focus of the industrial. How to carry out quality assurance work during its implementation is the core work of commercial grade dedication units. On the basis of analyzing the core differences between ISO 9000 and HAF 003, this article conducts research on how to determine quality assurance requirements during the dedication process of commercial grade dedication units. Analysis suggests that sufficient commercial grade surveys is an important way to plan the input information source of the quality assurance requirements of commercial grade dedication; The process management method based on the analysis of the core differences between ISO 9001 and HAF 003 and the determination and formation of critical characteristics is the main method for formulating quality assurance requirements for commercial grade dedication.

Key words: commercial grade dedication; nuclear safety function; commercial grade survey; critical characteristics; quality assurance requirements

(责任编辑：梁 晔)

贺敏,王雨竹,侯钢领,等.校企合作背景下核电构筑物健康监测专硕人才培养的探索与实践[J].核安全,2024,23(1):26-32.

He Min, Wang Yuzhu, Hou Gangling, et al. Exploration and Practice of Professional Master's Talent Cultivation in Health Monitoring for Nuclear Power Plant Structures under the Background of University-Industry Cooperation [J]. Nuclear Safety, 2024, 23 (1):26-32.

校企合作背景下核电构筑物健康监测专硕人才培养的探索与实践

贺 敏, 王雨竹, 侯钢领*, 陈玥瑶

(哈尔滨工程大学烟台研究院, 哈尔滨 150001)

摘要: 核电作为清洁能源的重要组成部分, 对其构筑物健康监测的需求日益增加。然而, 传统的专业硕士培养模式难以满足核电行业对具备实践能力和行业背景人才的需求。因此, 校企合作必然成为培养核电构筑物健康监测专业硕士人才的重要途径。本文剖析了核电行业安全发展对构筑物健康监测的迫切需求, 指出了目前核电构筑物健康监测专业硕士培养模式存在的局限性, 并探讨了校企合作的内涵和意义。通过借鉴哈尔滨工程大学烟台研究院专硕人才培养特色举措, 本文针对核电构筑物健康监测专业硕士人才培养分别从课程体系制定、实践平台搭建、双导师指导、产学研用有机结合以及质量评估和持续改进等方面探讨了实施路径。本文将为核电构筑物健康监测专硕人才培养提供一定的借鉴与参考。

关键词: 校企合作; 核电构筑物; 构筑物健康监测; 专业硕士; 人才培养

中图分类号: G643 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 01-0026-07

核电构筑物健康监测作为核电站安全管理与监测的重要组成部分, 旨在及时发现和评估核电构筑物的健康问题和状况, 预防潜在的结构问题和灾害风险。核电站作为复杂而庞大的工程系统, 其构筑物承载着重要的职能和责任^[1]。核电构筑物包括核反应堆厂房、安全壳、蒸汽发生器等组成部分。由于核电站运行环境的特殊性, 结构材料会受到高温、高压、辐射等多种因素的影响, 长期运行过程中可能会出现疲劳、腐蚀、裂纹等问题, 甚至引发结构失效和事故^[2-4]。因此, 对核电构筑物进行健康监测成为确保核电站安全运行的必要手段^[5]。除了

核电站建设和运营外, 核电构筑物健康监测领域还包括研究和开发、咨询服务等方面的工作。这些领域也需要大量的专业人才来支持其发展。因此, 核电构筑物健康监测领域的专业人才需求量将继续增长, 并且未来该领域的就业前景非常广阔。

然而, 核电构筑物健康监测领域的专业人才相对匮乏, 与其他工程领域相比, 该领域相对较新, 它的研究和实践历史较短, 尚未有足够的时间来建立足够数量的专业人才队伍^[6]。此外, 由于核电站的建设和运营需要高水平的安全保障, 因此对人才的要求也非常高。这就意味着,

收稿日期: 2023-06-16 修回日期: 2023-08-09

基金项目: 黑龙江省重点研发计划项目, 项目编号: 2022ZX01A14; 烟台市校地融合发展项目, 项目编号: 22MZ03CD012; 中核集团领创科研项目, 项目编号: KY90200210017; 中核四〇四有限公司项目, 项目编号: KY10200200115

作者简介: 贺敏 (1989—), 男, 准聘副教授, 博士, 现主要从事结构健康监测领域的研究工作

* 通讯作者: 侯钢领, E-mail: hougl@hrbeu.edu.cn

需要采取措施来提高核电构筑物健康监测领域的专业人才数量和素质。尽管有一些大学提供核工程专业,但很少有专门针对核电领域结构健康监测的课程或专业。高校培养的人才缺乏相关核电行业实践背景,可能会限制人才的发展。因此,需要考虑在校企合作背景下,如何为核电构筑物健康监测专硕人才培养搭建合适的平台和选择正确的培养模式。

校企合作是一种将学校和企业资源有机结合的合作模式^[7-9]。通过与核电企业的合作,学校能够深入了解核电行业的需求和挑战,同时为企业提供专业技术支持和人才培养。校企合作机制可为核电构筑物健康监测专硕人才提供培养平台和产教融合机遇。本文探讨了核电构筑物健康监测专硕人才培养的模式,旨在探索如何培养和提升核电行业中从事结构健康监测工作的专业人才。本文通过分析现有人才培养状况和问题,探索有效的人才培养策略和方法,从而提升核电构筑物健康监测人才的素质和能力。

1 核电构筑物健康监测专硕人才培养的挑战

核电属于安全要求高、专业性强的行业,核电构筑物健康监测又属于多学科交叉领域,其在人才培养方面面临的主要挑战有以下几方面:

(1) 技术复杂性和专业性要求

核电构筑物健康监测需要高度专业化的技能和知识,涉及多种复杂的监测技术和方法,包括无损检测、结构动力学分析、数据处理与分析等。这些技术要求人才具备深厚的理论基础和实践经验,以及对核电站运行原理和结构特点的全面了解。

(2) 教育体系和课程设置不完善

目前,一些高校在核电构筑物健康监测人才培养方面的教育体系和课程设置相对滞后,缺乏完善的专业培养方案、实践训练项目和相关教材,难以满足核电构筑物健康监测人才培养的需求。

(3) 师资队伍的匮乏

核电构筑物健康监测领域需要具备丰富实践经验和专业知识的师资队伍来进行指导和教育。然而,目前这方面的专家和教师资源相对匮乏,导致学生在专业知识和实践技能方面的培养受到限制。

(4) 缺乏实践机会

结构健康监测涉及实地调研、数据采集和分析等实践活动。然而,由于核电站的安全性要求非常高,学生很难获得真实的核电站数据和实践机会,导致学生在实践能力和经验方面相对欠缺。

(5) 实践环节和产学研合作不足

实践操作和解决实际问题能力是核电构筑物健康监测人才不可或缺的素质。然而,目前实践环节相对不足,缺乏与核电企业的合作机会,难以获得实际操作经验和实际工程案例。此外,产学研合作不足也限制了人才培养的质量和深度。

(6) 技术更新和发展速度快

核电行业是一个不断发展和创新的领域,新的技术和方法不断涌现。人才培养需要与行业的技术更新保持同步,这也给教育机构和企业带来了挑战,需要其及时调整课程内容和教学设置。

针对这些问题,我们需要加强学校与核电企业之间的合作与沟通,共同解决师资队伍、实践机会、设备资源等方面的问题。同时,学校应关注行业发展动态,及时调整教育培养方案,引入先进技术和实践案例,提升学生的实践能力和适应能力。

2 校企合作在专硕人才培养中的意义和内涵

校企合作在专业硕士学位人才培养中具有重要的学术意义和内涵。2017年国务院办公厅印发了《关于深化产教融合的若干意见》,提出了“校企协同、合作育人”的育人目标^[10]。2022年发布的《关于深化现代职业教育体系建设改革的意见》也指出“构建央地互动、区域联动,政

府、行业、企业、学校协同的发展机制”。校企合作开展研究生培养,能够满足行业对人才的内在要求,可以帮助学校更好地了解行业的需求和变化,确保专硕人才培养的内容与行业要求紧密对接^[11]。通过与企业的合作,学校可以及时了解行业的最新技术、趋势和挑战,调整专业课程设置和教学内容,培养出符合行业需求的专业人才。校企合作在专硕人才培养中的意义和内涵主要体现在以下几个方面:

(1) 实践导向

校企合作强调专业人才培养的实践导向。对学生而言,通过与企业的合作,能够接触到真实的工作场景,参与实际项目和任务,将理论知识应用到实际问题中。这种实践导向的培养模式使得学生能够更好地适应职业发展需求,提高解决实际问题的实际能力。校企合作能够为学生提供更多的实践机会,培养其实践技能,并将教学与实践有机地结合起来。高校教师可以通过与企业合作,将企业的实践经验和案例引入教学内容中,在教学过程中引导学生通过实际案例和问题学习相关知识。同时,学校还可以与企业合作开展实践课程、实验实训和实践项目,为学生在实践中应用所学知识、提升实践能力创造条件。

(2) 产学结合

校企合作实现了学校和企业之间的产学结合。学校通过与企业紧密合作,能够及时了解行业需求和发展动态,根据行业需求调整专业课程设置,提高培养质量和适应性。校企合作能够促进专业硕士学位人才培养与实际需求和创新进一步接轨,学校与企业的合作可以实现知识和技术的相互流动,促进教育和产业的双向交流。通过与企业合作,学生能够接触到前沿的研究和技术,加强实践创新能力,培养创新精神和创业意识。

(3) 产业发展支撑

校企合作为专硕人才培养提供了产业发展的支撑。通过与企业的合作,学校能够培养出符合行业需求的专业人才,为产业发展提供有力支持。学生毕业后能够快速适应工

作岗位,为企业的技术创新和发展做出贡献,推动产业的进步和竞争力提升。校企合作促进了企业与学校的创新能力提升,通过与企业的合作,学校能够获取前沿研究和技术的热点和需求,将科研成果应用于实际项目中,推动科研成果向实际应用转化,为产业的创新发展提供支撑。学校可以与核电企业合作开展继续教育和培训项目,为企业员工提供进修学习和专业培训的机会。这将有助于提升企业员工的专业素质和技能水平,满足企业对人才的需求。

3 校企合作背景下核电构筑物健康监测专硕人才培养策略

3.1 哈尔滨工程大学烟台研究院专硕培养模式借鉴

哈尔滨工程大学烟台研究院(以下简称“烟台研究院”)发挥哈尔滨工程大学“三海一核”特色优势,对接驻地企业需求,积极探索专业学位研究生培养的新模式,一直致力于培养理论知识与工程应用相融合、满足社会需求的高素质人才。烟台研究院在以下方面的特色举措(见表1)可为核电构筑物健康监测专硕人才培养提供借鉴和参考。

3.2 核电构筑物健康监测专硕人才培养策略

校企合作背景下核电构筑物健康监测专业硕士人才培养策略需要结合核电行业的需求和实际情况,培养具备核电构筑物健康监测相关知识和技能的专业人才。在校企合作中,学校应该与企业通力合作,发挥高校在教书育人、科技研发等方面的特色优势;企业可以为学生提供实习、实训、项目实践机会,并提供必要的资源和设备支持。校企合作是培养核电构筑物健康监测专业硕士人才的有效路径和必要选择,通过学校和核电行业的紧密合作,为学生提供实践机会和行业导师的指导,以培养具备行业知识和实践能力的高层次应用型人才,其人才培养模式如图1所示。以下是培养核电构筑物健康监测专硕人才的关键步骤和方法。

表 1 哈尔滨工程大学烟台研究院专硕培养特色举措

Table 1 Special measures for the training of masters and masters in Yantai Research Institute of Harbin Engineering University

举措	具体内容
产学研合作项目, 校企共建研究中心 (实验室)	学校与企业合作开展产学研合作项目,通过联合研发、技术转移等方式,将学校的科研成果应用到实际生产中,培养学生的创新能力和实际应用能力。与企业合作共建研究中心或实验室共同开展项目研究和创新,从而有力加强了学校与产业之间的交流合作,以及提升学生的实践和创新能力
专班制培养, 专业对接企业需求	学校积极与企业合作,为学生提供实习实训机会,让学生在真实工作环境中学习和实践,培养实际操作能力和解决问题的能力。学校密切关注企业的人才需求,调整专业设置和课程内容,使之更符合企业的需求,培养与市场紧密结合的专业人才
企业导师制度, 企业专家讲座	学校与企业合作设立企业导师制度,邀请企业专业人士来校进行指导和教学,提供学生实践指导和职业规划建议。学校定期邀请企业代表来校进行讲座和招聘活动,让学生了解企业的需求和行业动态,为学生提供就业机会和实习机会

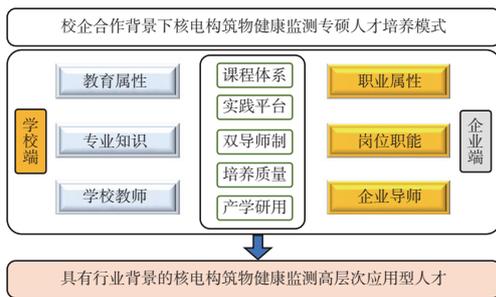


图 1 核电构筑物健康监测专硕人才培养模式

Fig.1 Specialized master's degree talent cultivation mode for HMNPPS

(1) 课程体系制定

课程体系的制定应依据核电构筑物健康监测领域的需求。课程体系设计应充分考虑理论和实践相结合的因素,并重视培养学生的创新能力和实际应用能力。同时,随着核电行业的发展和技术的进步,课程体系也应不断进行更新和调整,以适应行业的需求和变化;设计与核电构筑物健康监测相关的专业课程,涵盖理论知识、技术方法和实践技能;结合工程实例和案例分析进行教学,使学生能够了解真实的结构健康监测问题和解决方案;引入现代教学技术和工具,例如虚拟实验室、仿真软件等,加强学生的实践操作和分析能力。笔者认为核电构筑物健康监测课程体系在设

计时应从基础课程、专业核心课程和拓展课程(校企联合课程)三方面考虑。课程设置见表 2。

(2) 实践平台搭建

学校应当与核电企业合作建立实训基地,为学生提供真实的实践环境。这些实训基地可以模拟核电站的结构,让学生学习并掌握核电构筑物健康监测的实际操作技能。学校应当与核电企业建立紧密的合作关系,为学生提供实习机会。学生可以在核电企业实习期间,参与结构健康监测相关工作,了解核电行业的运作和管理,并将理论知识应用到实际中。学校可以和核电企业合作开展研究项目,推动核电构筑物健康监测技术的创新和发展。让学生参与相关研究可为他们提供一个独特的视角,使他们深入了解最新的技术趋势和发展方向。通过企业实践和项目合作,学生可以将所学知识应用到实际中,培养实际操作能力和解决问题的能力,提高自身在核电构筑物健康监测行业的实践能力和竞争力。

(3) 行业导师与学校导师共同指导

学校应当与核电行业的企业、研究机构或专业协会合作,选拔具有丰富实践经验和专业知识的行业导师。行业导师可来自核电

表 2 核电构筑物健康监测课程设置
Table 2 Curriculum design for HMNPPS

课程类别	具体内容
基础课程	核电基础知识相关课程:核反应堆的基本原理、核电站的组成结构和工作原理,以及辐射防护等基础知识 结构力学:介绍结构力学的基本理论,包括静力学、动力学和振动理论等,为后续的结构健康监测提供理论基础
专业核心课程	结构健康监测原理与技术:介绍结构健康监测的基本原理、传感器和监测设备的种类和工作原理,以及相关的数据采集、处理和分析技术 监测方法与技术:深入介绍结构健康监测的各种方法和技术,如振动监测、应力监测、声发射监测等,包括其原理、应用场景和实际操作技巧 监测数据处理与分析:讲解监测数据的处理与分析方法,包括数据的预处理、特征提取、异常检测与诊断等内容 结构评估与预测:介绍结构评估的方法和技术,包括基于监测数据的结构健康评估、寿命预测和可靠性分析等内容
拓展课程 (校企联合课程)	监测系统与安全管理:介绍核电结构健康监测系统的组成、运行管理和安全保障等方面的知识,包括监测系统的布置与部署、数据传输与存储、设备维护与校准等内容 实践与案例分析:组织学生参与实际的核电结构健康监测项目,进行实地考察和实验操作。通过实际操作和案例分析,有力提升学生的实际操作能力和解决问题能力 前沿技术与发展趋势:介绍核电结构健康监测领域的前沿技术和发展趋势,包括无损检测、智能监测、大数据分析等,培养学生对新技术的理解和应用能力

企业的技术专家、工程师或监测领域的专业人士。他们能够为学生提供实践指导、项目指导以及行业动态的更新等方面的支持。高校可以招聘具有核电构筑物健康监测领域专业知识和教学经验的教师。教师团队应该包括核电结构工程、监测技术、数据分析等领域的专家。他们应该具备教学能力和指导学生参与科研项目的能力。建立健全“双导师”制度,与导师团队共同制定培养方案,确保学生的学习和实践能够与行业需求相匹配。

(4) 产学研用有机结合

建立核电企业、高等院校和科研机构之间的紧密合作关系,形成产学研用一体化的培养模式。核电企业提供实际的工作场景和问题,高等院校提供系统的专业知识和理论基础,科研机构提供先进的监测技术和方法。通过合作项目、实习实训等方式,让学生在实践中掌握核电构筑物健康监测的技能和知识。核电构筑物

健康监测需要综合运用来自多个学科领域的知识和方法,因此培养学生具备交叉学科的能力和创新的思维至关重要。鼓励学生参与跨学科的科研项目和创新实践,培养他们的问题解决能力和创新思维至关重要。学校应与企业建立资源共享与合作平台,为学生提供实验设备、数据资源和学术交流的机会,同时与其他科研机构以及国内外相关企业建立合作关系,开展合作研究项目,为学生提供更广阔的学术和职业发展平台。

(5) 质量评估和持续改进

质量评估和持续改进是确保核电构筑物健康监测专硕人才培养策略有效性的重要环节。本文认为应建立一个定期的评估机制,对核电构筑物健康监测专硕人才培养方案进行评估。评估可以包括学校、用人单位和学生三个层面的综合评估。学校评估由学校、院系或专业组织进行,企业评估可以由行业协会、相关企业或其他高校进行。评估内容包括课程设置、教学

质量、实习实践、师资队伍、学生综合素质等方面。学生评估的目的是了解学生对课程设置、教学质量、实践环节等方面的意见和建议,可以通过问卷调查、学生座谈会或个别面谈等方式进行。学生的反馈对于改进教学质量和调整培养方案具有重要的参考价值。通过以上的质量评估和持续改进策略,我们可以不断优化核电构筑物健康监测专硕人才培养方案,提高教学质量和培养效果,培养出符合行业需求的高素质人才。

4 结论

本文在校企合作背景下探讨了核电构筑物健康监测专硕人才培养的方法及实施路径。校企合作是核电构筑物健康监测人才培养的关键策略之一。通过与核电企业紧密合作,结合专业课程设置、实践教学、师资队伍建设、学科交叉培养等策略,可以培养出适应行业需求的高素质人才,并推动核电构筑物健康监测技术的发展与应用,持续进行质量评估和改进工作,确保人才培养方案的质量和有效性。校企合作模式可以有效提升核电构筑物健康监测专硕人才的培养质量和实践能力,实现校企共赢的目标。这种合作模式能够更好地满足核电行业对人才的需求,促进行业的发展与创新。

参考文献

- [1] 周艳兵, 施钟淇, 金典琦, 等. 基于有限元模型的核电厂安全壳结构健康监测评估方法 [J]. 建筑结构, 2022, 52 (S1): 2205-2209.
- [2] 廖家鹏, 吴欣强. 核电材料高温高压水缺口疲劳性能研究现状与进展 [J]. 中国腐蚀与防护学报, 2018, 38 (6): 511-516.
- [3] 任俊, 史强, 王宝祥. 核电厂核岛主设备关键焊接技术浅析 [C]//中国核学会. 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 10 册 (核安全分卷、核安保分卷). 中国原子能出版社, 2019: 254-258.
- [4] 张忠伟, 赵彦芬, 赖云亭, 等. 核电厂高强度螺栓的氢脆和应力腐蚀问题 [J]. 中国电机工程学报, 2021, 41 (9): 3259-3273.
- [5] 钟李军, 及世良, 韩玉仲, 等. 核电厂内层安全壳智慧监测技术的研究与应用 [J]. 智能建筑与智慧城市, 2022 (2): 10-12.
- [6] 侯钢领, 孙晓丹, 郭轶宏. 土木工程核电站建设人才培养模式的探讨 [J]. 黑龙江高教研究, 2014 (3): 157-159.
- [7] 金敏, 德雪红, 刘行, 等. 校企合作共同开发实践课程资源的探索与研究——以机械设计制造及其自动化专业为例 [J]. 黑龙江科学, 2022, 13 (13): 159-161.
- [8] 荆丽丽. 产学研背景下校企合作“本导制”模式的研究与实践 [J]. 集宁师范学院学报, 2022, 44 (3): 1-3.
- [9] 俞启定. 深化职业教育产教融合校企合作若干问题的思考 [J]. 高等职业教育探索, 2022, 21 (1): 1-7.
- [10] 胡清华, 王国兰, 王鑫. 校企深度融合的人工智能复合型人才培养探索 [J]. 中国大学教学, 2022 (3): 43-50+57.
- [11] 尹筑嘉, 黄建欢, 王健康. 校企合作培养硕士研究生的模式与创新探讨 [J]. 湖北经济学院学报 (人文社会科学版), 2009, 6 (8): 55-57.

Exploration and Practice of Professional Master's Talent Cultivation in Health Monitoring for Nuclear Power Plant Structures under the Background of University–Industry Cooperation

He Min, Wang Yuzhu, Hou Gangling*, Chen Yueyao

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

Abstract: As an important part of clean energy, the demand for health monitoring of nuclear power plant structures (HMNPPS) is increasing. However, traditional professional master's degree education models are unable to meet the needs of the nuclear power industry for talents with practical abilities and industry background. Therefore, university–industry cooperation is inevitably becoming an important way to cultivate professional master's degree talents in HMNPPS. This study analyzes the urgent demand for structural health monitoring in the safe development of the nuclear power industry, identifies the limitations of the current professional master's degree training model in HMNPPS, and explores the connotation and significance of university–industry cooperation. By drawing on the distinctive measures of talent cultivation at the Yantai Research Institute of Harbin Engineering University, this study discusses the implementation path of professional master's degree talent cultivation in HMNPPS, focusing on curriculum development, practical platform establishment, dual mentor guidance, integration of academia, industry, and research, as well as quality assessment and continuous improvement. This study provides valuable insights and references for the cultivation of professional master's degree talents in HMNPPS.

Key words: university–industry cooperation; nuclear power plant structures; structural health monitoring; professional master's degree; talent cultivation

(责任编辑: 许龙飞)

夏凡,刘书勇,李桃生,等.燃料组件堵流工况下铅铋-氩气两相流的传热压降特性分析[J].核安全,2024,23(1):33-47.

Xia Fan, Liu Shuyong, Li Taosheng, et al. Flow Blockage Phenomenon of LBE-argon Two Phase Flow in a Wire-wrapped Fuel Assembly [J].

Nuclear Safety, 2024, 23(1): 33-47.

燃料组件堵流工况下铅铋-氩气两相流的传热压降特性分析

夏凡^{1,2,3}, 刘书勇^{1,*}, 李桃生^{1,2}, 梅华平¹, 汪振¹, 赵吉运³

(1. 中国科学院合肥物质科学研究院核能安全技术研究所, 合肥 230031; 2. 中国科学技术大学, 合肥 230026; 3. 香港城市大学机械工程系, 香港)

摘要: 带绕丝燃料组件的堵流事故是铅冷快堆安全分析的重要工况之一。由于在铅铋自由液面处的气体夹带或在气体增强自然循环条件下存在铅铋-氩气的两相流情况, 可能引起燃料组件堵流工况下的局部热工水力特性变化。本文通过计算流体力学软件 Fluent, 对带绕丝 19 棒束燃料组件进行建模, 模拟分析了堵流工况下的铅铋-氩气两相流传热压降特性, 并对两相流模型进行了对比验证, 对入口雷诺数、堵块孔隙率、氩气气泡直径等因素进行参数敏感性分析。结果表明: 在堵流条件下氩气气泡的流动行为包括逃逸、耗散和受限, 在气相体积分率较高的区域会产生局部微正压及过热现象。研究结果可为铅冷快堆堵流事故的安全分析提供参考。

关键词: 铅冷快堆; 燃料组件; 堵流; 两相流; CFD 数值模拟

中图分类号: TL33 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 01-0033-15

第四代铅冷快堆具备安全性好及易小型化的优势, 在分布式供电、海岛平台等领域具有广阔的应用前景。在安全性方面, 无论是回路式还是池式设计, 堵流都是重要的事故工况, 必须给予考虑^[1-3]。堵流的起因主要是由于氧控不良引起氧化铅在组件内的沉积^[4], 或是由于腐蚀脱落的结构材料碎片随冷却剂带入, 造成组件内的堵流。燃料组件内堵流发生后会进而引发过热和局部流量下降, 影响堆的安全运行^[5-8]。

对于液态铅铋冷却的堵流实验研究, Pacio J 等开展了块状堵块实验, 通过设置低导热系数的固体堵块, 研究了不同堵流工况下的流动

传热^[9]。该堵流实验指出, 实际堆运行中堵块多为多孔介质, 由于多孔堵块的加工制造存在困难, 因此该实验采用的堵块并没有设置孔隙率。2019年, 意大利 ENEA 基于铅铋冷却回路 (NACIE-UP) 开展了堵流实验研究, 结果表明, 堵流后方形成局部温度峰值, 堵流子通道活性区末端形成全局温度峰值^[10]。对于堵流模拟研究, 2014年, Di Piazza 等建立 CFD 模型对无绕丝工况下燃料组件堵流现象进行了数值模拟, 研究结果表明: 对于多子通道堵流, 在堵块下游的回流区域出现温度峰值; 对于少子通道堵流, 温度峰值出现在活性区域末端^[11]。2019年, 上

收稿日期: 2023-07-21 修回日期: 2023-11-12

基金项目: 科技部国家重点研发计划, 项目编号: Grant No. 2022YFB1902503

作者简介: 夏凡 (1996—), 女, 博士研究生, 研究领域为反应堆热工水力学

* 通讯作者: 刘书勇, E-mail: shuyong.liu@inest.cas.cn

海交通大学柴翔等基于 KIT 实验装置,采用多子通道堵流方式进行了模拟,结果表明中心通道堵流包壳温度高于角通道温度^[12]。2020年,吕科锋等对带绕丝 19 棒束铅铋多孔介质堵流进行了模拟,得出包壳存在圆周温度变化^[13]。上述研究均限于铅铋冷却单相流,未涉及两相流的流场计算。

对于铅基堆而言,通常采用氩气作为保护气体或在加强自然循环中提供驱动压力^[14-16],因此存在铅/铅铋-氩气两相流工况^[17-19]。本文对于液态金属-氩气两相流的数值模拟主要关注如下两个方面的研究。一方面,对于加强自然循环工况^[20-23],关注的重点在于铅铋空泡份额与氩气注入速率之间的关系^[21,23]。另一方面,在泵驱动的强迫循环工况下,回路运行前需先用氩气将空气排空,再注入氩气将熔化的液态铅铋打压进入回路。组件复杂结构内的部分区域难以被铅铋充满,残留的氩气会滞留在回路内并形成局部“死区”,可能因导热不良引发局部过热,如有堵流发生,可能会加剧局部温升。

因此,本文通过数值模拟给出铅铋-氩气两相下的气泡行为,进而分析堵区局部过热和压降特征。

1 研究方法

1.1 单相流计算方法

通常,燃料组件内液态铅铋的单相流动可以视为不可压缩流体,满足连续性、动量守恒和能量守恒方程。文献[33]针对采用气泡提升泵加强自然循环工况,对比了 ε 型及 ω 型湍流模型的相对误差,得出 standard $k-\varepsilon$ 计算误差较小且节省计算资源,因此本文采用 standard $k-\varepsilon$ 湍流模型,详细公式可以参见 ANSYS FLUENT theory guide^[24]。对于多孔介质堵流,堵塞区域要增加考虑动量源项,见式(1)~式(3)。其中, S_{porous} 是多孔区域动量源项。

$$S_{porous} = -\frac{\mu}{\beta} u_{hetr.} + Const._{inert.} \times \frac{1}{2} \times \rho \times |u| \times u_{hetr.} \quad (1)$$

式中,下标 $hetr.$ 可以是 i, j, k 三个方向的分

量,表示速度在空间 x, y, z 上呈各向异性变化。多孔区域内的动量损失由黏性损失[即式(1)第一项]和惯性损失[即式(1)第二项]构成^[25]。式(1)中变量 β 为不透水性,定义见式(2)。

$$\beta = \frac{d_{par}^2 \emptyset^3}{150(1-\emptyset)^2} \quad (2)$$

式中, d_{par} 是颗粒直径, mm。 \emptyset 是孔隙率。该方法首次由 Ergun 于 1952 年提出^[26],并且可以应用于铅铋多孔介质模拟仿真^[17]。式(1)中惯性损失常数定义为摩擦系数和水利直径的比值,如公式(3)所示。

$$Const._{inert.} = \frac{\Delta p}{L_{ref.} \frac{\rho}{2} u^2} = \frac{f_{fric.}}{d_h} \quad (3)$$

针对液态铅铋低普朗特数特性,即液态铅铋与水相比具有更大的热边界层^[27]。在 ANSYS FLUENT 软件中,默认的对流换热和湍流普朗特数是针对液态水进行求解的,因此在求解铅铋介质时会带来误差。Lyu Kefeng 等针对 P/D 为 1.14、带绕丝的铅铋冷却燃料组件堵流工况,采用如公式(4)^[28]所示的湍流普朗特数 (Pr_t) 关系式,获得了较为合理的分析结果^[13]。

$$Pr_t = 0.85 + \frac{0.7}{Pr} \frac{v_t}{\nu} \quad (4)$$

1.2 两相流计算方法

两相流的处理方法分为两类:一类是均相流模型,适用于气相含量比较低,并且两相相对速度不大的情况;另一类是分相流模型,即对气液两相分别进行处理,对每一相计算其平均物理参量。ANSYS FLUENT 提供的多相流处理方法有 VOF (Volume of Fraction) 模型、混合物 (Mixture) 模型和欧拉 (Eulerian) 模型,前两种模型属于均相流模型,而 Eulerian 模型属于分相流模型。鉴于泵驱动的强迫循环和加强自然循环工况下,氩气含量很少,铅铋-氩气相对速度不大,因此可以采用 VOF 模型,采用 CSF (Continuum Surface Force) 方法模拟表面张力^[29]。

2 模型建立及验证

2.1 铅铋冷却燃料组件单相流模型

本文以德国 KIT 铅铋冷却燃料组件实验流动传热数据为基准^[9,32],进行数值计算结果的对比验证。实验装置侧视图及堵块设置如图 1 所示,燃料组件主要参数见表 1。堵流实验采用电加热的均匀面热源,热功率为 394 ± 4 kW。铅铋入口温度为 200 ± 0.2 °C,质量流量为 18.7 ± 0.2 kg·s⁻¹^[32]。

本课题组已完成了正常运行工况和全堵工况的流动传热及网格无关性验证,结果显示,温度的模拟结果与实验相比,最大相对误差在 $\pm 4.9\%$,摩擦系数与实验推荐经验关系式的相对误差在 $\pm 9.2\%$ ^[33]。相对误差的计算方法为:(数值模型计算值 - 实验参考值) / 实验参考值。

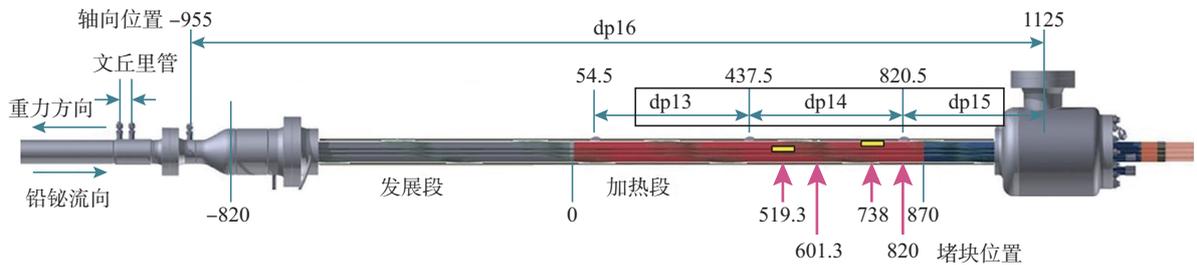


图 1 燃料组件实验装置侧视图(黄色矩形区域为堵块位置)^[11]

Fig.1 Side view of the testing platform (blockages are highlighted in yellow)^[11]

2.2 铅铋-氦气两相流模型

基于表 1 的燃料组件结构,本文采用 FLUENT 软件中自带的 FLUENT Meshing 模块,针对表 1 的中心 6 子通道堵流(简称 C₆工

况)和边 1 子通道堵流(简称 E₁工况)两种工况,分别进行几何结构建模及网格划分,并在堵块上游设置一个圆形气泡的起始位置,如图 2 所示。

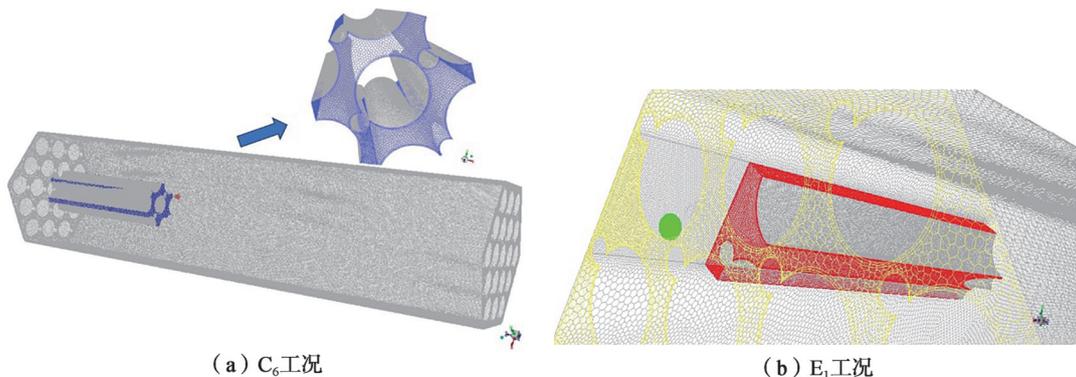


图 2 堵块及气泡起始位置局部网格划分

Fig.2 Mesh display for the blockage regions and gas bubbles

加热棒的壁面边界条件采用与图 1 基准实验一致的均匀热流密度,对于小堵块 E_1 工况,为 $0.93 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$;对于大堵块 C_6 工况,考虑降功率保护,设置为 E_1 工况的 $1/4$,即 $0.23 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ 。铅铋入口条件采用不同雷诺数下的质量流量进口,温度为 473.15 K ;出口处设置为压力出口,压强取 0 Pa 。氩气气泡的起始位置设置在堵块区域前方 10 mm 处,直径为 $1.0\sim 2.0 \text{ mm}$ (见表 3 第 2 列),并对气泡可能流经的区域进行网格加密。本文采用 FLUENT 软件对流场进行初始化,在圆形气泡区域通过 patch 方式使其充满氩气。在瞬态计算时,设置连续性方程收敛条件取 10^{-4} 量级,动量及能量方程收敛条件取 10^{-5} 量级。考虑到流速和最小网格尺寸,时间步长取 $1 \times 10^{-3} \text{ s}$ 。

为验证两相流模型,本文同步通过速度拟合法^[34]和气泡稳定形态图示法^[16]进行验证。其中,前者属于经验关系式,后者属于经验图示,均来源于对大量实验数据和结果的总结归纳。而本文数值模型采用 VOF 方法属于两相求解方法,其与连续性方程、动量方程和能量方程一并用于两相速度、能量的计算求解。采用 VOF 方法得到的数值模拟结果若与经验图示及经验关系式的求解结果相一致,则表明 VOF 方法用于铅铋-氩气工况计算是适合的。

对于速度拟合法,研究指出,通过计算无量纲数 Fr, Eo, Mo 和 Nf 数(Nf 数为 Eo, Mo 的组合)可以得到两相间作用力的影响情况。当 $Eo > 70$ 时,表面张力可以不考虑;当 $Nf > 550$ 时,黏性作用影响很小;当 $Fr < 0.05$ 时,惯性作用可以不考虑^[34]。根据 ANSYS 理论手册^[24],对于 $Re \gg 1$ 的工况, We 数(惯性力和张力之比)不可忽略,当 $We \gg 1$ 时,张力影响可以忽略。

这些无量纲数的表达式(见表 2 第 2 行)与本文工况点 1~6(见图 4)的计算结果各参数列于表 2 第 3 行。由计算结果可知,惯性力和张力的影响是主要影响因素,惯性力占主导。当惯性力的影响占主导时,根据文献^[34]可知,垂直管内流体速度应当满足 $u = Const. \times U_1 + U_{g,c}$,其中 U_1 为液相流速, m/s ; $U_{g,c}$ 为最终稳定时气泡头部中心线上的速度, m/s 。对于湍流, $Const.$ 的经验值取 1.2 。由于 VOF 模型只能获得流体速度 u ,因此,将流体速度 u 与铅铋入口速度 U_1 进行拟合(见图 3),得到 $Const.$ 约为 1.05 ,该值稍小于经验值^[34],相关系数 R^2 为 0.9997 ,这与其他研究者的结论一致,因此可以认为模拟的结果是可以接受的。

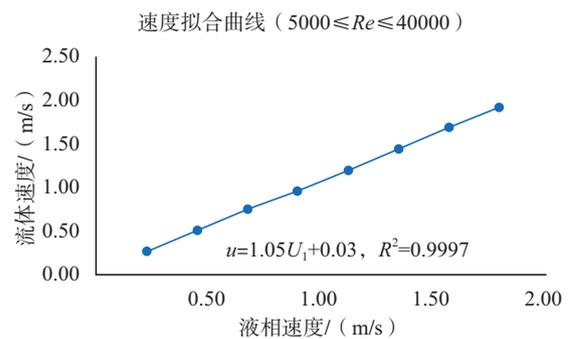


图 3 惯性力主导下流体速度和液相速度拟合结果
Fig. 3 The fitting curve for inertial force dominated velocities between two-phase flow and the liquid LBE

对于气泡稳定形态图示法^[30,31],本文选取边 1 子通道堵流工况下的 6 个工况点作为研究对象,其中 1~2 研究气泡直径的影响,3~6 研究雷诺数的影响,工况点各参数取值见表 3。网格加密区域的两相流流速和气相雷诺数由 FLUENT 求解器输出,分别见表 3 第 4 列及第 5

表 2 无量纲数的表达式及本模型中计算结果

Table 2 Expressions for dimensionless numbers and calculation results

无量纲数	Fr	Eo	Mo	Nf	We
表达式*	u/\sqrt{gD}	$g(\rho_l - \rho_g)d_{bub}^2/\sigma$	$g\mu_l^4(\rho_l - \rho_g)/\rho_l^2\sigma^3$	$(Eo^3/Mo)^{1/4}$	$\rho\mu^2D/\sigma$
工况点 1~6	1.19~8.49	0.25~1.00	$4.74 \cdot 10^{-13}$	425.59~1203.92	9.72~494.67

*注: u 为流体速度 $(\text{m}\cdot\text{s}^{-1})$, g 为重力加速度 $(\text{m}\cdot\text{s}^{-2})$, μ 为动力黏度 $(\text{kg}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{s}^{-1})$, D 为特征长度 $/\text{m}$, d_{bub} 为气泡直径 $/\text{m}$, ρ_g 相较液态铅铋的 ρ_l 而言很小,因此由 ρ_l 计算。

列。 Mo 数、 Eo 数、 Re 数定义式分别见式(5)~式(7)^[16],通过计算获取这三个无量纲数列于表3后3列之中。由 FLUENT 软件计算后,获得气泡随无量纲数变化稳定时的形态如图4所示。考虑到计算结果的可靠性,选取 Grace 经验图示(见图5)作为基准形态,将表3参数对照图5坐标,画出工况点1~6各点位置,见图5黄线所示。根据图5形态划分,工况点1落在球状(Spherical)区域,其余5个工况点均落在抖动状(Wobbling)区域。对比图4中本模型中输出的稳定形态,以及图5中气泡稳定时的理论形态,可知本论文采用 VOF 方法的模拟结果与经验结果相吻合。

$$Mo = \frac{g\mu_l^4(\rho_l - \rho_g)}{\rho_l^2 \sigma^3} \quad (5)$$

$$Eo = \frac{g(\rho_l - \rho_g) d_{bub}^2}{\sigma} \quad (6)$$

$$Re_{bub} = \frac{\rho_l u_{dense} d_{bub}}{\mu_l} \quad (7)$$

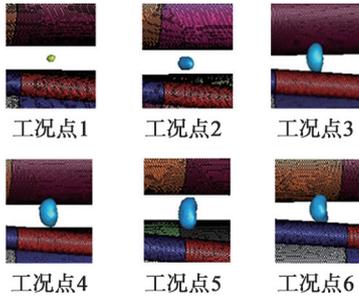
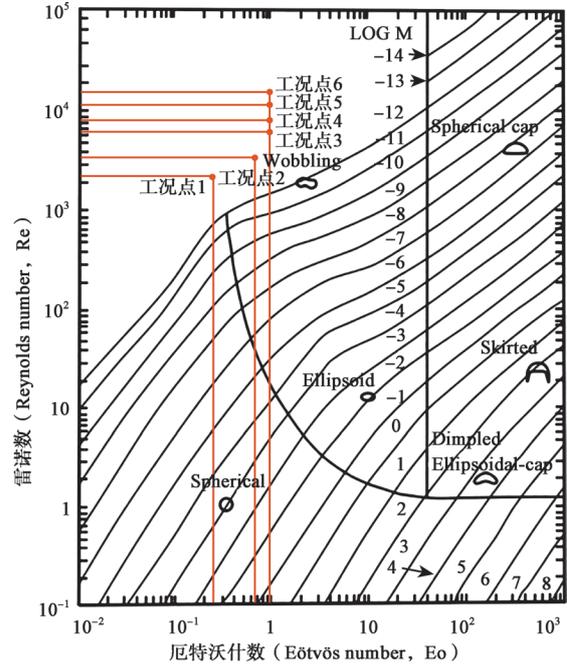


图4 本模型工况点1~6气泡稳定上升时的形态
Fig.4 The numerical results of rising bubbles for E_1 blockage conditions



*注:
球形 (Spherical);
椭球形 (Ellipsoid);
裙状 (Skirted);
波动的椭球形 (Wobbling);
椭球形-帽状 (Spherical cap);
凹陷的椭球形-帽状 (Dimpled Ellipsoidal-cap)

图5 Grace 经验图示下的理论形态

Fig.5 The stable shapes for gas bubbles under Grace correlation

3 堵流工况下的两相流特性分析

本节考虑铅铋夹带氩气工况下,基于两相流模型验证结果,对 C_6 工况和 E_1 工况的局部过热和压降分别进行计算分析,并对入口雷诺数、孔隙率及气泡直径进行了参数敏感性分析。

表3 氩气气泡在液态铅铋中稳定上升时各参数取值 (E_1 工况下, 孔隙率 0.2)

Table 3 Values of parameters for steady rising bubbles for E_1 blockage

图4中各对应点	气泡初始直径 / mm	LBE 入口 Re 数	网格加密区域两相流流速 / ($m \cdot s^{-1}$)	氩气气相 Re 数	Mo 数 ($\log(Mo)$)	Eo 数
工况点1	1.0	15700	0.5539	2380.77	4.74e-13	0.2496
工况点2	1.5	15700	0.5498	3544.72	(-12.32)	0.5617
工况点3	2.0	15000	0.7524	6468.01		0.9986
工况点4	2.0	20000	0.9562	8219.96		0.9986
工况点5	2.0	30000	1.4451	12422.31		0.9986
工况点6	2.0	40000	1.9179	16487.03		0.9986

堵块边界条件设置分为两种:一种是以外边界为壁面来模拟实心堵块情况;另一种是外边界为内部面并设置孔隙率来模拟多孔介质堵块情况。

3.1 C_6 工况

3.1.1 入口雷诺数的影响

(1) 堵块外边界为壁面条件

本文通过设置气相等体积分率的监测面,观察含气区域因导热不良造成的升温。选取组件轴向位置 348~552 mm 的体平均温度为参考温度,堵块在 492~546.6 mm 区域,相对于参考节段位置为 70.6%~97.4%,气泡直径保持 2 mm 不变。图 6 给出了不同雷诺数下气相等体积分率(VOF_{Ar})在[0.6~0.9]范围内的过热情况。由图 6 可知,随流动时间的增加, VOF_{Ar} 较高的等值面不一定存在连续性。其中图 6(a)至图 6(b)表明雷诺数较低时, VOF_{Ar} 为 0.9 的等值面大概率能够在 0.08 s 内监测到;而雷诺数较高时,且 VOF_{Ar} 值较大时,气泡存在时间较短,仅约为 0.03 s,如图 6(c)所示。且 VOF_{Ar} 值越高,引起的局部过热越明显。壁面边界与内部面边界相比,在瞬态条件下气相体积分率可以保持在较高的水平($C_{Ar}>0.5$),从而导致引起的过热更严重。

图 7 给出了当流动时间为 0.01 s, Re 为 15000 时入口条件下的局部 VOF_{Ar} 分布及温度云图。由图 6 的计算结果可知,尽管 VOF_{Ar} 监测面温度均值约在 550 K,尚在可接受的范围,然而图 7 局部最高温度接近 1000~1500 K,这可能会对局部结构完整性造成威胁。

图 8 给出了中低雷诺数下气泡被封闭的现象,由图可知雷诺数较低时,气泡可能会卡在堵块附近形成“死区”,并伴随明显的过热。图 9 显示了高雷诺数下气泡逸出现象,由于在高雷诺数下高速流动的液态铅铋可能将气泡带出堵流区域,引起气泡逃逸,从而使高含气量的维持时间很短。即便在 0.1 s 后再次监测到高等值面,逸出气体引起的局部过热也微乎其微。

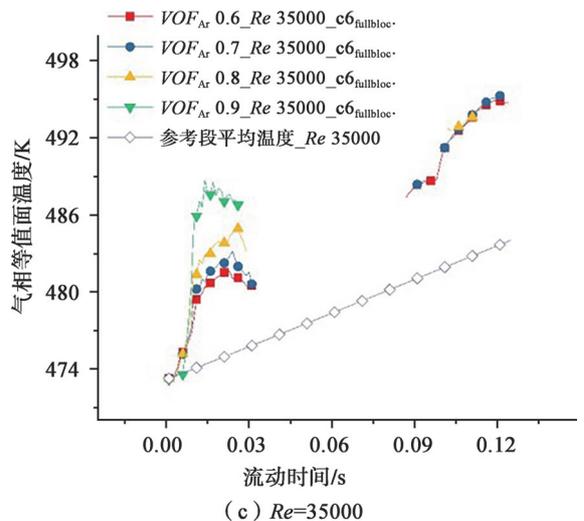
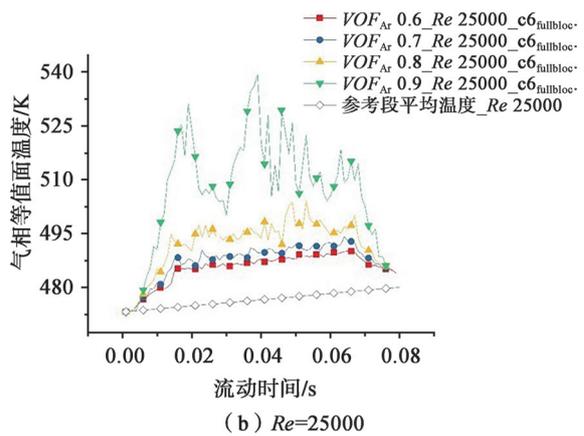
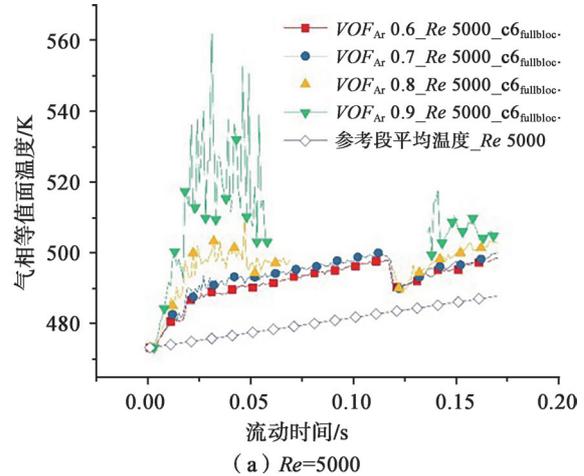


图 6 不同雷诺数下气相等值面温度变化(C_6 工况,外边界为壁面)

Fig.6 Temperature of iso-surfaces for gas phase at C_6 blockage conditions (wall boundary conditions)

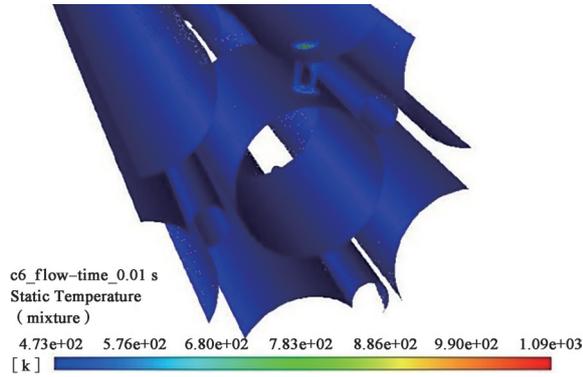
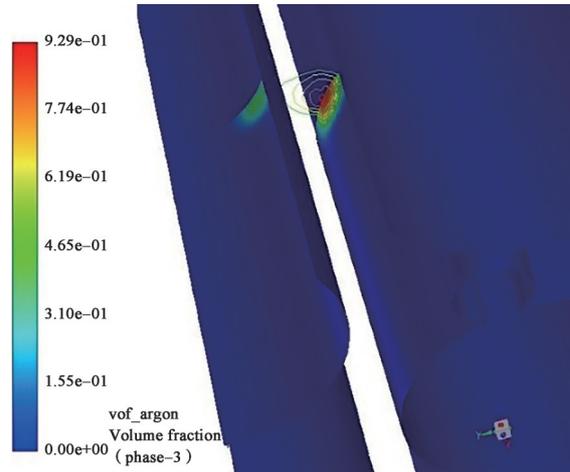
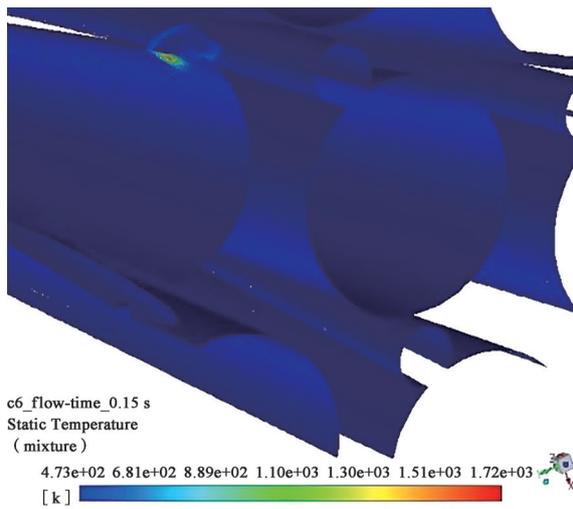


图7 $Re=15000$ 时堵区局部过热, $t=0.01s$ (C_6 工况)
Fig.7 Local overheating for diff. Re of C_6 blockage conditions

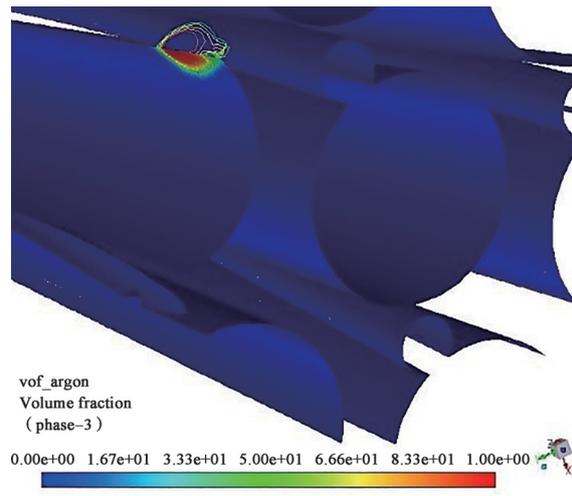


VOF_{Ar} 分布, $Re=10000$, 0.15 s

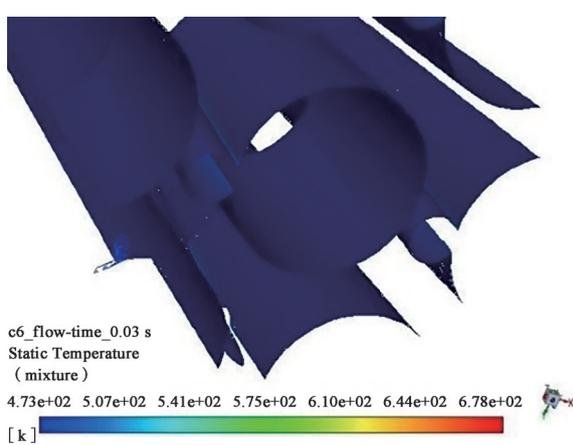
图8 中低雷诺数下气泡被封闭现象 (C_6 工况)
Fig.8 The sealed bubble for low and immediate Re of C_6 blockage conditions



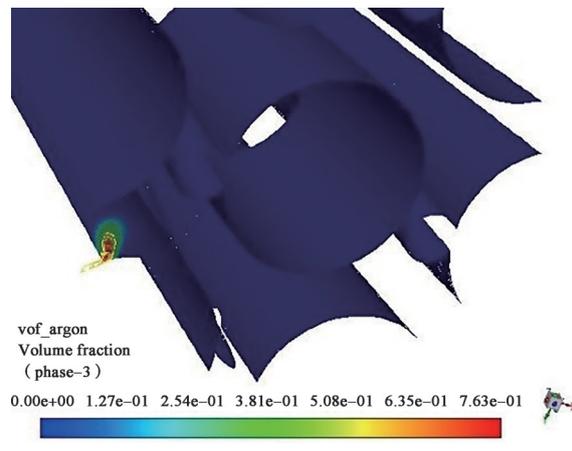
(a) 温度分布, $Re=20000$, 0.15 s



(b) VOF_{Ar} 分布, $Re=20000$, 0.15 s



(c) 温度分布, $Re=35000$, 0.03 s



(d) VOF_{Ar} 分布, $Re=35000$, 0.03 s

图9 高雷诺数下气泡逸出现象 (C_6 工况)
Fig.9 The escape bubbles for high Re of C_6 blockage conditions

(2) 堵块外边界为内部面条件

在该类边界条件下,气泡可以贯穿多孔堵流区域,最终逃逸出该区域。为了研究不同入口 Re 影响,本文取孔隙率为 0.8 和气泡直径为 2 mm 且保持不变,观察不同时刻气相等值面温度变化。

图 10 给出了不同雷诺数下 VOF_{Ar} 等值面温度计算结果,由图示可知,高 VOF_{Ar} 值面存留的时间非常短,且低 VOF_{Ar} 值时温度随流动时间近似线性升高。例如, Re 取 5000 的

条件下, VOF_{Ar} 取 0.8 的等值面存留时间仅为 50 ms,如图 10(a) 所示。由图 10(b) 可以看出,随着雷诺数增加, VOF_{Ar} 等值面存在时间缩短,且最终引起的温升有所降低。然而,堵块在内部面边界条件下引起的过热并不显著。例如,流动时间为 0.15 s 时,以堵块所在节段的流体的体平均温度为参考,在 Re 为 5000 时 VOF_{Ar} 取 0.6 的等值面过热为 5.4 K,而壁面条件的相同雷诺数下,其过热温度已达 22.6 K。

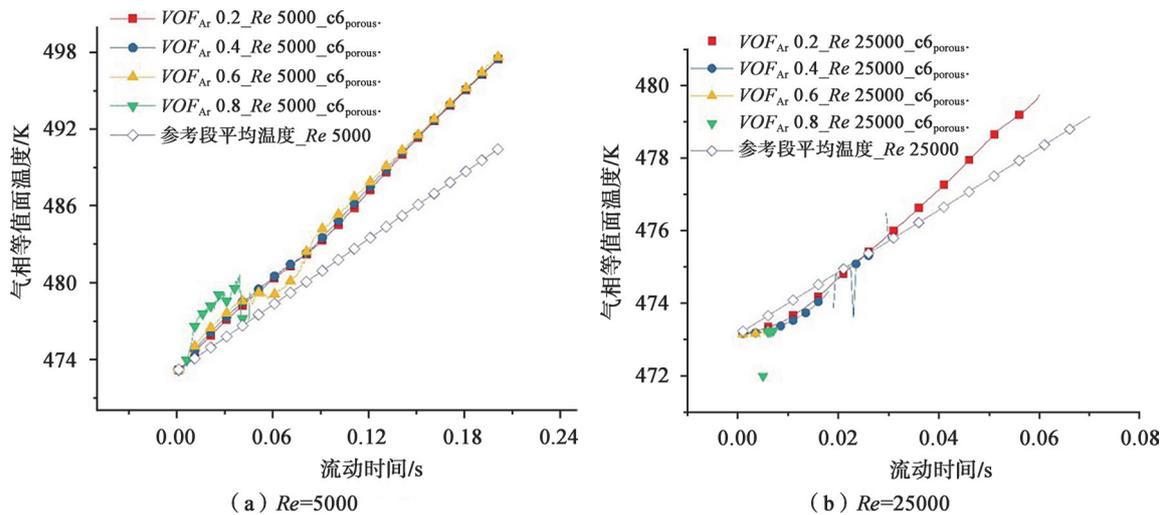


图 10 不同雷诺数下 VOF_{Ar} 等值面温度计算结果 (C_6 工况,外边界为内部面)

Fig.10 Temperature of iso-surfaces for gas phase at C_6 blockage conditions (internal boundary conditions)

为监测氩气及堵流区域的静压瞬态变化,研究者在 FLUENT 软件中创建了一条监测线贯穿多孔堵流区域。该直线的 x, y 坐标与气泡起始位置的坐标保持一致,得到不同雷诺数下沿轴向方向静压变化曲线。图 11 显示随着堵块位置轴向坐标的增加,高 VOF_{Ar} 区域可能引起局部静压的小幅上升(微正压现象)。特别是在气泡进入多孔区域瞬间,引起的相对静压增量约为 0.3%。由图 11(a)~图 11(b) 的变化可知,雷诺数越低,微正压现象越明显。这一现象从两相流稳定条件出发可以解释为:气泡在液体中平衡存在除了需要具有一定的过热度外,气相和液相压差还需满足 $p_g - p_l = 2\sigma/r^*$ 条件,其中 p_g 为气泡内的压力, Pa; p_l 为液相压力, Pa; σ 为表面张力, N/m; r^* 是界面曲率, 1/m^[35]。因此,

对于不透明介质,可以利用这一现象来监测气泡的位置。

3.1.2 孔隙率的影响

为研究孔隙率对局部过热和压降特征的影响,本文铅铋入口雷诺数取临界 Re , 即过渡流向湍流转变的 $Re_{bt}=15700$, 且气泡直径取 2 mm 保持不变,计算得到不同时刻孔隙率 [0.2, 0.8] 的 VOF_{Ar} 值监测面温度曲线,如图 12 所示。

由图 12(a) 可知,孔隙率取 0.2 时,等值面温度比该节段流体的体平均温度过热显著,温度曲线和全堵工况趋势类似。这是由于气泡被限制在堵块局部形成“死区”[见图 13(a)], 与全堵工况时形成的“死区”相比,低孔隙率下气泡并未完全被限制,而是分裂成一个较大的主气泡和一个较小的子气泡。主气泡未被限制而

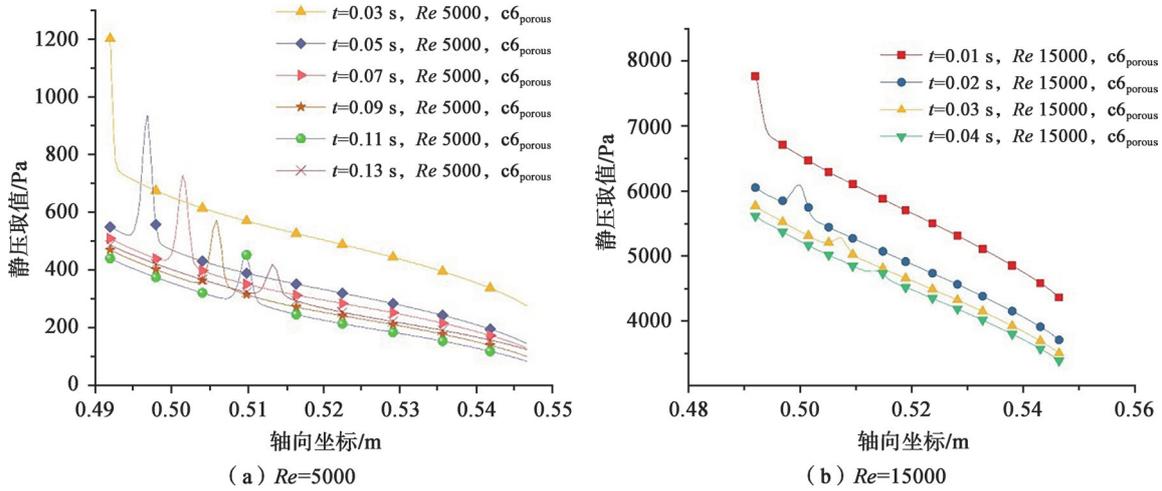


图 11 不同雷诺数下两相区域压降计算结果, Re 5000~15000 (C_6 工况)

Fig.11 The pressure drops of diff. inlet Re for C_6 blockage conditions

逃逸,而子气泡被限制在堵块区域,如图 13(b)所示。

对于孔隙率为 0.4 [见图 12(b)]的情况,在 0.03 s 后仅低 VOF_{Ar} 值能够被监测到,这种工况下,气相也会引起比较明显的过热。气相随流动时间增加分裂成多个子泡,缓慢逃逸出多孔

堵流区域。当孔隙率增至 0.6 时,除了可以观察到气泡逃逸[图 14(a)]之外,气相还会随流动时间增加缓慢耗散在多孔堵流内部,如图 14(b)所示。当孔隙率增至 0.8 时,气泡能够完整地随流体从堵块出口逸出多孔介质区域,并不会引起明显的过热现象。

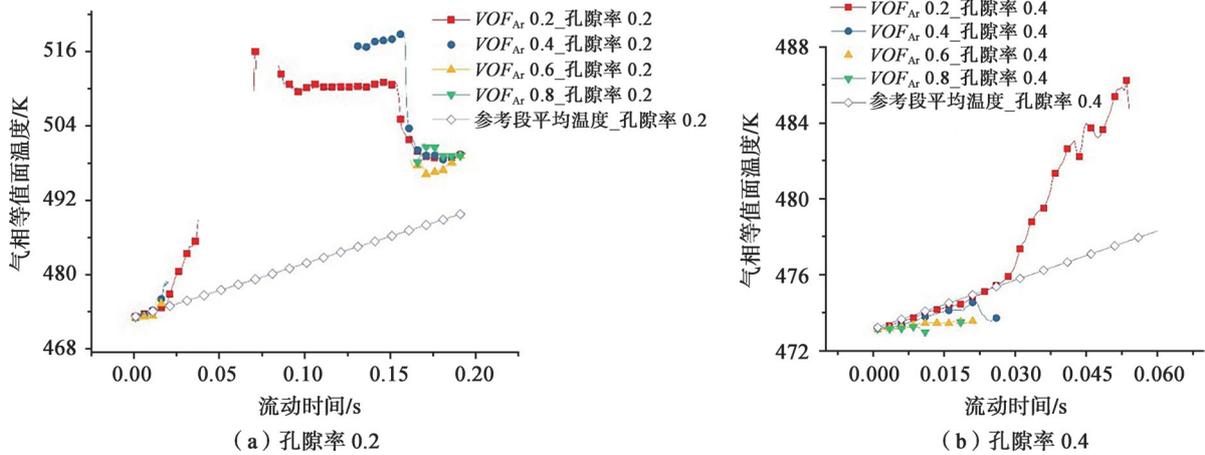
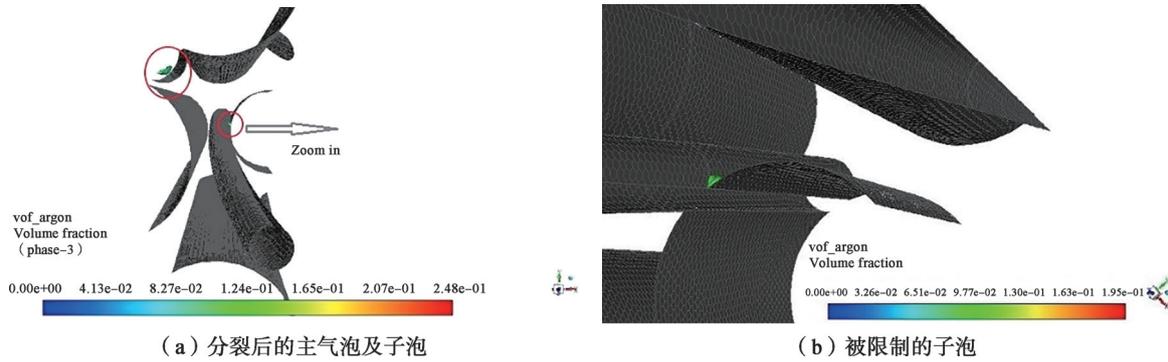
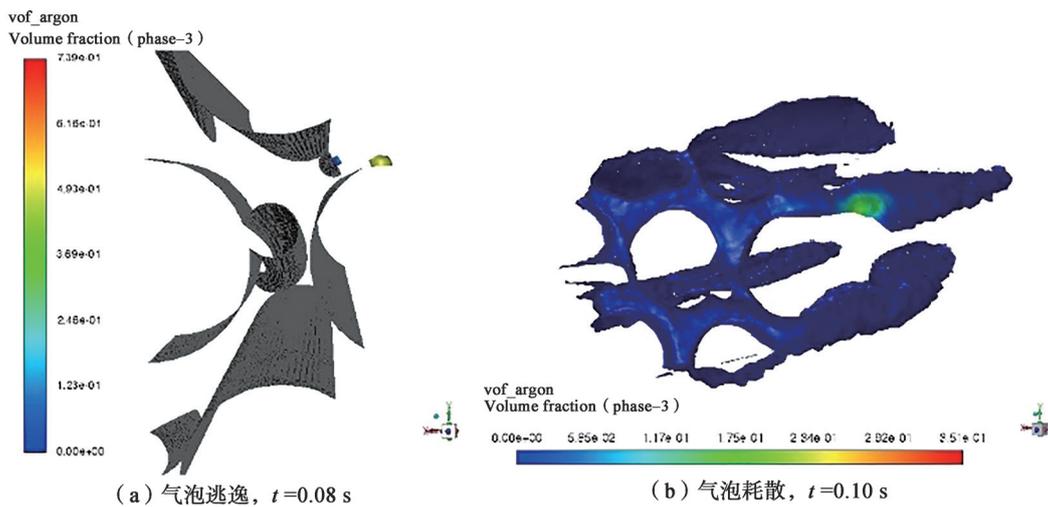


图 12 不同孔隙率下温度计算结果 (C_6 工况, $Re=15700$, 气泡直径为 2.0 mm)

Fig.12 Temperature of iso-surfaces for gas phase at C_6 blockage conditions

图 13 孔隙率 0.2 时气泡行为, $t=0.1$ s (C_6 工况)Fig.13 The behavior of gas bubbles when porosity is 0.2 at C_6 blockage conditions, $t=0.1$ s图 14 孔隙率 0.6 时气泡逃逸和耗散现象 (C_6 工况)Fig.14 The behavior of gas phase when porosity is 0.6 at C_6 blockage conditions

3.1.3 气泡直径的影响

为探究气泡直径的影响,研究者分别设置直径为 2.0 mm、1.5 mm 和 1.0 mm 的圆形气泡,其余参数取 $Re=Re_{br}=15700$,由于小孔隙率可能引起较为严重的过热,故选取孔隙率为 0.2 并对所有工况保持一致。

图 15 为不同气泡直径下 VOF_{Ar} 值监测面温度计算结果。由图 15(a) 可知,仅在直径为 2.0 mm 时,高 VOF_{Ar} 值监测面的存留时间较长,在 0.02 s 内引起的过热较为明显。图 15(b) 显示直径为 1.5 mm 的气泡在 0.015 s 左右存在约为 2 K 的短期过热。这是由于仅直径为 2.0 mm 分裂出子泡并伴随有“死区”形成(见图 13),其他气泡直径下均未分裂出子泡。因此,在

铅铋-氩气的夹带工况中,应当关注气泡尺寸(直径 ≥ 2.0 mm)较大的情况;在氩气加强自然循环工况中应当合理控制气泡的注入尺寸。

3.2 E_1 工况

3.2.1 入口雷诺数影响

与上述探讨 C_6 工况时控制变量法的思想类似,为研究铅铋入口雷诺数影响,研究者控制气泡直径为 2.0 mm,孔隙率为 0.8,设置入口雷诺数以 5000 为增量递增,变化范围为 5000~40000,观察堵流工况下气泡行为、压降及过热特征,结果如下。

(1) 堵块外边界为壁面条件

在边 1 子通道堵流(E_1 工况)下,气泡相较于中心通道堵流有更大的逃逸趋势。图 16(a) (b)

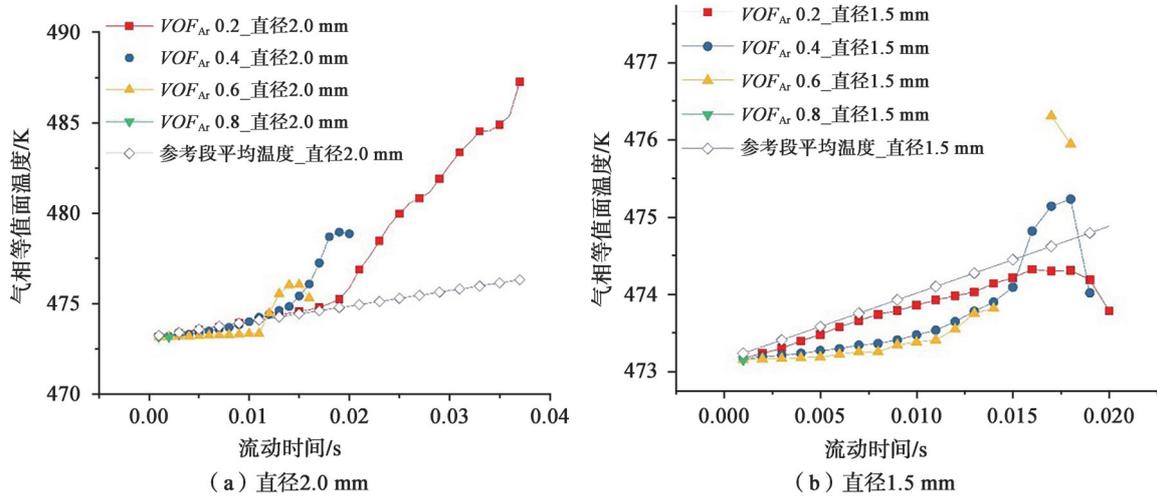


图 15 不同气泡直径下气相温度计算结果 (C_6 工况, 孔隙率 0.2, $Re=15700$)

Fig.15 Temperature of gas iso-surfaces for different bubble diameters ($\phi=0.2, Re=15700, C_6$ blockage conditions)

分别显示了 Re 为 10000 和 15000 时气泡的逃逸现象。模拟结果显示,在 $Re \geq 10000$ 时,气体在多孔区域内的存留时长不超过 0.01 s 便缓慢逸出。因此,除了 Re 为 5000 时气相的过热较为明显外,其余雷诺数下气相引起的过热皆不明显。

(2) 堵块外边界为内部面条件

在 E_1 工况下,堵块位于轴向 710.7~765.3 mm 段,参考节段为组件加热段轴向 696~870 mm 时,堵塞位置所在该段 8.4%~39.8% 的中上游位

置。图 17 显示了 Re 为 20000 的条件下,堵块区域静压的变化情况。由图示可知,当流动时间由 0.01 s 增至 0.03 s 时,高气相含量区域存在与中心 6 子通道工况类似的微正压现象(图中箭头所指位置为气泡位置)。

温升方面,在 0.03 s 内, VOF_{Ar} 等值面温度近似指数上升,然而其引起的过热并不明显,因此本文不进行展开阐述。

3.2.2 孔隙率影响

边通道堵流下,孔隙率大小可能会对气泡

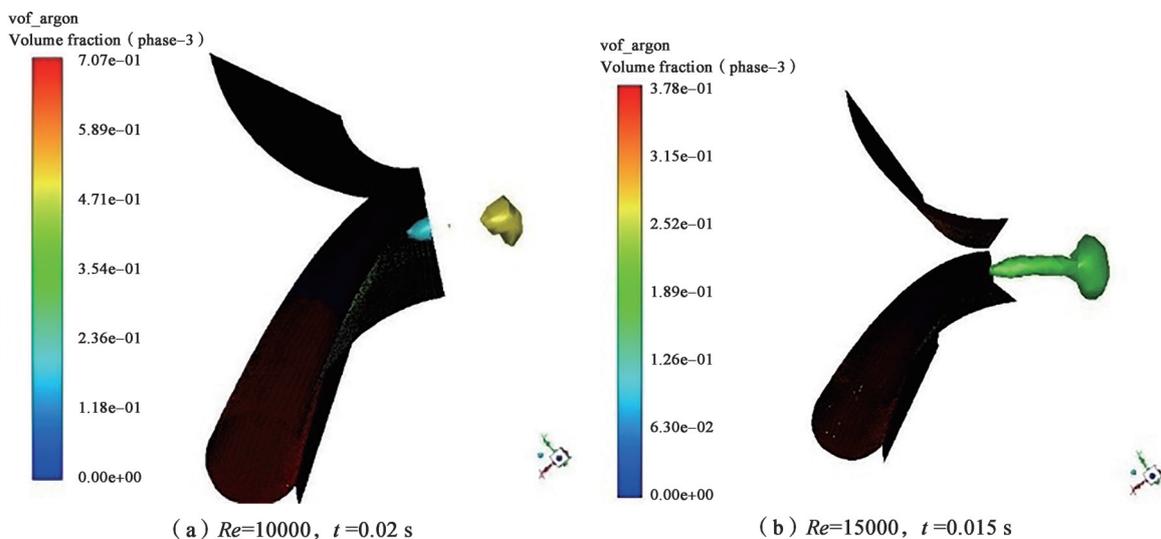


图 16 不同雷诺数下气泡逃逸现象 (E_1 工况,外边界为壁面)

Fig.16 Different behavior of gas bubbles for different inlet Re of E_1 blockage

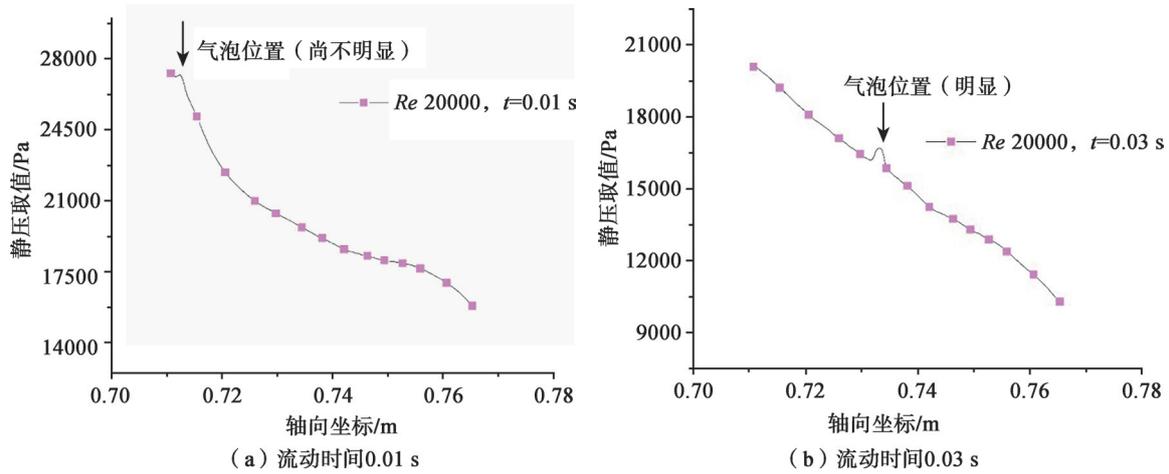


图 17 $Re=20000$ 时静压变化情况 (E_1 工况, 外边界为内部面)

Fig.17 Pressure changes for E_1 blockage, $Re=20000$

在多孔介质内的存留时长造成影响。在图 18 中, 研究者对不同孔隙率下气泡是否逃逸进行了对比, 由模拟结果可知, 当孔隙率不太大 ($\phi < 0.8$) 时, 气泡容易在短期内逃逸, VOF_{Ar} 等值面温度上升到一个峰值温度然后下降; 当孔隙率比较大 ($\phi \geq 0.8$) 时, 气泡不易从多孔介质内逸出, 因此能够被加热较长的时间, VOF_{Ar} 等值面温度近似指数形式上升, 温升也比小孔隙率时更为显著。

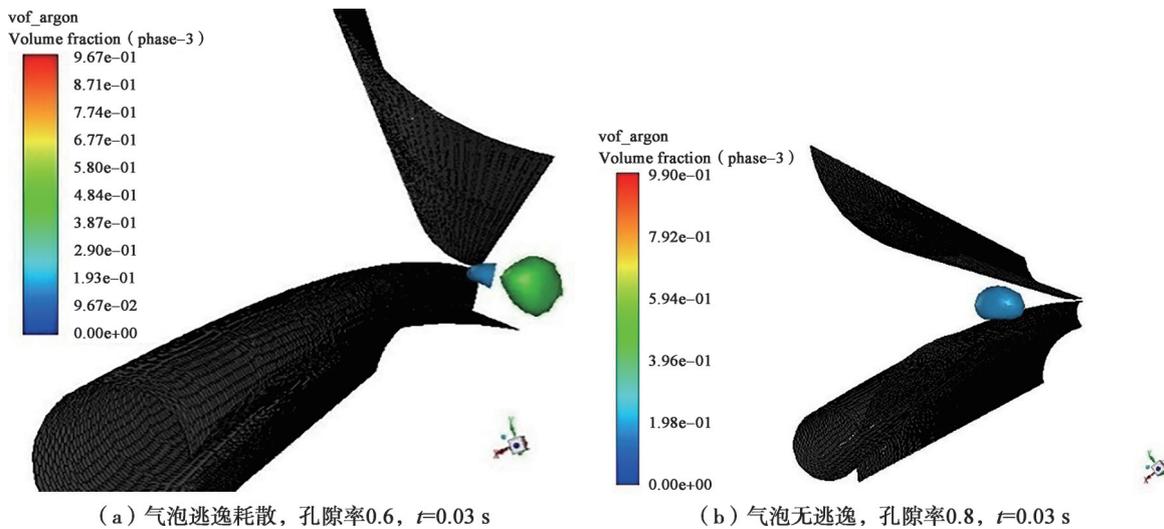
3.2.3 气泡直径影响

流动时间为 0.01 s 时, 气泡直径分别为

1.0 mm、1.5 mm 和 2.0 mm 的气相参数和两相流动的模拟结果已经在模型验证部分进行了阐述 (见图 4)。对于不同直径, 气泡皆能够存留在多孔区域较长时间, 但引起的温升均在 1 K 以内, 并不显著。随流动时间的增加, 不同直径的气泡缓慢耗散在液态铅铋中, VOF_{Ar} 监测值也逐渐降低。

4 总结

本文对带绕丝的 19 棒束六边形燃料组件中心通道和边通道堵流工况下, 铅铋-氩气夹



(a) 气泡逃逸耗散, 孔隙率 0.6, $t=0.03$ s

(b) 气泡无逃逸, 孔隙率 0.8, $t=0.03$ s

图 18 不同孔隙率气泡行为, $Re=Re_{b,T}$, 气泡直径为 2.0 mm

Fig.18 Different behavior of gas bubbles for different porosities, diameter 2.0 mm

带两相流的局部过热和压降特征进行了阐述, 主要结论如下:

气泡行为可以概括为三类, 即逃逸、耗散以及受限形成“死区”。入口雷诺数、孔隙率、气泡直径三者共同作用对气泡行为造成影响, 进而影响堵块区域的传热和压降特征。

(1) 孔隙率较小, 入口雷诺数较大时, 较易发生逃逸现象。边子通道堵流条件下发生的可能性大于相同参数下的中心通道堵流。

(2) 在孔隙率较大时, 较易发生耗散现象, 可能伴随气泡逃逸。

(3) 铅铋入口雷诺数较小 ($Re \leq Re_{br}$), 孔隙率较小时, 较易发生受限现象。直径较大 (2 mm) 的气泡可能分裂出一个小的子泡, 引起受限过热。

在过热特征方面, 气相更易在堵块附近存留形成高体积分率区域, 并引起过热。与堵块外边界为内部面时相比, 堵块外边界为壁面时所引起的过热现象更为显著。

在压降特征方面, 高 VOF_{Ar} 区域会引起局部微正压现象, 造成堵块轴向监测线上静压的小幅上升, 微正压的出现位置与流动时间和铅铋入口雷诺数有关。

致谢: 作者对所有为本文工作提供帮助指正的人员表示感谢。本文是在科技部国家重点研发计划, Grant No. 2022YFB1902503 项目的支持下完成的, 本文数值模拟得到了合肥先进计算中心的支持, 在此特别表示感谢。

参考文献

- [1] Han J T. *Blockages in LMFBR Fuel Assemblies – A Review of Experimental and Theoretical Studies* [D]. OAK Ridge: OAK Ridge National Laboratory, 1977.
- [2] Kirsch D. *Investigations on the flow and temperature distribution downstream of local coolant blockages in rod bundle subassemblies* [J]. Nuclear Engineering and Design, 1974, 31 (2): 266–279.
- [3] Kikuchi Y, Daigo Y, Ohtsubo A. *Local sodium boiling behind local flow blockage in simulated LMFBR fuel subassembly* [J]. Nucl Sci Technol, 1977, 14 (11): 774–790.
- [4] Zrodnikov A V, Chitaykin V I, Gromov B F, et al. *Use of Russian Technology of ship reactors with lead-bismuth coolant in nuclear power* [R]. Moscow: Russian Federation, 2000: 127–132.
- [5] Chai X, Liu X, Xiong J, et al. *CFD analysis of flow blockage phenomena in a LBE-cooled 19-pin wire-wrapped rod bundle* [J]. Nuclear Engineering and Design, 2019, 344: 107–121.
- [6] Xu W, Ouyang K, Guo J, et al. *Experimental and numerical investigations on heat transfer and flow behavior of flow blockage in narrow rectangular channel with protrusions* [J]. Applied Thermal Engineering, 2022, 203: 117954.
- [7] Wang G, Niu S, Cao R. *Summary of severe accident issues of LBE-cooled reactors* [J]. Annals of Nuclear Energy, 2018, 121: 531–539.
- [8] Fukano Y. *Development and validation of SAS4A code and its application to analyses on severe flow blockage accidents in a sodium-cooled fast reactor* [J]. Journal of Nuclear Engineering Radiation Science, 2019, 5 (1).
- [9] Pacio J, Daubner M, Fellmoser F, et al. *Heat transfer experiment in a partially (internally) blocked 19-rod bundle with wire spacers cooled by LBE* [J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, 330: 225–240.
- [10] Marinari R, Piazza D I, Tarantino M, et al. *Blockage fuel pin simulator experiments and simulation* [J]. Nuclear Engineering and Design, 2019, 353 (C): 110215–110215.
- [11] Di Piazza I, Magugliani F, tarantino M, et al. *A CFD analysis of flow blockage phenomena in ALFRED LFR demo fuel assembly* [J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 276: 202–215.
- [12] Liu X J, Yang D M, Yang Y, et al. *Computational fluid dynamics and subchannel analysis of lead-bismuth eutectic-cooled fuel assembly under various blockage conditions* [J]. Applied Thermal Engineering, 2020, 164 (C): 114419–114419.
- [13] Lyu K, Ma X, Wang H, et al. *CFD analysis of thermal-hydraulic behaviors in a LBE cooled 19-pin wire wrapped bundle under porous lumped blockage conditions* [J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, 151: 107956.
- [14] Suzuki T, Chen X, Andrei R, et al. *Transient analyses for accelerator driven system PDS-XADS using the extended SIMMER-III code* [J]. Nuclear Engineering and Design, 2005, 235 (24): 2594–2611.
- [15] Wu J, Cao W, Cong T. *Numerical investigation on the performance of gas-lift pump with large density ratio of liquid to gas* [J]. International Journal of Multiphase Flow, 2022, 148: 103936.

- [16] Wang C, Cai J. *Numerical simulation of bubble rising behavior in liquid LBE using diffuse interface method* [J] . Nuclear Engineering and Design, 2018, 340: p. 219–228.
- [17] Zhao Y, Niu F, Shan Z. *Numerical Simulation on Bubble Rising Behavior in Liquid Lead-bismuth Alloy*. Atomic Energy Science and Technology, 2015. 49 (Suppl.) .
- [18] Li X, Tian W, Chen R, et al. *Numerical simulation on single Taylor bubble rising in LBE using moving particle method* [J] . Nuclear Engineering and Design, 2013, 256: 227–234.
- [19] Wang C, Cai J. *CFD Studies on a Single Taylor Bubble Rising Behaviors in Liquid LBE Based on Diffuse-interface Method* [J] . Nuclear Science and Engineering, 2019. 39 (3) : 363–372.
- [20] Benamati G, Foletti C, Forgiione N, et al. *Experimental study on gas-injection enhanced circulation performed with the CIRCE facility* [J] . Nuclear Engineering and Design, 2006. 237 (7) : 768–777.
- [21] Shi L, Tan B, Wang C, et al. *Experimental investigation of gas lift pump in a lead-bismuth eutectic loop* [J] . Nuclear Engineering and Design, 2018, 330: 516–523.
- [22] Tarantino M, Agostini P, Benamati G, et al. *Integral Circulation Experiment: Thermal-hydraulic simulator of a heavy liquid metal reactor* [J] . Journal of Nuclear Materials, 2011, 415 (3) : 433–448.
- [23] Schriener TM, El-Genk M S. *Gas-lift enhanced natural circulation of alkali and heavy liquid metals for passive cooling of nuclear reactors* [J] . International Journal of Multiphase Flow, 2021, 143: 103783.
- [24] Fluent, A. N. S. Y. S. *Ansys fluent theory guide* [R] . Ansys Inc., USA, 2011, 15317: 724–746.
- [25] Moreau M V, Nrg K Z, Crs S L. *CIRCLE experiment: CFD model validation* [J] . SESAME deliverable, 2018: 3.
- [26] Ergun S. *Fluid flow through packed columns* [J] . Chem. Eng. Prog., 1952, 48: 89–94.
- [27] 郝老迷. *核反应堆热工水力学* [M] . 北京: 原子能出版社, 2010.
- [28] Kays W M. *Turbulent Prandtl number: Where are we?* [J] . ASME Transactions Journal of Heat Transfer, 1994, 116 (2) : 284–295.
- [29] 赵云淦, 牛风雷, 单祖华. *气泡在液态铅铋合金内上升行为的数值模拟* [J] . 原子能科学技术, 2015, 49 (S1) : 278–282.
- [30] Grace J. *Shapes and velocities of bubbles rising in infinite liquid* [J] . Transactions of the Institution of Chemical Engineers, 1973, 51: 116–120.
- [31] Grace J R, Wairegi T, Nguyen T H. *Shapes and velocities of single drops and bubbles moving freely through immiscible liquids* [J] . Chem. Eng. Res. Des., 1976.
- [32] Pacio J, Daubner M, Fellmoser F, et al. *Experimental study of heavy-liquid metal (LBE) flow and heat transfer along a hexagonal 19-rod bundle with wire spacers* [J] . Nuclear Engineering and Design, 2016, 301: 111–127.
- [33] Xia F, Liu S, Yu D, et al. *CFD analysis of porous flow blockage in a gas-lift enhanced LBE-cooled fuel assembly* [J] . Annals of Nuclear Energy, 2023, 190: 109899.
- [34] 王春涛, 蔡杰进. *基于扩散界面法的液态 LBE 中单个弹状气泡上升行为 CFD 研究* [J] . 核科学与工程, 2019, 39 (3) : 363–372.
- [35] 郝老迷, 胡古, 郭春秋. *沸腾传热和气液两相流动* [M] . 哈尔滨: 哈尔滨工程大学出版社, 2016.

Flow Blockage Phenomenon of LBE-argon Two Phase Flow in a Wire-wrapped Fuel Assembly

Xia Fan^{1,2,3}, Liu Shuyong^{1,*}, Li Taosheng^{1,2}, Mei Huaping¹, Wang Zhen¹, Zhao Jiyun³

(1. Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Hefei Institute of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China; 2. University of Science and Technology of China, Hefei 230026, China; 3. Department of Mechanical Engineering, City University of Hong Kong, Hong Kong, China)

Abstract: The flow blockage phenomenon is one of the most important safety issues for wire-wrapped fuel assemblies in lead-based reactors. The LBE-argon two phase flow can occur at bubble-carried free surfaces or in gas-enhanced natural circulations, which may in turn cause local thermal hydraulic change at blockage regions in the assembly. In this paper, numerical models for the 19-pins wire-wrapped fuel assembly are being built using Fluent software, heat transfer and pressure drops of LBE-argon two phase flow are studied under blockage conditions. And the numerical model for two phase flow is validated through comparisons. Parameter-sensitivity analysis are given including the inlet Reynold number, porosities for the blockage regions and bubble diameters. It is concluded that: the behaviors for gas bubbles including escape, dispersion and being sealed. Local pressure increases and overheating are discovered at regions with high volume fraction of gas phase. This work can be a reference of safety analysis for the flow blockage in LBE-cooled fuel assemblies.

Key words: lead based reactors; fuel assembly; flow blockage; two-phase flow; CFD numerical analysis

(责任编辑：许龙飞)

徐熙,潘伟龙,谢江红,等. 轴线倾斜条件下核电站推力轴承润滑特性分析[J]. 核安全,2024,23(1):48-55.

Xu Xi, Pan Weilong, Xie Jianghong, et al. Analysis of Lubrication Characteristics of Thrust Bearings with Inclined Axis in Nuclear Power Plant [J].

Nuclear Safety, 2024, 23(1): 48-55.

轴线倾斜条件下核电站推力轴承润滑特性分析

徐 熙¹, 潘伟龙¹, 谢江红¹, 何少华¹, 范雪晴², 蔡 亮²

(1. 江苏核电有限公司, 连云港 222042; 2. 东南大学能源与环境学院, 南京 210046)

摘要: 作为核主泵承担轴向负载的关键部件, 推力轴承的润滑性能关系到核电站的安全生产。由于制造、安装等因素, 推力轴承在实际工作时可能发生轴线倾斜, 影响油膜温度差场和压力场分布。本文选用油作为润滑剂, 建立推力轴承间隙内的油膜三维物理模型, 利用 FLUENT 软件开展数值计算, 对倾斜界面推力轴承间隙油膜的温度、压力进行数值模拟。结果表明, 轴线倾斜造成膜厚分布不均, 轴向上速度梯度发生改变, 造成油膜温度、压力的变化。当倾斜程度从 0° 变化至 0.02° 时, 推力轴承最高温度、压力的变化幅度为 100%~155% 和 100%~155%, 轴承油膜最高温度处的动力黏度为平行时的 82.79%。研究结果对推力轴承在工程实际中的设计与使用具有一定的参考价值。

关键词: 推力轴承; 轴线倾斜; 润滑特性; FLUENT

中图分类号: TK **文献标识码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 01-0048-08

核主泵是核电站一回路循环系统实现冷却功能的关键, 而主泵的推力轴承则是主泵中至关重要的部件。当主泵正常工作时, 推力轴承会受到推力盘带来向上的巨大推力; 启停过程中, 推力轴承则承载起整个主泵转子系统的重力^[1]。推力轴承工作时承受较大的载荷, 不可避免地会出现轴瓦瓦面磨损、疲劳剥落、温度较高引起烧瓦等轴承失效的现象^[2,3]。对轴承润滑可以有效缓解推力轴承的轴瓦磨损, 极大程度地提高轴承的使用寿命, 核电站主泵止推轴承主要使用油或水进行润滑和冷却。与油相比, 水发生气液相变的压力和温度临界点较低, 比润滑油更容易在温度较低的情况下或在温度不变、压力突降的情况下发生空化现象, 导致轴瓦磨损^[4], 存在安全隐患

并产生财产损失, 因此很多核主泵采用油润滑系统。本文选用油作为润滑介质进行模拟研究。

在核主泵运行过程中, 高转速和大负载的工作条件往往会造成润滑油温度的升高, 当温度升高较大时会引起润滑油黏度的急剧减少, 影响轴承的承载性能^[5]。开展推力轴承润滑油

液膜温度的研究可以为进一步提升推力轴承的润滑性能提供科学的指导方向, 达到提高推力轴承的工作性能以及核电站的安全高效运行的目的。

M. Wasilc Zuk 等^[6]通过对推力轴承的二维、三维模型进行 CFD 分析, 模拟了推力滑动轴承的速度分布、温度分布以及膜厚分布。张植忠^[7]对高速重载运行条件下的可倾瓦推力滑动轴承

收稿日期: 2023-12-04 修回日期: 2023-12-26

作者简介: 徐熙 (1965—), 男, 高级工程师, 学士, 现主要从事核电厂机械设备维修及技改优化管理工作

展开研究,通过建立研究对象的动力润滑数学模型并开展数值模拟,计算获得了油膜区域温度、压力场的改变,在此基础上改变推力轴瓦的支点安置位置,评估轴承的润滑性能。Xu等^[8]以高速水润滑径向轴承为研究对象,利用有限差分法求解模型,分析湍流、惯性及不对中所造成的倾斜效应对轴承动静特性以及稳定性的影响。结果表明:倾斜效应改变了轴承承载能力、刚度、阻尼系数和稳定性。Zhang等^[9]对流体动压径向轴承展开研究,建立了轴线倾斜条件下具有表面织构的热弹流体动力学(TEHD)润滑模型,研究轴承表面结构以及轴线倾斜对径向轴承润滑性能的影响。结果表明:轴线倾斜时,轴承选取最佳表面织构能够大大提高轴承的润滑性能。

在当前对推力轴承的研究中,主要关注平行界面推力轴承润滑剂液膜温度场和压力场分布规律。本文通过模拟,研究轴线倾斜条件下的推力轴承润滑特性,全面分析推力轴承在不同工况下的性能特征。

1 物理模型

本文研究的推力轴承为双面开槽推力轴承,止推盘上沿圆周方向均匀分布若干推力轴瓦,推力轴瓦的瓦基材料通常为不锈钢,瓦面的材料一般为石墨。推力盘表面由若干纯碳石墨瓦组成,纯碳石墨盘嵌入不锈钢板之中,在推力盘表面形成冷却槽,其结构如图1所示。



图1 止推盘与推力盘结构

Fig.1 Structure diagram of thrust disc and thrust disc

止推盘和推力盘各结构的参数见表1。本文对止推盘和推力盘间隙内油膜的物理模型进行三维构建,用于数值模拟计算。

表1 推力盘及止推盘几何参数

Table 1 Geometric parameters of thrust disc and thrust disc

推力盘几何参数		止推盘几何参数	
瓦块外径 R/mm	75	瓦块外径 R/mm	75
瓦块内径 r/mm	57.5	瓦块内径 r/mm	57.5
槽数 N	8	槽数 N	16
槽深 h/mm	0.3	槽深 h/mm	0.3
槽宽角 $\phi/(\circ)$	6	槽宽角 $\phi/(\circ)$	6
油膜间隙 H/mm	0.08		

2 数值模拟

2.1 控制方程

由于轴承间隙内的油膜厚度较薄,工作时以层流状态为主,本文考虑将N-S方程简化为雷诺方程。分析油膜特性时,油膜黏度随温度变化而不断变化,在研究过程中还应考虑能量转换。为了获得轴承间隙油膜特性,必须同时求解连续性方程、动量方程和能量方程。

连续性方程为:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho u) = 0 \quad (1)$$

式中, ρ 是密度, kg/m^3 ; t 是时间, s ; u 是速度矢量, m/s 。

油膜可以看作稳定的不可压缩流体,密度值保持不变,为常数。连续性方程可变换为:

$$\frac{\partial u}{\partial x} + \frac{\partial v}{\partial y} + \frac{\partial w}{\partial z} = 0 \quad (2)$$

式中, u, v, w 分别是在 x, y, z 方向上的三个速度分量,单位为 m/s 。

动量方程为:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho u) + \text{div}(\rho u) = -\text{grad}(p) + \text{div}(\mu \text{grad}(u)) + \rho g \quad (3)$$

式中, p 为油膜压力, Pa ; μ 为油膜的动态黏度, $\text{Pa}\cdot\text{s}$; g 为重力加速度, m/s^2 。

能量方程为:

$$\frac{\partial(\rho t)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho u t)}{\partial x} + \frac{\partial(\rho v t)}{\partial y} + \frac{\partial(\rho w t)}{\partial z} = \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{k}{c_p} \frac{\partial t}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{k}{c_p} \frac{\partial t}{\partial y} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(\frac{k}{c_p} \frac{\partial t}{\partial z} \right) + S_T \quad (4)$$

式中, c_p 为比热容, $J/(kg \cdot ^\circ C)$; k 为传热系数; S_T 是由于黏性效应机械能转换为热能的耗散函数。

2.2 边界条件

本文运用流体动力学模拟软件 FLUENT 模拟平行界面及倾斜界面油膜的温度分布和压力分布, 对油膜几何模型进行结构化网格划分, 并进行无关性验证。止推盘和推力盘存在相对旋转, 间隙内一部分流体随推力盘做旋转运动, 一部分流体被束缚在止推盘表面。针对该模型有相对位移的流动问题, 本文选用动网格模型。

油膜与推力盘的接触表面设置逆时针旋

转, 转速设定为 1440 r/min, 油膜与止推盘接触表面设置为静止壁面, 润滑油进口为压力入口, 压力值为 0.2 MPa, 入口温度为 300 K; 压力出口的压力值设为 0, 温度值初设为 300 K。

3 计算结果分析

3.1 平行界面温度与压力分布

本文以推力盘和止推盘沟槽完全重合为起始位置, 选择推力盘旋转 0° 、 3° 、 6° 、 11.5° 、 16.5° 、 19.5° 六个时刻处的温度和压力模拟结果进行分析。

平行界面温度分布如图 2 所示, 沿径向方向上, 由于角速度一定时, 半径越大线速度越

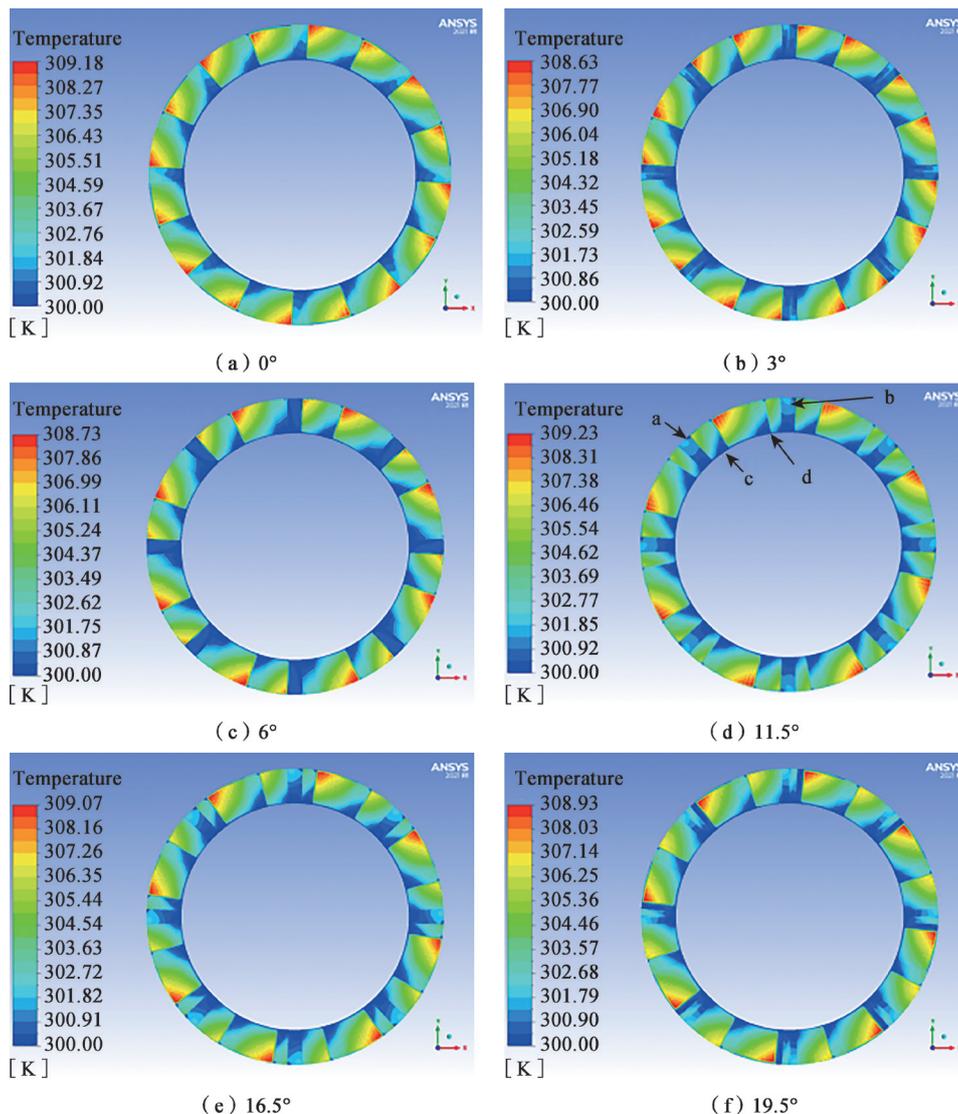


图 2 平行界面温度分布示意图

Fig.2 Schematic diagram of temperature distribution at parallel interfaces

大,因此半径较大处所造成的速度梯度较大,产生黏性耗散热较多,温度分布随着半径的增大呈现温度逐渐升高的趋势。当供给入推力轴承间隙内润滑油的压力一定时,在推力盘和止推盘的沟槽区域,流通面积更大,流量增大、流速增加,沟槽区域的液膜径向流速增大,因此在油膜上沟槽区的温度较低于无沟槽区域。

由于推力盘沟槽数为止推盘沟槽数的两倍,当不存在推力盘与止推盘沟槽重合时,在计算周期内($6^\circ \sim 16.5^\circ$),如图 2(d)所示,相邻两

个止推盘 a、b 沟槽间始终存在两个推力盘沟槽,一个推力盘 c 沟槽沿转速方向即将与止推盘 a 沟槽重合,另一推力盘 d 沟槽随着推力盘的旋转逐渐远离止推盘 b 沟槽,油膜最高温度出现在 c 沟槽沿转速方向的沟槽侧靠近外边缘处。d 沟槽沿转速方向的沟槽侧温度也为周围区域的温度最高值,由于经历了 b 沟槽的冷却,该处的温度值较低于 c 沟槽处。

平行界面压力分布如图 3 所示。径向方向上,与单面开槽的旋转模型变化趋势相一致,随

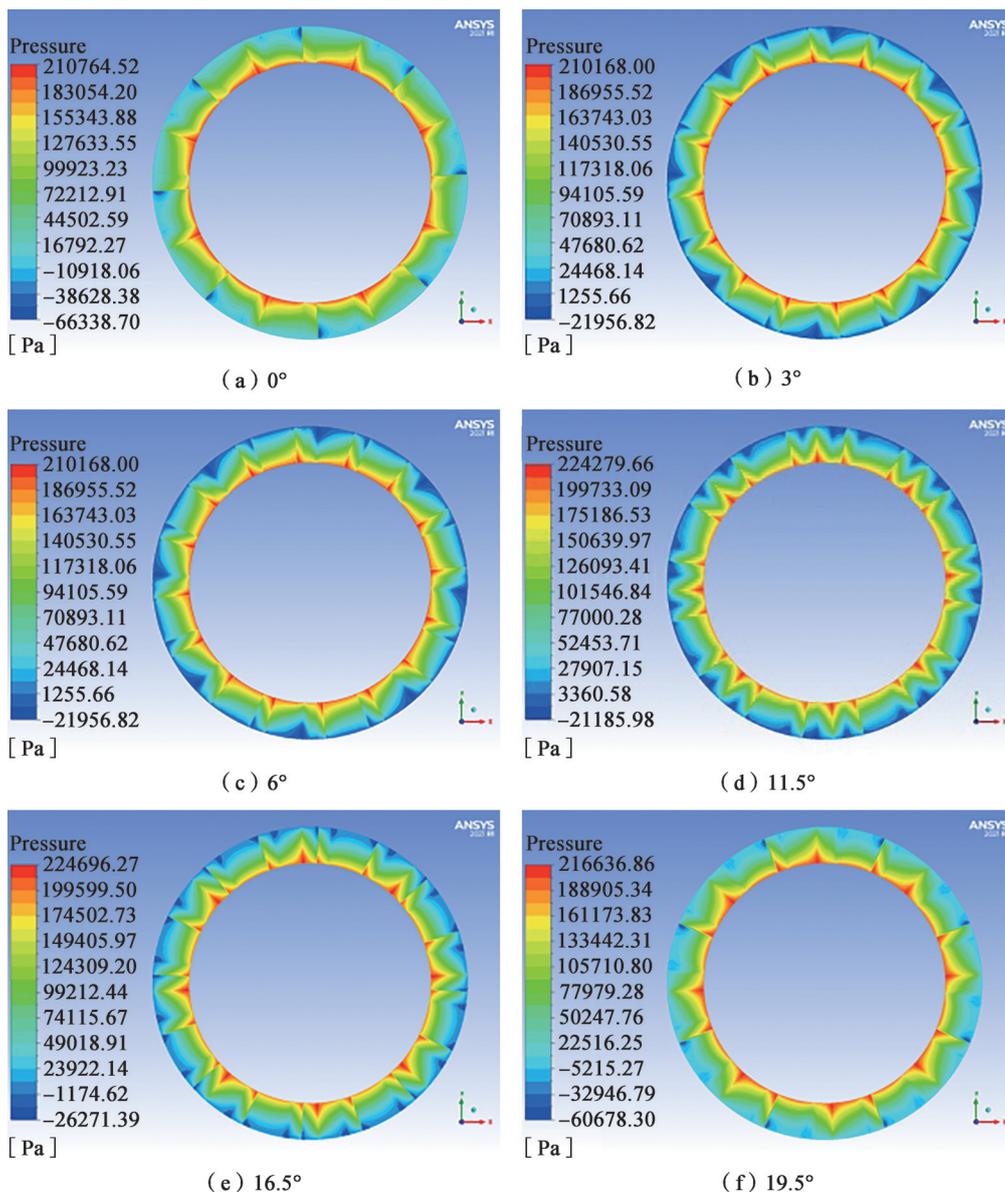


图 3 平行界面压力分布示意图

Fig.3 Schematic diagram of pressure distribution at parallel interfaces

着半径的增大,压力值呈逐渐降低的趋势。周向方向上,压力分布大致呈周期性变化,沟槽两侧的压力分布不同,沟槽的逆时针侧压力远大于沟槽顺时针侧。同一半径处,沟槽区压力沿顺时针方向逐渐减小,非沟槽区压力沿顺时针方向递增。当存在沟槽重合现象时,推力盘沟槽非重合区域、重合区域、止推盘非重合区域的压力连续平缓变化,同一半径处,沿顺时针方向压力逐渐减少。

3.2 轴线倾斜界面温度分布

根据核电运行工况,本文对轴线倾斜

0.005°、0.01°、0.015°和0.02°四种状态进行模拟。模拟工况较多,四种倾斜状态下,轴线倾斜所造成的影响具有一致性,且随着倾斜的加剧逐渐显现,本文以倾斜0.02°数值模拟结果为例,与平行界面对比分析。

在径向方向上,油膜温度随着半径的增大而升高,周向上液膜较厚的沟槽区温度要低于液膜厚度较薄的非沟槽区域,当存在推力盘沟槽与止推盘沟槽重合时,推力盘非重合区域沟槽、重合区域沟槽、止推盘非重合区域沟槽温度分布规律与平行时一致。由于轴线偏斜所造成图4中油

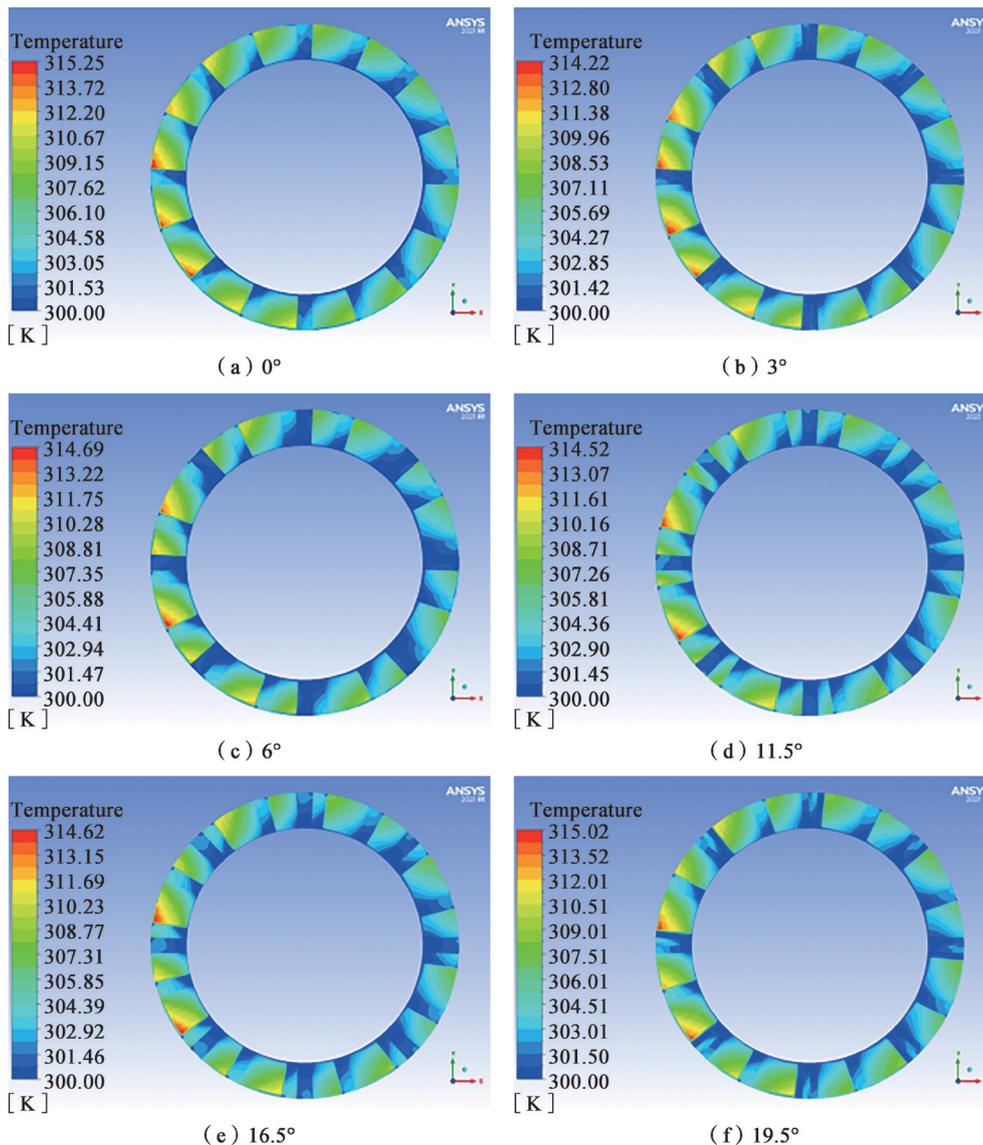


图4 倾斜0.02°时温度分布

Fig.4 Temperature distribution map at an inclination of 0.02°

膜左右半区的厚度变化相反,左侧油膜厚度减少,右侧油膜厚度增加,引起两区域黏性耗散热的增加或减少,使得油膜的温度沿周向的周期性分布规律被打破,但每两个止推盘沟槽间沟槽区域以及非沟槽区域的油膜温度沿周向的变化规律与平行界面的变化规律相同。液膜厚度降低区域的各时刻温度与平行界面相应时刻相比普遍升高,液膜厚度增加的区域各时刻温度与平行界面相应时刻比普遍降低,且随着倾斜角度的增大,轴线倾斜所引起的温度变化幅值越大,引起的温度分布左右不均现象越剧烈。

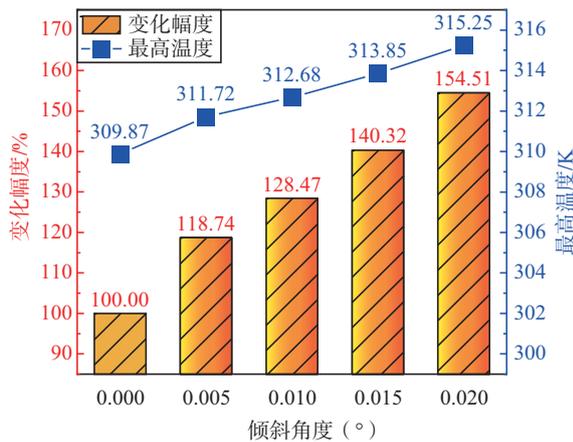


图5 平行界面与倾斜界面最高温度对比

Fig.5 Comparison of maximum temperatures between parallel and inclined interfaces

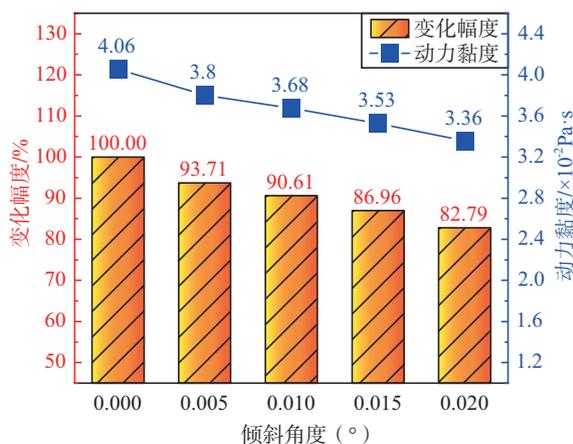


图6 润滑油动力黏度变化

Fig.6 Dynamic viscosity variation diagram of lubricating oil

由图5和图6可知,当轴线倾斜程度为 0.005° 、 0.01° 、 0.015° 、 0.02° 时,油膜最高温度的升高幅度分别是平行时的118.74%、128.47%、140.32%和154.51%。平行时的最高温度为309.87 K,轴线倾斜 0.02° 时,最高温度达到了315.25 K,最高温度低于单面开槽油膜的最高温度。最高温度处油膜的动力黏度分别为平行时的93.71%、90.61%、86.96%和82.79%。

3.3 轴线倾斜界面压力分布

如图7所示,在径向方向,倾斜界面下油膜压力随着半径的增大不断减小,由于轴线倾斜的存在,周向方向的压力分布的周期性变化规律被打破,但每两个止推盘沟槽间沟槽区域以及非沟槽区域的油膜压力沿周向的变化规律与平行界面的变化规律相同。当发生推力盘与止推盘沟槽重合时,重合区域以及邻近的止推盘、推力盘沟槽的非重合区域的压力分布改变也与平行界面相似。轴线倾斜引起润滑油上下半区沿转速流通截面面积发生变化,造成上下半区压力分布的改变,上半区域的压力值较平行界面有所升高,下半区域较平行界面有所降低,这种压力的改变随着轴线倾斜程度的增加而增大。

如图8所示,当轴线倾斜程度为 0.005° 、 0.01° 、 0.015° 、 0.02° 时,油膜最高压力的升高幅度分别是平行时的112.22%、124.38%、138.44%和155.16%,较平行时油膜的最高压力为237.63 kPa,轴线倾斜 0.02° 时,最高压力达到了258.38 kPa。

4 结论

本文建立了推力盘和止推盘均开有冷却槽时平行界面与轴线倾斜界面油膜的三维物理模型,对油膜进行网格划分。利用流体动力学仿真软件FLUENT,对平行界面和轴系倾斜两种工作所构成的油膜流场进行了数值仿真模拟,获得了流场的压力分布和温度分布,并分析了油膜流场温度分布和压力分布随轴线倾斜角度的变化规律。

(1)对平行界面研究发现:轴线未发生倾斜

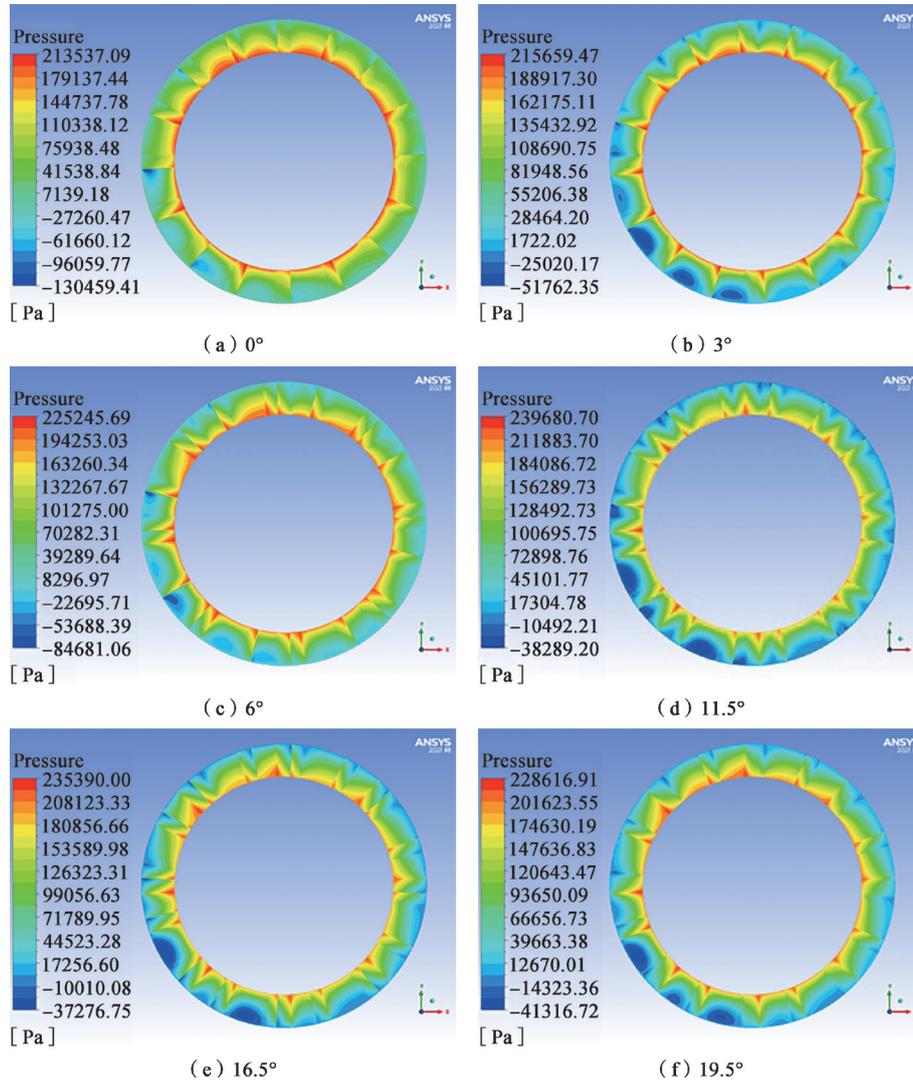


图 7 倾斜 0.02° 时压力分布

Fig.7 Pressure distribution diagram at an inclination of 0.02°

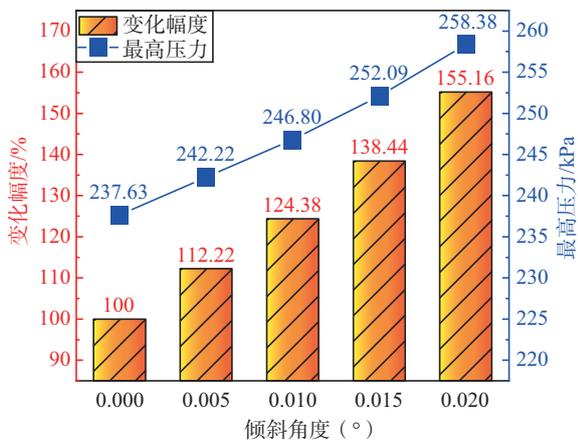


图 8 平行界面与倾斜界面最高压力对比

Fig.8 Comparison of maximum pressure between parallel and inclined interfaces

时,径向方向,油膜温度随半径增加而上升,压力随半径增大而降低;周向方向,温度和压力沿周向呈现周期性变化规律,沟槽区的油膜温度较低于非沟槽区,沟槽两侧压力存在差异,受挤压侧压力大于另一侧,非沟槽区温度沿转速方向递增,压力则递减。

(2) 对倾斜界面研究发现:轴线倾斜会造成油膜温度、压力分布的改变,当倾斜程度从 0° 变化至 0.02° 时,双面开槽的推力轴承最高温度、压力的变化幅度在 100%~155% 和 100%~155% 的范围内变化。当倾斜 0.02° 时,油膜最高温度处的动力黏度为平行时的 82.79%。

(3) 当核主泵轴线倾斜时,润滑油膜分布不

均匀,最大温度及最高压力上升,油膜动力黏度下降,导致轴承与其他机械部件的摩擦增加。核电站实际运行中,应定期检查维护润滑系统,监测核主泵轴线倾斜状况并及时调整。

参考文献

- [1] 高亚珍.核动力装置用泵[M].哈尔滨:哈尔滨工程大学出版社,2009.
- [2] 齐朝杰,王平原,申玄伟,等.滑动轴承的概述[J].科技资讯,2014,12(10):81.
- [3] 刘奇.大型水润滑推力轴承承载性能及推力瓦型面优化研究[D].太原:中北大学,2013.
- [4] 孟晋,王祥,安宁,等.WWER1000机组核主泵水润滑轴承工作原理及问题分析[J].机械工程师,2017,(6):131-133.
- [5] 唐乾皓.轴封式核主泵推力轴承流热分析及优化[D].成都:西华大学,2020.
- [6] Wasilczuk M, Rotta G. Modeling lubricant flow between thrust-bearing pads [J]. Tribology International, 2007, 41 (9): 908-913.
- [7] 张植忠.核主泵推力滑动轴承流体动力润滑分析与实验研究[D].长沙:湘潭大学,2015.
- [8] XU B, GUO H, WU X F, et al. Static and dynamic characteristics and stability analysis of high-speed water-lubricated hydrodynamic journal bearings [J]. Proceedings of the Institution of Mechanical Engineers, Part J: Journal of Engineering Tribology, 2022, 236 (4): 701-720.
- [9] ZHANG Yu, CHEN Guoding, WANG Lin. Thermoelastohydrodynamic analysis of misaligned bearings with texture on journal surface under high-speed and heavy-load conditions [J]. Chinese Journal of Aeronautics, 2019, 32 (5): 1331-1342.

Analysis of Lubrication Characteristics of Thrust Bearings with Inclined Axis in Nuclear Power Plant

Xu Xi¹, Pan Weilong¹, Xie Jianghong¹, He Shaohua¹, Fan Xueqing², Cai Liang²

(1. Jiangsu Nuclear Power Co., Ltd., Lianyungang 222042, China; 2. School of Energy and Environment, Southeast University, Nanjing 210046, China)

Abstract: As a key component of the nuclear main pump to bear the axial load, the lubrication performance of thrust bearings is related to the safety production of nuclear power plant. During actual operation, thrust bearings may experience axis tilt due to manufacturing, installation, and other factors, which can affect the distribution of oil film temperature difference and pressure field. In this paper, oil is selected as the lubricant, a three-dimensional physical model of oil film in thrust bearing clearance is established, and the temperature and pressure of oil film in thrust bearing clearance are numerically simulated by using FLUENT software. The results indicate that the tilt of the axis causes uneven distribution of film thickness, changes in velocity gradient along the axis, and changes in oil film temperature and pressure. When the inclination degree changes from 0° to 0.02° , the maximum temperature and pressure changes of the thrust bearing are 100%-155% and 100%-155%, and the dynamic viscosity at the highest temperature of the bearing oil film is 82.79% of that when parallel. The research results have certain reference value for the design and use of thrust bearings in engineering practice.

Key words: thrust bearing; axis inclination; lubrication characteristics; FLUENT

(责任编辑:许龙飞)

于稼骊. β 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(1):56-80.

Yu Jiali. Study on Sensitivity K Factor of Self-powered Detector with β Decay [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(1):56-80.

β 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度 K 因子研究

(第一篇: 理论分析、计算模型及计算结果)

于稼骊

(中华人民共和国生态环境部, 北京 100006)

摘要: 本文对 β 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度 K 因子进行了较全面、深入、系统的研究, 建立了热中子灵敏度 K 因子、超热共振中子灵敏度 K 因子、中子场全谱中子灵敏度 K 因子的完整理论体系, 给出了计算这些 K 因子的数学模型及公式, 并提供了各 K 因子的计算结果, 论证了探测器的轻水堆 K 因子与重水堆 K 因子的关系。通过与其他文献发表的灵敏度 K 因子进行比较, 验证了本文提出的灵敏度 K 因子理论模型是科学的, 本文给出的灵敏度 K 因子计算结果是可信的。

关键词: 自给能; 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) 01-0056-25

中子灵敏度是自给能探测器的核心参数, 国内外很多文献对 β 衰变型自给能探测器中子灵敏度进行了探讨、分析、研究^[1-6]。其中参考文献[4]~[6]引用了美国原子能委员会出版的《核动力堆仪表系统手册》^[7]提供的自给能探测器中子灵敏度 K 因子, 并以此为基础, 对自给能中子铯、钷探测器灵敏度进行了分析、研究、计算。

中子灵敏度 K 因子研究是灵敏度研究的基础。许多文献^[1,2,7]在研究探测器灵敏度时, 也都涉及一些灵敏度 K 因子的研究。但这些文献提供的 K 因子研究存在不足:(1) 只涉及热中子灵敏度 K 因子, 未考虑超热中子对铯探测器灵敏度的贡献及其相关 K 因子, 未涉及中子场全谱中子 K 因子;(2) 只涉及部分灵敏度 K 因子研究, 而非全面、系统的研究。本文试图对灵敏度

K 因子进行全面、深入、系统的研究。

β 衰变型自给能探测器主要指铯和钷自给能探测器。本文重点分析铯自给能中子探测器 K 因子。钷的中子俘获截面符合 $1/v$ 率, 钷自给能中子探测器(以下简称钷探测器)的灵敏度 K 因子计算模型与铯自给能中子探测器(以下简称铯探测器)的热中子灵敏度 K 因子计算模型相同。

1 探测器灵敏度和灵敏度 K 因子

1.1 灵敏度

灵敏度是本论文的核心概念, 为了便于论述, 现定义两个灵敏度术语如下:

探测器灵敏度: 整个探测器单位中子注量率输出电流。

探测器单位长发射体灵敏度: 与单位长 (1 cm,

收稿日期: 2023-08-30 修回日期: 2023-10-16

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

下同)发射体相对应的那部分探测器灵敏度的简称。如果探测器灵敏度为 I , 探测器发射体长度为 L , 那么, 探测器单位长发射体灵敏度为 I/L 。

1.2 灵敏度 K 因子

把自给能中子探测器放在稳定的典型热堆中子场中, 在平衡状态, 发射体单位时间放出的 β 粒子数等于其俘获的中子数, 本文称这样的状态为“稳定平衡态”。发射体放出的 β 粒子在穿越发射体过程中损失能量, 以一定的概率逃脱发射体。逃脱发射体的 β 粒子, 只有穿越绝缘区空间电荷电势峰才能对探测器灵敏度有贡献^[1,8]。因此, 所谓探测器灵敏度 K 因子研究, 就是研究影响探测器灵敏度的各种因素, 如中子自屏因子、中子注量率降低因子, 中子诱发的 β 粒子逃脱发射体的概率, 逃脱发射体的 β 粒子穿越绝缘体空间电荷电势峰的概率, 以及中子诱发的 β 粒子逃离发射体, 并穿越绝缘体空间电荷电势峰, 成为对探测器输出电流有贡献的电子的概率等。探测器灵敏度 K 因子是一组无量纲 K 系数, 它与探测器的几何尺寸、材料及所处的中子场环境、慢化剂环境等有关。

2 铯探测器灵敏度 K 因子数学模型、计算公式

2.1 铯探测器全谱中子屏降综合因子 K_{FF}

2.1.1 发射体中子俘获率和全谱中子屏降综合因子 K_{FF} (Full spectrum neutron self-shielding and depression comprehensive factor)

从参考文献[3]式(6)知, 单位长铯发射体中子俘获率的计算公式如下:

$$A = f_1 F_1 n v_0 N_1 \sigma_0 g + f_2 F_2 n v_0 N_1 \sigma_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \quad (1)$$

$$= n v_0 N_1 \sigma_0 (f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0)$$

其中, $n v_0$: Westcott 中子注量率; σ_0 : ^{103}Rh 热中子 ($2200 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$, 下同) 微观吸收截面; g : ^{103}Rh 的 Westcott 因子; $r\sqrt{T/T_0}$: 中子谱超热参数, 简称超热参数; $s_0 = s(20^\circ\text{C})$; N_1 : 单位长发射体 ^{103}Rh 的核子数; 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。

单位长铯发射体中子俘获率还可以用下式表示:

$$A = K_{FF} n v_0 N_1 \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} S_0) \quad (2)$$

比较式(1)和式(2), 可得:

$$K_{FF} = \frac{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{(g + r \sqrt{T/T_0} S_0)} \quad (3)$$

从文献[10]知, 单位长铯发射体中子俘获率还可以用下式表示:

$$A = N_1 \int_0^\infty f(v) F(v) \sigma(v) n(v) v dv \quad (4)$$

比较式(2)和式(4), 可得:

$$K_{FF} = \frac{\int_0^\infty f(v) F(v) \sigma(v) n(v) v dv}{n v_0 \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} S_0)} \quad (5)$$

其中, $f(v)$: 发射体速度为 v 的中子的自屏因子; $F(v)$: 发射体速度为 v 的中子的中子注量率降低因子; $\sigma(v)$: ^{103}Rh 速度为 v 的中子的微观吸收截面; $n(v)$: 速度为 v 的中子的密度; v : 中子速度, 其他同上。

2.1.2 K_{FF} 的物理内涵

式(3)和式(5)从不同角度表达了 K_{FF} 的物理内涵。 K_{FF} 体现了全谱中子场中子自屏效应和中子注量率降低效应的综合结果, 既包括热中子的效应, 也包括超热共振中子效应。此外, K_{FF} 还随着超热参数的变化而变化。可以把 K_{FF} 称为探测器全谱中子屏降综合因子。

假定一根无限细的铯丝和一个铯探测器发射体放在相同的典型热堆中子场中。由式(4)知, 式(5)的分子表示发射体中一个 ^{103}Rh 核子单位时间内俘获中子的概率 ($P_{\text{发射体}}$)。由文献[3]的式(5)知, 本文式(5)的分母表示无限细铯丝中一个 ^{103}Rh 核子单位时间内俘获中子的概率 ($P_{\text{极细铯丝}}$)。那么, $K_{FF} = P_{\text{发射体}} / P_{\text{极细铯丝}}$ 。

同上, 仍然假定一根无限细的铯丝和一个铯探测器发射体放在相同的典型热堆中子场中。铯丝的 ^{103}Rh 的核子数为 N' 。假定在发射体中做一个横向切片 A (见图 1), 切片与发射体轴向垂直, 切片厚度均匀, 切片中 ^{103}Rh 的核子

数也为 N' 。再假定,稳定平衡态,铑丝单位时间吸收 100 个中子。那么,发射体切片 A 单位时间吸收 $100 \cdot K_{JF}$ 个中子。这是对 K_{JF} 物理内涵的最直白解读。



铑发射体及横向切片 A

无限细铑丝

图 1 铑发射体和无限细铑丝

Fig.1 Rhodium emitter and infinite fine rhodium wire

2.1.3 K_{JF} 解析

式(3)中,当 $r=0$ 时, $K_{JF}=f_1F_1$, 这类似于热堆反射层孔道中的中子场环境。当中子场中没有热中子,只有超热中子时, r 趋于无穷,这时, $K_{JF}=f_2F_2$; 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 K_{JF} , 是 K_{JF} 的延伸。这里 r 是中子谱超热指数,是中子谱超热中子比例的量度^[9]。

2.2 铑探测器 K_{β} 有效因子

全谱中子 β 有效因子 K_{β} 有效 (Full spectrum neutron β effective factor, $K_{\beta\text{effe}}$) 是指中子场全谱中子诱发的 β 粒子,逃离发射体,并穿越绝缘体空间电荷电势峰,成为对探测器输出电流有贡献的电子的概率。热中子 β 有效因子 $K_{\text{热}\beta}$ 有效 (Thermal neutron β effective factor, $K_{\text{ther}\beta\text{effe}}$) 是指热中子诱发的 β 粒子,逃离发射体,并穿越绝缘体空间电荷电势峰,成为对探测器输出电流有贡献的电子的概率。超热共振中子 β 有效因子 $K_{\text{超热共振}\beta}$ 有效 (Epi.thermal resonance neutron β effective factor, $K_{\text{epi.ther.reson}\beta\text{effe}}$) 是指超热共振中子诱发的 β 粒子,逃离发射体,并穿越绝缘体空间电荷电势峰,成为对探测器输出电流有贡献的电子的概率。 $K_{\text{超热共振}\beta}$ 有效是 $K_{\text{超热共振}\beta}$ 有效的简称。假定 K_{β} 有效 = 0.56, 那么在稳定平衡态,发射体单位时间每吸收 100 个中子,就会发射 100 个 β

粒子;这 100 个 β 粒子中,只有 56 个 β 粒子能够逃离发射体,并穿越绝缘体空间电荷电势峰,成为对探测器输出电流有贡献的电子。

2.2.1 $K_{\text{热}\beta}$ 有效、 $K_{\text{超热共振}\beta}$ 有效数学模型

从文献[3]式(21)知,单位长发射体的灵敏度可以用下式表示:

$$I = a + br \sqrt{T/T_0}$$

$$a = e\pi r_e^2 f_1 F_1 N \sigma_0 g$$

$$\int_{E_0}^{E_\beta} \left\{ P(E) \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE \quad (6)$$

$$b = e\pi r_e^2 f_2 F_2 N \sigma_0 s_0$$

$$\int_{E_0}^{E_\beta} P(E) \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE$$

其中, $\left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1}$: 能量为 E 的 β 粒子在发射体里的比能量损失的倒数; $N_1 [R(E') - R(E)]$ 即 $N_1(l)$: 柱体体内均匀、各向同性源径迹长度概率函数; $N_2 [R(E') - R(E)]$ 即 $N_2(l)$: 柱体表面均匀、各向同性源径迹长度概率函数; $P(E)$: 在发射体表面能量为 E 的 β 粒子穿越绝缘体空间电荷电势峰概率; $R(E)$: 能量为 E 的 β 粒子在发射体材料中的射程; $B(E')$: ^{104}Rh 衰变放出的 β 粒子谱; E_β : $B(E')$ 中 E' 的最大值; E_0 : 穿越 (r_0-r_e) 厚绝缘体所需 β 粒子能量; r_0 : 绝缘体空间电荷电势峰面半径; r_e : 发射体半径; e : 电子电量; N : 单位体积发射体 ^{103}Rh 的核数; 其他符号同上。

注意,上述公式中的 $\pi r_e^2 N$ 等同于式(1)中的 N_1 。

从文献[3]式(7)知,探测器单位长发射体灵敏度,还可用下式表示:

$$I = eK_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 \pi r_e^2 N \sigma_0 g + eK_{\text{超热共振}\beta\text{有效}} f_2 F_2 \pi r_e^2 N \sigma_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \quad (7)$$

其中,只有 $r\sqrt{T/T_0}$ 是变量,其他为常量。因此,式(7)可变为:

$$I = a + br \sqrt{T/T_0} \quad (8)$$

$$\text{其中, } a = eK_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 \pi r_e^2 N \sigma_0 g$$

$$b = eK_{\text{超振}\beta\text{有效}} f_2 F_2 \pi r_c^2 N \sigma_0 s_0$$

比较式(8)和式(6),可得:

$$K_{\text{热}\beta\text{有效}} = \int_{E_0}^{E_\beta} \left\{ P(E) \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE \quad (9)$$

$$K_{\text{超振}\beta\text{有效}} = \int_{E_0}^{E_\beta} P(E) \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE \quad (10)$$

2.2.2 $K_{\beta\text{有效}}$ 计算公式

从式(1)及 $K_{\beta\text{有效}}$ 定义知,单位长发射体的灵敏度还可以用下式表示:

$$I = K_{\beta\text{有效}} e (f_1 F_1 \pi r_c^2 N \sigma_0 g + f_2 F_2 \pi r_c^2 N \sigma_0 r \sqrt{T/T_0} s_0) = e K_{\beta\text{有效}} \pi r_c^2 N \sigma_0 (f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0) \quad (11)$$

比较式(11)和式(7),可得:

$$K_{\beta\text{有效}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{有效}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0} \quad (12)$$

参照 2.1.3 节知,式(12)中 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$ 是特定中子场环境下的 $K_{\beta\text{有效}}$,是 $K_{\beta\text{有效}}$ 的延伸。

2.3 铯探测器 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 因子

全谱中子 β 逃脱因子 $K_{\beta\text{逃脱}}$ (Full spectrum neutron β escape factor, $K_{\text{besc.}}$) 是指全谱中子场中子诱发的 β 粒子逃离发射体的概率。热中子 β 逃脱因子 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ (Thermal neutron β escape factor, $K_{\text{ther.besc.}}$) 是指热中子诱发的 β 粒子逃离发射体的概率。超热共振中子 β 逃脱因子 $K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}$ (Epi.thermal resonance neutron β escape factor, $K_{\text{epi.ther.reson.besc.}}$) 是指超热共振中子诱发的 β 粒子逃离发射体的概率。 $K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}$ 是 $K_{\text{超热共振}\beta\text{逃脱}}$ 的简称。

2.3.1 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}$ 数学模型

(1) $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 数学模型。

从文献[1]式(10)知:

$$K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} = \int_0^{E_\beta} C_1(E) dE = \int_0^{E_\beta} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE \quad (13)$$

(2) $K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}$ 数学模型。

从文献[3]式(13)知,铯发射体吸超热共振中子后放出的 β 粒子逃离发射体表面时的能量分布叫超热共振逃脱谱,可用下式表示:

$$C_2(E) = \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \quad (14)$$

同理,

$$K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} = \int_0^{E_\beta} C_2(E) dE = \int_0^{E_\beta} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE \quad (15)$$

(3) 文献[3]中,计算出了绝缘体厚度为零的探测器灵敏度。绝缘体厚度为零,意味着逃离发射体的 β 粒子都能穿越空间电荷电势峰,这样,式(9)和式(10)中, $P(E)=1, E_0=0$; 绝缘体厚度为零,还意味着逃离发射体的 β 粒子都能成为对探测器输出电流有贡献的电子,因此 $K_{\beta\text{逃脱}}=K_{\beta\text{有效}}$ 。这样可得:

$$K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} = K_{\text{热}\beta\text{有效}} = \int_0^{E_\beta} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE \quad (16)$$

$$K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} = \int_0^{E_\beta} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE \quad (17)$$

式(16)和式(13)相同,式(17)和式(15)相同。

2.3.2 $K_{\beta\text{逃脱}}$

从文献[3]知,本文式(1)中, $f_1 F_1 \pi r_c^2 N \sigma_0 n v_0 g$ 代表热中子俘获率, $f_2 F_2 \pi r_c^2 N \sigma_0 n v_0 r \sqrt{T/T_0} s_0$ 代表超热共振中子俘获率;那么,据上述 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}$ 的定义,中子场中子单位时间在单位长发射体中诱发的 β 粒子,穿越发射体,到达发射体表面,且逃离发射体的 β 粒子数为:

$$\begin{aligned}
N_{\beta} &= K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} f_1 F_1 \pi r_e^2 N \sigma_0 n v_0 g + \\
& K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} f_2 F_2 \pi r_e^2 N \sigma_0 n v_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \\
&= \pi r_e^2 N \sigma_0 n v_0 (K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} f_1 F_1 g + \\
& K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0)
\end{aligned} \quad (18)$$

据上述 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 的定义, 中子场中子单位时间在单位长发射体中诱发的 β 粒子, 穿越发射体, 到达发射体表面, 且逃离发射体的 β 粒子数还可以用下式表示:

$$\begin{aligned}
N_{\beta} &= K_{\beta\text{逃脱}} (f_1 F_1 \pi r_e^2 N \sigma_0 n v_0 g + \\
& f_2 F_2 \pi r_e^2 N \sigma_0 n v_0 r \sqrt{T/T_0} s_0) \\
&= K_{\beta\text{逃脱}} \pi r_e^2 N \sigma_0 n v_0 (f_1 F_1 g + \\
& f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0)
\end{aligned} \quad (19)$$

比较式(18)和式(19), 可得:

$$K_{\beta\text{逃脱}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0} \quad (20)$$

参照 2.1.3 节, 式(20)中, $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}$ 是特定中子场环境下的 $K_{\beta\text{逃脱}}$, 是 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 的延伸。

$$K_{\text{热}\beta\text{穿越}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{有效}}}{K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}} = \frac{\int_{E_0}^{E_{\beta}} \left\{ P(E) \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_{\beta}} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE}{\int_0^{E_{\beta}} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_{\beta}} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE} \quad (22)$$

2.4.2 $K_{\text{超振}\beta\text{穿越}}$ 数学模型

结合上述 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$ 和 $K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}$ 定义, 可得:

$$K_{\text{超振}\beta\text{有效}} = K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} K_{\text{超振}\beta\text{穿越}} \quad (23)$$

$$K_{\text{超振}\beta\text{穿越}} = \frac{K_{\text{超振}\beta\text{有效}}}{K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}} = \frac{\int_{E_0}^{E_{\beta}} P(E) \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_{\beta}} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE}{\int_0^{E_{\beta}} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_{\beta}} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE} \quad (24)$$

2.4.3 $K_{\beta\text{穿越}}$ 计算公式

结合上述 $K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\beta\text{穿越}}$ 和 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 定义, 可得:

$$K_{\beta\text{有效}} = K_{\beta\text{逃脱}} K_{\beta\text{穿越}} \quad (25)$$

2.4 铈探测器 $K_{\beta\text{穿越}}$ 因子

全谱中子 β 穿越因子 $K_{\beta\text{穿越}}$ (Full spectrum neutron β cfactor, $K_{\beta\text{.cross}}$) 是指中子场中子诱发的且已逃离发射体的 β 粒子, 穿越绝缘体空间电荷电势峰, 成为对探测器输出电流有贡献的电子的概率。热中子 β 穿越因子 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ (Thermal neutron β cfactor, $K_{\text{ther.}\beta\text{.cross}}$) 是指热中子诱发的且已逃离发射体的 β 粒子, 穿越绝缘体空间电荷电势峰, 成为对探测器输出电流有贡献的电子的概率。超热共振中子 β 穿越因子 $K_{\text{超振}\beta\text{穿越}}$ (Epi. thermal resonance neutron β crossing factor, $K_{\text{epi.ther.reson.}\beta\text{.cross}}$) 是指超热共振中子诱发的且已逃离发射体的 β 粒子, 穿越绝缘体空间电荷电势峰, 成为对探测器输出电流有贡献的电子的概率。 $K_{\text{超振}\beta\text{穿越}}$ 是 $K_{\text{超热共振}\beta\text{穿越}}$ 的简称。

2.4.1 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 数学模型

结合上述 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 和 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 定义, 可得:

$$K_{\text{热}\beta\text{有效}} = K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} K_{\text{热}\beta\text{穿越}} \quad (21)$$

结合式(12)和式(20), 可得:

$$\begin{aligned}
K_{\beta\text{穿越}} &= \frac{K_{\beta\text{有效}}}{K_{\beta\text{逃脱}}} \\
&= \frac{K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{有效}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}
\end{aligned} \quad (26)$$

结合式(21)、式(23)、式(26),可得:

$$K_{\beta\text{穿越}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{穿越}} K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{穿越}} K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0} \quad (27)$$

2.5 汇总

现将热中子、超振中子、中子场全谱中子 K 因子汇总,见表 1。

表 1 K 因子计算公式汇总
Table 1 Summary of K factor calculation formulas

K_{fF}	
热中子	$K_{f_1 F_1} = f_1 F_1$
超振中子	$K_{f_2 F_2} = f_2 F_2$
全谱中子	$K_{fF} = \frac{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{(g + r \sqrt{T/T_0} s_0)}$
$K_{\beta\text{逃脱}}$	
热中子	$K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} = \int_0^{E_\beta} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE$
超振中子	$K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} = \int_0^{E_\beta} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE$
全谱中子	$K_{\beta\text{逃脱}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}$
$K_{\beta\text{有效}}$	
热中子	$K_{\text{热}\beta\text{有效}} = \int_{E_0}^{E_\beta} \left\{ P(E) \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE$
超热共振中子	$K_{\text{超振}\beta\text{有效}} = \int_{E_0}^{E_\beta} P(E) \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE$
全谱中子	$K_{\beta\text{有效}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{有效}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}$
$K_{\beta\text{穿越}}$	
热中子	$K_{\text{热}\beta\text{穿越}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{有效}}}{K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}} = \frac{\int_{E_0}^{E_\beta} \left\{ P(E) \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE}{\int_0^{E_\beta} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE}$
超热共振中子	$K_{\text{超振}\beta\text{穿越}} = \frac{K_{\text{超振}\beta\text{有效}}}{K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}} = \frac{\int_{E_0}^{E_\beta} P(E) \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE}{\int_0^{E_\beta} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_2 [R(E') - R(E)] \frac{B(E')}{2} dE' + \frac{B(E)}{2} \right\} dE}$
全谱中子	$K_{\beta\text{穿越}} = \frac{K_{\beta\text{有效}}}{K_{\beta\text{逃脱}}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{有效}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{有效}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}$ $K_{\beta\text{穿越}} = \frac{K_{\text{热}\beta\text{穿越}} K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{穿越}} K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} f_1 F_1 g + K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}} f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}$

3 铈探测器轻水堆灵敏度 K 因子计算结果

3.1 f 、 F 、 K_{fF} 因子的计算结果

3.1.1 f_1 、 F_1 、 f_2 、 F_2 的计算结果 (见图 2)

铈发射体热中子自屏因子 f_1 、热中子注量率降低因子 F_1 和超热共振中子注量率降低因子 F_2 参见文献[10], 超热共振中子自屏因子 f_2 参见文献[11]。

文献[10]中的中子注量率降低因子适用于多能中子系统, 当然也适用于 ^{103}Rh 共振峰区间的中子。由于发射体对 ^{103}Rh 的大多数共振中子(尤其是共振峰半宽度内的中子)可以近似看成黑体, 满足了文献[10]中 $x(\sum_{\sigma} r_e)$ 值远大于 1

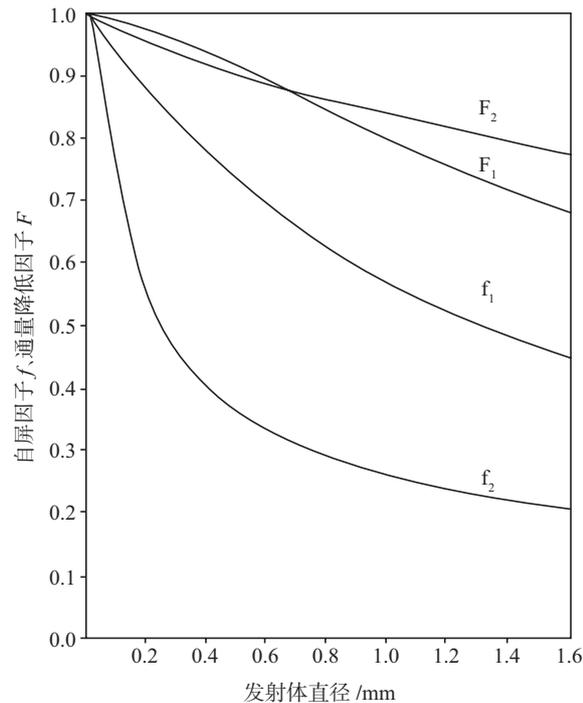


图 2 铈探测器发射体轻水堆自屏因子 f 、中子注量率降低因子 F 随发射体直径的变化而变化

Fig.2 Self-shielding factor f and flux depression factor F of Rh detector emitter in light water reactor varies with emitter diameter

②数学分析: 从式(3)知, $K_{fF} = \frac{f_1 F_1 g + f_2 F_2 r \sqrt{T/T_0} s_0}{(g + r \sqrt{T/T_0} S_0)}$; 设 $x = r \sqrt{T/T_0}$, $K_{fF} = \frac{(f_1 F_1 g + f_2 F_2 x S_0)}{(g + x S_0)}$;
 $\frac{dK_{fF}(x)}{dx} = \frac{(f_2 F_2 - f_1 F_1) g S_0}{(g + x S_0)^2}$, 同一直径下, $f_2 F_2 < f_1 F_1$, 因此, $\frac{dK_{fF}(x)}{dx} < 0$, 这表明, K_{fF} 随着超热参数 $r \sqrt{T/T_0}$ 的增大而减小。

的条件, 即文献[10]中的式(6)可简化成式(7)。这样大多数共振中子的中子注量率降低因子与发射体的宏观吸收截面无关, 而只与发射体的半径和共振中子在探测器周围介质中的扩散长度及迁移平均自由程有关, 因此我们用 1.26 eV 中子的中子注量率降低因子近似代替共振峰区间中子的中子注量率降低因子的平均值, 引起的误差是不大的(见图 2)。

3.1.2 K_{fF} 的计算结果及解读

(1) 计算结果见表 2、图 3。

(2) 计算结果解读。

①物理解读: 表 2、图 3 表明, 在发射体直径相同情况下, 铈发射体对超热共振中子的自屏蔽效应更大; K_{fF} 随着 $r \sqrt{T/T_0}$ 的增大而减小。

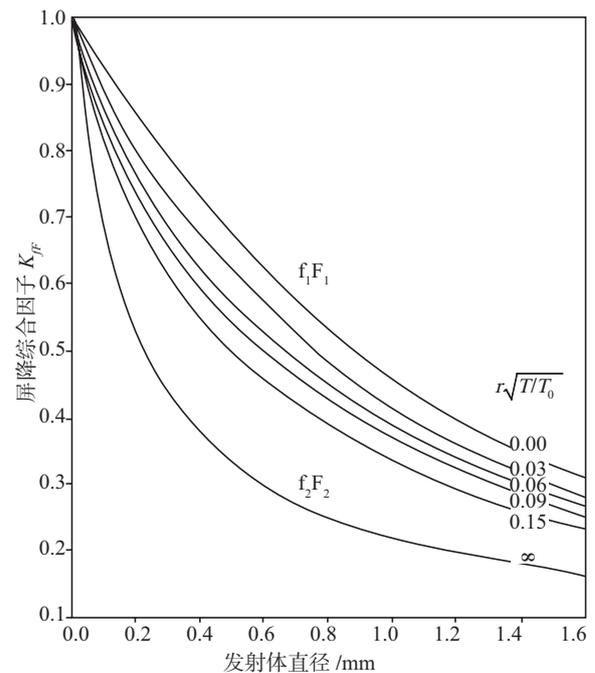


图 3 铈探测器轻水堆 K_{fF} 因子

Fig.3 K_{fF} factor of Rh detector in light water reactor

表 2 铑探测器轻水堆 K_{fF} 因子
Table 2 K_{fF} factor of Rh detector in light water reactor

发射体直径 /mm	0.2	0.4	0.6	0.8	1.0	1.2	1.4	1.6
$f_1 F_1$	0.8591	0.7317	0.6244	0.5350	0.4618	0.4023	0.3543	0.3170
K_{fF}	$r \sqrt{T/T_0} = 0.03$	0.7990	0.6685	0.5672	0.4853	0.4198	0.3667	0.2901
	$r \sqrt{T/T_0} = 0.06$	0.7580	0.6252	0.5279	0.4511	0.3910	0.3422	0.2718
	$r \sqrt{T/T_0} = 0.09$	0.7272	0.5927	0.4985	0.4255	0.3694	0.3239	0.2580
	$r \sqrt{T/T_0} = 0.15$	0.6846	0.5479	0.4579	0.3902	0.3396	0.2986	0.2390
$f_2 F_2$	0.5209	0.3753	0.3019	0.2543	0.2250	0.2014	0.1820	0.1663

3.2 $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 的计算结果及解读

3.2.1 $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 的计算结果 (见表 3、图 4)

表 3 铑探测器轻水堆的 $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 因子
Table 3 $K_{\beta \text{ esc.}}$ factor of Rh detector in light water reactor

发射体直径 /mm	0.2	0.4	0.6	0.8	1.0	1.2	1.4	1.6
$K_{\text{超热 } \beta \text{ 逃脱}}$	0.8418	0.7299	0.6536	0.6033	0.5778	0.5629	0.5525	0.5446
$K_{\beta \text{ 逃脱}}$	$r \sqrt{T/T_0} = 0.15$	0.8137	0.6660	0.5528	0.4637	0.4091	0.3724	0.3265
	$r \sqrt{T/T_0} = 0.09$	0.8086	0.6556	0.5352	0.4422	0.3826	0.3419	0.2904
	$r \sqrt{T/T_0} = 0.06$	0.8053	0.6491	0.5242	0.4287	0.3660	0.3225	0.2674
	$r \sqrt{T/T_0} = 0.03$	0.8011	0.6412	0.5111	0.4128	0.3462	0.2995	0.2656
$K_{\text{热 } \beta \text{ 逃脱}}$	0.7961	0.6317	0.4954	0.3939	0.3224	0.2719	0.2347	0.2062

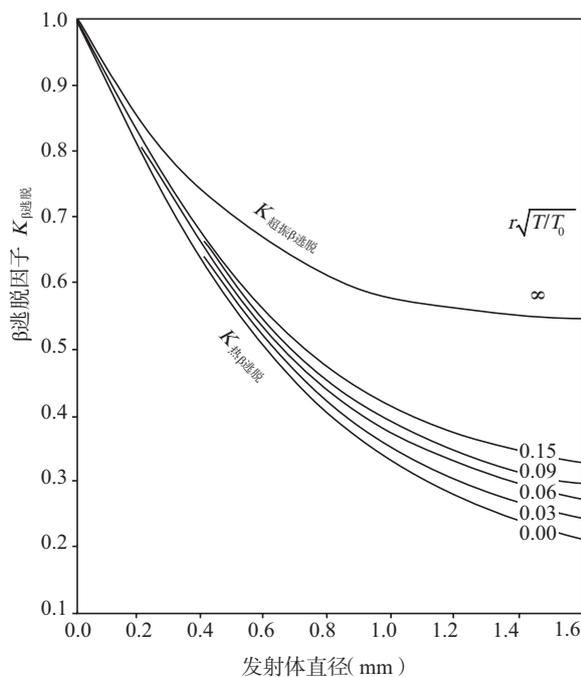


图 4 铑探测器轻水堆的 $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 因子

Fig.4 $K_{\beta \text{ esc.}}$ factor of Rh detector in light water reactor

3.2.2 $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 的计算结果解读

①物理解读:文献[3]假定,超热共振中子只在发射体表面吸收,从而其诱发的 β 粒子只在发射体表面均匀产生,且各向同性发射。超热中子诱发的 β 粒子有 50% 不穿越发射体、直接逃离。因此, $K_{\text{超热 } \beta \text{ 逃脱}} > K_{\text{热 } \beta \text{ 逃脱}}$; $K_{\text{超热 } \beta \text{ 逃脱}}$ 永远大于 0.5。表 3 中,在直径相同的情况下, $r \sqrt{T/T_0}$ 越大, $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 越大;这是因为, $r \sqrt{T/T_0}$ 越大,超热共振中子的比例越大,不穿越发射体、直接逃离的 β 粒子的比份越大,导致 $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 越大。

②数学分析:用 3.1.2(2) 节类似方法,设 $x = r \sqrt{T/T_0}$,可以证明, $\frac{dK_{\beta \text{ 逃脱}}(x)}{dx} > 0$;因此,在发射体直径相同情况下, $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 随着 $r \sqrt{T/T_0}$ 的增加而变大。

3.3 $K_{\beta\text{有效热}}$ 的计算结果

3.3.1 铯探测器轻水堆热中子 $K_{\beta\text{有效热}}$ 计算结果 (见表 4、图 5)

表 4 铯探测器轻水堆 $K_{\beta\text{有效热}}$
Table 4 $K_{\text{ther.}\beta\text{effe.}}$ factor of Rh detector in light water reactor

发射体直径 / mm	绝缘体厚度 /mm										
	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0
0.2	0.7961	0.7588	0.7319	0.7070	0.6842	0.6614	0.6365	0.6157	0.5950	0.5764	0.5556
0.4	0.6317	0.5921	0.5623	0.5361	0.5124	0.4899	0.4686	0.4473	0.4284	0.4095	0.3919
0.6	0.4954	0.4577	0.4295	0.4047	0.3825	0.3623	0.3436	0.3258	0.3090	0.2935	0.2786
0.8	0.3939	0.3595	0.3346	0.3135	0.2946	0.2773	0.2617	0.2490	0.2334	0.2207	0.2087
1.0	0.3224	0.2923	0.2710	0.2528	0.2369	0.2224	0.2092	0.1968	0.1856	0.1748	0.1647
1.2	0.2719	0.2453	0.2267	0.2111	0.1972	0.1847	0.1732	0.1627	0.1528	0.1443	0.1356
1.4	0.2347	0.2112	0.1947	0.1808	0.1686	0.1575	0.1475	0.1384	0.1295	0.1214	0.1138
1.6	0.2062	0.1850	0.1703	0.1578	0.1468	0.1370	0.1278	0.1195	0.1117	0.1045	0.0979

3.3.2 铯探测器轻水堆超热共振中子 $K_{\beta\text{有效超热}}$ 计算结果 (见表 5、图 6)

表 5 铯探测器轻水堆 $K_{\beta\text{有效超热}}$
Table 5 $K_{\text{epi.ther.reson.}\beta\text{effe.}}$ factor of Rh detector in light water reactor

发射体直径 / mm	绝缘体厚度 /mm										
	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0
0.2	0.8418	0.8057	0.7796	0.7526	0.7309	0.7088	0.6885	0.6668	0.6470	0.6263	0.6085
0.4	0.7299	0.6906	0.6629	0.6361	0.6148	0.5926	0.5718	0.5519	0.5329	0.5138	0.4955
0.6	0.6536	0.6161	0.5890	0.5649	0.5429	0.5222	0.5023	0.4839	0.4662	0.4490	0.4324
0.8	0.6033	0.5678	0.5422	0.5199	0.4995	0.4804	0.4620	0.4452	0.4286	0.4127	0.4010
1.0	0.5778	0.5434	0.5188	0.4974	0.4773	0.4590	0.4451	0.4281	0.4118	0.3962	0.3809
1.2	0.5629	0.5289	0.5047	0.4811	0.4666	0.4493	0.4306	0.4132	0.3970	0.3810	0.3658
1.4	0.5525	0.5188	0.4948	0.4754	0.4557	0.4368	0.4188	0.4016	0.3855	0.3698	0.3548
1.6	0.5446	0.5109	0.4873	0.4667	0.4464	0.4278	0.4099	0.3931	0.3768	0.3612	0.3461

3.3.3 铯探测器轻水堆全谱中子 $K_{\beta\text{有效}}$

(1) 铯探测器轻水堆全谱中子 $K_{\beta\text{有效}}$ 计算结果 (见表 6、图 7 及图 8)

铯探测器轻水堆全谱中子 $K_{\beta\text{有效}}$ 不仅随着

发射体直径、绝缘体厚度的变化而变化,还随着超热参数的变化而变化。下面给出两种典型案例的数据。

表 6 绝缘体厚度为 0.3 mm 时, 铯探测器 $K_{\beta \text{有效}}$ 随超热参数 ($r\sqrt{T/T_0}$) 及发射体直径的变化而变化
 Table 6 $K_{\beta \text{effe.}}$ of Rh detector in light reactor varies with the change of epi-thermal parameters ($r\sqrt{T/T_0}$) and emitter diameter When its insulator thickness =0.3 mm.

发射体直径 /mm	0.2	0.4	0.6	0.8	1.0	1.2	1.4	1.6
$K_{\text{超振}\beta \text{有效}}$	0.7526	0.6361	0.5649	0.5199	0.4974	0.4811	0.4754	0.4667
$K_{\beta \text{有效}}$	$r\sqrt{T/T_0} = 0.15$	0.7246	0.5712	0.4576	0.3823	0.3360	0.3042	0.2846
	$r\sqrt{T/T_0} = 0.09$	0.7192	0.5606	0.4414	0.3611	0.3106	0.2759	0.2533
	$r\sqrt{T/T_0} = 0.06$	0.7162	0.5539	0.4312	0.3479	0.2946	0.2580	0.2334
	$r\sqrt{T/T_0} = 0.03$	0.7121	0.5458	0.4191	0.3322	0.2756	0.2367	0.2097
$K_{\text{热}\beta \text{有效}}$	0.7070	0.5361	0.4047	0.3135	0.2528	0.2111	0.1808	0.1578

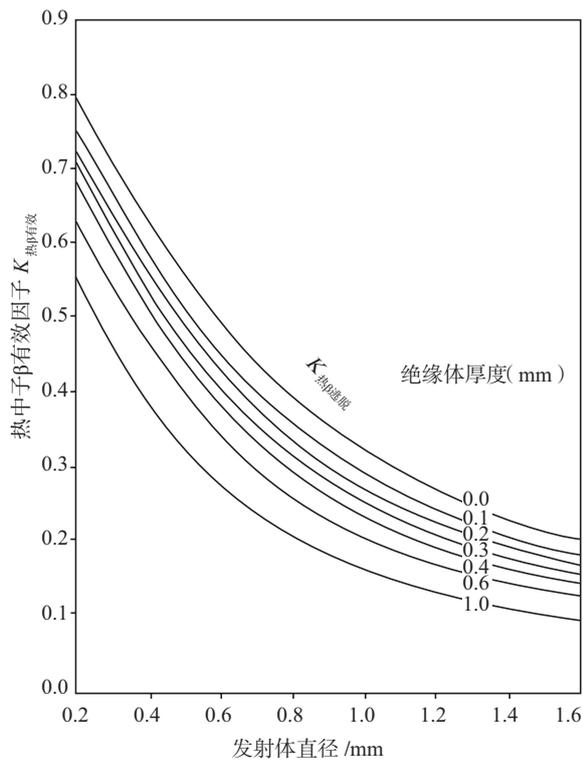


图 5 铯探测器轻水堆 $K_{\text{热}\beta \text{有效}}$
 Fig.5 $K_{\text{ther.}\beta \text{effe.}}$ factor of Rh detector in light water reactor

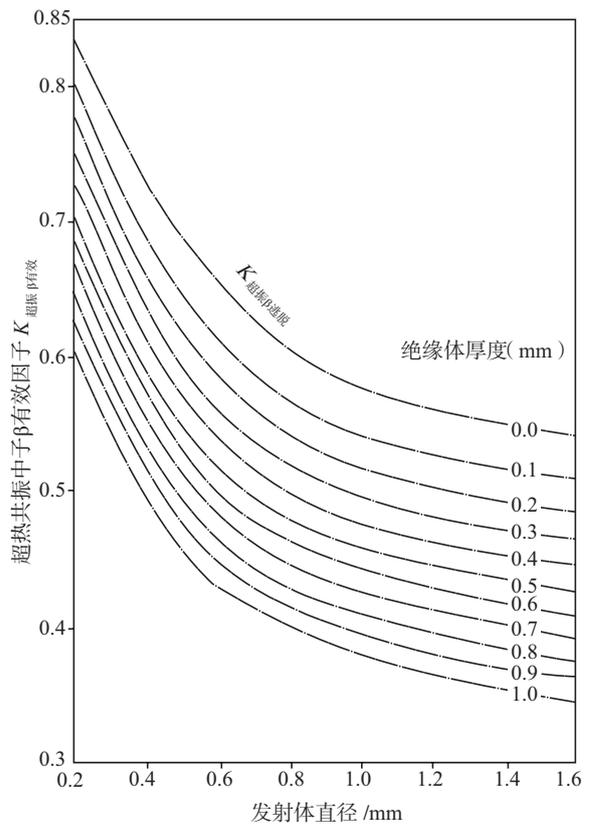


图 6 铯探测器轻水堆 $K_{\text{超振}\beta \text{有效}}$
 Fig.6 $K_{\text{epi.ther.reson.}\beta \text{effe.}}$ factor of Rh detector in light water reactor

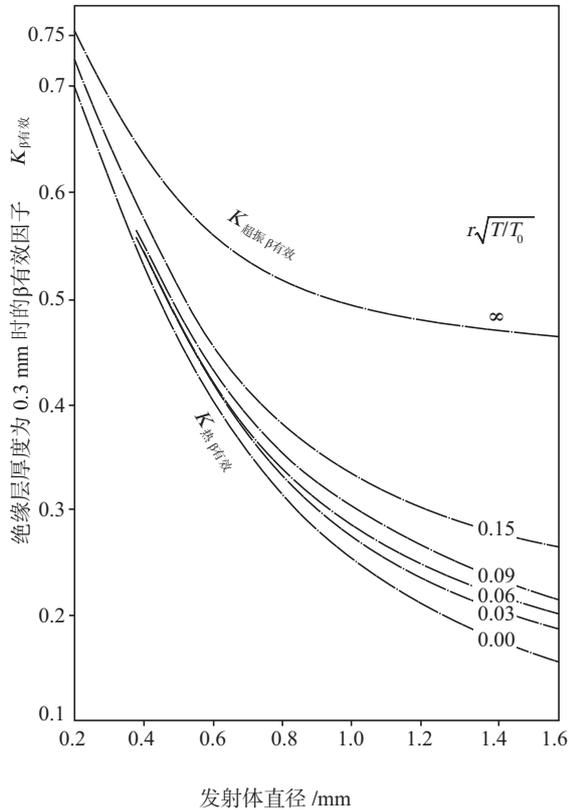


图7 绝缘体厚度为0.3 mm时,铑探测器 $K_{\beta\text{有效}}$ 随超热参数($r\sqrt{T/T_0}$)及发射体直径的变化而变化

Fig.7 $K_{\beta\text{effe.}}$ of Rh detector in light reactor varies with the change of epi-thermal parameters ($r\sqrt{T/T_0}$) and emitter diameter When its insulator thickness =0.3 mm.

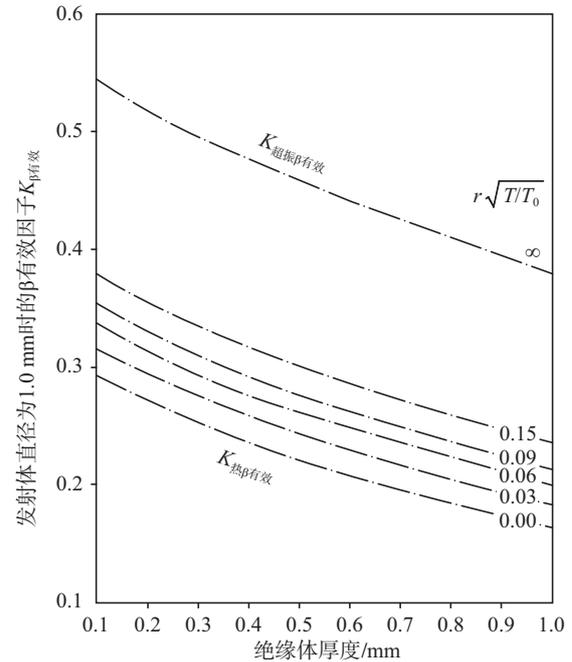


图8 发射体直径为1.0 mm时,铑探测器 $K_{\beta\text{有效}}$ 随超热参数($r\sqrt{T/T_0}$)及绝缘体厚度的变化而变化

Fig.8 $K_{\beta\text{effe.}}$ of Rh detector in light reactor varies with the change of epi-thermal parameters ($r\sqrt{T/T_0}$) and insulator thickness When its emitter diameter = 1.0 mm.

(2) 铑探测器轻水堆全谱中子 $K_{\beta\text{有效}}$ 计算结果解读。

① 物理解读: $r\sqrt{T/T_0}$ 越大,超热共振中子的比份越大。超热共振中子诱发的 β 粒子50%直接逃离发射体。因此, $r\sqrt{T/T_0}$ 越大, $K_{\beta\text{逃脱}}$ 越大,逃脱谱更硬。逃脱谱越硬, β 粒子穿越绝缘体空间电荷电势峰的概率越大。 $K_{\beta\text{有效}}=K_{\beta\text{逃脱}}$

$K_{\beta\text{穿越}}$,因此, $r\sqrt{T/T_0}$ 越大, $K_{\beta\text{有效}}$ 越大。

② 数学解析:用3.1.2(2)节类似方法,设 $x=r\sqrt{T/T_0}$,可以证明, $\frac{dK_{\beta\text{有效}}(x)}{dx}>0$;因此,在发射体直径、绝缘体厚度不变的情况下, $K_{\beta\text{有效}}$ 随着 $r\sqrt{T/T_0}$ 的增加而变大。

3.4 K_{β} 穿越 计算结果

3.4.1 铯探测器轻水堆热中子 $K_{\text{热}\beta}$ 穿越 计算结果 (见图 9)

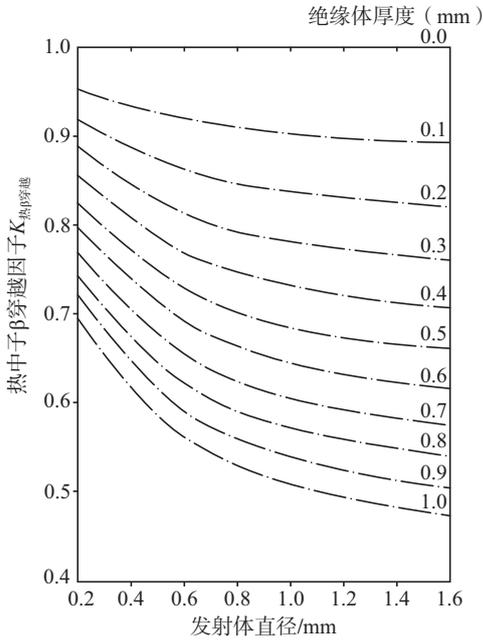


图 9 铯探测器轻水堆 $K_{\text{热}\beta}$ 穿越

Fig.9 $K_{\text{ther},\beta\text{cro.}}$ of Rh detector in light reactor

3.4.2 铯探测器轻水堆超热共振中子 $K_{\text{超热}\beta}$ 穿越 计算结果 (见图 10)

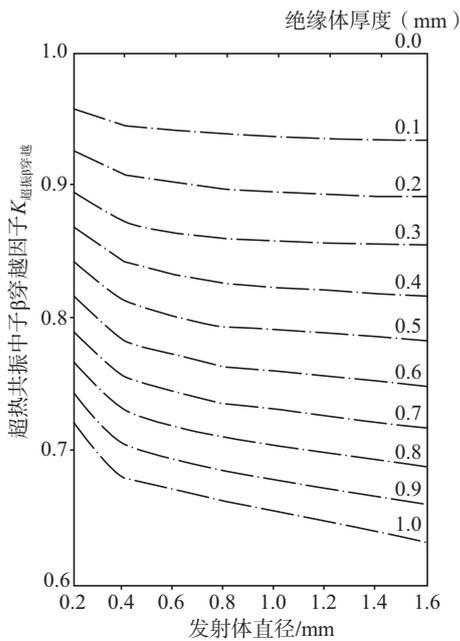


图 10 铯探测器轻水堆超热共振中子 $K_{\text{超热}\beta}$ 穿越

Fig.10 $K_{\text{epi,ther, reson},\beta\text{cro.}}$ of Rh detector in light reactor

3.4.3 铯探测器轻水堆全谱中子 K_{β} 穿越 代表性案例计算结果 (见图 11)

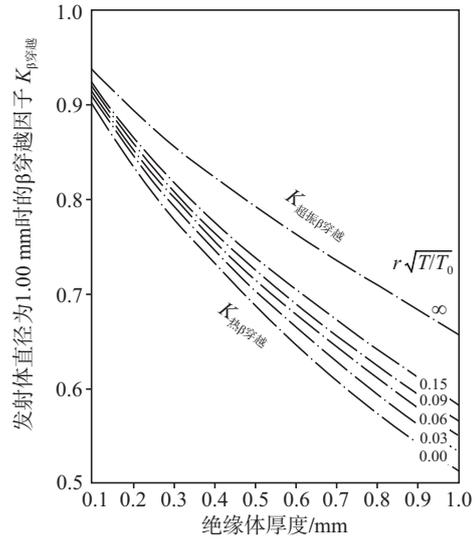


图 11 发射体直径为 1.0 mm 时,铯探测器 K_{β} 穿越 随超热参数 ($r\sqrt{T/T_0}$) 及绝缘体厚度的变化而变化

Fig.11 $K_{\beta\text{cro.}}$ of Rh detector in light reactor varies with the change of epi-thermal parameter ($r\sqrt{T/T_0}$) and insulator thickness When its emitter diameter = 1.0 mm.

4 铯探测器重水堆 K 因子计算结果

4.1 铯探测器重水堆 f 、 F 因子计算结果 (见图 12)

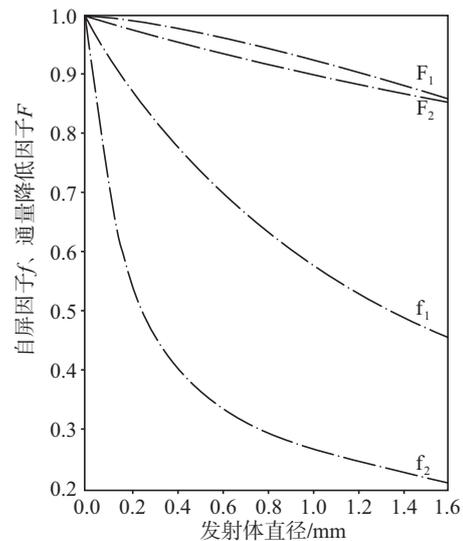


图 12 铯探测器发射体重水堆自屏因子 f 、中子注量率降低因子 F 随发射体直径的变化而变化

Fig.12 Self-shielding factor f and flux depression factor F of Rh detector emitter in heavy water reactor varies with emitter diameter

4.2 铯探测器重水堆 f_1F_1 、 f_2F_2 、 K_{ff} 因子计算结果(见图 13)

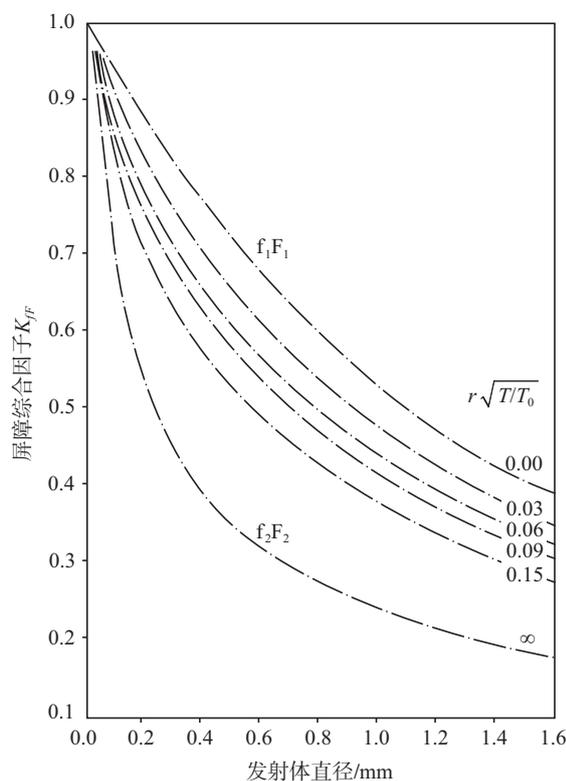


图 13 铯探测器重水堆 K_{ff} 因子

Fig.13 K_{ff} factor of Rh detector in heavy water reactor

4.3 铯探测器重水堆 K_{β} 有效

4.3.1 铯探测器重水堆热中子 K_{β} 有效、超热共振中子 K_{β} 有效

从本文式(9)、式(10)知,铯探测器热中子的 K_{β} 有效、和超热共振中子 K_{β} 有效都与堆型无关,只和发射体直径及绝缘体厚度、材料密度有关。因此,铯探测器重水堆的热中子 K_{β} 有效、和超热共振中子 K_{β} 有效与其轻水堆的热中子 K_{β} 有效、和超热共振中子 K_{β} 有效相同,见本文表 4、表 5。

4.3.2 铯探测器重水堆 K_{β} 有效

用本文式(12),可以计算出特定几何尺寸、特定超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 下,铯探测器重水堆 K_{β} 有效。这里只计算几个典型案例的重水堆 K_{β} 有效,并与轻水堆的 K_{β} 有效进行比较。结果表明,几何尺寸相同的探测器,在相同中子场环境中,其重水堆 K_{β} 有效与轻水堆 K_{β} 有效基本相等,相对误差大都小于 1%。典型案例的计算结果见表 7。

因此,可以把轻水堆的 K_{β} 有效(典型案例见表 6、图 7、图 8)近似用于重水堆,引起的误差可以接受。

表 7 铯探测器重水堆 K_{β} 有效与其轻水堆 K_{β} 有效比较

Table 7 Comparison between $K_{\beta\text{effective}}$ of Rh detector in heavy water reactor and $K_{\beta\text{effective}}$ of Rh detector in light water reactor

探测器描述	堆型及其比较	K_{β} 有效	不同 $r\sqrt{T/T_0}$ 下的 K_{β} 有效				K_{β} 有效
			0.03	0.06	0.09	0.15	
直径 0.5 mm 绝缘体 0.3 mm	重水	0.4704	0.4823	0.4923	0.5007	0.5141	0.5989
	轻水堆	0.4704	0.4824	0.4925	0.5010	0.5144	0.5989
	比较	1.0	0.9997	0.9995	0.9994	0.9994	1.0
直径 1.0 mm 绝缘体 0.3 mm	重水	0.2528	0.2740	0.2920	0.3073	0.3319	0.4974
	轻水堆	0.2528	0.2756	0.2946	0.3106	0.3361	0.4974
	比较	1.0	0.9941	0.9911	0.9893	0.9877	1.0
直径 1.4 mm 绝缘体 0.3 mm	重水	0.1808	0.2064	0.2280	0.2463	0.2758	0.4754
	轻水堆	0.1808	0.2097	0.2334	0.2533	0.2846	0.4754
	比较	1.0	1.015	1.023	1.028	1.031	1.0

注:工程及科研实践表明,实践使用的铯探测器的绝缘体厚度大都小于或等于 0.3 mm,详见文献[1]表 4、表 5 及文献[3]表 4。

4.4 铈探测器重水堆 $K_{\beta \text{ 逃脱}}$

用 4.3 节类似的方法,可以证明,几何尺寸相同的探测器,在相同中子场环境中,其重水堆 $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 与轻水堆 $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 基本相等。因此,可以把轻水堆的 $K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 近似用于重水堆,引起的误差可以接受。

4.5 铈探测器重水堆 $K_{\beta \text{ 穿越}}$

从本文式(21)、式(23)和式(25)知, $K_{\text{热}\beta \text{ 穿越}} = K_{\text{热}\beta \text{ 有效}}/K_{\text{热}\beta \text{ 逃脱}}, K_{\text{超热}\beta \text{ 穿越}} = K_{\text{超热}\beta \text{ 有效}}/K_{\text{超热}\beta \text{ 逃脱}}, K_{\beta \text{ 穿越}} = K_{\beta \text{ 有效}}/K_{\beta \text{ 逃脱}}$ 。因此,同样可以把轻水堆的 $K_{\beta \text{ 穿越}}$ 近似用于重水堆。

4.6 小结

热中子的 $K_{\text{热}\beta \text{ 逃脱}}、K_{\text{热}\beta \text{ 有效}}、K_{\text{热}\beta \text{ 穿越}}$ 和超热共振中子的 $K_{\text{超热}\beta \text{ 有效}}、K_{\text{超热}\beta \text{ 逃脱}}、K_{\text{超热}\beta \text{ 穿越}}$ 都和堆型无关,只和发射体直径、材料及绝缘体厚度、材料密度有关。但全谱中子的 $K_{\beta \text{ 逃脱}}、K_{\beta \text{ 有效}}、K_{\beta \text{ 穿越}}$ 和堆型有关,但影响不大。轻水堆的 $K_{\beta \text{ 逃脱}}、K_{\beta \text{ 有效}}、K_{\beta \text{ 穿越}}$ 和重水堆的 $K_{\beta \text{ 逃脱}}、K_{\beta \text{ 有效}}、K_{\beta \text{ 穿越}}$ 之间可以近似引用。

5 中子场中子温度对铈探测器灵敏度 K 因子影响

5.1 中子场中子温度对铈探测器轻水堆灵敏度 K 因子影响

本文计算中,设定中子温度为 20℃,设定 ^{103}Rh 的 $g(20^\circ\text{C})=1.023, s_0=s(20^\circ\text{C})=7.255$ 。因此,目前本文给出的 K 因子数据都是基于设定中子温度为 20℃的计算结果。也就是说,上述铈探测器 K 因子随着超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 的变化而变化、随着发射体直径的变化而变化、随着绝缘体厚度的变化而变化,都是设定中子温度是不变的,即设定中子温度为 20℃。

现在研究中子场中子温度对铈探测器灵敏度 K 因子影响,研究中采用数据验证方法,而不是理论分析方法。

5.1.1 中子场中子温度变化对 K_{ff} 的影响

假定把发射体直径为 1 mm 的探测器安装在轻水堆堆芯,探测器位置的超热参数 $r\sqrt{T/T_0} = 0.06$,用本文式(3)计算该探测器在不同中子温度下的 K_{ff} ,结果见表 8。

表 8 发射体直径 1 mm 的铈探测器,在超热参数 $r\sqrt{T/T_0}=0.06$ 的中子场,其 K_{ff} 随中子温度的变化
Table 8 The K_{ff} of Rh detectors varies with neutron temperature when Rh detectors with an emitter diameter of 1 mm and in a neutron field with epi-thermal parameter $r\sqrt{T/T_0}=0.06$

$T/^\circ\text{C}$	20	100	200	300	420
g	1.023	1.041	1.066	1.093	1.128
K_{ff}	0.3910	0.3919	0.3930	0.3942	0.3958
比值	1.00	1.0023	1.005	1.008	1.012

表 8 表明,在铈探测器发射体直径确定、堆型确定、中子能谱超热参数确定的情况下,中子温度从 20℃变为 420℃,铈探测器的 K_{ff} 仅增加约 1%。换句话说,把一只铈探测器放在典型游泳池式实验堆堆芯或典型核电厂反应堆堆芯中,只要探测器位置的超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 相同,这只探测器的 K_{ff} 是近似相同的,相对误差不超过 1%。

5.1.2 中子场中子温度变化对 $K_{\beta \text{ 有效}}$ 的影响

假定把发射体直径为 1 mm、绝缘体厚度为 0.3 mm 的探测器安装在轻水堆堆芯,探测器位置的超热参数 $r\sqrt{T/T_0} = 0.06$,用本文式(12)计算该探测器在不同中子温度下的 $K_{\beta \text{ 有效}}$,结果见表 9。

表 9 发射体直径为 1 mm、绝缘体厚度为 0.3 mm 的铈探测器,在超热参数 $r\sqrt{T/T_0}=0.06$ 的轻水堆中子场,其 $K_{\beta \text{ 有效}}$ 随中子温度的变化
Table 9 The $K_{\beta \text{ eff}}$ of Rh detectors varies with neutron temperature when Rh detectors with an emitter diameter of 1 mm and an insulator thickness of 0.3 mm, and in a neutron field with epi-thermal parameter $r\sqrt{T/T_0}=0.06$

$T/^\circ\text{C}$	20	100	200	300	420
g	1.023	1.041	1.066	1.093	1.128
$K_{\beta \text{ 有效}}$	0.2947	0.2941	0.2933	0.2923	0.2913
比值	1.00	0.9979	0.9952	0.9918	0.9884

表 9 表明,在铈探测器几何尺寸(发射体直径、绝缘体厚度)确定、堆型确定、中子能谱超热参数确定的情况下,中子温度从 20℃变

为 420℃, 铯探测器的 $K_{\beta\text{有效}}$ 仅降低约 1%。换句话说, 把一只铯探测器放在典型游泳池式实验堆堆芯或典型核电厂反应堆堆芯中, 只要探测器位置的超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 相同, 这只探测器的 $K_{\beta\text{有效}}$ 是近似相同的, 相对误差不超过 1%。

5.1.3 中子场中子温度变化对 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 的影响

$K_{\beta\text{逃脱}}$ 可以看作绝缘体厚度为 0 时的 $K_{\beta\text{有效}}$, 因此, 从 5.1.2 节的结论可以推出: 当中子温度从 20℃ 变为 420℃, 铯探测器的 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 仅会有约 1% 的变化。

5.1.4 中子场中子温度变化对 $K_{\beta\text{穿越}}$ 的影响

从本文式 (25)、(26) 知, $K_{\beta\text{穿越}} = K_{\beta\text{有效}}/K_{\beta\text{逃脱}}$ 。因此, 从 5.1.3 节及 5.1.4 节的结论可以推论出: 当中子温度从 20℃ 变为 420℃, 铯探测器的 $K_{\beta\text{穿越}}$ 仅会有约 1% 的变化。

5.2 中子场中子温度对铯探测器重水堆灵敏度 K 因子影响

5.2.1 中子场中子温度变化对重水堆 $K_{\beta\text{有效}}$ 的影响

假定把发射体直径为 1 mm、绝缘体厚度为 0.3 mm 的探测器安装在重水堆堆芯, 探测器位置的超热参数 $r\sqrt{T/T_0} = 0.06$, 用本文式 (12) 计算该探测器在不同中子温度下的 $K_{\beta\text{有效}}$, 结果见表 10。

表 10 发射体直径为 1 mm、绝缘体厚度为 0.3 mm 的铯探测器, 在超热参数 $r\sqrt{T/T_0} = 0.06$ 的重水堆中子场, 其 $K_{\beta\text{有效}}$ 随中子温度的变化

Table 10 The $K_{\beta\text{eff}}$ of Rh detectors varies with neutron temperature when Rh detectors with an emitter diameter of 1 mm and an insulator thickness of 0.3 mm, and in a neutron field with epi-thermal parameter $r\sqrt{T/T_0} = 0.06$

$T/^\circ\text{C}$	20	100	200	300	420
g	1.023	1.041	1.066	1.093	1.128
$K_{\beta\text{有效}}$	0.2925	0.2919	0.2910	0.2902	0.2894
比值	1.00	0.9979	0.9948	0.9921	0.9894

表 9 表明, 在铯探测器几何尺寸(发射体直径、绝缘体厚度)确定、堆型确定、中子能谱

超热参数确定的情况下, 中子温度从 20℃ 变为 420℃, 铯探测器的重水堆 $K_{\beta\text{有效}}$ 仅降低约 1%。换句话说, 把一只铯探测器放在典型游泳池式重水实验堆堆芯或典型重水堆核电厂堆芯中, 只要探测器位置的超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 相同, 这只探测器的 $K_{\beta\text{有效}}$ 是近似相同的, 相对误差不超过 1%。

5.2.2 中子场中子温度变化对重水堆 K_{JF} 、 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\beta\text{穿越}}$ 的影响

用 5.1 节类似的方法, 可以计算或推论出: 在铯探测器几何尺寸(发射体直径、绝缘体厚度)确定、堆型确定、中子能谱超热参数确定的情况下, 中子温度从 20℃ 变为 420℃, 其重水堆 K_{JF} 、 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\beta\text{穿越}}$ 仅有很小变化(约 1% 的变化)。

5.3 物理解读及数学分析

5.3.1 物理解读

表 8、表 9、表 10 的结果表明, 铯探测器灵敏度 K 因子似乎与中子温度无关, 不随着中子温度的变化而变化。当然, 中子温度对灵敏度 K 因子是有影响的, 但在 5.1 节、5.2 节的分析中, 这一作用被隐藏了。5.1 节、5.2 节的分析结果, 是在假定铯探测器几何尺寸(发射体直径、绝缘体厚度)确定、堆型确定、中子能谱超热参数确定的前提下取得的。中子能谱超热参数 $r\sqrt{T/T_0}$ 确定, 为一常数, 这就意味着, 当 T 增加时, r 必须减少, 这样才能使 $r\sqrt{T/T_0}$ 保持不变。 T 对灵敏度 K 因子是有影响的, 但 \sqrt{T} 增加对灵敏度 K 因子的正影响, 与 r 减少对灵敏度 K 因子的负影响近似抵消, 这样, 当 T 增加时, 在 $r\sqrt{T/T_0}$ 保持不变的前提下, 灵敏度 K 因子近似不变, 但这只是一种表象。

5.3.2 数学分析

从本文式 (3)、式 (12)、式 (20)、式 (26) 知, 铯探测器灵敏度 K 因子 K_{JF} 、 $K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\beta\text{穿越}}$ 的计算公式的架构相同, 如下:

$$K = \frac{K_1}{K_2} = \frac{A_1 + B_1}{A_2 + B_2}$$

该式有以下特点:

(1) A_1 、 A_2 中都含 g 因子, 当中子温度 T 变

化时, g 变化, 但 A_1/A_2 不会变, 为一常数;

(2) A_1 远大于 B_1 , A_2 远大于 B_2 ;

(3) B_1/B_2 为常数, 不随变化而变化。

若假设 B_1 、 B_2 为 0, 那么 $K = \frac{A_1}{A_2}$, 为一个常数, K 不会随着 T 、 g 的变化而变化。

B_1 、 B_2 虽然不为 0, 但与 A_1 、 A_2 相比, 小很多。因此, A_1/A_2 在计算 K 因子时起主导作用; B_1 、 B_2 有一定影响, 但影响相对较小。这就是表 8、表 9、表 10 中, 当 T 、 g 变化时, 而相关灵敏度 K 因子只有约 1% 变化的定性解释。

5.4 小结: 重要价值与作用

5.1 节已经说明, 本文计算中, 设定中子温度为 20°C , 设定 ^{103}Rh 的 $g(20^\circ\text{C}) = 1.023$, $s_0 = s(20^\circ\text{C}) = 7.255$ 。因此, 目前本文给出的 K 因子数据都是基于设定中子温度为 20°C 的计算结果。本文灵敏度 K 因子的计算结果原则上也只能应用于中子温度为 20°C 的中子场。5.1 节、5.2 节分析结果表明, 本文灵敏度 K 因子的计算结果不但可应用于中子温度为 20°C 的中子场, 还可以近似应用于其他温度下 ($20^\circ\text{C} \sim 420^\circ\text{C}$) 的中子场。这样, 本文给出的灵敏度 K 因子计算结果, 就可以应用于所有游泳池式热中子堆, 还可推广近似应用于热堆核电站。近似应用的相对误差约 1%。这就是本节分析的重要价值和作用。

6 用铯探测器灵敏度 K 因子计算其单位长发射体灵敏度

6.1 铯探测器单位长发射体灵敏度计算公式

结合式(2)及 $K_{\beta\text{有效}}$ 定义, 铯探测器单位长发射体灵敏度可以用下式表示:

$$I = eK_{\beta\text{有效}}K_{\beta\text{穿越}}\pi r_e^2 N \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0) \quad (28)$$

由于 $K_{\beta\text{有效}} = K_{\beta\text{穿越}}K_{\beta\text{逃脱}}$, 那么,

$$I = eK_{\beta\text{逃脱}}K_{\beta\text{穿越}}\pi r_e^2 N \sigma_0 (g + r \sqrt{T/T_0} s_0) \quad (29)$$

结合式(1)及 $K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 定义, 铯探测器单位长发射体灵敏度还可以用下式表示:

$$I = e f_1 F_1 K_{\beta\text{有效}} \pi r_e^2 N \sigma_0 g + e f_2 F_2 K_{\beta\text{逃脱}} \pi r_e^2 N \sigma_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \quad (30)$$

由于 $K_{\beta\text{有效}} = K_{\beta\text{逃脱}}K_{\beta\text{穿越}}$ 、 $K_{\beta\text{有效}} = K_{\beta\text{逃脱}}K_{\beta\text{穿越}}$, 那么

$$I = e f_1 F_1 K_{\beta\text{逃脱}} K_{\beta\text{穿越}} \pi r_e^2 N \sigma_0 g + e f_2 F_2 K_{\beta\text{逃脱}} K_{\beta\text{穿越}} \pi r_e^2 N \sigma_0 r \sqrt{T/T_0} s_0 \quad (31)$$

上述公式, 既适用于轻水堆, 也适用于重水堆。如果知道某一探测器的灵敏度 K 因子, 就可以用上述公式[式(28)~式(31)]计算该探测器的单位长发射体灵敏度。注意, 6.1 节中的 $\pi r_e^2 N$ 与本文式(1)、式(2)中的 N_1 的物理内涵相同。

本文 8.2 节给出了利用上述公式计算铯探测器单位长发射体灵敏度的例子。

6.2 用铯探测器灵敏度 K 因子和探测器灵敏度的理论计算值或其刻度值推算其不同中子场环境的下的灵敏度

由式(8)知: $I = a + br \sqrt{T/T_0}$

其中, $a = eK_{\beta\text{有效}} f_1 F_1 \pi r_e^2 N \sigma_0 g$;

$b = eK_{\beta\text{有效}} f_2 F_2 \pi r_e^2 N \sigma_0 s_0$

从本文式(9)、式(10)知, 铯探测器的 $K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 只和探测器的几何尺寸有关, 和堆型(慢化剂)无关。从文献[10]式(2)、式(3)及式(4)知, f_1 和慢化剂无关。从文献[11]式(50.43)知, f_2 和慢化剂无关。从文献[10]式(5)、式(6)及式(7)知, F_1 、 F_2 不但和发射体直径及发射体材料的宏观中子截面有关, 也和慢化剂有关。因此, 上述短式中, 只有 F_1 、 F_2 和堆型有关, 其他因子或参数和堆型无关。 g 因子虽然和堆型无关, 但随着中子温度的变化而变化, 详见文献[9]表 1。

6.2.1 用铯探测器轻水堆灵敏度理论计算值推算其轻水堆不同中子温度下的灵敏度

文献[3]给出了中子温度为 20°C 的铯探测器轻水堆单位长发射体灵敏度, 包括单位长发射体热中子灵敏度 a 值和单位长发射体超热共振 b 值。可以用上述 a 、 b 值, 通过下式计算中子温度为 T 时的铯探测器轻水堆单位长发射体灵敏度。

$$I_{\text{轻水堆}}(T) = a_{\text{轻水堆}20^\circ\text{C}} \frac{g(T)}{g(20^\circ\text{C})} + b_{\text{轻水堆}} r \sqrt{T/T_0} \quad (32)$$

注: 铯探测器的超热共振 b 值和中子温度无关。

6.2.2 用铯探测器轻水堆灵敏度理论计算值推算其重水堆不同中子温度下的灵敏度

文献[3]给出了中子温度为 20℃ 的铯探测器轻水堆灵敏度,包括单位长发射体热中子灵敏度 a 值和单位长发射体超热共振 b 值。可以用上述 a 、 b 值,通过下式计算中子温度为 T 时的铯探测器重水堆单位长发射体灵敏度。

$$I_{\text{重水堆}}(T) = a_{\text{轻水堆}20^\circ\text{C}} \frac{F_{1\text{重水堆}}}{F_{1\text{轻水堆}}} \times \frac{g(T)}{g(20^\circ\text{C})} + b_{\text{轻水堆}} \frac{F_{2\text{重水堆}}}{F_{2\text{轻水堆}}} r \sqrt{T/T_0} \quad (33)$$

可以通过图 2(或其对应的表格数据)获取轻水堆的 F_1 、 F_2 ,可以通过图 12(或其对应的表格数据)获取重水堆的 F_1 、 F_2 。

6.2.3 铯探测器重水堆灵敏度与其轻水堆灵敏度比较近似关系式

式(28)中,只有 K_{β} 和堆型有关。探测器轻水堆的 $K_{\beta\text{有效}}$ 和其重水堆的 $K_{\beta\text{有效}}$ 近似。其他因子或参数和堆型无关。也就是说,如果知道铯探测器在轻水堆某一中子场环境下的灵敏度,那么可以直接推算该探测器在重水堆同样中子场环境下 ($r \sqrt{T/T_0}$ 相同、中子温度近似) 的灵敏度;反之,亦然。计算公式为:

$$I_{\text{重水堆灵敏度}} \approx \frac{I_{\text{轻水堆灵敏度}} \times K_{\beta\text{重水堆}}}{K_{\beta\text{轻水堆}}} \quad (34)$$

6.2.4 用铯探测器轻水堆灵敏度刻度值推算它的其他情况下的灵敏度

(1)用铯探测器轻水堆灵敏度刻度值推算其重水堆灵敏度

文献[12]给出了一只铯探测器轻水堆灵敏度刻度结果(又见文献[3]1.2.2节)。该铯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 0.27 mm、绝缘体材料 Al_2O_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:326 K (53℃) [14],本文设定中子温度为 60℃,取 $g(60^\circ\text{C})=1.032$ [9]。

可以采用上述刻度实验获得的该探测器的热中子灵敏度 a 值和超热共振 b 值(见文献[3]1.2.2节),通过下式推算出该探测器的重水堆灵

敏度。但用这种方法推算出的探测器灵敏度仍应该归类于理论计算灵敏度,而不应归类于灵敏度刻度值。

$$I_{\text{重水堆}}(T) = a_{\text{轻水堆}60^\circ\text{C}} \frac{F_{1\text{重水堆}}}{F_{1\text{轻水堆}}} \times \frac{g(T)}{g(60^\circ\text{C})} + b_{\text{轻水堆}} \frac{F_{2\text{重水堆}}}{F_{2\text{轻水堆}}} r \sqrt{T/T_0} \quad (35)$$

该探测器的灵敏度刻度实验是在游泳池式轻水反应堆进行的,通过上式,可以推算出该探测器在重水堆核电厂堆芯的灵敏度。

(2)用铯探测器轻水堆灵敏度刻度值推算其不同中子温度下的轻水堆灵敏度

还可以通过下式推算出该探测器在不同中子温度下的轻水堆灵敏度。

$$I_{\text{轻水堆}}(T) = a_{\text{轻水堆}60^\circ\text{C}} \frac{g(T)}{g(60^\circ\text{C})} + b_{\text{轻水堆}} r \sqrt{T/T_0} \quad (36)$$

通过上式,可以推算出该探测器在轻水堆核电厂堆芯的灵敏度。

6.2.5 用铯探测器重水堆灵敏度刻度值推算它的其他情况下的灵敏度

(1)用铯探测器重水堆灵敏度刻度值推算其轻水堆灵敏度

文献[13]给出了一只铯探测器重水堆灵敏度刻度结果(又见文献[3]1.2.2节)。该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 0.25 mm、绝缘体材料 Al_2O_3 。灵敏度刻度实验在英国 Harwell 冥王重水堆 PLUTO 进行。PLUTO [15,16] 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℃ (343.6 K)。对于典型热中子堆, $T/T_m < 1.07$ [9] (T_m :慢化剂温度),可以推测出,冥王堆的中子温度 $T < 367$ K (94℃) 这里假定中子温度为 80℃,取 $g(80^\circ\text{C}) = 1.037$ [9]

可以采用上述刻度实验获得的该探测器的热中子灵敏度 a 值和超热共振 b 值(见文献[3]1.2.2节),通过下式推算出该探测器的轻水堆灵敏度。但用这种方法推算出的探测器灵敏度仍应该归类于理论计算灵敏度,而不应归类于灵敏度刻度值。

$$I_{\text{轻水堆}} = a_{\text{重水堆}80^{\circ}\text{C}} \frac{F_{1\text{轻水堆}}}{F_{1\text{重水堆}}} \times \frac{g(T)}{g(80^{\circ}\text{C})} + b_{\text{重水堆}} \frac{F_{2\text{轻水堆}}}{F_{2\text{重水堆}}} r \sqrt{T/T_0} \quad (37)$$

该探测器的灵敏度刻度实验是在游泳池式重水反应堆进行的,通过上式,可以推算出该探测器在轻水堆核电站堆芯的灵敏度。

(2) 用铯探测器重水堆灵敏度刻度值推算其不同中子温度下的重水堆灵敏度

还可以通过下式推算出该探测器在不同中子温度下的重水堆灵敏度。

$$I_{\text{重水堆}}(T) = a_{\text{重水堆}80^{\circ}\text{C}} \frac{g(T)}{g(80^{\circ}\text{C})} + b_{\text{重水堆}} r \sqrt{T/T_0} \quad (38)$$

$$\text{钒探测器热中子 } \beta \text{ 逃脱因子: } K_{\text{热}\beta\text{逃脱}} = \int_0^{E_\beta} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE$$

$$\text{钒探测器热中子 } \beta \text{ 有效因子: } K_{\text{热}\beta\text{有效}} = \int_{E_0}^{E_\beta} \left\{ P(E) \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE$$

$$\begin{aligned} \text{钒探测器热中子 } \beta \text{ 穿越因子: } K_{\text{热}\beta\text{穿越}} &= \frac{K_{\text{热}\beta\text{有效}}}{K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}} \\ &= \frac{\int_{E_0}^{E_\beta} \left\{ P(E) \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE}{\int_0^{E_\beta} \left\{ \left(-\frac{dE}{dx} \right)_E^{-1} \int_E^{E_\beta} N_1 [R(E') - R(E)] B(E') dE' \right\} dE} \end{aligned}$$

7.2 计算结果

7.2.1 钒探测器轻水堆 K 因子计算结果

(1) 钒探测器轻水堆 f 、 F 、 fF 因子计算结果 (见图 14)

钒探测器发射体热中子自屏因子 f 、热中子注量率降低因子 F 参见文献[10]。

(2) 钒探测器轻水堆 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 因子计算结果 (见图 15)

钒探测器的绝缘体厚度为 0 时,其 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 等于其 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 。

通过上式,可以推算出该探测器在重水堆核电站堆芯的灵敏度。

6.2.6 上述公式的应用验证

本论文第二篇将用 6.2 节介绍的公式、方法进行灵敏度计算,并与用其他方法的相关计算结果进行比较,以验证本节提出的方法、公式、技术路线的科学性、可信性。

7 钒探测器的 K 因子计算模型、结果及分析

7.1 计算模型

钒的中子俘获截面符合 $1/v$ 率,钒探测器的 K 因子计算模型与铯探测器的热中子 K 因子计算模型相同,如下:

(3) 钒探测器轻水堆 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 因子计算结果 (见图 16)

7.2.2 钒探测器重水堆 K 因子计算结果

(1) 钒探测器重水堆 f 、 F 、 fF 因子计算结果 (见图 17)

(2) 钒探测器重水堆 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 因子计算结果

钒探测器重水堆 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 因子计算结果与其轻水堆的 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 因子计算结果相同。

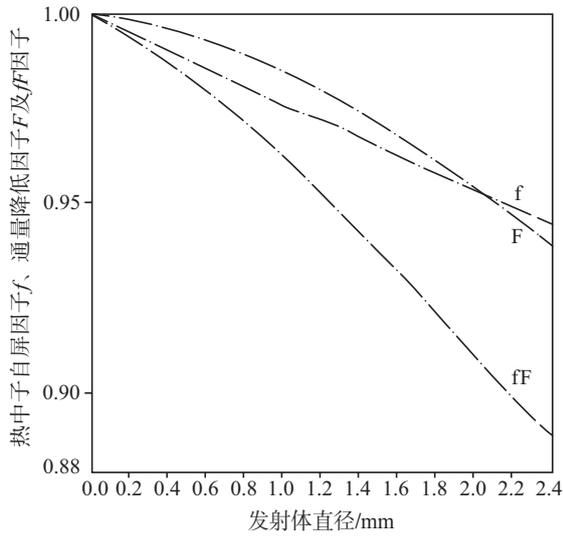


图 14 钒探测器轻水堆自屏因子 f 、中子注量率降低因子 F 及 fF 因子

Fig.14 Self-shielding factor f and flux depression factor F of V detector emitter in light water reactor varies with emitter diameter

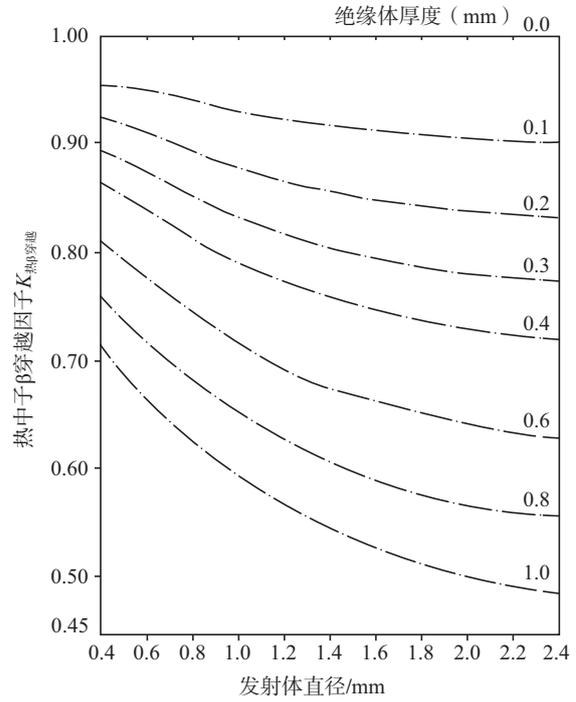


图 16 钒探测器轻水堆 $K_{热\beta}$ 穿越

Fig.16 $K_{ther,\beta cro.}$ of V detector in light reactor

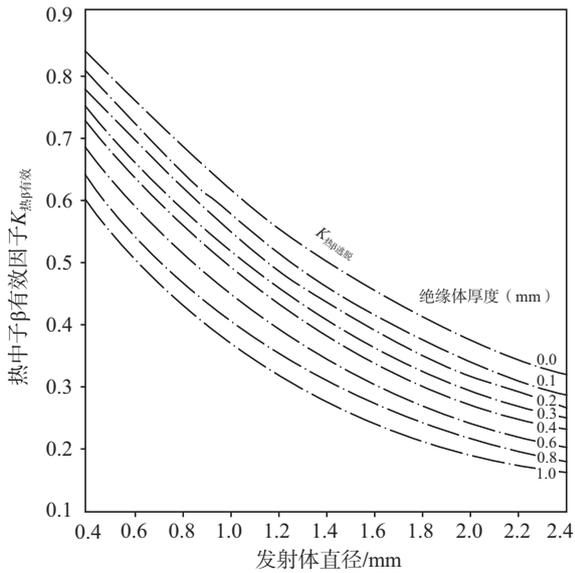


图 15 钒探测器轻水堆 $K_{热\beta}$ 有效

Fig.15 $K_{ther,\beta effe.}$ factor of Rh detector in light water reactor

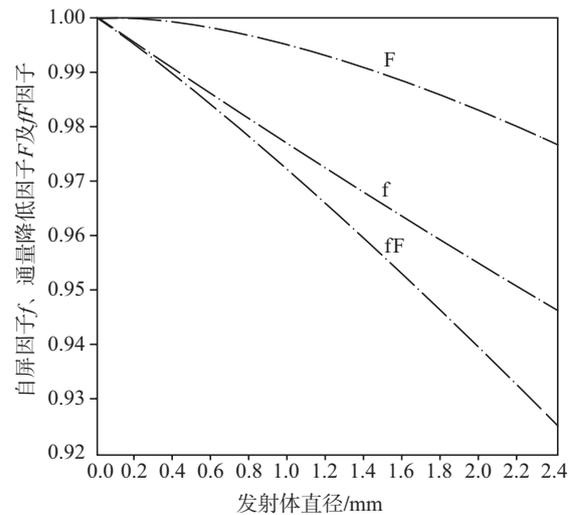


图 17 钒探测器重水堆自屏因子 f 、中子注量率降低因子 F 及 fF 因子

Fig.17 Self-shielding factor f and flux depression factor F and fF factor of V detector emitter in heavy water reactor varies with diameter

7.3 用钒探测器灵敏度 K 因子计算其单位长发射体灵敏度

7.3.1 钒探测器单位长发射体灵敏度计算公式

钒的中子俘获截面符合 $1/v$ 率,钒探测器灵敏度计算公式与铯探测器灵敏度计算公式的热中子部分的公式相同,具体如下:

$$I = efFK_{\text{热}\beta\text{有效}} \pi r_e^2 N \sigma_0 \quad (39)$$

由于 $K_{\text{热}\beta\text{有效}} = K_{\text{热}\beta\text{穿越}} K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$,那么,

$$I = efFK_{\text{热}\beta\text{逃脱}} K_{\text{热}\beta\text{穿越}} \pi r_e^2 N \sigma_0 \quad (40)$$

式中, f :钒探测器发射体热中子自屏因子; F :钒探测器发射体热中子中子注量率降低因子;其他同上。

上述公式,既适用于轻水堆,也适用于重水堆。如果知道某一探测器的灵敏度 K 因子,就可以用上述公式[式(39)、式(40)]计算该探测器的单位长发射体灵敏度。注意,这里 $\pi r_e^2 N$ 与本文式(1)、式(2)中的 N_1 的物理内涵相同。

钒的中子俘获截面符合 $1/v$ 率,其 g 因子等于 1,且不随着中子温度的变化而变化,因此,用上述公式计算出的钒探测器灵敏度,既适用于游泳池式实验堆,也适用于核电厂等动力堆。

7.3.2 钒探测器重水堆灵敏度与轻水堆灵敏度的关系

如果知道钒探测器在轻水堆的灵敏度(理论计算值或灵敏度刻度值),那么可以直接推算该探测器在重水堆的灵敏度。计算公式为:

$$I_{\text{重水堆灵敏度}} = \frac{I_{\text{轻水堆灵敏度}} \times F_{\text{重水堆}}}{F_{\text{轻水堆}}} \quad (41)$$

反之,亦然。

8 铯、钒探测器灵敏度 K 因子计算结果检验

为了验证本文灵敏度 K 因子理论模型的科学性、可行性,检验本文给出的灵敏度 K 因子的计算结果的可信性,现通过以下三种途径,从不

同角度、不同侧面对本文给出的铯、钒探测器灵敏度 K 因子计算结果进行检验。

8.1 本文灵敏度 K 因子计算结果与其他文献发表的灵敏度 k 因子计算结果相互比较

现在把本文给出的灵敏度 K 因子计算结果与目前能够收集到的其他论文给出的相关灵敏度 K 因子计算结果进行比较。

由于有的文献没有给出具体数据,只给出灵敏度 K 因子的变化曲线图。因此,有些文献的 K 因子是依据 K 因子的变化曲线图测算出来的。具体做法为:依据发射体直径、热中子吸收截面,计算出 $x(r_e \Sigma)^{[10]}$,然后从图中测算出对应的灵敏度 K 因子的值。

由于各文献采用的长度单位的制式不同,有的用公制,有的用英制。因此,与本节各比较表中第一列的标称直径有差异的,本文在表中分别标注出。

下列各比较表中,“本文”这一列对应的数据,一般直接采用本文给出的数据;对于特殊的探测器的直径、绝缘体厚度,用本文已知数据推算。

下列各表中,“比较”一列或一行对应的数据为 K 因子的相对比值,比较时以本文给出的数据为 1.0。

经研究认为:1)文献[7]中的 k_0 与本文的 f_1 (铯探测器)或 f (钒探测器)的物理内涵相同;文献[2]中 f_g 因子与本文的钒探测器的 f 因子的物理内涵相同;文献[2]中 f_d 因子与本文的钒探测器的 F 因子的物理内涵相同。2)文献[1]的 ϵ 因子及文献[7]中 k_β 的与本文的 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 的物理内涵相同。3)文献[7]中的 k_g 与本文的 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 的物理内涵相同。4)文献[7]中的 $(K_g K_\beta)$ 及文献[2]中 β 因子与本文的 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 因子的物理内涵相同。

到目前为止,能够收集到的其他论文发表的相关灵敏度 K 因子都是热中子灵敏度 K 因子,因此,下述比较,仅限于热中子灵敏度 K 因子之间的比较(表 13 除外)。

8.1.1 铯探测器热中子自屏因子 f_1 比较(见表11)

表 11 铯探测器热中子自屏因子 f_1
Table 11 Thermal neutron self-shielding factor f_1 of Rh detector

发射体直径/mm	文献[1]	本文(直径/mm)	文献[7]	文献[10]($x=r_e\Sigma$)	比较
0.254	0.85	0.85	0.85	0.86(0.1384)	1.0:1.0:1.0:1.01
0.508	0.73	0.7391(0.5)	0.73	0.74(0.2768)	0.987:1.0:0.987:1.001
0.762	0.64	0.639	0.64	0.64(0.4152)	1.001:1.0:1.001:1.001
1.016	0.57	0.5758(1.0)	0.57	0.57(0.5537)	0.989:1.0:0.989:0.989
1.270	0.51	0.515	0.52	0.51(0.6921)	0.99:1.0:1.009:0.99

表中,第5列中 $x=r_e\Sigma$ 的物理内涵见文献[10]。

8.1.2 钒探测器自屏因子 f 比较(见表12)

表 12 钒探测器自屏因子 f
Table 12 Thermal neutron self-shielding factor f of V detector

发射体直径/mm	文献[1]	本文(直径/mm)	文献[7]	文献[10](直径/mm)	文献[2](直径/mm)	比较
0.508	0.988	0.9885(0.5)	0.987	0.9882(0.5)	0.988	0.999:1.0:0.998:1.0:0.999
1.016	0.976	0.9774(1.0)	0.975	0.9767(1.0)		0.998:1.0:0.997:0.999:空
1.524	0.964	0.9665(1.5)		0.9654(1.5)		0.997:1.0:空:0.999:空
2.032	0.953	0.9559(2.0)		0.9543(2.0)	0.954(2.0)0.952	0.997:1.0:空:0.998:0.998
2.540	0.941	0.9477(2.5)		0.9434(2.5)		0.993:1.0:空:0.995:空

文献[10]指出,当 $x(r_e\Sigma) \ll 1$ 时, f 可以用近似式(3)($f(x)=1-(4/3)x+1.246x^2$)计算;因此,表12中文献[10]的数据是通过文献[10]的式(3)计算获取的。

8.1.3 铯探测器超热共振中子自屏因子 f_2 比较(见表13)

表 13 铯探测器超热共振中子自屏因子 f_2
Table 13 epi-thermal resonance neutrons self-shielding factor f_2 of Rh detector

发射体直径/mm	本文/mm	文献[11]图11	文献[11]附录E表II	比较
0.2	0.5455	0.55	0.547	1.0:1.008:1.002
0.4	0.4080	0.41	0.409	1.0:1.005:1.004
0.6	0.3396	0.34	0.339	1.0:1.001:1.00

计算文献[11]附录E中表II中的 $\beta=\Sigma r_e$ 值时,取 ^{103}Rh 的共振峰值截面为4500b,忽略其散射截面。

8.1.4 钒探测器热中子中子注量率降低因子 F 比较(见表14)

表 14 钒探测器热中子中子注量率降低因子 F
Table 14 Thermal neutron flux depression factor F for vanadium detectors

文献	本文	文献[2]	文献[10](Σr_e)	本文	文献[2]	文献[10](Σr_e)
发射体直径/mm	0.50	0.508	0.50(0.0088)	2.0	2.0	2.0(0.0354)
F	0.9960	0.996	0.9960	0.9569	0.957	0.9569
比较	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0001	1.0

文献[10]的中子注量率降低因子 F 是据文献[10]式(3)、式(5)、式(6)计算的。表中 Σr_e 的物理内涵见文献[10]。

8.1.5 探测器 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 因子比较 (见表 15)

表 15 探测器 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 因子
Table 15 $K_{\text{thermal}\beta\text{escape}}$ of detector

铈探测器 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 因子					钒探测器 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 因子				
发射体直径 / mm	文献 [1]	本文 (发射体直径/mm)	文献 [7]	比较	发射体直径 / mm	文献 [1]	本文 (发射体直径/mm)	文献 [7]	比较
0.254	0.787	0.746	0.79	1.055 : 1.0 : 1.059	0.508	0.768	0.805 (0.5)	0.77	0.954 : 1.0 : 0.956
0.508	0.623	0.5635 (0.5)	0.63	1.105 : 1.0 : 1.118	1.016	0.597	0.6243 (1.0)	0.61	0.956 : 1.0 : 0.977
0.762	0.496	0.3939 (0.8)	0.51	1.259 : 1.0 : 1.294	1.524	0.469	0.4808 (1.5)		0.975 : 1.0 : 空
1.016	0.401	0.3224 (1.0)	0.41	1.243 : 1.0 : 1.271	2.032	0.375	0.3768 (2.0)		0.995 : 1.0 : 空
1.270	0.331	0.2719 (1.2)	0.34	1.217 : 1.0 : 1.250	2.540	0.309	0.3189 (2.5)		0.968 : 1.0 : 空

8.1.6 钒探测器和铈探测器 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 因子比较 (见表 16)

表 16 钒探测器和铈探测器 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 因子
Table 16 $K_{\text{thermal}\beta\text{pass through}}$ of V and Rh detector

探测器种类	钒探测器				铈探测器				
	文献	本文	文献 [7]						
发射体直径 /mm		0.5	0.508	1.0	1.016	0.5	0.508	1.0	1.016
绝缘体厚度 /mm		0.25	0.254	0.25	0.254	0.25	0.254	0.25	0.254
绝缘体材料		Al_2O_3	MgO	Al_2O_3	MgO	Al_2O_3	MgO	Al_2O_3	MgO
$K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$		0.90	0.85	0.85	0.81	0.8556	0.83	0.8124	0.78
比较		1.0	0.944	1.0	0.953	1.0	0.97	1.0	0.96

8.1.7 铈探测器和钒探测器 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 因子 (见表 17)

表 17 钒探测器和铈探测器 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 因子
Table 17 $K_{\text{thermal}\beta\text{effective}}$ of V and Rh detector

探测器种类	铈探测器				钒探测器						
	文献 [7]	本文	文献 [7]	本文	文献 [7]	本文	文献 [2]	文献 [7]	本文	本文	文献 [2]
发射体直径 /mm	0.508	0.5	1.016	1.0	0.508	0.5	0.508	1.016	1.0	2.0	2.0
绝缘体厚度 /mm	0.254	0.25	0.254	0.25	0.254	0.25	0.254	0.254	0.25	0.35	0.35
绝缘体材料	MgO	Al_2O_3	MgO	Al_2O_3	MgO	Al_2O_3	Al_2O_3	MgO	Al_2O_3	Al_2O_3	Al_2O_3
$K_{\text{热}\beta\text{有效}}$	0.5229	0.4831	0.3198	0.2619	0.6545	0.725	0.649	0.4941	0.5344	0.286	0.262
比较	1.082	1.0	1.221	1.0	0.903	1.0	0.895	0.924	1.0	1.0	0.916

8.2 铯探测器 K 因子计算结果自我相互检验

为了检验计算结果的准确性、可信性,以及相互之间的吻合性、自洽性,这里对铯探测器 K 因子计算结果进行进一步自我相互检验。

数据检验的方式、方法简述如下:(1)选择典型案例,即确定探测器的发射体直径、绝缘体厚度,以及其所处的堆型、中子场环境($r\sqrt{T/T_0}$);(2)选择 6.1 节四种不同的计算铯探测器灵敏度的公式中的一种;(3)针对案例及选定的公式,从

本文 K 因子计算结果中查找每一公式需要的 K 因子;(4)针对案例,从文献[3]中查找每一案例的 a、b 值;(5)分别用不同公式计算每一案例的单位长发射体灵敏度。结果见表 18。计算结果相互吻合,十分理想。

8.3 铯探测器 K 因子理论计算结果与基于实验数据推算出的 K 因子相互比较(详见本论文第二篇)

表 18 计算结果的准确性、可信性,以及相互之间吻合性检验

Table 18 Verification of accuracy, credibility and consistency of calculation results

案例	发射体直径 1 mm、绝缘体厚度 0.3 mm、 $r\sqrt{T/T_0}=0.09$ 、轻水堆			发射体直径 1.6 mm、绝缘体厚度 0.3 mm、 $r\sqrt{T/T_0}=0.06$ 、轻水堆		
	(28)	(31)	(8)	(29)	(30)	(8)
有关 K 因子数据	$K_{\beta\text{有效}}=0.3694$ $K_{\beta\text{有效}}=0.3106$	$f_1F_1=0.4618$ $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}=0.3224$ $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}=0.7842$ $f_2F_2=0.2250$ $K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}=0.5778$ $K_{\text{超振}\beta\text{穿越}}=0.8608$	a 值=1.639 b 值=11.14	$K_{\beta\text{有效}}=0.2718$ $K_{\beta\text{逃脱}}=0.2674$ $K_{\beta\text{穿越}}=0.7988$	$f_1F_1=0.3170$ $K_{\text{热}\beta\text{有效}}=0.1578$ $f_2F_2=0.1663$ $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}=0.4664$	a 值=1.798 b 值=19.78
结果/A 比较	2.6383×10^{-21} 0.9987	2.6411×10^{-21} 0.9998	2.6416×10^{-21} 1.0	2.9737×10^{-21} 0.9962	2.9842×10^{-21} 0.9997	2.9848×10^{-21} 1.0

9 结论

(1)本文对 β 衰变型自给能探测器灵敏度 K 因子进行了较全面、深入、系统的研究,建立了铯探测器热中子 K 因子、超热共振中子 K 因子、中子场全谱中子 K 因子的完整理论体系。

(2)本文从不同角度、不同侧面对本文给出的铯、钷探测器灵敏度 K 因子计算结果进行检验(第 8 节)。结果表明,本文灵敏度 K 因子理论模型和计算公式是科学、可行的,计算结果是可信的。

(3)铯探测器的热中子 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 及超热共振中子的 $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\text{超振}\beta\text{穿越}}$ 和堆型及中子温度无关,只和发射体直径及绝缘体厚度、材料有关。但全谱中子的 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\beta\text{穿越}}$ 和堆型有关,但影响不大。轻水堆的 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\beta\text{穿越}}$ 和重水堆的 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 、

$K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\beta\text{穿越}}$ 之间可以近似相互代用。全谱中子的 $K_{\beta\text{逃脱}}$ 、 $K_{\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\beta\text{穿越}}$ 和中子温度有关,经分析认为,本文灵敏度 K 因子的计算结果不仅可应用于中子温度为 20℃ 的中子场,还可以近似应用于其他温度下(20℃~420℃)的中子场,最大相对误差不超过 1%(第 5 节)。

(4)钷探测器的重水堆 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 与其轻水堆的 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 、 $K_{\text{热}\beta\text{逃脱}}$ 相同,且与中子温度无关。

(5)计算结果符合预期:以铯探测器为例,① $K_{\text{超振}\beta\text{逃脱}}$ 永远大于 0.5;②在直径相同的情况下, $r\sqrt{T/T_0}$ 越大, $K_{\beta\text{逃脱}}$ 越大;③ $K_{\text{超振}\beta\text{有效}}$ 大于 $K_{\text{热}\beta\text{有效}}$,直径越大,差别越明显;④ $K_{\beta\text{有效}}$ 随着 $r\sqrt{T/T_0}$ 的增加而变大;⑤在发射体直径、绝缘体厚度相同的情况下, $K_{\text{超振}\beta\text{穿越}}$ 比 $K_{\text{热}\beta\text{穿越}}$ 略大些;⑥ $K_{\beta\text{穿越}}$ 随着 $r\sqrt{T/T_0}$ 的增加而变大等。这些都符合预期。

10 结语

本文计算中,设定中子温度为 $20\text{ }^{\circ}\text{C}$, 设定 ^{103}Rh 的 $g(20\text{ }^{\circ}\text{C})=1.023$, $s_0=s(20\text{ }^{\circ}\text{C})=7.255$, 设定 Al_2O_3 的密度为 $3.2\text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$, ^{103}Rh 的共振峰值截面按 4500 靶考虑,其他数据取常规数据。

本文作者还将通过从实验数据推算出的 K 因子对本文采用的灵敏度 K 因子理论和计算模型的科学性可行性、计算结果的可信性进行进一步验证,详见本论文第二篇。

感谢中国原子能院史永谦研究员、张应超研究员的指导、帮助,感谢于岚、徐卫、张曼的支持帮助。

参考文献

- [1] H.D. Warren, Calculation Model for Self-Powered Neutron Detector [J] . Nuclear Science and Engineering, 1972, 48: 331-342.
- [2] 毕光文. 钷自给能探测器中子响应计算方法 [J] . 核 技 术, 2017, 40 (6): 1-6.
- [3] 于稼骝. β 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度数学模型 [J] . 核安全, 2023, 22 (4): 94-106.
- [4] 杨有琏. 铯自给能中子探测器的灵敏度 [J] . 核电子学与探测技术, 1989, 9 (3): 135-141.
- [5] 郑军伟, 柳继坤, 牛茂龙, 等. β 衰变自给能中子探测器灵敏度影响因素研究 [J] . 核电子学与探测技术, 2017, 037 (3): 302-307.
- [6] 张睿, 曾力. 铯自给能探测器的测量信号计算方法研究 [J] . 仪器仪表用户, 2018, 25 (1): 88-90.
- [7] Joseph M. Harrer and James G. Beckerley , Nuclear power reactor instrumentation systems handbook [M] .page 50-56 , Volume 1, U. S. Atomic Energy Commission, 1973.
- [8] 张英振, 自给能堆芯中子探测器绝缘体空间电荷初步探讨 [J] . 核动力工程, 1980 (3): 171-177.
- [9] C.H. Westcott, Effective Cross Section Values for Well-moderated Thermal Reactor Spectra [R] . AECL-1101 (1962) .
- [10] W. Jaschic. Model for Calculating Prompt-Response Self-Powered Neutron Detector [J] . Nuclear Science and Engineering, 1974, 53: 61-78.
- [11] T.I. 马尔丘克. 《核反应堆的数值算法》[M] . 飞跃译, 北京: 科学出版社, 1959.
- [12] 张英振, 万东平. 铯自给能探测器性能研究 [J] . 原子能科学技术, 1980 (1): 41-49.
- [13] G. Knill. Continuous In-pile Monitoring of Thermal Neutron Flux Intensity Using Activation Detector [C] . Nucleonic Instrumentation (IEE Conference Publication No.47), 77-84, Published by the Institution of Electrical Engineers (1968) .
- [14] 李兆桓. 用活化箔法测定游泳池式反应堆栅格内热中子通量谱 [J] . 原子能科学技术, 1980 (3): 309-315.
- [15] PLUTO: Materials. Testing Reactor at Harwell [J] , NATURE, Vol. 180 952 November 9, 1957.
- [16] 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.

Study on Sensitivity K Factor of Self-powered Detector with β Decay

(Part 1: Theoretical analysis, calculation model and calculation results)

Yu Jiasi

(Ministry of Ecology and Environment of the People's Republic of China, Beijing 100006, China)

Abstract: In this paper, the sensitivity K factor of self-powered detector with β decay is studied comprehensively, deeply and systematically. A complete theoretical systems of thermal neutron K factor, epithermal resonance neutron K factor and neutron field full spectrum neutron K factor are established. The mathematical models and formulas for calculating these K factors are given, and the calculation results of each K factor are provided. The relationship between K factor of light water reactor and K factor of heavy water reactor with detectors of the same kind is demonstrated. By comparing with sensitivity K factor published in other literatures, it is verified that the theoretical model of sensitivity K factor proposed in this paper is scientific, and the calculation results of sensitivity K factor given in this paper are credible.

Key words: self-powered; detector; sensitivity; K factor.

(责任编辑: 徐晓娟)

张振强,何先华,张德亮. AP 系列压水堆核电站冷态性能试验风险识别与管理[J]. 核安全, 2024, 23(1):81-87.

Zhang Zhenqiang, He Xianhua, Zhang Deliang. Risk Identification and Management of AP Series Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant Cold Performance Test [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(1):81-87.

AP 系列压水堆核电站冷态性能试验风险识别与管理

张振强, 何先华, 张德亮

(国核示范电站有限责任公司, 威海 264200)

摘要: AP 系列压水堆机组(如 AP1000、国和一号等)相较于 M310 机组的冷态性能试验, 在试验压力及温度、水压试验边界、试验过程安排等方面存在较大差别。本文结合三门、海阳 AP1000 的冷试准备和经验反馈及国和一号沙盘推演的成果, 梳理和分析 AP 系列压水堆冷试准备及实施风险、应对措施, 为后续 AP 系列压水堆冷试准备及实施的安全、质量和进度管理提供参考。

关键词: 冷态性能试验; AP 系列压水堆机组; 风险识别与管控

中图分类号: TM623.2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2024)01-0081-07

冷态性能试验(以下简称冷试)是核电机组建设的重要里程碑,也是核电机组由土建安装阶段进入调试阶段的典型标志。冷试的主要目的是在实体工况下,以高于主系统设计压力的试验压力对主系统和相关辅助系统的高压部分进行强度性水压试验,验证 RCS 压力边界(包括 RCS 管道焊缝和设备,以及接口系统的高压部分)的完整性和密封性,确保反应堆一回路系统在正常运行以及设计基准事故工况下是安全的,满足核安全法规要求。根据 ASME NB-6000、NC-6000 和 ND-6000 的规定,水压试验压力为不低于设计压力的 1.25 倍,不超过设计压力的 1.325 倍。设计压力为 17.2 MPa,即试验最低压力要高于 21.5 MPa,最高压力要小于 22.79 MPa;试验期间温度控制在 25℃~65.6℃,且在整个打压期间温度不能低于 25℃。

1 冷态性能试验概述

根据冷试的目的及要求,冷试前需确保一回路及其连接系统的高压部分管线完成安装,并打压相关系统及主要支持系统,完成部分预运行试验,具备支持冷试实施的条件。AP 系列冷试主要涉及的系统包括:反应堆冷却剂系统(RCS)、反应堆本体系统(RXS)、非能动堆芯冷却系统(PXS)、正常余热排出系统(RNS)、化学与容积控制系统(CVS)及水、电、仪、冷源等重要支持系统。

1.1 冷试前相关系统状态要求

根据机组调试大纲要求,冷试前各主要系统及相关支持系统需具备如下条件:

- (1) 完成堆内构件检查及反应堆扣盖;
- (2) 反应堆冷却剂泵逻辑试验完成,并具备

收稿日期: 2023-05-10 修回日期: 2023-06-05

作者简介: 张振强(1990—),男,现主要从事调试监督与管理工作

运行条件;

(3) RNS 可投入运行控制一回路温度;

(4) CVS 可以投入运行,给一回路补水,具备控制一回路压力的能力;

(5) PXS 完成反应堆压力容器扣盖后流道试验;

(6) CCS 可为反应堆冷却剂泵及变频器等设备提供冷却水;

(7) SWS 能够为 CCS 提供冷却水,如正式系统不可用,应采取临时措施对 CCS 进行冷却;

(8) DWS 具备供应合格除盐水的能力;

(9) CAS 满足一回路水压试验相关气动阀用气需求;

(10) 电气系统具备为主泵、变频器、一回路水压试验泵以及相关设备供电能力;

(11) 通风系统满足一回路水压试验相关厂房通风需求;

(12) 一回路水压试验相关区域正式消防可用,应满足消防需求,如正式消防不可用,可采取临时消防,确保满足现场的消防需求。

因此,冷试前需完成除盐水可用、倒送电、主控室可用、一回路联合冲洗、开盖流道试验、扣盖流道试验、调试冷源可用等关键调试任务,还要满足核岛送冷风、辅锅供暖可用等需求,为现场调试工作提供重要的环境支持。

装卸料机调试、安全壳强度试验及泄漏率试验、蒸汽发生器二次侧水压试验可根据

冷试前主关键路径工作推进情况进行合理安排,但其试验完成情况不作为冷试开始的技术条件。

1.2 冷试临措准备

AP 系列压水堆机组冷态性能试验期间需要使用相关临措,主要包括临时打压装置、超压保护装置、数据采集及监测装置等,各临时措施承压等级需满足打压试验压力要求、焊接临措需完成 RT、各临措均需完成测试或校验。

1.2.1 临时打压装置

临时打压装置主要由两台水压试验泵(柱塞泵)、调节阀、逆止阀组成。一回路水压试验打压装置如图 1 所示。

(1) 水压试验泵一用一备,独立电源,避免单一的电源或泵故障;

(2) 调节阀用于升压期间的升压速率控制;

(3) 逆止阀安装在每台泵的出口,防止一台泵运行对另一台造成水流冲击。

1.2.2 超压保护装置

一台弹簧式加载式安全阀提供水压试验期间的超压保护,安装在稳压器顶部。此外,在系统低点设置了串联的两台手动球阀作为超压保护的备用手段,当安全阀未自动起跳时,操作人员可通过就地打开手动球阀进行泄压。

1.2.3 数据采集及监测装置

数据采集及监测装置主要包括温度变送器、压力变送器及数据采集装置。

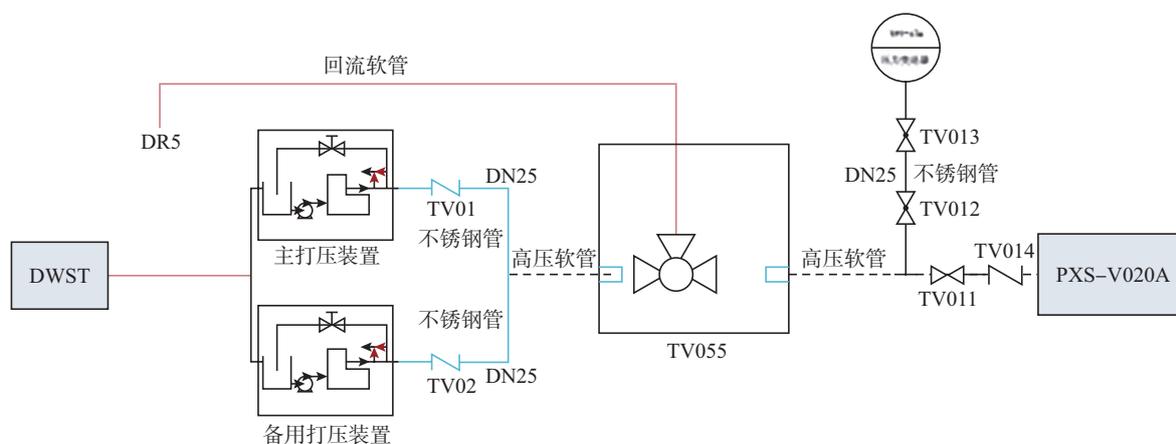


图 1 一回路水压试验打压装置简图

Fig.1 Primary hydraulic test pressure device

(1) 温度变送器:用于监视主设备温度,布置在 RV 顶盖法兰、RV 筒体、稳压器、SG 管板、PRHR HX 等位置。

(2) 压力变送器:用于监视一回路压力,布置于稳压器安全阀及其余设计评估的压力测点位置。

(3) 数据采集装置:用于记录和显示温度、压力数据,两套设备同时工作,避免系统试验过程中的数据丢失。

1.3 冷试实施过程

冷态性能试验系统,以一回路建立半管水位、热管段半管液位约 70% 开始抽真空为起点,至一回路降压至环境压力平台结束,主要试验活动包括:一回路真空充注→主泵首次启动→一回路升温→水压试验边界建立→一回路升降压及检漏→试验后恢复^[1]。一回路水压试验实施过程如图 2 所示。

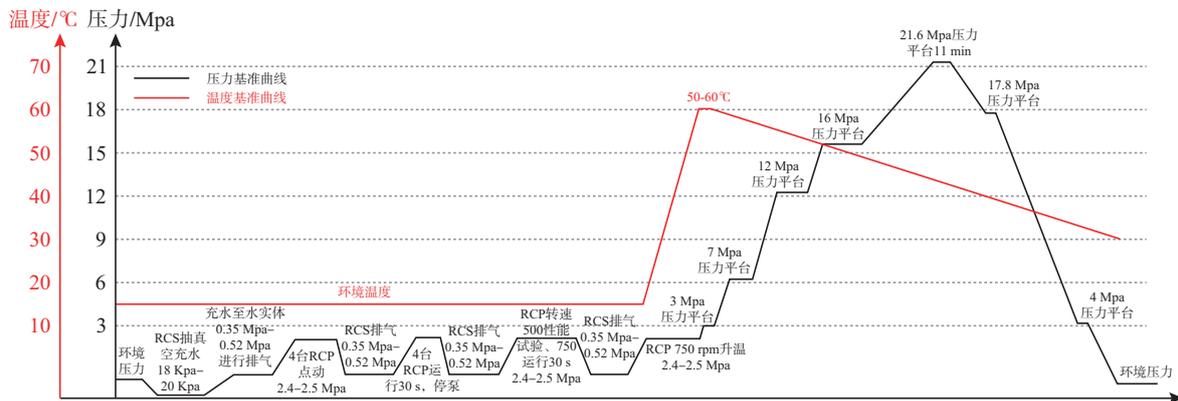


图 2 一回路水压试验实施过程

Fig.2 Implementation process of primary hydraulic test

2 AP 系列与能动型压水堆的差异

AP 系列压水堆机组(如 AP1000、国和一号等)相较于 M310 机组的冷态性能试验,在试验压力及温度、水压试验边界、试验过程安排等方面存在较大差别。

2.1 技术方面

2.1.1 平台试验

M310 机组冷试期间一般设置多个压力平台,在各平台执行一回路相关系统冷态工况下的相关试验;AP 系列除启动主泵给一回路升温之外,不执行任何平台试验,聚焦开展打压的相关准备和实施工作。

2.1.2 打压实施

M310 在设计压力下,依靠正式的设备(包括泵、仪表)维持一回路状态,超设计工况下将相关仪表等设备退出,依靠临时仪表支持打压;

AP 系列一回路升温完成,就将所有的仪表等正式设备隔离,依靠临时打压泵、临时仪表、临时数采装置执行打压。

2.1.3 泄漏率测量

M310 打压期间依靠化容控制系统容控箱执行一回路泄漏率测量;AP 系列在冷试期间仅在各压力平台执行焊缝及机械连接件检查,不执行泄漏率计算。

2.2 风险识别及管理

(1) 基于 AP 系列打压技术特点,本文认为应当结合 AP1000 等机组冷试经验反馈,重点聚焦边界完整性、临措管理有效性等方面开展风险识别。

(2) 针对识别出的风险,本文认为应当细化分解应对措施,通过冷试技术准备、人员准备、推演演练等措施持续强化风险管控,避免问题升级。

3 冷态性能试验主要风险

结合三门、海阳 AP1000 调试工作经验及同行电站的工作经验,本文认为应当针对冷试的

准备及实施,梳理相关风险,主要包括冷试前系统调试试验质量及进度管理风险、临措管理风险、主泵首次启动风险、边界泄漏处理等典型风险。一回路水压试验主要风险如图 3 所示。

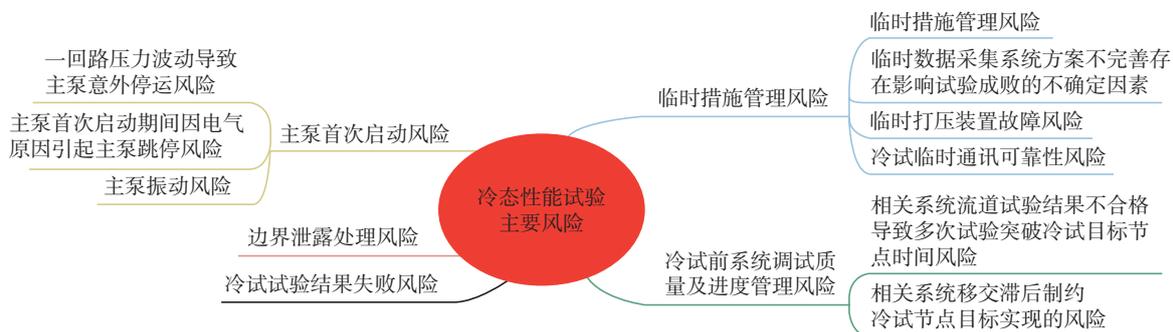


图 3 一回路水压试验主要风险

Fig.3 Key risks of primary hydraulic test

3.1 冷试前系统调试质量及进度管理风险

冷试前主要系统及其支持系统需完成相关的调试试验活动,其质量及进度是冷试顺利开展的前提条件。

3.1.1 相关系统流道试验结果不合格导致多次试验突破冷试目标时间节点的风险

相关系统流道试验完成且试验结果合格是冷试开始的必要条件,根据三门、海阳 AP1000 的调试经验,流道试验不合格会导致试验多次重复执行,制约堆腔主关键路径的推进及冷试开始。

应对措施:

(1) 针对冷试相关系统流道试验可能存在的数据不合格风险,本文认为应当提前制定应对措施,如准备备用孔板、预先进行孔板尺寸计算、联系安排好孔板加工单位;

(2) 流道试验正式、临时孔板由同一厂家供货,试验期间如需对孔板尺寸进行调整,可考虑在现场加工临时孔板以节省试验工期;

(3) 流道试验要重点关注临时仪表测点的设计和布置,确保测量数据的有效性和准确性。

3.1.2 相关系统移交滞后制约冷试节点目标实现的风险

冷试前各主辅及支持系统无法按计划 TOP (建安向调试) 移交,可能导致调试试验逻辑频繁

调整、冷试前试验的完整性无法按计划完成,导致冷试节点目标无法按期实现。

应对措施:

(1) 制订合理可行的冷试准备计划,明确相关 TOP 移交包的移交需求及匹配的调试工作计划;

(2) 设置专项调试移交组织负责 TOP 移交的管理及推动,督促加大施工资源的投入,确保冷试关键包具备可调试性并按时移交;

(3) 除主关键路径相关移交包外,重点关注冷试前冷源、水、电、仪控等重要支持系统,按调试需求逻辑推动相关系统 TOP 移交及可用;

(4) 建立覆盖设计、采购、施工、调试、生产的移交包责任人矩阵,以移交包为单位开展小组运作,主动前探,在现场安装过程中提前识别移交制约问题并处理,减少正式联检时的意见项数量,提升 TOP 移交质量和工效;

(5) 强化遗留项管理,通过计划会议、日常跟踪、承包专业消缺队伍等措施,推动 TOP 遗留项按计划完成处理,确保现场调试工作的开展。

3.2 临时措施管理风险

冷态性能试验期间需使用到部分重要临措,包括临时打压装置、超压保护装置、数据采集及监测装置等,临措的质量是影响冷试顺利实施的重要因素。

3.2.1 临时措施管理风险

临措的台账建立及完整的设计、采购、施工、验收及管理,涉及的领域较多,技术要求较高,如无法实现闭环管理,会对冷试按计划顺利开展产生较大影响。

应对措施:

(1) 细致梳理冷试需用的临时措施并建立跟踪台账,明确每项临时措施的实施及恢复的要求、计划,并进行专项跟踪;

(2) 对于重要临时措施的可行性和可靠性,应进行充分的评估和论证,并制定专门的实施及验证方案;

(3) 冷试的辅助系统,要尽量减少为实现系统功能而采取的临时措施,为冷试及后续热试等重要调试节点奠定基础。

3.2.2 临时数据采集系统方案不完善存在影响试验成败的不确定因素

临时数据采集装置(DAQ)是冷试期间系统数据采集、状态监视的重要手段,DAQ的可靠性、准确性是冷试顺利开展的重要支持。DAQ的设计规划、调试等存在影响冷试顺利完成的

应对措施:

(1) 从质保角度考虑,在试验前重点关注数采系统设计、仪表选型、检定、校准、供电电源、试验期间运维、组态参数修改授权、数据采集与数据最终分析评价的准备情况,仪表投运前仪表管线冲洗、仪表投运窗口安排等;

(2) 冷试数据采集装置考虑冗余设置,升压过程中,在一台数采装置失去压力信号后,应考虑应急预案和措施,通过第二台数采装置监视信号。

3.2.3 临时打压装置故障风险

AP 系列压水堆机组采用临时打压装置实现冷试打压,临时打压装置的安装、调试等存在影响冷试顺利完成的^[2]。

应对措施:

(1) 全面梳理水压试验泵所需的备件,备件配置满足水压试验前对泵进行维护保养及试验期间故障维修的需求;

(2) 编制完善的临时打压装置验证方案,并在冷试前开展全面验证,确保临时打压装置可用;

(3) 提前组织操作人员培训和演练水压试验泵的压力调节阀控制,确保试验期间精确地控制压力;

(4) 在试验执行过程中,提前将备用泵投入热备用状态,在主打压泵出现故障的情况下,确保备用泵能够快速投运以尽快维持一回路压力;

(5) 在故障泵短时间内无法处理的情况下,只有一台泵可用,需要根据系统所处的压力平台进行即时技术决策。

3.2.4 冷试临时通信可靠性风险

冷试试验及涉及的相关区域通信需求范围较大,各区域之间的通信不畅会导致试验期间在信息沟通、紧急干预、风险管控方面的风险。

应对措施:

(1) 提前梳理冷试相关的通信需求,确保相关区域的正式通信系统可用,包括广播、电话等,确保实现冷试期间相关区域之间通信顺畅,通过正式系统提升通信可靠性;

(2) 临时通信设置充分考虑冗余及单一故障风险,参照同行良好经验,提前准备足够数量、足够功率的通话设备或固定电话,并在试验前组织通信演练;

(3) 合理规划冷试指挥中心,冷试指挥中心的选取应综合考虑通信便利和信息传递等必要因素。

3.3 主泵首次启动风险^[3]

主泵是 AP 系列压水堆机组冷试期间启动的最重要的设备,主泵的顺利启动、运行是冷试推进的重要前提。

3.3.1 一回路压力波动导致主泵意外停运风险

主泵启动和运行期间,一回路压力调节阀的 PID 参数设置、阀门调节特性、排气充分程度等都将决定一回路压力是否稳定,是否存在一回路的压力波动导致主泵意外停运的风险。

应对措施:

(1) 在主泵启动前对 CVS 压力调节阀进行

验证,优化 PID 参数以确保调节性能良好;

(2) 结合主泵净正吸入压头相关保护定值,确定恰当的主泵启动初始一回路压力;

(3) 制定完善的一回路排气方案,确保一回路排气充分,避免主泵启动时出现大的压力瞬态;

(4) 试验前,开展边界检查,针对边界垫片、密封件进行深入排查,排除临时垫片风险;

(5) 组织开展全面的主泵首次启动风险分析并制定完整的应对措施,必要时针对主泵首次启动建立专项组织,包含设计、厂家、施工、调试、运行各领域人员,开展全面的技术准备、试验实施方案及应急干预。

3.3.2 主泵首次启动期间因电气原因引起主泵跳停风险

电气定值的设置、主泵相关电气试验的完成情况、变频器的状态等都会给主泵首次启动带来风险。

应对措施:

(1) 关注主泵电机的电气保护定值设置,在主泵启动前对保护定值进行确认;

(2) 关注建安及调试期间主泵变频器的维护保养,明确建安单位和调试队的职责及边界,确保保养工作在设备安装后能够有效落实;

(3) 在主泵首次启动风险分析及应急预案中增加变频器调试的相关风险及应对措施;

(4) 在主泵安装后到首次启动前,以恰当周期执行主泵绕组绝缘检查,同时主泵启动相关应急预案中增加主泵绕组绝缘测量内容。

3.3.3 主泵振动风险

主泵作为大型转动设备,在首次启动时其振动监测、保护等存在较大风险。

应对措施:

(1) 提前与设计、厂家沟通确认主泵的振动限值和参考依据。通过对主泵出厂试验过程和报告的研究,获取现场振动的期望值,并在相应试验规程及预案等文件中体现。

(2) 在主泵首次启动阶段,除了投运振动监测系统 SMS 外,额外增加就地振动测量措施,确保主泵振动测量数据的准确性,为主泵运行

监测及保护干预提供输入。

(3) 关注 SMS 振动数据的滤波阈值,提前评估其合理性。结合主系统固有频率和主泵振动频率,提前评估有无共振可能,如有必要,提前制定应对措施。

(4) 提前制定 SMS 系统中主泵振动报警为闪发报警判断的具体原则,并纳入主泵首次启动风险分析与预案中。

3.4 边界泄漏处理风险

冷态性能试验期间将在各压力平台进行泄漏检查,并且根据检查情况对泄漏问题进行处理。边界检查及泄漏处理的及时性和有效性,是冷试顺利推进和成功的必要条件。

应对措施:

(1) 建立专门的查漏组织机构,开展全面演练,明确查漏的问题反馈及响应机制,确保信息及时传递、问题及时干预。

(2) 针对不同压力平台规划不同泄漏处理方案,简化汇报流程,提高决策效率。结合同堆型经验,提前识别大概率风险点,准备预案工单以便快速响应。

(3) 提前核实明确技术规范中对不同尺寸阀门的维修要求。对于不便隔离的漏点,规划冰塞检修等应对措施。

(4) 梳理冷试边界下游的仪表清单,评估仪表阀组承压等级和试验期间的隔离措施,形成可以作为水压试验边界的仪表阀组清单。对于不能承压的阀组,规划在一、二次阀同时内漏的情况下试压边界的建立和维持,同时避免仪表受到高压损坏。

3.5 冷试试验结果失效风险

冷试是在超设计压力情况下对一回路及其相连接管线进行试压,在机组整个寿命内有执行次数的限制,因此保证冷试结果的有效性对于整个机组全寿期规划有极其重要的意义。根据同行电站经验,冷试期间焊缝检查遗漏或水压试验完成后发现边界内的管道、设备变更未实施,都有导致水压试验结果失效的风险。

应对措施:

(1) 冷试前按照设计文件和施工文件,详细

梳理水压试验边界内的焊缝并形成清单,通过审查、批准环节确保边界清单的完整性。组建专门的检查队伍,冷试前组织演练,确保检查过程全面、高效、无遗漏。

(2)冷试前针对试压范围内系统及设备进行全面核查,排除承压等级不满足要求的临时措施,避免冷试过程中超设计压力状态下意外失压。

(3)通过完整的设计、采购、现场安装、调试、演练、应急预案等全链条管理,确保临时打压装置及超压保护装置的可靠性,编制压力瞬态控制预案,避免超设计压力状态下意外试压。

(4)冷试前,全面系统梳理试压范围内系统及设备的设计变更、临时变更、不符合项等,形成清单并逐项核实是否实施,避免冷试结果的有效性受到已发布未实施的变更项目影响。

(5)冷试后加强试压范围内系统及设备的设

计变更、临时变更、不符合项等管控,明确“非必要不变更”的原则,避免造成冷试结果失效。

4 结论

本文结合三门、海阳等同行电厂冷态性能试验的经验反馈,从质量、进度、临措、主泵、边界、试验结果等多方面梳理识别 AP 系列压水堆机组冷试主要管理及技术风险,并提出解决措施,为后续 AP 系列压水堆机组冷态性能试验的准备及实施过程中的风险识别和管控提供参考。

参考文献

- [1] 曹红军, 闫修平. 首台 AP1000 一回路水压试验方案及风险分析 [J]. 核安全, 2013, 12 (2): 39-44.
- [2] 张正习, 朱风耀, 路遥. 核电站一回路水压试验实践经验 [J]. 电子测试, 2018, (10): 103-105.
- [3] 曹晓哲, 纳红卫, 刘加合, 等. AP1000 核电站一回路水压试验分析 [C]. 2014 年中国工程电机工程学会年会论文集. 合肥, 2014.

Risk Identification and Management of AP Series Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant Cold Performance Test

Zhang Zhenqiang, He Xianhua, Zhang Deliang

(1 State Nuclear Power Demonstration Plant Co.Ltd, Shandong Weihai 264200 China)

Abstract: Compared with cold performance test of M310 unit, AP series pressurized water reactor unit (such as AP1000, GUOHE ONE, etc.) is quite different in test pressure and temperature, hydrostatic test boundary, test process arrangement, etc. This paper combs and analyzes the risks and countermeasures of AP series pressurized water reactor cold test preparation and implementation based on the experience feedback of Sanmen and Haiyang AP1000 cold test preparation and implementation and the results of Guohe No.1 sand table exercise, so as to provide reference for the subsequent AP series pressurized water reactor cold test preparation and implementation safety, quality and schedule management improvement.

Key words: cold performance test; AP series pressurized water reactor unit; risk identification and control

(责任编辑: 梁 晔)

秦梓铭,季晨龙,尹泓卜.耐事故燃料锆合金包壳 MAX 相材料 Cr_2AlC 涂层的研究进展[J].核安全,2024,23(1):88-94.

Qin Ziming, Ji Chenlong, Yin Hongbu. Recent Progress of Cr_2AlC Coating of Max Phase Material for Accident-tolerant Fuel Zirconium Alloy Cladding [J]. Nuclear Safety, 2024, 23 (1): 88-94.

耐事故燃料锆合金包壳 MAX 相材料 Cr_2AlC 涂层的研究进展

秦梓铭¹, 季晨龙¹, 尹泓卜^{2,*}

(1. 中国人民解放军海军装备部, 北京 100841; 2. 中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都 610041)

摘要: MAX 相材料是一种三元层状结构类金属陶瓷材料的碳/氮化物, 兼具金属和陶瓷的优良性能, MAX 相材料 Cr_2AlC 涂层材料因其优异的抗氧化性、耐腐蚀性和耐辐照性而具有应用于耐事故燃料锆合金包壳的潜力, 本文综述了该领域 MAX 相材料 Cr_2AlC 涂层材料的研究进展, 总结了 Cr_2AlC 涂层材料的氧化行为、腐蚀行为、失效机制和改进方向的进展情况。调研表明, 对涂层进行表面改性, 如引入中间层和在其表面添加金属层等, 可增强涂层的抗氧化和防腐性能。本文通过对现有文献的调研, 论述 Cr_2AlC 涂层的优点和弊端, 为进一步在航天、化工、核工业等领域的工程应用提供参考。

关键词: MAX 相材料; Cr_2AlC ; 耐事故燃料; 综述

中图分类号: TL341 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 01-0088-07

耐事故燃料在福岛核事故后受到广泛关注, 事故工况下温度快速升高使得锆合金包壳被高温蒸汽氧化腐蚀、劣化开裂、释放氢气, 最终导致堆芯熔化并发生氢气爆炸。因此, 耐事故燃料锆合金包壳在发生失水事故时耐高温水蒸气氧化的能力是工程应用中关注的重点。从现有工艺和经济性的角度考虑, 通过增加涂层材料的方式对耐事故燃料锆合金包壳进行表面改性是有效提高其安全性和可靠性的重要途径, 这种方法可以保留锆合金包壳材料与原有燃料的体系及制造工艺, 继续发挥锆合金在辐射环境中的低中子吸收截面的优势, 因此使用涂层材料是改善锆合金耐高温水蒸气氧化性能的主要手段^[1,2]。在现有研究中, 金属涂层(如

合金涂层等)、陶瓷涂层(如氧化物涂层等)以及 MAX 相涂层是具有应用潜力的候选材料。其中, MAX 相材料是一种三元层状结构类金属陶瓷材料的碳/氮化物, 兼具金属和陶瓷的优良性能, 因其优异的导热性、导电性、耐腐蚀性^[3]、抗氧化性和耐辐照性, 而被用于航天、化工、核工业等领域。本文简述事故工况下, MAX 相涂层 Cr_2AlC 材料应用于耐事故燃料锆合金包壳材料中的氧化行为及失效机制等研究进展, 并对其后续使用进行了讨论。

1 MAX 相 Cr_2AlC 涂层的结构性能

MAX 相材料的结构通式为 $\text{M}_{n+1}\text{AX}_n$, 其中 M 是 Ti、V、Cr、Zr、Mo 等过渡金属, A 是 Al、

收稿日期: 2023-03-24 修回日期: 2023-03-28

作者简介: 秦梓铭 (1996—), 男, 助理工程师, 硕士研究生, 现主要从事核材料相容性研究工作

* 通讯作者: 尹泓卜, E-mail: yhp1214@mail.ustc.edu.cn

Si 等主族元素, X 是 C 或 N, 其原子结构是六方对称三元层状结构, 其晶体结构是由近密堆积的金属碳 / 氮化物 (M₆X) 八面体亚层和含有 A 元素的片层交替排列组成, 其空间点群为 P6₃/mmc, 其晶胞结构有 211 相、312 相、413 相三种, 如图 1 所示。

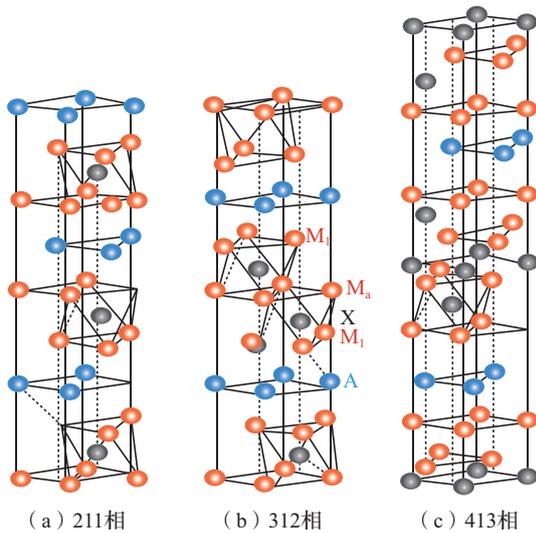


图 1 MAX 相材料晶胞结构

Fig.1 The Crystal structure of MAX phase material

锆合金 MAX 相涂层常用 Ti-Si-C、Cr-Al-C、Zr-Al-C 等系统组成的物质, 例如 Ti₃SiC₂、Ti₃AlC₂、Cr₂AlC 和 Zr₂AlC 等。广泛使用的 Ti₃SiC₂ 和 Ti₃AlC₂ 虽然在高温下表现出良好的抗氧化性, 但其耐腐蚀性较差, 尤其是在高温环境中受 Na₂SO₄ 等硫酸盐腐蚀较严重。因此, 寻找具有高温抗氧化且耐腐蚀的 MAX 相涂层非常重要。由于 Cr₂O₃ 和 Al₂O₃ 在熔融 Na₂SO₄ 中的溶解度较低^[4], Cr-Al-C 体系中的化合物会表现出良好的抗高温氧化和热腐蚀能力。Cr₂AlC 是 Cr-Al-C 体系中重要的层状三元碳化物, 近年来受到越来越多的关注^[4]。

MAX 相材料中 Cr₂AlC 涂层具有高弹性刚度、优异的抗氧化性、良好的耐腐蚀性, 可以通过阴极电弧沉积法、电泳沉积法和磁控溅射法制备得到并应用于金属基材中。Cr₂AlC 材料的密度 5.21 g·cm⁻³、杨氏模量 278 GPa、维氏硬度 3.5 GPa。Cr₂AlC 的化学相容性均与锆合金包壳

匹配较好而被用作锆合金包壳的涂层材料, 锆合金表面包覆 Cr₂AlC 涂层的 TEM 图如图 2 所示。

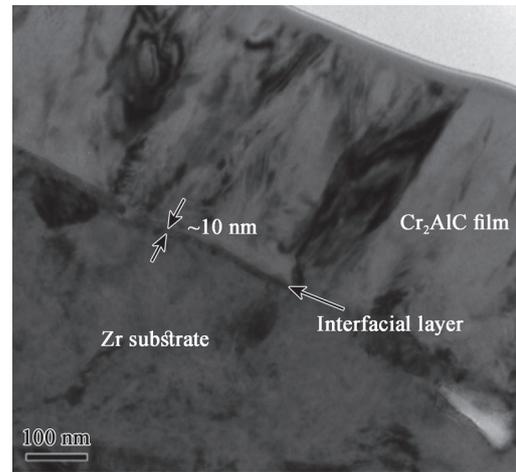


图 2 锆合金表面包覆 Cr₂AlC 涂层的 TEM 图^[5]
Fig.2 The TEM diagram of Cr₂AlC coating on zirconium alloy surface^[5]

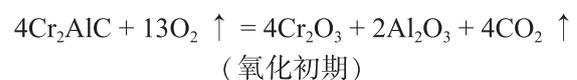
两者界面处的薄膜致密, 其厚度约为 10 nm, XPS 深度剖面结果显示 Cr₂AlC 涂层与锆合金基体之间没有形成化学键合, 表明它们之间具有良好的化学相容性, 因此涂层的附着力较好。

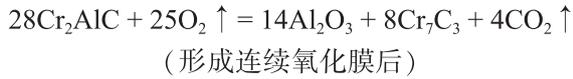
2 Cr₂AlC 涂层的高温腐蚀行为

Lin^[4]等人研究了 Cr₂AlC 的抗氧化性能和抗热腐蚀性能。在 800℃ 氧化气氛下试验时, Cr₂AlC 材料开始氧化, 这比常规的二元过渡金属碳化物和氮化物开始氧化的温度要高很多。这是由于 Cr₂AlC 的成键特性和晶体结构使得 Al 发生了选择性氧化, 在 Cr₂AlC 表面形成一层致密的 Al₂O₃ 氧化层^[5], 阻碍了氧化的进一步进行^[6]。同时在 900℃ 温度条件下热腐蚀 20 h, 样品的质量仅增加 8 × 10⁻⁴ kg·m⁻²。在 1000℃ 热腐蚀 20 h, 样品的质量仅增加 1.5 × 10⁻³ kg·m⁻²。可见, 随温度升高, 相同时间下样品的增重略有增加, 但都保持在较小的量级。

2.1 Cr₂AlC 涂层的氧化动力学

Cr₂AlC 在的氧化过程如下:





若氧化动力学呈现抛物线关系,则长期氧化后性能会严重劣化;而呈现立方等其他慢于抛物线的关系,则抗氧化性能下降缓慢,可较好地应用于铝合金涂层。

在 1000 °C ~1400 °C 范围内的 Cr_2AlC 的氧化动力学与时间呈现非线性关系。图 3(a) 显示了 1200 °C 和 1300 °C 下 Cr_2AlC 氧化的功率拟合结果。图 3(b) 中实线显示在 700 °C、800 °C、1000 °C 下,依据 Cr_2AlC 氧化的功率拟合结果,

其时间指数值分别为 0.24、0.46、0.18。结果表明, Cr_2AlC 的氧化动力学并非与时间呈抛物线关系。如图 3(b) 所示, Cr_2AlC 在 1000 °C 下氧化 30 天后,氧化层厚度为 3.5 μm ,然而,在接下来的 330 天内,氧化物厚度增加了不到 2 μm 。结果表明上述模型得到的曲线关系与实际试验测试所得情况仍有差距,这是由于 Cr_2AlC 的氧化动力学无法用简单的模型充分拟合,实际上初始时氧化物的增加相对较快,随着时间的推移增长速度放缓,氧化物层几乎停止变厚。

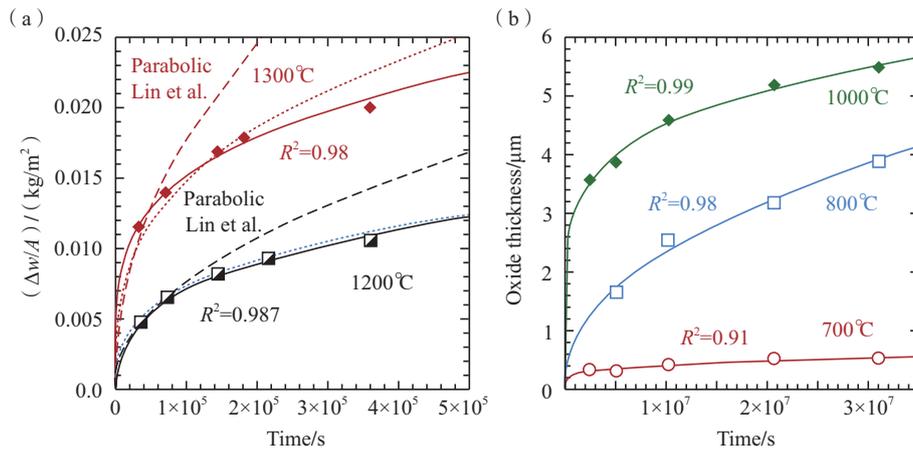


图 3 不同温度下速率常数的拟合结果^[5]

Fig.3 The fitting results of rate constants at different temperatures^[5]

2.2 Cr_2AlC 涂层形成的氧化层

Cr_2AlC 在被氧化时会形成致密且连续的保护性 $\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$ 氧化层, Al_2O_3 氧化层的厚度会随着温度的升高而增加,并且通过 1000 °C 高温环境下 100 次循环氧化实验结果可知, Al_2O_3 氧化层热稳定性较好,这是由于 Cr_2AlC 涂层中 Cr 与 Al 之间的结合力较 Cr 与 C 之间的结合力弱,导致了 Al 的选择性氧化^[4]。此外,在形成的 Al_2O_3 氧化层和 Cr_2AlC 基体之间还会形成一个连续的 Cr_7C_3 中间层(如图 4 所示)。

这是因为在 Cr_2AlC 中,由于金属 Cr-Al 键比共价 Cr-C 键弱,所以 Al 原子比 Cr 更容易向外扩散到晶体结构中。 Cr_7C_3 亚层的存在使得 Al_2O_3 氧化层对 C 的渗透性降低,进而使得 Cr_2AlC 涂层在高温环境下(如 1200 °C)

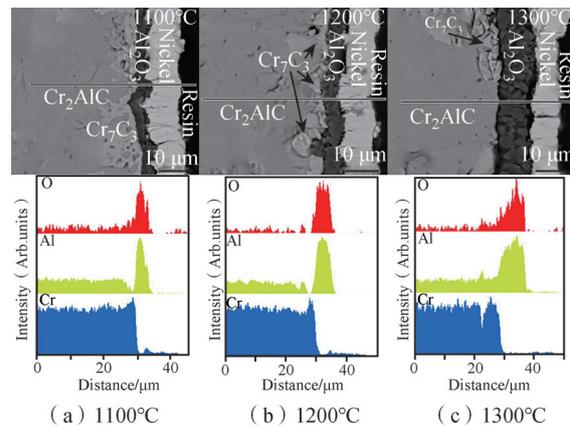


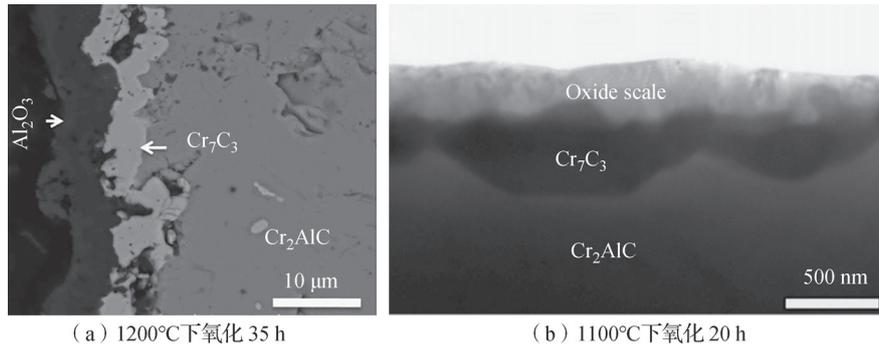
图 4 Cr_2AlC 在不同温度下在空气中氧化 20 h 后的 SEM 及 EDS 谱图^[4]

Fig.4 The SEM and EDS spectra of Cr_2AlC oxidized in air for 20 hours at different temperatures^[4]

的抗氧化性能和耐硫酸盐腐蚀性能均优于 Ti₂AlC 和 Ti₃AlC₂ 等其他典型 MAX 相涂层材料^[4,7]。

图 5(a) 是在 1200 °C 氧化的 Cr₂AlC 样品横截面的 SEM 显微照片。外层为含 Cr 的 Al₂O₃, 内层为 Cr₇C₃, 在 1100 °C 下氧化 35 h 的样品清楚地观察到 Cr₂O₃ 结核, 如图 5(b) 所示。这是

唯一观察到在 Cr₂AlC 样品的氧化过程中, 在其形成的氧化物层下方形成碳化物层的例子。此外, 在 1100 °C 更长时间的氧化后未观察到 Cr₃C₂ 相^[4], 可能是因为它氧化分解形成了 Cr₇C₃、CO、CO₂。由于 Al 元素耗尽且没有及时供给, 在 Cr₇C₃ 层中会形成空洞, 这会导致 Cr₂AlC 抗氧化性能的降低。



(a) 1200 °C 下氧化 35 h (b) 1100 °C 下氧化 20 h

图 5 Al₂O₃ 氧化层及 Cr₇C₃ 亚层的 SEM 图^[4,7]

Fig.5 SEM images of Al₂O₃ oxide layer and Cr₇C₃ sublayer^[4,7]

Cr₂AlC 涂层在高温氧化下还具有自愈修复的能力^[8], 可以使氧化试验前存在的一些微裂纹在高温氧化后消失。这是由于 Al 的高扩散率, 以及形成致密、稳定和黏附的 Al₂O₃ 氧化膜具有很高的相对体积膨胀。鉴于 Al 元素的有限供应, 这种自愈修复仅对亚微米缺陷有效, 对较大的裂缝无效。

在 900 °C 和 1000 °C 下, Cr₂AlC 涂层腐蚀 20 h 后的增重比 Ti₃AlC₂ 和 Ti₂AlC 低两个数量级以上, 腐蚀过程中 Cr₂O₃ 和 Al₂O₃ 形成了固溶体, 这使得腐蚀产物除主要的 Al₂O₃ 外, 还存在大量的 Cr 元素。Cr 与 Al 之间较弱的键合使得 Cr₂AlC 中的 Al 具有较高的活性, 此外 Al 对氧的亲合力比 Cr 强, 这使得 Cr₂AlC 涂层在高温氧化和热腐蚀过程中都形成了 Al₂O₃ 氧化层, 氧化层有效地保护了下面的 Cr₂AlC 基体免受腐蚀。当 Cr₂AlC 基体受到进一步腐蚀时, 会出现如图 6 所示的层状腐蚀, 这也是 MAX 相的典型腐蚀特征。Cr₂AlC 还可以通过纳米级变形进行分层或扭转, 从而吸收能量并避免大量脆性陶瓷断裂。

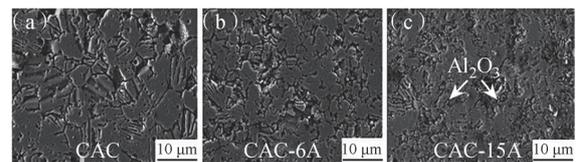
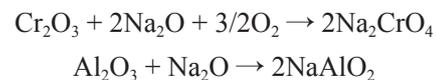


图 6 不同含量 Al₂O₃ 层覆盖下的 Cr₂AlC 在 3.5 wt% NaCl 溶液中动电位极化后发生腐蚀的 SEM 图^[9]

Fig.6 The SEM diagram of corrosion of Cr₂AlC coated with different content of Al₂O₃ layers after potentiodynamic polarization in 3.5 wt% NaCl solution^[9]

Cr₂AlC 对 Na₂SO₄ 熔融盐表现出非常好的耐热腐蚀性, 这是因为在熔融 Na₂SO₄ 环境中, Cr₂O₃ 比 Al₂O₃ 的碱性溶解程度更高, 这个过程会降低熔盐的碱度, 从而在热腐蚀试验后的样品表面出现如图 7 所示的稳定连续的 Al₂O₃ 氧化膜。

在熔融 Na₂SO₄ 环境中的热腐蚀反应可表示为:



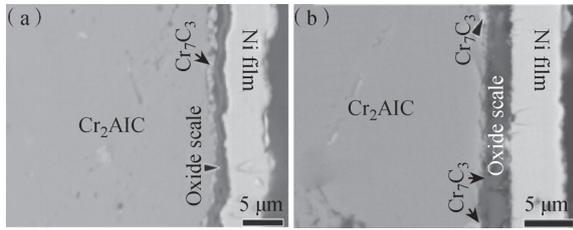


图7 Na_2SO_4 熔融盐包覆的 Cr_2AlC 样品在 (a) 900°C 和 (b) 1000°C 的热腐蚀测试后的横截面 SEM 图^[4]

Fig.7 The Cross sectional SEM images of Cr_2AlC samples coated with Na_2SO_4 molten salt after thermal corrosion testing at (a) 900°C and (b) 1000°C ^[4]

在熔融 Na_2SO_4 环境中^[4], Cr_2AlC 涂层耐 I 型热腐蚀, 且几乎不存在 II 型低温热腐蚀, 同时值得关注的是, 铝合金易发生点腐蚀, 而 Cr_2AlC 涂层在腐蚀过程中很少出现点腐蚀、水垢溶解和硫化物形成等情况, 这是由于涂层中较高含量的铬的氧化物有效防止了熔融盐的 SO_4^{2-} 、 Cl^- 等阴离子破坏 Al_2O_3 钝化膜。

Cr_2AlC 涂层的高压釜试验表明, 由于 Cr 元素的高浓度使得 Cr_2AlC 涂层在水热腐蚀条件下形成钝化 Cr_2O_3 , 因保护性 Al_2O_3 的产生而带来的优异抗氧化性和因钝化 Cr_2O_3 的产生而带来的耐水热腐蚀意味着其在耐事故燃料锆合金涂层的应用中有巨大潜力。

3 Cr_2AlC 涂层失效机制

在高温水蒸气环境下, Cr_2AlC 涂层中 Al 元素被耗尽而使得涂层的保护作用开始失效, 当 Al 元素被完全消耗后, 氧化物以楔形的形式生长到涂层-基材界面中, 在涂层中间形成具有较差保护性的 Cr_2O_3 。Tang^[10]等人的研究表明, 在 1000°C 的高温水蒸气中氧化 1 h 仅检测到了 Al_2O_3 的形成, 并未检测到 Cr_2O_3 的形成, 可能是因为 Cr_2O_3 转化成了挥发性的氢氧化物、碳氧化物逸出, 其可在高温下以更高的速率蒸发。气态碳氧化物的逸出使得 Cr_7C_3 的空隙密度增加, 这会加重涂层的失效程度, 最后氧化过程会使得氧化层内侧的锆合金持续氧化, 直到合金完全氧化失效, 在 1325°C 时保护作用的丧失归因于薄涂层的完全氧化, 完全失效后 Cr_2AlC 层的

厚度减少到原来的 75%。Al 元素被耗尽的原因可能是由 Al 元素向锆合金基体内部扩散或涂层外部扩散所造成的。 Cr_2AlC 相中的 Al 元素的高活性会引起 Al 元素在涂层和基体材料之间发生相互扩散, 并在靠近涂层和基体界面形成含 Al 扩散层。此外, 与 1000°C 相比, 本文发现 Cr_2AlC 涂层在 1200°C 下被氧化的过程中, Al 的向内扩散被大大抑制, 碳的向内扩散开始成为主导过程。

如图 8 所示, Tang^[10] 等人的研究表明, 两种不同类型的 Cr_2AlC 涂层的锆合金分别在 1260°C 和 1325°C 左右开始释放氢气, 逐渐失效。通过氢气释放行为与涂层横截面结构相结合分析表明, Cr_2AlC 涂层在 1260°C 发生宏观上的脆性断裂, 断裂可能与氧化过程引起的涂层与锆合金基体之间的应力增加及热膨胀系数不匹配有关。 Cr_2AlC 热膨胀系数 $1.33 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$ 与锆合金基体材料的热膨胀系数 $7.2 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$ 有一定的差异, 不利于涂层质量控制, 当涂层与锆合金基底材料热膨胀系数相近时, 可减弱退火中受到热应力的影响而导致涂层开裂的风险。

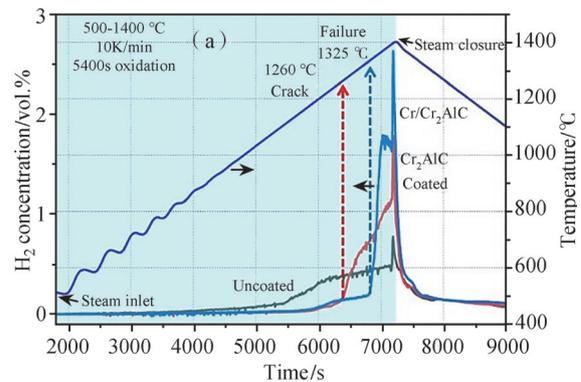


图8 在 500°C 和 1400°C 下以 $10 \text{ K} \cdot \text{min}^{-1}$ 加热速率进行瞬态测试后, 未涂层和涂层的锆合金样品氢释放和氧化物含量随温度变化曲线^[10]

Fig.8 The temperature dependent curves of hydrogen release and oxide content in uncoated and coated zirconium alloy samples after transient testing at a heating rate of $10 \text{ K} \cdot \text{min}^{-1}$ at 500°C and 1400°C ^[10]

Cr_2AlC 涂层具有明显的柱状显微组织, 柱状边界中存在作为快速扩散路径的开放空隙, 这会加速涂层保护性能的失效。在制备过程中,

非晶中间层可能会在热处理过程中结晶,这可能会引入内应力并导致涂层开裂,现有工艺也难免会使得涂层结构中存在细微裂痕和凹陷,这会使得在氧化和腐蚀过程中产生疲劳裂纹和应力损伤,进而使涂层表面开裂性能严重下降。

因此,热膨胀系数匹配性差异引起的热应力和非晶中间层结晶引入的内应力对 Cr_2AlC 涂层在氧化过程中的开裂失效都起到了重要作用。

4 结语

Cr_2AlC 涂层是耐事故燃料锆合金涂层中具有潜在应用前景的一种涂层材料,通过对涂层表面改性,可以增强涂层的抗氧化和防腐蚀性能。一种途径是在 Cr_2AlC 涂层中引入中间层,例如 Al/C-Mo , Mo 元素还能够阻挡退火过程中涂层与基底之间的元素相互扩散,能够有效缓解涂层制备过程中退火时的应力,从而可有效提高涂层与锆合金基底材料的结合力。另一种途径是在 Cr_2AlC 涂层表面添加金属层,例如 Cr 金属覆盖后的 $\text{Cr/Cr}_2\text{AlC}$ 涂层具有更高的延展性和断裂韧性^[10]。除对涂层改进外,仍需对 Cr_2AlC 涂层等 MAX 相涂层材料的结构性能等各方面进行研究和优化,探索更适合、更匹配的工程应用方式,使其发挥应用潜力。

参考文献

- [1] Kim H G, Yang J H, W.J. Kim E A. Development Status of Accident-tolerant Fuel for Light Water Reactors in Korea [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2016, 48 (1): 1-15.
- [2] Ian, Younker, Massimiliano, et al. Neutronic evaluation of coating and cladding materials for accident tolerant fuels [J]. Progress in Nuclear Energy, 2016.
- [3] Sun, M Z. Progress in research and development on MAX phases: a family of layered ternary compounds [J]. International Materials Reviews, 2011, 56 (3): 143-166.
- [4] Lin Z J, Li M S, Wang J Y, et al. High-temperature oxidation and hot corrosion of Cr_2AlC [J]. Acta Materialia, 2007, 55 (18): 6182-91.
- [5] Zhang J, Tian Z, Zhang H, et al. On the chemical compatibility between Zr-4 substrate and well-bonded Cr_2AlC coating [J]. Journal of Materials Science & Technology, 2019, 35(1): 1-5.
- [6] Wang X H, Zhou Y C. Microstructure and properties of Ti_3AlC_2 prepared by the solid-liquid reaction synthesis and simultaneous in-situ hot pressing process [J]. Acta Materialia, 2002, 50 (12): 3143-51.
- [7] Tallman D J, Anasori B, Barsoum M W. A critical review of the oxidation of Ti_2AlC , Ti_3AlC_2 and Cr_2AlC in air [J]. Research Letters in Materials Science, 2013, 1 (3): 1-11.
- [8] Ougier M, Michau A, Lomello F, et al. High-temperature oxidation behavior of HiPIMS as-deposited Cr-Al-C and annealed Cr_2AlC coatings on Zr-based alloy [J]. Journal of Nuclear Materials, 2019: 151855.
- [9] Zhang Z, Qian Y, Xu J, et al. Corrosion behaviors of $\text{Cr}_2\text{AlC}/\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3$ composites in 3.5 wt. % NaCl aqueous solution [J]. Ceramics International, 2020, 46 (8).
- [10] Tang C, Groe M, Ulrich S, et al. High-temperature oxidation and hydrothermal corrosion of textured Cr_2AlC -based coatings on zirconium alloy fuel cladding [J]. Surface and Coatings Technology, 2021: 419.
- [1] Kim H G, Yang J H, W.J. Kim E A. Development Status of Accident-tolerant Fuel for Light Water Reactors in Korea [J].

Recent Progress of Cr₂AlC Coating of Max Phase Material for Accident-tolerant Fuel Zirconium Alloy Cladding

Qin Ziming¹, Ji Chenlong¹, Yin Hongbu^{2*}

(1. Naval Equipment Department of PLA, Beijing 100841, China; 2. Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610041, China)

Abstract: Max phase material is a kind of carbon / nitride of ternary layered structure cermet like materials, which has excellent properties of metals and ceramics. Max phase Cr₂AlC material has the potential to be used in accident tolerant fuel zirconium alloy cladding due to its excellent oxidation resistance, corrosion resistance, oxidation resistance and radiation resistance. This article reviews the recent research progresses in this field and summarizes the oxidation behavior, corrosion behavior, progress of failure mechanism and improvement direction. The survey of the current literatures could contribute to concerning on the advantages and disadvantages of Cr₂AlC coating material and provide references for further engineering applications in aerospace, chemical and nuclear industries.

Key words: Max phase material; Cr₂AlC; accident tolerant fuel; review

(责任编辑: 徐晓娟)

黄俊, 应秉斌, 巢孟科, 等. 立式 U 形管自然循环蒸汽发生器循环倍率近似计算方法研究[J]. 核安全, 2024, 23(1): 95-102.

Huang Jun, Ying Bingbin, Chao Mengke, et al. Study on Approximate Calculation Method of Circulation Ratio for Vertical U-tube Natural Circulation Steam Generator [J]. Nuclear Safety, 2024, 23(1): 95-102.

立式 U 形管自然循环蒸汽发生器循环倍率近似计算方法研究

黄俊*, 应秉斌, 巢孟科, 李经怀

(上海核工程研究设计院股份有限公司, 上海 200233)

摘要: 循环倍率是保证核电厂立式 U 形管自然循环蒸汽发生器稳定运行的重要参数。为了近似方便地计算该值, 本文在归纳、整理公开出版物中关于蒸汽发生器自然循环相关计算公式的基础上, 以典型结构的立式 U 形管自然循环蒸汽发生器为例, 提出一套简单完整的蒸汽发生器循环倍率近似计算方法。在已知蒸汽发生器部分结构参数与少量热工参数的基础上, 可按步骤方便地对蒸汽发生器驱动压头与流动阻力进行近似计算, 并求解出循环倍率。计算选取的公式均来自公开出版物, 仅需水物性表即可完成计算。采用该近似方法的循环倍率求解结果与采用专业蒸汽发生器热工计算程序的循环倍率求解结果相比误差较小。

关键词: 蒸汽发生器; 循环倍率; 近似计算

中图分类号: TK222 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2024) 01-0095-08

1 引言

立式 U 形管自然循环蒸汽发生器是广泛应用于压水堆核电厂的关键设备, 在其设计计算中, 循环倍率的确定十分重要。循环倍率定义为蒸汽发生器内部自然循环流量与蒸汽流量之比。其基本原理在于蒸汽发生器内部自然循环所产生的驱动压力, 等于其总流动压力降。循环倍率作为蒸汽发生器的重要设计参数, 对传热管腐蚀、流动稳定性、传热效果和汽水分离性能都有重要影响。循环倍率的影响因素主要有以下 4 方面。

(1) 传热方面: 循环倍率过低将导致管束出口含气率过高, 空泡含量增多, 从而导致传热效

果下降。为了避免局部传热恶化, 通常需要限制管束出口的蒸汽含量。

(2) 流动稳定性方面: 循环倍率过低可能会引起流动不稳定, 甚至引起流动振荡, 这种现象将导致传热能力降低, 甚至可能引起水和蒸汽流量的大幅波动。实践表明, 只要保持管束区域的含气量较低, 流动即可得到稳定。

(3) 传热管材腐蚀方面: 传热管的腐蚀与流动状态密切相关, 在一些局部滞留和低流速的区域, 会产生污垢沉积。因而从防腐蚀的角度来看, 应适当提高循环倍率, 以提高冲刷流速、降低含气量。

(4) 汽水分离方面: 如果循环倍率过高, 可能会导致汽水分离器的过载, 当其分离负荷超过

收稿日期: 2023-05-10 修回日期: 2023-05-29

作者简介: 黄俊 (1985—), 男, 工程师, 硕士学位, 现主要从事蒸汽发生器设计工作

* 通讯作者: 黄俊, E-mail: huangjun@snerdi.com.cn

能力极限时,水滴可能会随蒸汽进入汽轮机的高压缸,这不仅会降低汽轮机的效率,还会直接威胁其安全。因此,在考虑各种因素的前提下,通常将蒸汽发生器的循环倍率选取在3~4附近,以保证其稳定运行。

2 计算模型

蒸汽发生器循环倍率的计算主要涉及确定二次侧循环回路的驱动压力和流动阻力。假定有一台典型结构的U形管自然循环蒸汽发生器,已完成了初步的结构设计、分离器布置选型与传热计算。计算所需的结构参数为已知(如图1所示),且蒸汽发生器的传热量、给水温度及二次侧饱和和压力也为已知。蒸汽发生器的传热功率与给水温度是由核电厂的系统设计确定的,蒸汽发生器二次侧的饱和压力与温度是由蒸汽发生器传热计算确定的。假设待求的循环倍率为 K ,其余计算所需的结构及热工参数见表1与图1。

表1 蒸汽发生器已知参数

Table 1 Known steam generator parameters

参数	符号
传热功率	Q
传热面积	A
下降段水位高度	H_0
U形管束顶部高度	H_2
汽水分离器出口高度	H_3
下降段高度	H_{dc}
套筒缺口高度	H_p
管束直段高度	H_s
下降段内径	D_i
下降段外径	D_o
管束直段区套筒内径	D_s
二次侧饱和压力	P_s
给水温度	T_{fw}
传热管外径	d_t
传热管数量	N_t
传热管节距	t

续表

参数	符号
管束布管圆直径	d_b
支承板总数	N_{isp}
第 <i>i</i> 块支承板高度	L_i
第 <i>i</i> 块支承板流通面积	F_i
汽水分离器数量	N_{sp}
单个分离器流通面积	F_{sp}
重力加速度	g

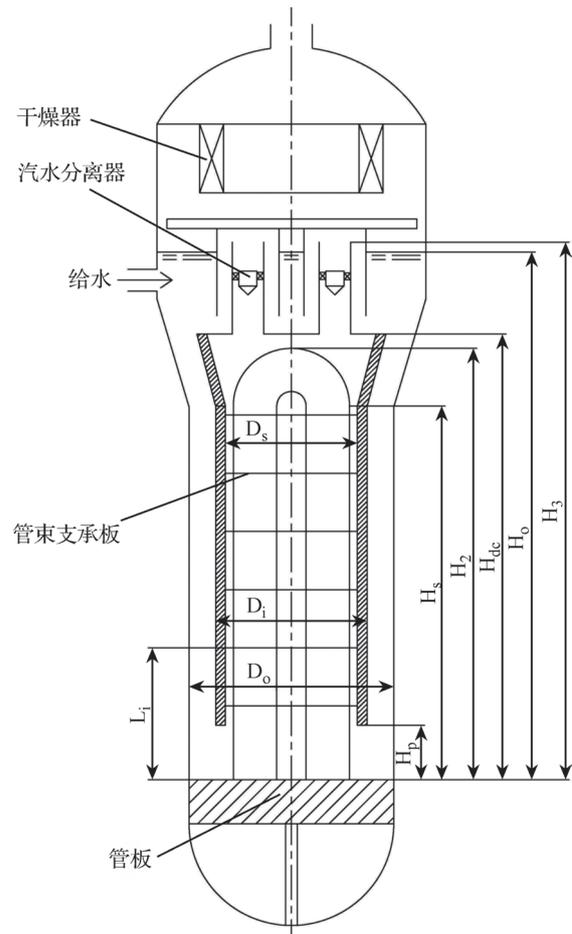


图1 蒸汽发生器结构简图

Fig.1 Schematic of steam generator

3 驱动压头计算

在循环回路中,下降段中单相水流动,而上升通道中流动的是汽水混合物。一般蒸汽发生器中下降段水位与上升通道分离器出口的高度大致相同,而在相同的系统压力下,单相水的密

度大于汽水混合物的密度,二者之差构成了循环回路中的驱动压力。这个驱动压力驱动着水沿着下降段流动,而汽水混合物则沿着上升通道流动,从而建立了自然循环。

计算驱动压力需要计算循环回路中各区段的压降。在加热通道,特别是两相流系统中,汽水混合物的密度是连续变化的。在近似计算中,可将整个循环回路分成4段(如图2所示):下降段、预热段、沸腾段和上升段,并将每一小段中的密度近似看作常数,然后计算各段的提升压降。

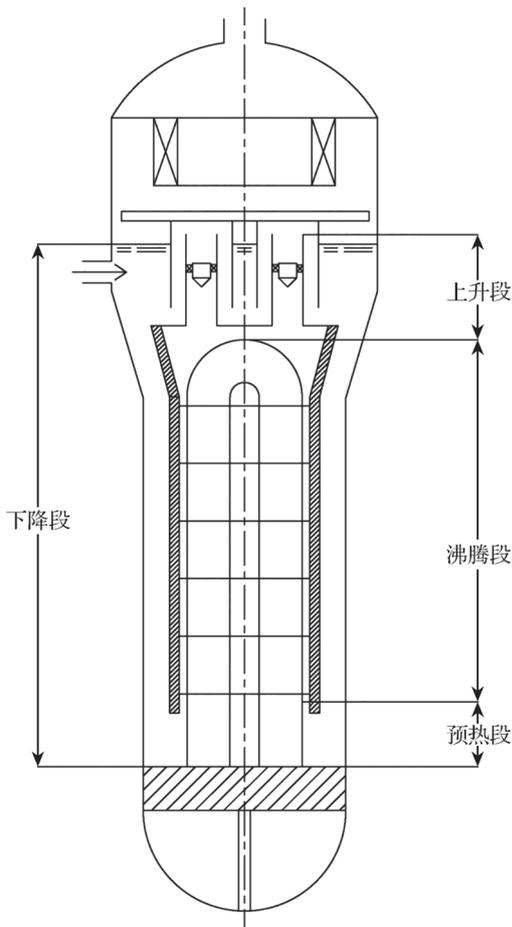


图2 循环回路分段

Fig.2 Section of recirculating loop

3.1 下降段提升压降

给水与下降段水的系统压力近似等于二次侧饱和压力,即

$$P_{fw} = P_{dc} = P_s \quad (1)$$

由 P_s 通过水物性表可求出饱和水比焓 h_1 。

由 P_{fw} 、 T_{fw} 通过水物性表可求出给水比焓 h_{fw} 。根据热平衡,下降段水比焓:

$$h_{dc} = \frac{h_{fw} + (K-1)h_1}{K} \quad (2)$$

由 P_{dc} 、 h_{dc} 通过水物性表可求得下降段水温度 T_{dc} 。由 P_{dc} 、 T_{dc} 通过水物性表可求得下降段水密度 ρ_{dc} 。则下降段水的提升压降为:

$$\Delta P_0 = \rho_{dc} g \cdot H_0 \quad (3)$$

3.2 预热段提升压降

二次侧平均热流密度 $q=Q/A$ 。

由 P_s 通过水物性表可求得二次侧饱和水比焓 h_1 、饱和水密度 ρ_1 、饱和水动力黏度 μ_1 、饱和汽比焓 h_g 、 P_g 饱和汽密度。

根据热平衡,给水(蒸汽)质量流量为:

$$W=Q/(h_g-h_{fw}) \quad (5)$$

根据热平衡,管束预热段换热量:

$$Q_{sc}=W(h_1-h_{fw}) \quad (6)$$

管束预热段换热面积:

$$A_{sc}=Q_{sc}/q \quad (7)$$

根据几何关系,管束预热段高度:

$$H_1=A_{sc}/(2\pi \cdot d_1 \cdot N_1) \quad (8)$$

通常下降段水过冷度不大,其密度与饱和水的密度相近,近似计算中,预热段水平均密度取两者算数平均值:

$$\rho_{sc}=(\rho_{dc}+\rho_1)/2 \quad (9)$$

预热段提升压降 $\Delta P_1=\rho_{sc}g \cdot H_1$ 。

3.3 上升段提升压降

二次侧循环总质量流量:

$$G=WK \quad (11)$$

管束沸腾区出口处汽水混合物体积含汽率:

$$\beta = \frac{\rho_1}{\rho_1 + \rho_g(K-1)} \quad (12)$$

管束沸腾区出口处液体傅立叶数为:

$$F_o = \frac{G^2}{gd_1\rho_1^2} \quad (13)$$

选用奥斯马奇金公式计算管束沸腾区出口处滑速比:

$$S = 1 + \frac{0.6 + 1.5\beta^2}{F_o^{0.25}} \left(1 - \frac{P_s}{P_{cr}}\right) \quad (14)$$

(常数 $P_{cr}=22.115$ Mpa, 为水的临界压力)

该式的适用范围是 $S < 3, P_s \leq 12$ MPa。

管束沸腾区出口处截面含汽率(空泡份额):

$$\alpha = \frac{1}{1 + S \cdot \left(\frac{1}{\beta} - 1\right)} \quad (15)$$

管束沸腾区出口处混合物真实密度为:

$$\rho_{out} = \rho_l \cdot (1 - \alpha) + \rho_g \cdot \alpha \quad (16)$$

根据几何关系,上升段的高度差为 $H_3 - H_2$ 。

则上升段提升压降为:

$$\Delta P_3 = \rho_{out} g \cdot (H_3 - H_2) \quad (17)$$

3.4 沸腾段提升压降

近似计算中,沸腾段汽水混合物密度取对数平均值为:

$$\rho_b = \frac{\ln\left(\frac{\rho_l}{\rho_{out}}\right)}{\frac{1}{\rho_{out}} - \frac{1}{\rho_l}} \quad (18)$$

根据几何关系,沸腾段的高度差为 $H_2 - H_1$ 。

则沸腾段提升压降为:

$$\Delta P_2 = \rho_b g \cdot (H_2 - H_1) \quad (19)$$

3.5 回路驱动压头

回路总的驱动压头为:

$$\Delta P_d = \Delta P_0 - (\Delta P_1 + \Delta P_2 + \Delta P_3) \quad (20)$$

按以上步骤计算所得驱动压头 ΔP_d 的表达式中仅包含 K 一个未知量。

4 流动阻力计算

在近似计算中,蒸汽发生器二次侧循环回路流动阻力主要考虑 6 个部分:下降段摩擦阻力、下降段局部阻力、管束直段区摩擦阻力、管束支承板阻力、管束弯管区阻力和汽水分离器阻力。一些专门定义的系数(乘子)乘以相对应的单相流动阻力可获得两相流的阻力。

4.1 下降段摩擦阻力

根据几何关系,下降段流通面积为:

$$F_{dc} = \frac{\pi}{4} \cdot (D_o^2 - D_i^2) \quad (21)$$

下降段流速为:

$$v_{dc} = \frac{G}{\rho_{dc} \cdot F_{dc}} \quad (22)$$

根据几何关系,下降段水力直径为:

$$D_{dc} = D_o - D_i \quad (23)$$

一般蒸汽发生器内的雷诺数较大,选用阻力平方区的摩擦阻力公式:

$$\lambda_{dc} = \frac{1}{\left[1.74 + 2 \log\left(\frac{D_{dc}}{2\Delta}\right)\right]^2} \quad (24)$$

其中 Δ 为壁面绝对粗糙度,按情况取值,范围为 0.01~0.1 mm

则下降段摩擦阻力为:

$$\Delta p_{dc,l} = \frac{\lambda_{dc} - H_{dc}}{2D_{dc}} \cdot \rho_{dc} v_{dc}^2 \quad (25)$$

4.2 下降段局部阻力

根据几何关系,下降段进入套筒缺口面积为:

$$F_{op} = \pi D_i H_p \quad (26)$$

下降段水进入管束区,其凸扩局部阻力系数为:

$$\xi_{op} = \left(1 - \frac{F_{dc}}{F_{op}}\right)^2 \quad (27)$$

下降段水进入管束区后方向改变了 180° ,可取局部阻力系数:

$$\xi_{180} = 1.5 \quad (28)$$

若下降段中还有其他障碍物或形阻,则可根据其结构特点查找经验公式或采用 CFD 分析法确定其阻力系数 ξ_{ex} 。假如能定性判断该阻力很小,在近似计算中可忽略不计。

下降段总的局部阻力系数为:

$$\xi_{dc} = \xi_{op} + \xi_{180} + \xi_{ex} \quad (29)$$

下降段局部阻力为:

$$\Delta p_{dc,m} = \frac{\xi_{dc}}{2} \cdot \rho_{dc} v_{dc}^2 \quad (30)$$

4.3 管束直段区摩擦阻力

根据几何关系,管束直段部分换热面积为:

$$A_s = 2N_l \pi d_l H_s \quad (31)$$

根据几何关系,管束直段区纵向流通面积为:

$$F_s = \frac{\pi}{4} \cdot (D_s^2 - 2N_l d_l^2) \quad (32)$$

根据热平衡,在直段高度 H_s 处汽液混合物的比焓为:

$$h_s = (Gh_{dc} + A_s q) / G \quad (33)$$

直段高度 H_s 处汽液混合物质量含汽率:

$$x_s = (h_s - h_l) / (h_g - h_l) \quad (34)$$

管束直段区全液相流速:

$$v_s = \frac{G}{\rho_l \cdot F_s} \quad (35)$$

根据几何关系,管束直段区水力直径为:

$$D_c = (D_s^2 - 2N_l d_l^2) / (D_s + 2N_l d_l) \quad (36)$$

一般蒸汽发生器内的雷诺数较大,选用阻力平方区的摩擦阻力公式:

$$\lambda_s = \frac{1}{\left[1.74 + 2 \log \left(\frac{D_c}{2\Delta} \right) \right]^2} \quad (37)$$

其中 Δ 为壁面绝对粗糙度,按情况取值,范围为 0.01~0.1 mm。

管束直段区全液相流动阻力为:

$$\Delta p_{s,lo} = \frac{\lambda_s \cdot H_s}{2D_c} \cdot \rho_l v_s^2 \quad (38)$$

假定汽液混合物均匀受热,选用 M-N 关系式的平均两相摩擦乘子,直段平均两相摩擦乘子为:

$$\Phi_s = 1 + 1.3x_s \left[\left(\frac{\rho_l}{\rho_g} \right)^{0.85} - 1 \right] \quad (39)$$

上式适用范围为: $P_s > 0.68$ Mpa, $x_s < 0.5$ 。

管束直段两相摩擦阻力为:

$$\Delta p_s = \Delta p_{s,lo} \cdot \Phi_s \quad (40)$$

4.4 管束支承板阻力

蒸汽发生器有 N_{tsp} 块管束支承板,从下到上对其编号:1,2, ..., N_{tsp} 。支承板阻力的计算方

法是:分别计算每块支承板的局部阻力,并将其加总。若蒸汽发生器还带有均流板,可采用与支承板相同的方法计算阻力。

根据几何关系,第 i 块支承板以下换热面积为:

$$A_i = 2N_l \pi d_l L_i \quad (41)$$

根据热平衡,第 i 块支承板处汽液混合物比焓 $h_i = (Gh_{dc} + A_i q) / G$ 。

第 i 块支承板处汽液混合物质量含汽率为:

$$x_i = (h_i - h_l) / (h_g - h_l) \quad (43)$$

第 i 块支承板处流通面积收缩率为:

$$m_i = F_i / F_s \quad (44)$$

近似计算中,选取均匀孔板的经验关系式计算支承板阻力系数,第 i 块支承板阻力系数为:

$$\xi_i = (0.707 \cdot \sqrt{1 - m_i} + 1 - m_i)^2 / m_i^2 \quad (45)$$

第 i 块支承板处全液相阻力为:

$$\Delta p_{i,l} = \frac{1}{2} \xi_i \rho_l v_s^2 \quad (46)$$

第 i 块支承板处的均相流两相乘子为:

$$\Phi_i = 1 + x_i \left(\frac{\rho_l}{\rho_g} - 1 \right) \quad (47)$$

第 i 块支承板处两相流动阻力为:

$$\Delta p_i = \Delta p_{i,l} \cdot \Phi_i \quad (48)$$

按以上计算时应先判断支承板高度 L_i 是否高于预热段高度 H_1 ,若否,则表明该支承板处为单相流,不必计算两相乘子,仅计算全液相阻力即可。

总的管束支承板压降为:

$$\Delta p_{tsp} = \sum_{i=1}^{N_{tsp}} \Delta p_i \quad (49)$$

4.5 管束弯管区阻力

管束弯头区出口处质量含汽率:

$$x_{out} = I / K \quad (50)$$

管束弯头区平均质量含汽率:

$$x_b = \frac{x_s + x_{out}}{2} \quad (51)$$

管束弯管区名义流通面积:

$$F_b = \frac{\pi}{4} D_s^2 \quad (52)$$

管束弯管区名义全液相流速:

$$v_b = \frac{G}{\rho_l \cdot F_b} \quad (53)$$

弯管区饱和水雷诺数为:

$$Re_b = \frac{\rho_l \cdot v_b \cdot d_t}{\mu_l} \quad (54)$$

管束相对节距为:

$$x = t/d_t \quad (55)$$

若管束为正方形排列(如图3所示),横向冲刷管束阻力系数为:

$$\xi_b = 4 \left[0.044 + \frac{0.08x}{(x-1)^{0.43+1.13/x}} \right] Re_b^{-0.15} \quad (56)$$

若管束为正三角形排列(如图3所示),横向冲刷管束阻力系数为:

$$\xi_b = 4 \left[0.23 + \frac{0.11}{(x-1)^{1.08}} \right] Re_b^{-0.15} \quad (57)$$

管束弯管区重心至圆心之间距离为:

$$y_b = 0.2122d_b \quad (58)$$

管束弯管区受冲刷传热管排数为:

$$N_b = y_b/t - 1 \quad (59)$$

管束弯管区全液相阻力为:

$$\Delta p_{b,l} = \frac{1}{2} N_b \xi_b \rho_l v_b^2 \quad (60)$$

管束弯管区均相流两相乘子为:

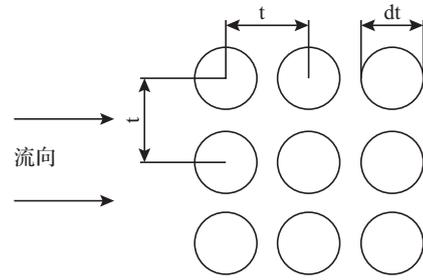
$$\Phi_b = 1 + x_b \left(\frac{\rho_l}{\rho_g} - 1 \right) \quad (61)$$

管束弯管区两相流动阻力为:

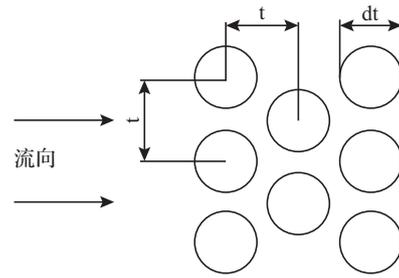
$$\Delta p_b = \Delta p_{b,l} \cdot \Phi_b \quad (62)$$

4.6 汽水分离器阻力

汽水分离器是循环回路的重要组成部分,汽水混物流过时产生的阻力在上升通道阻力中占有较大比例。然而汽水分离器结构复杂,其阻力系数没有经验公式,一般需要进行试验测定,或者借助CFD分析法确定。在此假定已通过试验或分析法获得分离器的阻力系数 K_{sp} 。



正方形排列



正三角形排列

图3 管子排布

Fig.3 Tube arrangement

单个汽水分离器全液相流速为:

$$v_{sp} = \frac{G}{F_{sp} \cdot \rho_l \cdot N_{sp}} \quad (63)$$

汽水分离器全液相阻力为:

$$\Delta p_{sp,l} = \frac{1}{2} \rho_l K_{sp} v_{sp}^2 \quad (64)$$

汽水分离器均相流两相乘子为:

$$\Phi_{sp} = 1 + x_{out} \left(\frac{\rho_l}{\rho_g} - 1 \right) \quad (65)$$

汽水分离器两相阻力为:

$$\Delta p_{sp} = \Delta p_{sp,l} \cdot \Phi_{sp} \quad (66)$$

4.7 回路流动总阻力

循环回路的流动总阻力:

$$\Delta p_r = \Delta p_{dc,l} + \Delta p_{dc,m} + \Delta p_s + \Delta p_{sp} + \Delta p_b + \Delta p_{sp} \quad (67)$$

按以上步骤计算所得流动总阻力 ΔP_r 的表达式中仅包含 K 一个未知量。

5 循环倍率的求解与验证

自然循环保持稳定的条件是驱动压力等于流动阻力。因此有:

$$\Delta p_d = \Delta p_r \quad (68)$$

此时,方程两边的驱动压力和流动阻力都只含有 K 一个未知量,理论上求解此方程即可得到蒸汽发生器的循环倍率。由于流动阻力总是随着循环倍率增大而增大,而驱动压头则随着循环倍率增大而减小,利用此特性,可采用迭代法求解,即首先假设一个循环倍率值,然后分别计算驱动压力和流动阻力。一般情况下,由驱动压力和流动阻力计算出来的驱动压头和流动压降并不相等,因此需要重新调整假设的循环倍率 K 值,使驱动压力等于流动阻力。这是一个迭代的过程,重复进行,直到在一定精度(建议计算中将驱动压头与流动阻力的差值迭代至相对误差 0.1% 以内)下驱动压力等于流动阻力,此时对应的循环倍率即为所需的值。

为验证本文所述的计算方法,将计算结果与专业的 THETA 蒸汽发生器热工水力分析软件进行了对比。THETA 是由上海核工程研究设计院自主开发的立式 U 形管自然循环蒸汽发生器一维稳态热工水力计算分析程序,并具有完整的知识产权。本文将该程序与国外的计算程序进行了对比,以验证其计算结果的准确性。对比结果表明,采用本文所述的近似计算方法得到的循环倍率与专业软件的计算结果非常接近。

6 小结

本文建立了一套完整的立式 U 形管自然循环蒸汽发生器循环倍率的近似计算方法。所用计算公式除了可根据几何关系及热平衡关系建立,其余均来自出版的参考文献。相关公式的引用文献出处见表 2。

表 2 公式引用文献

Table 2 Calculating formula references

本文公式号	引用文献	文献内公式号
9	[1]	3.46
12	[2]	1-12
13	[2]	4-2
14	[2]	4-2
15	[3]	5-72

续表

本文公式号	引用文献	文献内公式号
16	[2]	1-42
18	[1]	3.48
24	[3]	5-5
27	[3]	5-7
34	[2]	1-4
37	[3]	5-5
39	[2]	5-67
43	[2]	1-4
45	[4]	图表 8-1
47	[3]	5-57
50	[2]	1-36a
55	[3]	5-12
56	[3]	5-9
57	[3]	5-10
58	[3]	5-110
59	[3]	5-109
61	[3]	5-57
65	[3]	5-57

7 案例计算

本文选取秦山核电一期工程蒸汽发生器作为计算案例,分别采用 THETA 程序与本文建立的算法计算蒸汽发生器的循环倍率。计算结果见表 3。

表 3 秦山 1 期蒸汽发生器计算结果

Table 3 Calculating result of Qinshan phase i steam generator

	程序结果	本文算法
下降段提升压降 /kPa	77.6	77.5
预热段提升压降 /kPa	8.1	8.1
沸腾段提升压降 /kPa	22.1	21.5
上升段提升压降 /kPa	2.9	2.9
驱动压头 /kPa	44.5	45.0
下降段摩擦阻力 /kPa	3	3.3
下降段局部阻力 /kPa	12.8	13.4
直段区摩擦阻力 /kPa	0.68	0.66
弯管区阻力 /kPa	0.89	0.73
汽水分离器阻力 /kPa	18.2	18.1
支承板压降 /kPa	8.89	8.78
总流动阻力 /kPa	44.5	45.0
循环倍率	3.83	3.82

分别计算蒸汽发生器在不同功率水平(100%,70%,30%)下的循环倍率,两者结果对比如图4所示。

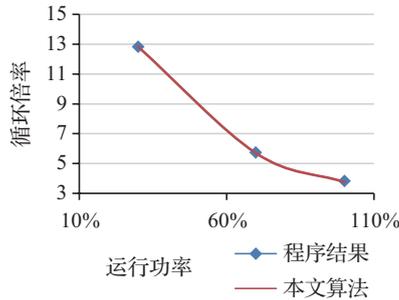


图4 不同循环倍率对比

Fig.4 Various circulation ratio result

对比以上两种计算方法的结果,证明本文建立的近似计算方法结果较可靠。

8 结论

(1)本文建立的近似计算方法相对简单,若已知蒸汽发生器部分结构与热工参数,则无须借助专用程序,即可按步骤求解循环倍率;

(2)本文通过对比近似计算与专业热工程程序的结果,证明近似计算方法的结果比较可靠。

参考文献

- [1] 臧希年. 核电厂系统及设备 [M]. 北京: 清华大学出版社, 2010: 79-82.
- [2] 阎昌琪. 汽液两相流 [M]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学出版社, 2009: 1-8, 40-80.
- [3] 孙中宁. 核动力设备 [M]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学出版社, 2003: 55-76.
- [4] 华绍普. 实用流体阻力手册 [M]. 北京: 国防工业出版社, 1985: 359-371.

Study on Approximate Calculation Method of Circulation Ratio for Vertical U-tube Natural Circulation Steam Generator

Huang Jun*, Ying Bingbin, Chao Mengke, Li Jinghui

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

Abstract: In order to calculate circulation ratio approximately and conveniently, which is a key parameter for stable operation of vertical U-tube natural circulation steam generator in nuclear power plant, a simple and complete approximate calculation method is proposed. The calculation method is developed by summarizing the calculation formulas related to the natural circulation of the steam generator in the public publications. Taking a vertical U-tube natural circulation steam generator with typical structure for example, given some structural parameters and a few thermal parameters of the steam generator, the circulation driving head and the circulation loop pressure drop of the steam generator can be calculated approximately step by step, and then the circulation ratio can be solved. The formulas adopted for the calculation are from public publications, and the calculation can be completed with the help of water property table. The error of the calculation result of the circulation ratio by this approximate method is relatively small compared with that given by professional steam generator thermal calculation program.

Key words: steam generator; circulation ratio; approximate calculation

(责任编辑: 徐晓娟)

《核安全》近年可被引文献目录

为更好地服务作者与读者,便于广大科研工作者查阅、引用《核安全》近年文章,减少作者在编写参考文献时的工作量,本刊编辑部对近年发表在《核安全》的论文进行了整理,参考国标 GB/T7714-2015,给出了各篇文章的参考文献标准格式。各位作者在撰写论文、引用文献时,可直接参考此目录。

2017年第一期

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

2017年第二期

- [1] 沈钢, 孟岳, 温玉姣, 等. 国际合作为核安全“十三五”规划实施做好支撑和服务 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 1-4.
- [2] 田欣鹭, 温爽, 郭超, 等. IVR条件下外部冷却流道变形的影响因素研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 5-10.
- [3] 张盼, 李聪新, 温丽晶, 等. 压力容器外部冷却系统流道结构和流动参数对流场的影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 11-16.
- [4] 江斌, 甄洪栋, 孟阿军, 等. 一种基于概率论的破前漏分析方法介绍 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 17-23+49.
- [5] 石兴伟, 兰兵, 胡健, 等. 事故工况下壁面油污和锈斑对钢制安全壳潜在失效影响分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 24-28.
- [6] 杨英豪, 肖军, 朱桂学, 等. 田湾核电厂3、4号机组风险指引型防水淹设计改进措施研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 29-34.
- [7] 焦峰, 赵丹妮, 褚倩倩, 等. 核电厂薄壁大直径贮水容器负压变形事件经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 35-41.
- [8] 谌登华, 姜宏, 张翔宇, 等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 42-49.
- [9] 杨丽丽, 宋大虎, 张巧娥, 等. 核电厂数字化仪控系统信息安全监管要求探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 50-55.
- [10] 刘宇生, 许超, 谭思超, 等. 矩形通道内脉动湍流流动特性实验研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 56-62.
- [11] 魏超, 李铁萍, 温爽, 等. 堆芯下支撑板应力评定等效模型的适用性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 63-68.
- [12] 赵传奇, 胡文超, 刘健, 等. 基于三维运输方法的压水堆主冷却剂 $\sim(16)N$ 源项计算分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 69-73+79.
- [13] 徐小照, 潘保林. 基于BP神经网络的核电厂核安全文化评级模型研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 74-79.
- [14] 何孝园, 朱鹏树, 李大伟, 等. 核电厂应急柴油发电机组修

改试验启动方式的分析和讨论 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 80-84.

- [15] 刘卓, 金卉馨, 李晓洋, 等. 基于菲克定律和传热传质相似原理的含不凝气体冷凝换热研究 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 85-90.
- [16] 于明锐, 常猛, 逮馨华, 等. 基于表面改性技术的 PCS 强化换热效果分析 [J]. 核安全, 2017, 16(2): 91-94.
- [2] 袁嘉琪, 马刚, 杨志义. 核电厂后福岛时代的核安全独立监督 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 6-10.
- [3] 马凤金, 郭京, 陈荣达. 浅谈运行核电厂核安全监督的核安全文化建设 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 11-15.
- [4] 邓冬, 张发云, 赵立彬, 等. 核电厂稳压器 SEBIM 安全阀自主化检修经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 16-21.
- [5] 冯燕, 路燕, 刘景宾, 等. 中国 AP1000 的人因工程安全评审的几个问题 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 22-28.
- [6] 张瑾珠, 吕钢, 李佩, 等. 乏燃料海运实物保护系统初步设想 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 29-34.
- [7] 周卫国. 核电站控制棒驱动机构驱动杆组件锁紧销安装质量管理案例分析与回顾 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 35-38.
- [8] 孙树海, 马国强, 邹象, 等. 核电厂火灾异常重要性判定方法简介及适用性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 39-45.
- [9] 毕金生, 靖剑平, 乔雪冬, 等. 严重事故下安全壳内氢气行为与风险分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 46-52.
- [10] 卞玉芳, 周林, 李晶, 等. 国家核安全局核与辐射安全法规标准管理信息系统设计及关键技术研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 53-60.
- [11] 房永刚, 王庆, 苏岩, 等. LBB 和 BP 在核电厂高能管道上应用的差异性研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 61-65.
- [12] 胡安中, 赵国斌, 黄炳臣, 等. 浅析我国焊工资格考核的技术区别 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 66-70.
- [13] 胡健, 温丽晶, 石兴伟, 等. 基于 WGOthic 程序的非能动安全壳冷却系统传热特性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 71-77.
- [14] 胡文超, 靖剑平, 赵传奇, 等. 基于 AP1000 型反应堆嬗变 $\sim(237)\text{Np}$ 制备 $\sim(238)\text{Pu}$ 研究 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 78-83.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 中国散裂中子源辐射安全联锁门禁系统的设计 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 84-89+94.
- [16] 赵勇. 核电厂堆芯水箱抗震分析 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 90-94.

2017 年第三期

- [1] 孙冶, 王鑫, 何荣天, 等. 一起口岸放射性物品非法入境处置案例简析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 1-5.
- [2] 张弛, 刘泽军. 瑞典核能立法与监管体制 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 6-11.
- [3] 李世欣, 郑睿鹏, 郎爱国, 等. 核电厂 1E 级电缆一致性判别方法的研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 12-17.
- [4] 张亚平, 施国龙, 钟志民, 等. 堆外中子剂量计在 RPV 辐照监督中的应用 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 18-23.
- [5] 王冠, 蒋忠湧, 翟国庆. 输变电设施电磁环境工频电场强度控制限值安全性分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 24-29.
- [6] 彭慧, 李雪琴, 王晓涛, 等. DSA 介入医师受照剂量评价及管理探讨 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 30-34.
- [7] 周萱. 秦山核电自然灾害的预防 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 35-41.
- [8] 兰瑞果, 杨新利. 核安全设备供应商实践核安全文化的途径和方法探索 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 42-47.
- [9] 韩治, 唐晖, 张春明, 等. 核电厂应急补水箱 (ASG) 地震响应对比分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 48-54.
- [10] 逮馨华, 张红见, 魏方欣, 等. 核电厂放射性废树脂处理技术对比研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 55-61.
- [11] 杨德锋, 肖小祥, 张晔, 等. 基于 RELWVER 程序的 WWER 型核电厂燃料棒破损分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 62-67.
- [12] 尹训强, 袁文志, 王桂萱. 考虑结构-地基-结构相互作用的核电厂结构地震响应分析 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 68-74.
- [13] 张舒, 吴鹏, 张丹, 等. 先进三代核电 AP1000 丧失正常给水事故研究 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 75-84.
- [14] 奚坤, 沈曙光, 杨晓强, 等. WWER-1000 反应堆 APP 工作棒组的选取及其氦瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16(3): 90-94.

2017 年第四期

- [1] 肖志, 陶书生, 韦力, 等. 关于加强国内核安全经验反馈工作的思考 [J]. 核安全, 2017, 16(4): 1-5.

2018 年第一期

- [1] 甘学英, 蒋婧, 祝兆文, 等. 核电厂放射性有机废液安全管理的建议 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 1-5+94.
- [2] 凌礼恭, 孙海涛, 高晨, 等. M310 改进型机组压力容器辐照监督要求及其在高温气冷堆辐照监督中的实践 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 6-11.
- [3] 孙树海, 陶书生, 郑丽馨, 等. 近年来核电厂执照运行事件趋势分析 [J]. 核安全, 2018, 17(1): 12-19.
- [4] 张晓杰, 吕云鹤, 路燕. AP1000 核电厂设备鉴定概述 [J].

- 核安全, 2018, 17(1): 20-25.
- [5] 梅金娜, 蔡振, 韩姚磊, 等. EPRI《蒸汽发生器完整性评估导则》解读[J]. 核安全, 2018, 17(1): 26-33.
- [6] 张发云, 赵立彬, 严得忠, 李海涛, 胡安中. 小尺寸支管接头(BOSS头)焊接质量影响分析及其工艺改进[J]. 核安全, 2018, 17(1): 34-37.
- [7] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 田湾核电站3号机组物理启动专用测量系统特性分析与调试研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 38-43.
- [8] 赵丹妮, 李娟, 李明, 等. 9·11事件和福岛核事故后美国核电站厂乏燃料水池事故缓解对策[J]. 核安全, 2018, 17(1): 44-51.
- [9] 黄力, 崔浩. 我国核电站应急指挥部构建探讨[J]. 核安全, 2018, 17(1): 52-57.
- [10] 刘宇生, 许超, 安婕伽, 等. 非能动核电站全厂断电事故现象识别与排序研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 58-65.
- [11] 陈超, 顾健. 核电厂人因事件趋势分析和策略研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 66-70.
- [12] 赵国志, 曲鹏. 铀浓缩系统事件/事故的思考与始发事件选取研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 71-75.
- [13] 陈志林, 池志远, 张晏玮, 等. 确定我国核电站运行许可证延续安全论证基准的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(1): 76-82.
- [14] 贺振宇, 张强升, 张发云, 等. 核级碳钢小径薄壁管冷弯拉伸试验不合格原因分析与质量控制措施[J]. 核安全, 2018, 17(1): 83-86.
- [15] 梁耀升, 张忠伟, 董海涛. 安全相关涂层管理策略研究[J]. 核安全, 2018, 17(1): 87-94.
- [8] 俞杰, 吴振龙, 凌学会, 等. 碘吸附器有效性试验方法及评价[J]. 核安全, 2018, 17(2): 43-47.
- [9] 韦享雨. 快速提升功率速率对芯块一包壳应力的影响规律[J]. 核安全, 2018, 17(2): 48-51.
- [10] 纪忠华, 王璐, 李亮, 等. 中国东南沿海热带气旋强度变化及对核电厂的影响分析[J]. 核安全, 2018, 17(2): 52-57.
- [11] 李春, 杨志义, 丁超, 等. 基于MC3D软件对核电厂压力容器蒸汽爆炸的重要参数计算及研究[J]. 核安全, 2018, 17(2): 58-65.
- [12] 马亮, 苑晨亮, 崔家文, 等. 核实物保护系统薄弱性分析方法现状及发展[J]. 核安全, 2018, 17(2): 66-70.
- [13] 张红见, 曹芳芳, 潘玉婷, 等. 核材料管制范畴的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 71-77.
- [14] 张学礼, 牛洁, 徐乐昌, 等. RAD7测氦仪测量结果差异的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 78-88.
- [15] 李炜炜, 王晓峰, 王桂敏, 等. 2018年2月全国核与辐射安全舆情研判[J]. 核安全, 2018, 17(2): 89-94.

2018年第三期

- [1] 张航源, 胡世杰, 杨强. 发展核能助力建设美丽中国[J]. 核安全, 2018, 17(3): 1-5.
- [2] 孙学智, 宋大虎, 刘婷, 等. 推进核能安全发展和美丽中国建设的思考和建议[J]. 核安全, 2018, 17(3): 6-10.
- [3] 沈同强, 张文宇. 认清当前核安全威胁形势, 提升军队核应急处置能力[J]. 核安全, 2018, 17(3): 11-16.
- [4] 穆海洋, 宋雨, 管运全. 田湾核电站反应堆保护系统多样化的研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 17-21.
- [5] 彭志珍. 18个月换料对CPR1000反应堆压力容器辐照监督的影响[J]. 核安全, 2018, 17(3): 22-27.
- [6] 刘宇, 李华升, 刘泽军, 等. 实际消除早期放射性释放或大量放射性释放的安全目标定位研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 28-35+94.
- [7] 张天琦, 于明锐, 宋明强, 等. 核电厂安全壳内气溶胶热泳沉积特性研究[J]. 核安全, 2018, 17(3): 36-39.
- [8] 陈柏迪, 陈志东, 邓飞, 等. 伴生放射性固体废物放射性重金属特性[J]. 核安全, 2018, 17(3): 40-46.
- [9] 吴耀, 李莉, 毛常磊, 等. 反应堆卸料燃料组件吊运跌落事故辐射安全分析[J]. 核安全, 2018, 17(3): 47-51.
- [10] 郑开云, 陈智. 非能动核电厂1E级阀门电动装置的鉴定与试验[J]. 核安全, 2018, 17(3): 52-57.
- [11] 芮晓明, 郝丽娜, 王昆鹏. 我国核电的效益及核安全保障基础概述[J]. 核安全, 2018, 17(3): 58-64.
- [12] 李小华, 杨钧翔, 李俊杰, 等. 2001年格鲁吉亚~(90)Sr
- [1] 姜子英. 浅议核能、环境与公众[J]. 核安全, 2018, 17(2): 1-5.
- [2] 张露, 汪洋, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址无限制开放利用[J]. 核安全, 2018, 17(2): 6-10.
- [3] 王娅琦, 李世欣, 庄少欣, 等. 浅谈美国核管会反应堆监督管理体系[J]. 核安全, 2018, 17(2): 11-17.
- [4] 刘宇, 崔贺锋, 庞宗柱, 等. 非能动核电厂非安全系统实施监管时的若干问题[J]. 核安全, 2018, 17(2): 18-25.
- [5] 孙颀, 刘锐, 杨未东, 等. 某研究堆一回路冷却剂泄漏事件的审评[J]. 核安全, 2018, 17(2): 26-30.
- [6] 焦振营, 张建文, 于枫婉, 等. CPR1000核电厂乏燃料水池重力补水的有效性分析[J]. 核安全, 2018, 17(2): 31-37.
- [7] 贺振宇, 张发云, 邓冬, 等. 高温气冷堆压力容器内壁浅表性缺陷检验规则的探讨[J]. 核安全, 2018, 17(2): 38-42.

2018年第二期

放射性同位素热源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 65-80.

- [13] 宋培峰, 王晓峰, 赵翰青, 等. 我国核科普面临的问题和建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 81-88.
- [14] 刘瑞桓, 张瀛, 戴文博, 等. 2018年4-5月全国核与辐射安全舆情分析及研判 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 89-94.

2018年第四期

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

2018年第五期

- [1] 万斌斌. 在建核电厂中美核安全监管对比研究 [J]. 核安全,

2018, 17 (5): 1-6.

- [2] 杨晓强, 叶刘锁, 李载鹏, 等. 田湾核电站 3 号机组反应堆首次无源启动 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 7-13.
- [3] 赵宏, 刘大虎. 海阳核电站反应堆功率控制系统的信号分析和试验 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 14-19.
- [4] 徐高德, 陈秀娟, 钱晓明, 等. 三门核电厂维修规则中的性能会标设定研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 20-25.
- [5] 程萍, 李天鹞, 尤晓健, 等. 海洋核动力平台前期执照申请的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 26-31.
- [6] 马波, 倪南, 褚艳春, 等. 核电锚固技术与标准的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 32-39.
- [7] 宋晓涛, 陈宝文, 袁其斌, 等. 核电厂复杂工况下运行团队的高效运作 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 40-46.
- [8] 杜颖. 核电厂核探测技术的应用 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 47-52.
- [9] 王珏, 胡晨, 王琮, 等. 核电厂与核动力船舶执照申请事故分析的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 53-57.
- [10] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 灰色系统理论在核动力领域的应用分析与探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 58-64.
- [11] 殷德建, 芮晓明, 王昆鹏. 关于重要核设施规划限制区的几点思考 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 65-70.
- [12] 上官志洪, 黄彦君, 姜秋, 等. 美国核电厂取用水量及水资源条件的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 71-79.
- [13] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 2000 年泰国北榄府医用 ^{60}Co 源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

2018年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚. 《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电厂建造阶段的核安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 25-31.
- [8] 毛欢, 别业旺, 张舟, 等. 我国核电厂运行技术规格书现状分析及对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 32-36.

- [9] 刘宇, 杨鹏, 冯进军, 等. AP1000 非能动堆芯冷却系统热态性能试验的安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 37-43.
- [10] 曹杰, 查卫华, 高斌, 等. 基于关键链技术的核电大修进度管理方法研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 44-55.
- [11] 张仰程. 运行技术规范中的一回路压力定值 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 56-60.
- [12] 刘运陶, 吕丹, 赵善桂, 等. 核燃料循环设施高效空气过滤器使用问题的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 61-65.
- [13] 张博平, 初永越, 黄志超, 等. 《改进核电厂维修有效性的技术政策 (试行)》的解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 66-71.
- [14] 刘宇生, 薛艳芳, 马帅, 等. 热工水力验证试验评价的关键问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 72-78.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 一种硼中子俘获治疗装置的辐射安全连锁系统设计 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 79-84.
- [16] 刘单, 陈祥磊, 毕明德, 等. 民用核安全辐射监测设备十年发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 85-90.
- [17] 王宏印, 毕涛, 宋东风, 等. 设备产业链质量管理评估标准的研究与建立 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 91-94.

2019 年第一期

- [1] 陈瑾, 程亮, 马欢欢, 等. 核安全监管能力建设基本框架构建研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 1-7.
- [2] 张志强, 林继德, 马培锋, 等. 核电设备监理实践中的合作共赢模式 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 8-12.
- [3] 盛朝阳, 路燕, 高晨, 等. ASME 规范的设计安全系数及调整因素 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 13-16.
- [4] 肖军, 曾广建, 汪宏峰, 等. 废旧放射源收贮车防范系统的设计及建议 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 17-23.
- [5] 刘燕芳, 赵兵, 李楠, 等. RCA 方法在某核电站设备故障分析中的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 24-30.
- [6] 蔡振, 梅金娜, 韩姚磊, 等. 蒸汽发生器完整性评估的现状与展望 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 31-39.
- [7] 马谷剑, 陈平. 福清核电厂安全壳的老化管理 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 40-46.
- [8] 尹剑航, 苏小雨, 胡宇航. 核电厂运行值绩效观察的评估标准 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 47-52.
- [9] 孙琳, 浦晨晨, 闫雄伟. XX 核燃料研制项目核材料衡算与评价的难点分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 53-57.
- [10] 许利民. “华龙一号”压力容器的设计改进和优化 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 58-65.
- [11] 何川, 邹全, 李松发, 等. 核动力装置的事故诊断系统 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 66-71.

- [12] 赵祥鸿, 周鑫, 孔晓中, 等. AP1000 蒸汽排放组件卡涩问题及解决 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 72-76.
- [13] 段锋, 张珍. 中国核能协会的同行业评估与国际原子能机构的运行安全评审的比较分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 77-82.
- [14] 荆旭, 肖军. 浮动堆抗地震设计问题 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 83-87.
- [15] 王康, 高桂清, 张晶晶, 等. 军队加强核安全能力建设的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (1): 88-94.

2019 年第二期

- [1] 董晓璐, 刘景宾, 孔静. 小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 1-8.
- [2] 郑黄婷, 许明发, 向辉云, 等. 铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 9-13.
- [3] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 一起工业探伤辐射事故的国际救援概况与分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 14-35.
- [4] 彭一鹏, 奚坤, 潘登, 等. 双区氯盐堆的增殖及嬗变性能分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 36-42.
- [5] 阳小华, 曾铁军, 万亚平, 等. 放射性物质个体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 43-48.
- [6] 杨舒琦, 李兰, 谭怡, 等. 华龙一号 SGTR 事故源项分析研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 49-53.
- [7] 潘红洋, 沈力强, 张少君. 法律法规在核级阀门设计制造中的指导和运用 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 54-62.
- [8] 张婷婷, 夏冬琴, 李桃生, 等. 公众认知对核电接受度的影响 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 63-70.
- [9] 张廉, 蔡汉坤. 中美核电厂执照者关于运行事件报告的比较研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 71-76.
- [10] 岑腾跃. 三代核电堆芯补水箱制造中不符合项及处理意见 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 77-82.
- [11] 肖军, 曾广建, 梁梅燕, 等. 浙江省辐射应急演习中现场监测与处置应对的总结 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 83-89.
- [12] 牛世鹏, 王聪, 王高鹏, 等. 核电厂严重事故下关于操作人员的可达性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 90-94.

2019 年第三期

- [1] 李小华, 何列, 李世祯, 等. 浅谈核能和核技术的和平利用 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 1-10.
- [2] 张航源, 杨强, 刘秋实, 等. 利用好核技术, 助力污染防治攻坚战 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 11-14.
- [3] 姜羲元, 李文静. 核电科普宣传工作应重视环保及安全方面的宣传 [J]. 核安全, 2019, 18 (3): 15-18.

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

2019 年第四期

- [1] 齐媛, 杨岩飞, 郑洁莹, 等. 美国核安全文化监督管理及启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 1-6.
- [2] 孙亚敏, 丁逊, 方剑青, 等. 高压电离子校准周期的分析和调整 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 7-11.
- [3] 甄丽颖, 林颖慧. 阳江核电站的排放物及环境样品中氚的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 12-17.
- [4] 王杰, 周兆宇, 陈运利, 等. 飞凤山处置场各阶段活动许可取证的经验反馈 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 18-23.
- [5] 于世昆, 肖春梅. 核电厂放射性废气处理工艺设备的抗震设计要求 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 24-27.
- [6] 王聪, 朱文韬, 王高鹏, 等. 严重事故下核电厂设备可用性论证 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 28-32.
- [7] 贾梅兰, 刘敏, 李澎, 等. 日本乏燃料的安全管理及对我国的启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 33-40.
- [8] 王梦溪, 龙亮, 薛娜, 等. 华龙一号事故后食品污染水平评

价? [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 41-47.

- [9] 崔军, 鲍杰, 时维立. 核电厂传热管破裂后防止蒸汽发生器满溢的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 48-55.
- [10] 马应林, 李俊刚, 张会杰, 等. 大型粒子加速器安全联锁钥匙系统的设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 56-62.
- [11] 庄少欣, 王娅琦, 孙微, 等. 基于 TRACE 的大功率非能动核电厂 SBLOCA 事故计算及敏感性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 63-69.
- [12] 王飞, 宋辉. 核动力装置混合式状态监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 70-78.
- [13] 杨旭, 邱金荣, 杨永强, 等. 反应堆准确实时仿真程序的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 79-86.
- [14] 米宇豪, 曾志, 马豪, 等. 非人类物种剂量评价低水平放射性测量的应用进展 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 87-94.

2019 年第五期

- [1] 陈胜. 民用核安全设备成套供货质量保证大纲的建立及运行特点 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 1-5.
- [2] 刘成运, 张延云, 王玢, 等. 核电厂运行安全性能指标的监督检查 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 6-12.
- [3] 霍嘉杰, 郑岳山, 姚琳, 等. 乏燃料干法贮存标准和监管要求浅析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 13-18.
- [4] 赵潇, 闫平, 张国光. 移动式车辆检查系统调试场地的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 19-25.
- [5] 孙娜, 王占元, 张杰. 核电厂仪控系统纵深防御体系 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 26-32.
- [6] 梁贵渊, 邓飞, 陈万良, 等. 大亚湾核电基地周围海洋沉积物的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 33-37.
- [7] 黄甦. 基于 TXS/T2000 核电厂 DCS 信号失效下质量位设置 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 38-42.
- [8] 张适, 张博平, 初永越, 等. M310 机组维修风险评估和管理的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 43-48.
- [9] 杨智, 吴彩霞. 维修规则功能失效判断准则研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 49-53.
- [10] 王飞, 宋辉, 毛伟. 基于神经网络的核电厂环境监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 54-61.
- [11] 张祥, 薛艳芳, 刘宇生, 等. 压力容器外部冷却沸腾临界过程数值模拟研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 62-67.
- [12] 陈文涛, 陈万良, 李灵娟. 应急情景下便携式高纯锗 γ 能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演

练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.

- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

2019 年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.
- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等. γ 射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于江. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. AP1000 核电站严重事故下熔融物与混凝土相互作用的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 37-43.
- [8] 付浩, 王列辉, 甄飞强, 等. 超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨超声波流量计用于核电厂主给水测量的问题探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 44-48+55.
- [9] 耿璞, 凌礼恭. 核电厂核级管道与支管管座焊缝质量问题的探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 49-55.
- [10] 王照, 冯丙辰. 浮动核电厂的海浪灾害设计基准探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 56-61.
- [11] 周涛, 秦雪猛, 朱亮宇, 等. 超临界水喷放泄压因素的权重计算 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 62-66.
- [12] 刘大虎, 张强升, 江国梁. 基于反应谱法的 1E 级配电盘抗震性能试验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 67-73.
- [13] 杨智博, 周国良, 杨宇, 等. 核电站地震后的处置及恢复策略 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 74-79.
- [14] 李华, 孟祥盖, 霍嘉杰, 等. 核电站关键设备事故工况下抗震性能研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 80-84.
- [15] 张盼, 潘昕怿, 赵传奇, 等. 核电厂反应堆小幅功率提升技术的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 85-90.

2020 年第一期

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

- [2] 李小华, 王超, 任廷伟, 等. 一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 8-31.
- [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] 陈永祚, 崔禹成, 马良喆. 核电厂阻尼器的应用及创新 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 58-67.
- [8] 王璟增. 一回路核级设备磨损的监测模型 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 68-74.
- [9] 徐园, 孔海宇, 王希涛, 等. 水体环境中的放射性污染及测量 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 75-79.
- [10] 马谷剑, 魏松林, 陈平. 核电厂埋地管的综合监测及评估 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 80-84.

2020 年第二期

- [1] 王海峰, 于家欢, 赵锋, 等. 新冠肺炎疫情响应与核应急的异同及经验互鉴 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 1-6.
- [2] 邹屹峰. 新冠肺炎给核应急工作带来的三点启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 7-12.
- [3] 肖鹏, 张文芊, 喻正伟, 等. 雄安新区 γ 辐射剂量率水平初步调查 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 13-17.
- [4] 熊铁军, 钟丁生, 蔡小杰, 等. 核辐射探测实验中核辐射场模拟与安全研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 18-22.
- [5] 黄伊林, 陈宝才, 冯亮亮, 等. 海域自动连续监测辐射剂量率影响机制初步研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 23-28.
- [6] 林天龙, 苏志勇, 王用超, 等. 减少反应堆内活化腐蚀产物进入保存水池的方案研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 29-32.
- [7] 李华, 赵英昆, 孟祥盖, 等. 核电站关键设备存储装置的抗震性能研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 33-38.
- [8] 傅小城, 黄晓冬, 杜风雷. 城镇化对我国核电厂厂址选择的影响研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 39-44.
- [9] 刘燕芳, 李楠, 田瑞. 提高核电站 DCS 机柜中保险丝检测效率的一种方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 45-50.
- [10] 王登辉, 赵宗方, 何振林, 等. 锂玻璃探测器辐射特性的试验研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 51-55.
- [11] 赵培祥, 江俊, 曾毅, 等. 实物保护系统的定量评估模型之研究现状及发展 [J]. 核安全, 2020, 19 (2): 56-63.
- [12] 徐智, 高泉源. 熔盐堆非安全级电源向安全级仪控系统供电

的设计评估[J].核安全, 2020, 19(2): 64-71.

- [13] 邓纯锐, 张明, 张航. 概率安全评价在核电厂安全设计中的应用研究[J].核安全, 2020, 19(2): 72-77.
- [14] 吴鹏, 王冠一, 张阳. CPR1000 核电厂全厂断电事故情况下严重事故缓解措施有效性研究[J].核安全, 2020, 19(2): 78-85.

2020 年第三期

- [1] 邹屹峰. 普及核安全知识助力全面建成小康社会[J].核安全, 2020, 19(3): 1-5.
- [2] 陈小兰, 伍则文, 蓝浩洋, 等. 公众对于核能利用的认知研究[J].核安全, 2020, 19(3): 6-13.
- [3] 杨丰兆, 周鑫, 李学法, 等. PSA 风险重要度分析在高温堆调试监督中的应用探索[J].核安全, 2020, 19(3): 14-18.
- [4] 韩凯. 国和一号与 CPR1000 的 SGTR 事故响应比较[J].核安全, 2020, 19(3): 19-25.
- [5] 张瑞光, 刘瑞翔, 李中林. 热带气旋对田湾核电站的影响[J].核安全, 2020, 19(3): 26-33.
- [6] 李小华, 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. 对我国运行核电厂退役准备的思考与建议[J].核安全, 2020, 19(3): 70-75.
- [11] 韩良文, 高业栋, 夏星汉, 等. 基于 MCNP 的 HPGe 探测器无源效率刻度[J].核安全, 2020, 19(3): 76-80.
- [12] 李华, 霍嘉杰, 赵英昆, 等. 核电厂关键设备事故工况下密封性能研究[J].核安全, 2020, 19(3): 81-85.

2020 年第四期

- [1] 周兆宇, 王杰. 飞凤山低、中放固体废物处置场运行与处置管理实践[J].核安全, 2020, 19(4): 1-7.
- [2] 丁超, 徐朋, 杨志义. 严重事故氢气监测仪定期试验现场监督[J].核安全, 2020, 19(4): 8-12.
- [3] 郝丽娜, 柴蕊, 王茂杰, 等. 我国核电厂运行许可证内容演化概论[J].核安全, 2020, 19(4): 13-19.
- [4] 刘国柱. 1250 MW 核电机组汽轮发电机组非核蒸汽冲转实践[J].核安全, 2020, 19(4): 20-25.
- [5] 郭鑫, 安洪振, 朱剑伟, 等. 技术状态管理方法在核电厂设

计过程中的应用研究[J].核安全, 2020, 19(4): 26-30.

- [6] 温玉姣, 封祚, 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. 浅析美国核电厂执照更新的物项筛选原则[J].核安全, 2020, 19(4): 39-44.
- [8] 王不二, 汪振, 陈超, 等. 核电厂定量安全目标溯源及其存在问题剖析[J].核安全, 2020, 19(4): 45-52.
- [9] 杨晓. 乏燃料后处理屏蔽小室地震下安全性能分析[J].核安全, 2020, 19(4): 53-62.
- [10] 卢俊晶, 朱柏霖, 张天琦, 等. 熔融物与混凝土相互作用时熔池内的化学反应研究[J].核安全, 2020, 19(4): 63-70.
- [11] 胡玉杰, 王杰, 程芳权, 等. 一种基于 AES 和 RSA 的核应急安全数据通信系统[J].核安全, 2020, 19(4): 71-75.
- [12] 周家驹, KIKURA Hiroshige. LFCM 炉内流动特性的数值分析[J].核安全, 2020, 19(4): 76-82.
- [13] 谢树青, 安宁, 吴磊, 等. 中子周围剂量当量率测量技术的发展与现状[J].核安全, 2020, 19(4): 83-87.

2020 年第五期

- [1] 汤日辉. 核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨[J].核安全, 2020, 19(5): 1-4.
- [2] 程芳, 窦义芳, 王玉超. 辐射环境政府信息服务体系的建构研究[J].核安全, 2020, 19(5): 5-10.
- [3] 滕磊, 王帅, 彭婧. 浅谈我国核电厂退役安全监管现状[J].核安全, 2020, 19(5): 11-15.
- [4] 蔡军, 徐杰, 黄文博, 等. 电子辐照实验装置辐射安全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. 压水堆核电厂流出物监测的关键核素研究[J].核安全, 2020, 19(5): 27-34.
- [7] 丁超, 徐朋, 仇苏辰, 等. 核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨[J].核安全, 2020, 19(5): 35-40.
- [8] 宫宇, 王宝祥, 詹文辉, 等. 风险指引型安全分级及应用研究[J].核安全, 2020, 19(5): 41-48.
- [9] 赵世成, 王凯佩, 杨静远. 经验反馈在核电厂建设过程中的作用[J].核安全, 2020, 19(5): 49-52.
- [10] 马帅, 魏超, 贾斌, 等. 核电厂主泵转子临界转速研究[J].核安全, 2020, 19(5): 53-57.
- [11] 刘宇生, 吴鹏, 刘希瑞, 等. 浮动小型堆堆芯热工水力验证能力分析[J].核安全, 2020, 19(5): 58-63.
- [12] 陈一伟, 张正春, 张强升, 等. 核级过滤器的抗震计算方法研究[J].核安全, 2020, 19(5): 64-68.

- [13] 刘春容, 陈薪正, 贺东钰, 等. CPR1000 核电厂严重事故环境条件计算分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 69-74.
- [14] 乔宁, 刘景宾. 故障树方法计算核电厂数字化保护系统可靠性 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 75-79.

2020 年第六期

- [1] 项媛媛. 浅谈核电工程 EPC 和独立监理模式下的业主质量管理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 1-5.
- [2] 栾海燕, 封祚, 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] 负彦祺, 任坤贤, 王强, 李晨晖. 某高速公路绿色通道 X 射线车辆检查系统环境辐射剂量率计算与实测对比研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 12-16.
- [4] 徐永良. 浅谈核电厂工作场所放射性空气污染应对措施 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 17-22.
- [5] 滕磊, 刘志辉, 袁和川. 我国核电厂退役过程监管要求及建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 23-28.
- [6] 吴敏, 郑佳强. 某核电站高压空压机高温报警停机故障处理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 29-35.
- [7] 盛美玲, 丘锦萌, 唐辉, 杨志义. 华龙一号余热排出系统破口事故分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 36-43.
- [8] 董晓璐, 孔静, 刘景宾. 核电站控制室布置与盘台设计中的人因工程准则 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 44-49.
- [9] 姜韶堃, 赵罗生, 杨志义, 詹惠安, 陶志勇, 赵宁, 丁超. 严重事故下氢气爆燃环境模拟试验 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 50-53.
- [10] 吴廉巍, 闫超星, 杜为安, 张翼, 刘成洋. 摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 54-59.
- [11] 韩瑞, 段亚飞, 赵懿珺, 纪平, 康占山, 王韶伟. 气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 60-66.
- [12] 陈玉修, 王煜宏, 罗海英. 英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 67-72.
- [13] 胡帮达, 贾晗. 日本核损害赔偿中的替代性纠纷解决机制及其启示 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 73-79.
- [14] 王桂敏, 张瀛, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏, 李杨. 核与辐射安全科普展厅建设现状分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 80-85.
- [15] 张瀛, 王桂敏, 戴文博, 刘瑞桓, 于大鹏. 我国乏燃料后处理项目公众沟通策略研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 86-92.
- [16] 高晨, 盛朝阳, 初起宝, 马若群, 贾盼盼. 核电机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, 曾晓, 元一单. 压水堆核电厂安注管线内不凝结性气体聚集现象仿真研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 99-103.
- [18] 申红, 吉辉, 张志保, 杨晓伟, 张宇, 刘运陶, 阙骥, 赵善桂, 刘天舒. 液化均质系统两种工艺改进方案的安全性及适用性分析比较与建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 104-107.
- [19] 陈一伟, 黄炳臣, 沈伟, 石红, 张强升. 核级设备抗震分析中螺栓应力的评定方法 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 108-110.
- [20] 孙海涛, 吴彩霞, 吕云鹤, 张晏玮, 初起宝, 车树伟, 侯春林, 马若群. 全国核电厂关键物项材料老化数据平台建设分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 111-115.
- [21] 王杨, 王海理, 苾瑾. ^{60}Co 辐照装置退役存在的问题及解决对策 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 116-120.
- [22] 刘景宾, 乔宁, 董晓璐, 陈子溪. 核电厂仪控系统的网络安全等级防护研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 121-126.
- [23] 刘健, 李帷, 张琨, 王一川, 李扬, 兰兵. 压水堆核电厂氡产生量的影响因素计算与分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 127-132.
- [24] 张强升, 王德军, 史强, 陈一伟, 沈伟, 李亮. 核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计与抗震分析研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 133-141.
- [25] 程芳, 姜启英, 阙丽萍, 窦义芳. 微塑料污染防治的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 142-146.

2021 年第一期

- [1] 孙海涛, 吴彩霞, 马若群, 等. 核电厂通用老化经验报告分析与编制建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 1-5.
- [2] 张发云, 张强升, 贺振宇, 等. 民用核安全设备许可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箱内氡浓度水平调查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 17-21.
- [5] 张义科, 彭军, 李福春, 等. 反应堆管道系统水锤现象不利影响及防治措施研究进展 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 22-26.
- [6] 郑成成, 陈永祁, 郑久建, 等. 核电厂主蒸汽管道阻尼减振与抗震分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 27-35.
- [7] 白日亮, 原瑜. 核电仪表罐焊接工艺研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 36-40.
- [8] 史国宝, 郭东海, 陈松, 等. AP1000 依托项目中压移动电源应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 41-47.

- [9] 王逊, 田宇, 黄力. 美国核安全管理体制与法律体系探究及启示 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 48-53.
- [10] 刘姚锋, 耿波, 高星, 等. 核电厂高风险作业项目跟踪管理系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 54-58.
- [11] 孙明, 郁杰. 铅铋快堆一回路充排系统可靠性分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 59-64.
- [12] 李冲, 高业栋, 韩良文, 等. HFETR 热功率测量系统误差分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 65-69.
- [13] 王铁骊, 高山, 刘永, 等. 核安全文化与核安保文化的共生性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 70-75.
- [14] 赵鹏, 李松发, 韩良文, 等. 状态报告管理在 HFETR 上的应用分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 76-81.
- [15] 赵国志, 郝悦, 曲鹏, 等. 浅谈除核电外核燃料循环中物料泄漏事故的隐患排查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 82-86.
- [16] 戴立操, 高山, 刘永. 核安全科学的未来发展方向——组织弹性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 87-92.
- [17] 中核建中核燃料元件有限公司. 初心与使命铸就最强“核能芯” [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 93-95.
- [18] 广西壮族自治区辐射环境监督管理站. 落实监测监管技术帮扶帮助企业发展成效显著 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 96-97.

2021 年第二期

- [1] 刘成运, 张国旭, 李学法, 等. 安全性能指标在核安全监管中的应用实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 1-6.
- [2] 李宁, 徐俊龙, 崔毅, 等. 优化核级阀门变更审查流程, 提高核安全治理精细化水平 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 7-11.
- [3] 王鑫, 林权益, 王叶, 等. 推进海洋核应急能力建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 12-17.
- [4] 刘新利. 海阳核电厂设备监造管理实践 [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] 李小华, 王翔年, 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.

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.
- [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. 滨海压水堆核电厂冷源安全研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 36-40.
- [8] 杜南麟, 王平春, 梁汉天. 某核电站安全壳内临时通风数值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 41-45.
- [9] 王臣, 张锴, 刘畅, 等. 我国核电厂役前检查异常情况汇总与典型案例分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 46-52.
- [10] 杨永灯. 核电厂系统设备不可用管理问题分析与改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 53-58.
- [11] 郑军伟, 赵东阳, 刘东亮. 某核电机组汽轮机超速保护控制反复动作原因分析与处理 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 59-64.
- [12] 王进, 马成辉, 邹青. 华南地区核电厂冷源安全保障能力现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 65-71.
- [13] 包博宇, 郝建生, 姚琳. 乏燃料容器垂直吊具衬套变形事件分析和设计优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 72-77.
- [14] 李志刚, 韦应靖, 张庆利, 等. 基于蒙特卡罗方法的 HPGe 探测器模型参数优化方法研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 78-85.
- [15] 刘帅, 唐兴龄, 姚琳. 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 γ 辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究[J].核安全, 2021, 20(3): 98-103.
- [18] 徐学敏. 核电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 年第四期

- [1] 熊骁, 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与模拟实验研究[J].核安全, 2021, 20(4): 92-99.
- [17] 中国核动力创新发展之路——从第一度核电到“华龙一号”[J].核安全, 2021, 20(4): 100-103.

2021 年第五期

- [1] 侯癸合, 刘桐, 刘建, 等. 某核电基地设备应急抢修人力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.
- [6] 毛位新, 王磊, 林明媚, 等. 防城港核电厂外围环境气溶胶中 γ 核素放射性状况及趋势[J].核安全, 2021, 20(5): 34-38.
- [7] 高鹏, 黄微, 胡翔, 等. 浅议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, 林绍萱, 等. 关于流弹性失稳激励机理中容易混淆问题的解析[J].核安全, 2021, 20(5): 81-87.
- [15] 周建明, 彭祥阳, 路广遥, 等. 反应堆压力容器主螺栓孔定位和寻迹技术研究[J].核安全, 2021, 20(5): 88-92.
- [16] 马若群, 王臣, 盛朝阳, 等. 核电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

- [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. 商业核电站产氚概念设计及安全影响评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 62-67.
- [12] 孙超杰, 刘长亮, 朱京梅, 等. 非能动安全壳空气冷却系统换热影响因素研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 68-72.
- [13] 杨江, 罗汉炎, 刘仲昊, 等. 基于不确定分析的 CPR1000 核电厂大破口事故研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 73-79.
- [14] 张萌, 张志刚. 后福岛时代我国公众对核电发展支持度的研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 80-87.
- [15] 李彪, 郭明, 吴飞. 基于 PLOAS 方法的安全性评估及其发展历程 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 88-93.
- [16] 李淑庆, 苟渊, 王丽娜, 等. 核电维修与技术服务企业核安全文化建设的探索与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 94-97.
- [17] 杨永灯. 严重事故缓解系统薄弱环节分析与对策 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 98-102.
- [18] 邢晓峰, 张正楼, 汤建明, 等. 核电厂冷源取水海洋生物堵

塞问题探析 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 103-109.

- [19] 王逊, 黄力, 李小丁, 等. 突发公共事件视角下对核事故应急管理问题的探讨和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 110-113.

2022 年第一期

- [1] 于嵘, 黄美琴, 姚宗林, 等. 省级核安全“十四五”规划编制思路与重点工作研究——以广西为例 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 1-6.
- [2] 陈爽, 何庆驹, 周强. 基于 MC 方法的高放废液玻璃固化厂屏蔽窗辐射屏蔽性能设计研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 7-12.
- [3] 李焯, 赵厚钦. 核电厂主泵专用变压器 1 级能效限值推算 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 13-18.
- [4] 张蔚华, 张一民, 郭海峰, 等. 运行核电厂放射性固体废物管理实践与探讨 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 19-25.
- [5] 郑海龙, 宋光耀, 田士蒙. 某核电厂主泵变频器故障分析与可靠性提升 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 26-30.
- [6] 李敏, 于成波, 廖路, 等. 反应堆中心孔道辐照材料的中子与 γ 释热研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 31-35.
- [7] 杨文, 姚世卫, 邵云, 等. 基于 MCNP 程序的海洋核动力平台堆芯核设计校核计算研究 I [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 36-41.
- [8] 杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 关于贫化铀容器露天存放的安全分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 42-50.
- [9] 甘学英, 徐春艳, 张宇, 等. 废树脂热态压实废物包自辐照产气的初步计算分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 51-58.
- [10] 何燕玲, 夏冬琴, 雍诺. 信源可信度对核电公众接受影响的研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 59-68.
- [11] 李薇, 施建锋, 秦玉龙, 等. CAP1400 控制棒提升极限分析方法研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 69-74.
- [12] 刘建昌, 陈忆晨, 余剑, 等. 华龙一号失水事故后安全壳内气溶胶自然沉降现象研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 75-81.
- [13] 许友龙, 刘莞, 郑丽馨. 浅谈我国核电厂重要厂用水系统换热器隔离阀门与放射性监测仪表配置优化 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 82-88.
- [14] 卢洋, 许俊俊, 刘治刚. 群厂核安全监管数据治理研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 89-92.
- [15] 姚彦贵, 熊珍琴, 唐力晨, 等. 抗震分析中关于反应谱与功率谱密度函数之间关系的解析 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 93-103.
- [16] 张根, 熊骁, 任丽丽, 等. 核电厂放射性废物管理策略研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (1): 104-111.

2022 年第二期

- [1] 杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 铀浓缩厂事故安全监管分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (2): 1-7.
- [2] 黄力, 刘婷, 常猛, 等. 浅析核安全责任主体的几个问题 [J]. 核安全, 2022, 21 (2): 8-13.
- [3] 吴利杰, 李文宏, 曾珍, 等. 核电厂核级金属石墨密封垫片国产化替代核安全审查要点 [J]. 核安全, 2022, 21 (2): 14-19.
- [4] 朱毅. 上海市高风险移动放射源在线监控系统设计及应用 [J]. 核安全, 2022, 21 (2): 20-25.
- [5] 梁任, 李润骋, 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 MSLSB 事故分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (2): 32-37.
- [7] 刘建昌, 陈韵茵, 陈忆晨, 等. 华龙一号蒸汽发生器传热管 6 mm 破口事故放射性后果分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (2): 38-42.
- [8] 王常明. 重水堆核电厂压力管泄漏的识别与处理 [J]. 核安全, 2022, 21 (2): 43-50.
- [9] 王海霞, 曾正魁, 张思纬, 等. 固态陶瓷氚增殖剂释气实验研究综述 [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.
- 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, 刘旌平, 张洪宇. 基于多重参数综合监测方法的核电厂电缆非金属材料一致性研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (3): 93-98.
- [15] 张亚平, 李国健, 李锴, 等. VVER 机组反应堆压力容器中心子输运计算程序系统的验证 [J]. 核安全, 2022, 21 (3): 99-106.

2022 年第四期

- [1] 程丰民, 于现臣, 刘卫东, 等. 一起铀-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. 宁夏铀-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
- [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思考 [J]. 核安全, 2022, 21 (4): 1-5.
- [2] 邢继, 吴楠, 薛娜, 等. “华龙一号”场外应急优化研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (4): 6-11.
- [3] 于大鹏, 梁晔, 徐晓娟, 等. 我国核与辐射安全现状研究与探讨 [J]. 核安全, 2022, 21 (4): 12-18.
- [4] 曾铁军, 阳小华, 万亚平, 等. 新型放射性物品运输安保系统及其非法移动感知方法 [J]. 核安全, 2022, 21 (4): 19-25.
- [5] 张萌, 张志刚. COP 26 减碳目标下核电发展的必要性与可行性研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (4): 26-31.
- [6] 万芹方, 李响, 李飞, 等. 研究堆老化管理监管现状和相关建议 [J]. 核安全, 2022, 21 (4): 32-35.
- [7] 黄平, 段兴彪, 周鹏, 等. CPR1000 核电机组 RPV 辐照监督管提取方案及实践 [J]. 核安全, 2022, 21 (4): 36-41.
- [8] 王小信. HPR1000 主控室空调系统防止流感病毒传播能力提升研究 [J]. 核安全, 2022, 21 (4): 42-47.

2022 年第三期

- [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思考[J]. 核安全, 2022, 21(5): 1-6.
- [2] 张伟珠, 林淑倩, 孔杜娟, 等. 热释光累积剂量环境监测结果影响因素分析[J]. 核安全, 2022, 21(5): 7-13.
- [3] 曾宇峰, 滕柯延, 杨洪生, 等. 蒙特卡洛方法在紧凑型水泥固化装置屏蔽设计中的应用[J]. 核安全, 2022, 21(5): 14-20.
- [4] 毛位新, 蒙美福, 傅煌辉, 等. 核应急指挥系统在核事故应急演练中的应用与思考[J]. 核安全, 2022, 21(5): 21-27.
- [5] 张红涛, 汤冠军, 孔亮, 等. 我国关停铀矿冶设施辐射环境监测状况及对策探讨[J]. 核安全, 2022, 21(5): 28-32.
- [6] 刘建昌, 陈韵茵, 欧阳勇, 等. 压水堆 LOCA 源项分析方法保守性评价[J]. 核安全, 2022, 21(5): 33-40.
- [7] 朱伟, 侯秦脉, 蔡宁. 华龙一号调试试验项目完整性的研究[J]. 核安全, 2022, 21(5): 41-45.
- [8] 冉文王, 方亮, 吕炜枫, 等. 英国通用设计审查辐射防护监管体系研究与实践[J]. 核安全, 2022, 21(5): 46-53.
- [9] 刘明海, 徐志燕, 安桂秀. 气溶胶中总 α 、总 β 放射性测量方法探索[J]. 核安全, 2022, 21(5): 54-58.
- [10] 刘时贤, 侯秦脉, 褚倩倩, 等. 基于故障树分析法的乏燃料水池失去冷却事件分析[J]. 核安全, 2022, 21(5): 59-65.
- [11] 曾珍, 房永刚. 关于建立我国反应堆压力容器辐照监督数据库的建议[J]. 核安全, 2022, 21(5): 66-71.
- [12] 韩锦程, 王海霞, 李桃生, 等. 基于 COMSOL 的 CFETR TEP 手套箱内氦输运模拟研究[J]. 核安全, 2022, 21(5): 72-80.

- [13] 苏康, 黎知行, 史骥, 等. 基于启发式算法的乏燃料装料排期计划研究[J]. 核安全, 2022, 21(5): 81-87.
- [14] 张华, 陈志东, 徐润龙, 等. 环境 γ 辐射剂量率比对及宇宙射线响应测量结果与分析[J]. 核安全, 2022, 21(5): 88-94.
- [15] 张子睿. 核电设备采购管理初探[J]. 核安全, 2022, 21(5): 95-101.
- [16] 陆宏, 陈芳雷, 王烁, 等. 基于核设施实物保护的风险分析及评估方法研究[J]. 核安全, 2022, 21(5): 102-110.
- [17] 陈芳雷, 陆宏, 陈晨, 等. 基于核安保事件的模型分析及评估方法研究[J]. 核安全, 2022, 21(5): 111-120.

2022 年第六期

- [1] 张蔚华, 赵坤, 郭海峰, 等. 浅谈运行核电厂放射性物品运输活动监管[J]. 核安全, 2022, 21(6): 1-5.
- [2] 苏超丽, 陈跃光, 张金帆, 等. 广东省 5G 通信基站电磁辐射环境影响监测与管理[J]. 核安全, 2022, 21(6): 6-12.
- [3] 滕柯延, 曾宇峰, 谢树军, 等. 我国伴生放射性矿废物处置现状研究[J]. 核安全, 2022, 21(6): 13-18.
- [4] 张贞. 大亚湾核电基地周围海水氡活度浓度的监测概况[J]. 核安全, 2022, 21(6): 19-24.
- [5] 王宝, 蔡金平. 福清核电厂放射性流出物排放管理实践[J]. 核安全, 2022, 21(6): 25-29.
- [6] 殷德健, 雷蕾, 邹象. 国内外小型模块化反应堆的异同和国际合作前景分析[J]. 核安全, 2022, 21(6): 30-35.
- [7] 邹象, 马国强, 雷蕾, 等. 美国核管会 ITAAC 项目抽样检查方法的研究[J]. 核安全, 2022, 21(6): 36-41.
- [8] 蔡显岗, 张泽宇, 张路怀, 等. 对核电厂环境影响评价相关问题的探讨[J]. 核安全, 2022, 21(6): 42-46.
- [9] 陶革, 高轩, 赵传礼, 等. 核电厂老化管理大纲及其要素[J]. 核安全, 2022, 21(6): 47-54.
- [10] 王逊, 田宇, 荆放, 等. 核动力厂设计扩展工况的思考与建议[J]. 核安全, 2022, 21(6): 55-60.
- [11] 钟华, 李晓娟, 万亚平, 等. 高放废物地质处置社会公众可接受性及其风险决策伦理探析[J]. 核安全, 2022, 21(6): 61-66.
- [12] 韩良文, 赵鹏, 邓云李, 等. HFETR 设备可靠性数据库的研究与设计[J]. 核安全, 2022, 21(6): 67-74.
- [13] 赵雷. 借鉴区块链技术搭建核电厂厂址安全审评信息平台的建议[J]. 核安全, 2022, 21(6): 75-79.
- [14] 赵旭东, 杨成, 王美英, 等. 商品级物项转化管理要求研究与建议[J]. 核安全, 2022, 21(6): 80-87.
- [15] 赵永登. 基于区块链技术的核安全管理体系信息化研究[J]. 核安全, 2022, 21(6): 88-96.

- [16] 樊亦江, 余大利, 刘书勇, 等. 铅铋冷却燃料棒束堵流事故 CFD 模拟与分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (6): 97-105.
- [17] 刘时贤, 褚倩倩, 刘锐, 等. 应用屏障分析与 ECF 图对 LNA 和 LNC 变压器供电回路不可用事件分析 [J]. 核安全, 2022, 21 (6): 106-113.

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联锁的优化设计 [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, 刘莞, 郑丽馨, 等. 近五年核电厂人因相关运行事件统计分析和建议 [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.

2023 年第二期

- [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.
- [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. 模块化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. 核工程建造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. 阳江核电厂冷源组合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.

2023 年第四期

- [1] 负彦祺, 周艳芝, 张彦场. 关于钷-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氡和碳-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, 张珊琦, 袁芳, 等. 基于风险指引和性能目标的抗震设计方法在研究堆的应用[J].核安全, 2023, 22(4): 46-53.
- [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和建议[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研究方法研究[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] 于稼骊. β 衰变型自给能堆芯中子探测器灵敏度数学模型[J].核安全, 2023, 22(4): 94-106.

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. 云南省核技术利用 IV 类、V 类放射源现状及存在问题的对策研究[J].核安全, 2023, 22(5): 9-14.
- [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 γ 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 α 、总 β 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

以人民安全为宗旨、以政治安全为根本、以经济安全为基础
以军事科技文化社会安全为保障、以促进国际安全为依托



中华人民共和国生态环境部





公益广告

夯实国家 **安全** 和社会稳定 基层基础



中华人民共和国生态环境部





公益广告

以新安全格局保障 新发展格局



中华人民共和国生态环境部





公益广告

坚持 理性、协调、并进的核安全观



中华人民共和国生态环境部





公益广告

严格落实核安全 责任



中华人民共和国生态环境部

