

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
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
18910796298 汪瑞
传 真 010-82203590
官 网 <http://haqy.cbpt.cnki.net>(在线投稿)
邮 箱 heanquanzazhi@263.net.cn
广告发布登记 京海工商广登字20180003号
国际标准刊号 ISSN 1672-5360
国内统一刊号 CN11-5145/TL
印 刷 北京一二零一印刷有限公司
国内定价 50.00元

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。

2022年第3期 总第86期

双月刊 公开发行

2022年6月30日出版

阅读·检索

 CNKI 中国知网
www.cnki.net
中国知识基础设施工程

 万方数据
WANFANG DATA

 中星
 VIP
维普资讯



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

徐 铖
中国原子能科学研究院·工程院院士

张金麟
中国船舶重工集团公司
第七一九研究所·工程院院士

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

(按姓氏笔画排序)

◆ 六五环境日

- 1 一起铯-137放射源失控事故应急监测探讨……………程丰民, 于现臣, 刘卫东, 等
- 8 新建核电站项目前期的证照申请与核安全监管浅析……………朱伟杰, 王常明, 沈国章, 等
- 15 宁夏铯-192放射源辐射事故调查及分析……………董良, 卢桂才, 周天荣, 等
- 20 广东放射治疗辐射安全现状……………梁锦, 邓飞, 余慧婷, 等

◆ 监督管理

- 25 铀浓缩厂级联系统核安全分析……………杨震

◆ 核电厂实践

- 33 基于阳江核电厂水母暴发期间增设水母网效果的研究……………杨少锋, 阮晨杰, 徐维, 等
- 38 高温气冷堆核电厂运行事件准则分析……………于洋, 郑丽馨, 于海洋, 等

◆ 国际瞭望

- 46 俄罗斯核电站运行事件及原因分析……………臧小为, Yarmolenko M.A., Koroleva M.Yu.

◆ 研究与探讨

- 57 “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……………高炳焱
- 62 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……………化新超, 李星星, 潘良明
- 70 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……………彭思桐, 吕云鹤, 曾珍, 等
- 77 基于阳江核电厂冷源拦截网兜材料替换可行性研究……………徐维, 阮晨杰, 杨少锋, 等
- 84 新型堆芯捕集器垂直冷却管内间歇沸腾现象研究……………郭强, 孙婧, 刘卓, 等
- 93 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……………洪宁宁, 刘旌平, 张洪宇
- 99 VVER 机组反应堆压力容器中心子输运计算程序系统的验证……………张亚平, 李国健, 李锴, 等

◆ 参考文献

- 107 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 梁 晔)

- 1 Discussion on Emergency Monitoring of ^{137}Cs Radioactive Source Due to an Out-of-control Accident
(Cheng Fengmin, Yu Xianchen, Liu Weidong, Qiao Mian, Ding Hongshen)
- 8 Analysis on License Application and Nuclear Safety Supervision in the Early Stage of Nuclear Power Plant Project
(Zhu Weijie, Wang Changming, Shen Guozhang, Zhao Kun)
- 15 Investigation and Analysis of ^{192}Ir Source Radiation Accident in Ningxia
(Dong Liang, Lu Guicai, Zhou Tianrong, Li Hongcheng, Ji Xuli, Sun Yanling, Shi Junfeng)
- 20 Current Situation of Radiation Safety in Radiotherapy in Guangdong Province
(Liang jin, Deng Fei, Yu Huiting, Su Chaoli)
- 25 Nuclear Safety Analysis of Cascade System in Uranium Enrichment Plant
(Yang Zhen)
- 33 The Establishment of Jellyfish Net based on Jellyfish Outbreak in Yangjiang Nuclear Power Plant
(Yang Shaofeng, Ruan Chenjie, Xu Wei, Li Xinxian, Zhu Jianrui, Lin Xianren)
- 38 Analysis of Operating Event Criteria for High Temperature gas Cooled Reactor Nuclear Power Plants
(Yu Yang, Zheng Lixin, Yu Haiyang, Chen Xuanxiang, Han Jiancheng)
- 46 Analysis of Operational Events and Causes of Nuclear Power Plants in Russia
(Zang Xiaowei, YARMOLENKO M. A., KOROLEVA M. Yu.)
- 57 Implementation and Transmission of Nuclear Safety Culture from the Perspective of “Training Theory” and “Cultural Discount” Construction of Roadcasting System.
(Gao Bingyan)
- 62 Research on Influence Factors of Heat Transfer Performance of Passive Containment Cooling System based on Separated Heat Pipes
(Hua Xinchao, Li Xingxing, Pan Liangming)
- 70 Research on the Plugging Criteria Based on ET Signals of the Heat Transfer Tubes of Horizontal Steam Generators
(Peng Sitong, Lv Yunhe, Zeng Zhen, Che Shuwei, Ma Ruoqun, Du Aiguo, Yang Xingwang)
- 77 Feasibility Study on Material Modification and Optimization of Bag Net of Cold Source based on Yangjiang Nuclear Power Plant
(Xu Wei, Ruan Chenjie, Yang Shaofeng, Li Xinxian, Zhu Jianrui)
- 84 Simulation on the Geysierboiling Phenomenon in a Vertical Pipe of the Innovative Core-catcher
(Guo Qiang, Sun Jing, Liu Zhuo, Yuan Yidan, Li Wei)
- 93 Research on Multi-parameter Comprehensive Monitoring Method based on the Consistency of Non-metallic Materials of Nuclear Power Plant Cables
(Hong Ningning, Liu Jingping, Zhang Hongyu)
- 99 A Verification of Neutron Fluence Rate Calculation Code System for VVER Reactor Vessel
(Zhang Yaping, Li Guojian, Li Kai, Wang Donghui)

程丰民,于现臣,刘卫东,等.一起铯-137放射源失控事故应急监测探讨[J].核安全,2022,21(3):1-7.

Cheng Fengmin, Yu Xianchen, Liu Weidong, et al. Discussion on Emergency Monitoring of ^{137}Cs Radioactive Source Due to an Out-of-control Accident [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (3): 1-7.

一起铯-137放射源失控事故应急监测探讨

程丰民, 于现臣, 刘卫东, 乔冕, 丁洪深

(山东省核与辐射安全监测中心, 济南 250117)

摘要: 快速、准确地确定放射源位置和查明放射性污染的范围、程度是放射源失控辐射事故应急监测的主要目的之一,也是做好辐射事故应急工作的基础。根据合理的辐射事故源项分析,确定事故释放放射性物质的组成种类、数量份额、释放方式等可能信息和放射性物质的物理、化学性质,有针对性地制订应急监测和采样计划开展辐射事故应急监测,特别是在辐射事故发生早期,以及应急资源有限时特别重要。本文通过对一起钢铁冶炼单位铯-137放射源失控事故应急监测工作的探讨,为此类辐射事故应急监测工作提供参考和思路。

关键词: 铯-137; 应急监测; 放射源

中图分类号: TL732 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360(2022)03-0001-07

某钢铁厂结晶器钢水外溢停产检修后,发现一枚放射源丢失。该放射源装载核素为铯-137,出厂活度为 1.11×10^8 Bq,属V类放射源^[1],在液位计中使用。根据该厂生产工艺,结合钢坯产品中铅含量超标情况,判断放射源、铅罐与废钢材一并进入转炉冶炼的可能性较大。该钢铁厂始建于20世纪80年代,为民营企业,具备年产生铁300万吨、粗钢300万吨、钢材320万吨的能力。

1 源项分析

1.1 转炉生产工艺

炼钢车间有80吨转炉1座,采用转炉炼钢生产工艺。主要原料为铁水、废钢,转炉初始铁水温度 $1250\text{ }^{\circ}\text{C} \sim 1300\text{ }^{\circ}\text{C}$,冶炼过程采用顶吹氧枪冶炼,总供氧时间为15 min,吹氧最后阶段

碳氧反应剧烈,温度保持在 $1950\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。停止吹氧10 min后,钢水温度降至 $1700\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。继续降温至 $1500\text{ }^{\circ}\text{C} \sim 1510\text{ }^{\circ}\text{C}$ 时出钢,钢渣从转炉上端排出。废气中的颗粒物由位于转炉上部的湿法和布袋两种除尘工艺收集,分别形成污泥和除尘灰,湿法除尘效率约95%,布袋除尘效率约98%。

转炉一次出钢约80吨,湿法除尘污泥约1.8吨,布袋除尘灰约0.06吨,钢渣约0.09吨,用水约0.34吨,每天出钢约30次。

1.2 源项分析

1.2.1 放射源的基本情况

丢失的放射源所含放射性核素为铯-137,2014年出厂活度为 1.11×10^8 Bq,属V类放射源,安全等级为GB 4075/2009/C43323。源芯为陶瓷工艺制备,是硝酸铯与含 SiO_2 、 Al_2O_3 的沸石经 $1050\text{ }^{\circ}\text{C}$ 高温烧结而成的铝硅酸盐。源芯

收稿日期: 2021-12-01 修回日期: 2022-02-21

作者简介: 程丰民(1962—),男,研究员,现主要从事辐射环境监测与管理工作

含铯-137约0.3 mg,源壳为双层不锈钢壳,壁厚1 mm,熔点为1400 ℃。

1.2.2 铯-137的放射性特性

铯-137是 β 衰变核素,半衰期为30.07年,符号为 ^{137}Cs 。铯-137衰变发射两种 β 射线,分别为0.514 MeV(94%)和1.176 MeV(6%),发射0.514 MeV β 射线后转变为钡-137m,钡-137m做同质异能跃迁,发出0.662 MeV的 γ 射线,是工业中常用放射性核素之一。铯-137在放射性核素毒性分组中属中毒组,对人体的危害主要为外照射和吸入、食入内照射^[2]。

1.2.3 铝硅酸盐陶瓷的性质

铝硅酸盐由铝、硅、氧、碱金属离子等组成,硅铝比和碱金属离子的种类对热学性能起主导作用,随碱金属阳离子半径增加而热学性能提高。铯离子半径较大,生成的陶瓷耐火温度可高达1900 ℃,但当温度大于1000 ℃时,其中的铯离子很容易挥发^[3]。

1.2.4 铯-137流向分析

根据工艺物料衡算可知,铯-137的去向主要为废气、钢渣等,图1所示为铯-137流向分析图。放射源(铝硅酸盐)密度较小,且高温性能优良,进入铁水后,可浮于转炉表面,随着温

度升高,不锈钢包壳先融化,放射源中的铯离子因高温快速挥发,并随废气一同进入除尘环节。高达1950 ℃的吹氧炼钢温度远高于1000 ℃的铯离子挥发温度,且浮于转炉表面,铯-137挥发较完全,未挥发的少量铯-137随转炉上端钢渣排出。铯及其氧化物的化学性质活泼、熔点低、易挥发,理论上较难通过该转炉冶炼工艺进入钢材产品。因此,进入转炉的铯-137主要流向为布袋除尘灰、湿法除尘污泥及钢渣中,排入环境的比例很小。

1.3 事故分级

该事故为V类放射源丢失、失控,属一般辐射事故^[4]。

2 应急监测

2.1 现场监测

2.1.1 监测设备

γ 剂量率仪,装备可伸缩探头,量程范围至少覆盖0.05 μGy –1 mGy,最好带有声光报警和夜间自发光显示功能,如果周围环境噪音较大,需选择配戴耳机的声音报警设备。

便携式 γ 能谱仪、核素识别仪,可有效识别放射性核素铯-137。

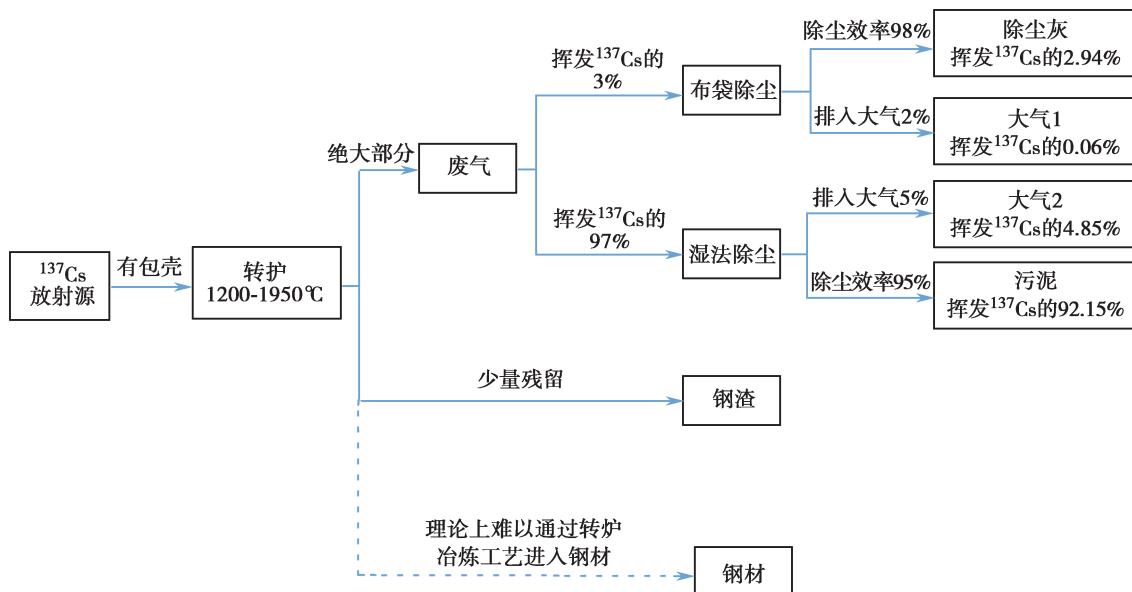


图1 铯-137流向分析

Fig.1 Flow analysis of the ^{137}Cs

β 表面污染测量仪,灵敏区不小于 100 cm^2 , 探测下限不小于 0.4 Bq/cm^2 。

为避免现场监测设备被放射性核素沾污,在现场使用的设备需用透明塑料薄膜包裹,并定期检查是否被沾污; β 表面污染测量仪在使用时,其灵敏区不应被薄膜包裹。

2.1.2 理论估算

(1) 点源 γ 空气吸收剂量率估算见公式(1),用于推导估算残留在钢渣中未挥发铯-137 残留点源对应的 γ 空气吸收剂量率。

$$K = \frac{A\Gamma \times 3600}{R^2} \quad (1)$$

式中:

K —— γ 空气吸收剂量率增加值, nGy/h ;

A ——放射源活度, Bq ;

Γ ——点源 γ 空气比释动能率常数值, $2.12 \times 10^{-17} \text{ Gy} \cdot \text{m}^2 / (\text{Bq} \cdot \text{s})$;

3600——时秒转换系数;

R ——测量点与点源的距离, m 。

以放射源总活度 100%、10%、5%、1% 为残留放射源典型值,分别计算点源裸露、覆盖厚约 10 cm 钢渣(减弱倍数约为 2)、覆盖厚约 20 cm 钢渣(减弱倍数约为 5)、覆盖厚约 30 cm 钢渣(减弱倍数约为 20)^[5]时,由公式(1)估算出不同平行测量线间距的 γ 空气吸收剂量率测量结果增加值。可得,点源 γ 空气吸收剂量率增加值随挥发量和覆盖量的增加而降低。铯-137 残留 100%,钢渣覆盖厚度小于 30 cm,平行测量线间距小于 6 m,可被 γ 剂量率仪探测且示值增加明显(通常示值增加大于 50 nGy/h 时可明显探测);铯-137 残留 5%~10%,钢渣覆盖厚度小于 30 cm,平行测量线间距小于 2 m,可被 γ 剂量率仪探测;铯-137 残留小于 5%,钢渣覆盖厚度 30 cm,较难被 γ 剂量率仪探测。

(2) 圆盘面源 γ 空气吸收剂量率估算,见公式(2),用于推导估算已挥发并沉积在除尘灰、污泥及废气净化设施内壁上的铯-137 面源 γ 空气吸收剂量率增加值。

$$K = \frac{A\Gamma \times 3600}{a^2} \ln \left(\frac{h + \sqrt{h^2 + 4a^2}}{2h} \right) \quad (2)$$

式中:

a ——面源半径, m ;

h ——面源中心轴线上的测量点距面源圆心的距离, m 。

将挥发并沉积在除尘灰、污泥及废气净化设施的铯-137 假设为均匀圆盘面源,以放射源总活度 20%、10%、5%、2%、1% 为表面可探测典型值。可得,面源 γ 空气吸收剂量率增加值随沉积量降低和面源半径增大而降低。沉积表面量大于 5%,且平行测量线间距小于 6 m 时,均可被 γ 剂量率仪探测且示值增加明显;沉积表面量小于 1% 时,平行测量线间距小于 3 m,较难被 γ 剂量率仪探测。

(3) 判断限计算见公式(3)、(4),用于定性筛选受铯-137 污染的样品或场地。

以计数表示的判断限计算见公式(3):

$$L_c = K_\alpha \sqrt{2N_b} \quad (3)$$

式中:

K_α —— α 取 0.05 时, K_α 为 1.645;

L_c ——判断限,当全能峰净计数 $N > L_c$ 时,样品中含有铯-137 的把握为 95%;

N_b ——用于 γ 能谱仪时,为样品全能峰总计数减全能峰净计数;用于 β 表面污染测量仪时,为本底计数。

以活度表示的判断限计算见公式(4):

$$A = \frac{K_\alpha}{\varepsilon \cdot \rho \cdot t} \sqrt{2N_b} \quad (4)$$

式中:

A ——以活度表示的判断限, Bq ;

ε ——仪器探测效率;

ρ —— γ 射线发射概率, 0.85;

t ——样品测量时间, s 。

可根据 γ 能谱仪现场测量全能峰总计数率和测量时效要求确定活度判断限,用于确认 γ 空气吸收剂量率异常是否为因铯-137 活度突增

而导致的情况。

2.1.3 监测布点

根据源项分析,铯-137可能存在于钢渣、废气中,其中通过废气进入除尘环节的铯-137比例最大,转炉上端钢渣中残留的少量铯-137次之,均为现场监测重点。

(1) 钢渣 γ 空气吸收剂量率监测

钢渣中残留的少量铯-137,按照点源 γ 空气吸收剂量率估算结果布设监测点位。可先按放射源中的铯-137残留5%-10%的情况监测,将30 cm厚的钢渣平铺在场地中,间距2 m布设平行测量线, γ 剂量率仪距待测面30 cm且控制巡测速度,确保仪器有充足的响应时间。以估算 γ 空气吸收剂量率最小明显增加值的50%(约25 nGy/h)为报警值,测量结果达到报警值时停止巡测,固定测量确定是否有残留铯-137。若上述巡测未发现放射源,需将钢渣平铺更薄(小于20 cm),间距2 m布设平行测量线巡测。若上述两次巡测未发现放射源,则受钢渣粒径和 γ 空气吸收剂量率巡测方式的限值,较难通过该方式找到放射源。

(2) 除尘灰、污泥及废气净化设施内壁 γ 空气吸收剂量率监测

除尘灰、污泥及废气净化设施内壁吸附的铯-137,按照面源 γ 空气吸收剂量率估算结果布设监测点位。可先按铯-137沉积表面量超过放射源总活度大于5%,间距6 m布设平行测量线巡测。若上述巡测未发现铯-137放射性物质,需继续按铯-137沉积表面量为放射源总活度5%-1%的情况监测,间距2 m布设平行测量线巡测。若上述两次巡测未发现放射源,则通过 γ 空气吸收剂量率测量找到被铯-137污染污泥和除尘灰的方法不再具备使用条件。

(3) 核素识别仪和便携式 γ 能谱仪

以碘化钠为探测器的便携式核素识别仪可参照 γ 空气吸收剂量率的监测布点方式平行线测量。便携式 γ 能谱仪适用于固定点位,较长时间的连续监测,以累积尽可能多的计数,降低判断下限。

(4) 钢材 γ 空气吸收剂量率监测

因源项分析中铯-137流向钢材的可能性很小,所以钢材 γ 空气吸收剂量率监测不是该应急监测重点关注内容。

2.2 实验室样品的分析

2.2.1 仪器设备

低本底 γ 能谱仪,能量响应范围:3 keV-10 MeV,能量分辨率:55 Fe5.9 keV峰 \leq 1.2 keV,60 Co1.33 MeV \leq 2.0 keV,相对探测效率 \geq 50%;本底 \leq 3.0 CPS。

低本底 β 计数器,探测器有效面积约20 cm²,本底 \leq 1.0 cpm,⁹⁰Sr/⁹⁰Y射线探测效率 \geq 50%。

为避免被放射性核素沾污,实验室低本底 γ 能谱仪探头也需用塑料薄膜包裹,样品暂存库分区管理。

2.2.2 理论估算

探测限用于计算受铯-137污染的样品活度下限,计数不确定度是应急监测时测量不确定度的主要来源,探测限、计数不确定度是实验室应急监测的重要技术指标。

(1) 以计数表示的探测限计算见公式(5):

$$LLD = (K_{\alpha} + K_{\beta})\sqrt{2N_b} \quad (5)$$

式中:

LLD——以计数表示的探测限;

K_{α}, K_{β} —— $\alpha=\beta=0.05, K_{\alpha}=K_{\beta}=1.645$ 。

当全能峰净计数 $N > LLD$ 时,样品中铯-137检出。

(2) 以活度浓度表示的探测限计算见公式(6):

$$MDC = \frac{K_{\alpha} + K_{\beta}}{\varepsilon \cdot \rho \cdot m \cdot t} \sqrt{2N_b} \quad (6)$$

式中:

MDC——以活度浓度表示的探测限, Bq/g;

ε ——仪器探测效率;

ρ —— γ 射线发射概率、化学回收率的综合因子;

m ——待测样品质量, g;

t ——样品测量时间, s。

(3) 计数不确定度估算见公式(7):

$$\mu = \frac{1}{\sqrt{N}} \quad (7)$$

式中：

μ ——计数不确定度；

N ——样品计数。

2.2.3 实验室样品测量

(1) 应急监测时,样品测量时效性要求高,待测样品量应尽可能多,以提高样品代表性和放射性活度,在有限测量时间内提高测量准确度;如果条件允许,应优先选择 γ 能谱仪,减少对样品中铯-137的浓集、纯化、分离操作。

(2) 结合源项分析,待测样品应分为定性测量和定量测量两类。源项分析钢材产品中含铯-137的可能性很小,无须开展定量分析占用紧张的测量仪器设备;钢渣中的铯-137多以点源或相对集中的形态存在且钢渣颗粒很大,应急监测时不适宜在实验室粉碎(防止二次污染),采集有限数量样品开展实验室分析,很难反映钢渣受污染的实际情况,定性筛选测量即可;污泥和除尘灰是铯-137的主要流向介质,需集中有限的应急测量设备重点开展定量分析。

(3) 应急监测初期可通过源项分析和应急任务进程需要确定MDC为某一相对较大固定值,且缩短样品测量时间,提高样品分析通过水平,满足应急监测较高的时效要求。在确保样品采集代表性的前提下,可根据源项分析及钢材、钢渣、污泥、除尘灰的产量,按照公式(5)–公式(7)确定不同类型样品高纯锗 γ 能谱仪铯-137的探测下限,估算测量时间,如表1所示。

由表1估算结果得出,样品测量2h时,探测下限满足测量范围要求最小值。

表1 测量时间估算结果

Table 1 Estimation of measurement time

介质类型	钢材	钢渣	污泥	除尘灰
源项分析铯-137流向	\	10%	87%	3%
介质总量 t	10800	12	240	8
理论估算活度浓度 Bq/kg	\	780	340	350
测量范围要求最小值 Bq/kg	3.4	7.8	3.4	3.5
误差估算测量时间 min	115	50	115	112
探测下限 Bq/kg	1.9	2.8	1.9	1.9

注:测量范围要求最小值为理论估算活度的1%;钢材探测下限参照其他介质最小值;以 $m:500\text{ g}$, $\varepsilon:1\%$, $\mu:10\%$, $N_b:0.02\text{ cps}$ 为典型值。

(4) 应急监测中后期应采集周围环境中的土壤、沉积物、地表水及周围自动站气溶胶等环境介质开展铯-137监测,可适当延长测量时间,降低检出限和测量不确定度,发现可能的较低活度影响情况。

2.3 测量结果分析

2.3.1 钢渣监测结果

核素识别仪监测钢渣储存坑有铯-137特征峰,便携式 γ 剂量率仪测量结果无明显变化,表明钢渣中有铯-137放射性核素,但点源的活度小于 $3.5 \times 10^6\text{ Bq}$,约为丢失放射源的总活度的4%,与铯-137流向分析进入钢渣中的量基本相符。

2.3.2 污泥监测结果

γ 空气吸收剂量率监测结果为94.1–131 nGy/h,明显高于周边本底值(63.8–85.5 nGy/h);便携式高纯锗 γ 谱仪检出铯-137核素;采集样品实验室低本底高纯锗 γ 谱仪测量结果为35.1 Bq/kg–71.0 Bq/kg。

根据厂方提供的信息,污泥绝大部分每天清理。监测、采集的污泥为污泥暂存区周边角落溅落的少部分污泥,该区域连续20余天未清理,其间产生污泥总量约1200 t,可估算污泥中铯-137总量为 $4.2 \times 10^7\text{ Bq}$ – $8.5 \times 10^7\text{ Bq}$,占事故发生源的活度 $9.4 \times 10^7\text{ Bq}$ 的45%–90%,与铯-137流向分析进入污泥中的量基本相符。

2.3.3 除尘灰监测结果

便携式高纯锗 γ 谱仪检出铯-137核素;采集样品实验室低本底高纯锗 γ 谱仪测量结果为0.77 Bq/kg~0.95 Bq/kg。

根据厂方提供的信息,放射源失控4~5天后转炉停止生产,除尘灰绝大部分2~3天清理1次,其间清理除尘灰1次。若事故发生在清理除尘灰之后,2天约产生除尘灰3.6 t,可估算除尘灰中铯-137总量为 $2.8 \times 10^3\text{ Bq}$ – $3.4 \times 10^3\text{ Bq}$;若事故发生在清理除尘灰之前,以清理一次残存1%估算,除尘灰中铯-137总量约 $2.8 \times 10^5\text{ Bq}$ – $3.4 \times 10^5\text{ Bq}$,占事故发生源的活度 $9.4 \times 10^7\text{ Bq}$ 的0.3%–0.4%,比铯-137流向分析中进入除尘灰中的铯-137量小。

2.3.4 钢材产品监测结果

钢水留样、钢材产品、外售钢材产品现场 γ 空气吸收剂量率未见异常。采集钢水留样、钢材产品、外售钢材等 1500 余个钢材产品样品, 实验室低本底高纯锗 γ 谱仪未检出铯 -137, 与铯 -137 流向分析中难以通过转炉冶炼工艺进入钢材产品的理论分析相符。

3 讨论

(1) 该事故为 V 类放射源丢失、失控, 属一般辐射事故, 辐射监测的重点为确定放射源位置和查明受事故影响的区域及程度。该事故中放射源因高温导致铯 -137 大量挥发, 应急监测时应重点关注挥发放射性核素对场所、产品、环境等开放场所的放射性污染, 绝不可仅限于放射源位置的确认。铯 -137 的大量挥发要求参与现场监测的人员做好个人防护, 个人剂量报警仪、隔离衣、口罩是最基本的配备, 切不可忽视。

(2) 放射源使用和生产单位提供准确的放射源基本信息和生产工艺信息是开展源项分析和应急监测的前置条件。生产工艺、放射源基本信息、应急监测布点等应在放射源使用和生产单位辐射监测应急预案中明确。

(3) 应急监测前期, 急需现场监测和实验室样品测量结果验证事故源项及污染情况, 通过

充分的生产工艺、放射源基本性质的分析, 确定放射性物质的流向, 做到有的放矢, 对提高早期应急监测效率起决定性作用。应急监测中后期, 可适当延长测量时间, 降低检出限和测量不确定度, 发现可能的较低活度影响情况。

(4) 应急监测结束后, 放射源使用单位需开展用源场所 γ 空气吸收剂量率和周围环境中土壤、沉积物、地表水等环境介质中铯 -137 的监测, 合理布设监测和采样点位, 开展辐射事故环境影响评价。被放射性核素污染的环境介质应开展必要的评估, 根据评估结果确定场地的开放和污染物的处置方式。

参考文献

- [1] 国家环境保护总局. 放射源分类办法 [Z]. 北京: 国家环境保护总局, 2005.
- [2] 潘自强, 等. 核与辐射安全 [K]. 北京: 中国环境出版社, 2015.
- [3] Bedard R L, Broach R W, Flanigen E M. Leucite-pollucite glass ceramics: a new family of refractory materials with adjustable thermal-expansion [C] // MRS Proceedings. Cambridge University Press, 1992.
- [4] 中华人民共和国国务院. 放射性同位素与射线装置安全和防护条例 [Z]. 北京: 国务院, 2005.
- [5] 李星洪, 等. 辐射防护基础 [K]. 北京: 原子能出版社, 1982.

Discussion on Emergency Monitoring of ^{137}Cs Radioactive Source Due to an Out-of-control Accident

Cheng Fengmin, Yu Xianchen, Liu Weidong, Qiao Mian, Ding Hongshen

(Shandong Nuclear and Radiation Safety Monitoring Center, Jinan 250117 China)

Abstract: Rapid and accurate determination of the location of the radioactive source and the scope and extent of the radioactive contamination is one of the main purposes of emergency monitoring of radiation accidents caused by radioactive sources out of control, and is also the basis of emergency work of radiation accidents. Based on a reasonable analysis of the source term of a radiation accident, possible information such as the composition type, quantity share and mode of release of the radioactive material from the accident, as well as the physical and chemical property of the radioactive material, targeted emergency monitoring and sampling plans for emergency monitoring of radiation accidents are particularly important, especially in the early stages of a radiation accident and when emergency resources are limited. This paper discusses the Emergency Monitoring Work of a runaway radioactive source accident in the ^{137}Cs of iron and steel smelter, and provides reference and thinking for such emergency monitoring work.

Key words: ^{137}Cs ; emergency monitoring; radioactive sources

(责任编辑：梁 晔)

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.

Zhu Weijie, Wang Changming, Shen Guozhang, et al. Analysis on License Application and Nuclear Safety Supervision in the Early Stage of Nuclear Power Plant Project [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (3): 8-14.

新建核电站项目前期的证照申请与核安全监管浅析

朱伟杰, 王常明, 沈国章, 赵 坤

(中核核电运行管理有限公司, 海盐 314300)

摘要: 在新建核电站的项目前期, 证照申请是关键路径之一, 包括项目核准和安全许可两项核心任务, 同时, 国家核安全局构建协同高效的核安全监管体系, 开展全过程的核安全监管活动。本文通过梳理核电项目前期证照申请的关键路径和核安全监管的模式与重点, 总结管理思路和工作经验, 以期为后续核电项目的前期工作提供借鉴和参考。

关键词: 核电; 项目前期; 证照申请; 核安全监管

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 03-0008-07

2020年9月, 习近平总书记在第75届联合国大会上宣布我国力争于2030年前实现碳达峰, 2060年前实现碳中和。2021年《政府工作报告》中再次强调“扎实做好碳达峰碳中和各项工作, 在确保安全的前提下积极有序发展核电。”可见, 核电作为稳定高效清洁的低碳能源, 在实现碳达峰碳中和目标中扮演越来越重要的角色。

核电站一般分为项目前期、建造阶段、运行阶段、退役阶段四个主要阶段, 其中将核电站核岛底板浇筑第一罐混凝土(简称FCD)之前称为项目前期, 前期工作是核电站建设和运行的重要基础。

随着我国核电建设的规模化发展, 如何规范开展项目前期工作成为核电发展的方向, 项目前期工作一般包括证照申请、项目管理、前期设计、设备采购、现场施工五条主线, 其中证照申请涉及政府规划等系列外部因素, 是最重要的关键路径。

与此同时, 为保证核电站的建造和运行安全, 保护环境, 国家核安全监管部门对核电站实施了分阶段核安全监管, 进行各类核安全的监督检查活动, 监督营运单位的各项活动是否符合核安全相关法规的要求。

1 证照申请路径分析

核电站项目前期的证照申请主要包括项目核准和安全许可两条路径, 两条路径均为行政许可, 相对独立, 审批部门不同, 许可内容不同。

1.1 项目核准的路径分析

项目核准是政府对投资项目的一种行政许可方式, 相当于投资项目的“准生证”。为大力推进简政放权, 完善政府投资体制, 改善企业投资管理, 2016年国务院发布了深化投融资体制改革的文件(中发[2016]18号), 要求确立企业投资主体地位, 优化投资项目的管理流程。2017年国家能源局明确能源投资项目实行网上并联核准, 精简了核准前置审批^[1]。因此, 核电

收稿日期: 2021-12-15 修回日期: 2022-03-02

作者简介: 朱伟杰(1981—), 男, 高级工程师, 现从事核电厂核安全执照工作

项目的核准流程大大简化,效率得到明显提升。

1.1.1 核电项目核准的前期工作

核电站在项目核准前要完成大量的前期工作,包括厂址普选、初步可行性研究、项目建议书、可行性研究等,最后向国家发改委(能源局)提交项目申请报告,经受理审核后由国务院核准。前期工作的具体流程如图1所示。

厂址普选目的是筛选推荐出2个以上相对独立且条件较好的可能厂址^[2]。厂址普选一般分为5个步骤,第一步是进行区域分析,淘汰不适宜的大部分地区;第二步是图上选点,综合各方面因素筛选出可能的厂址;第三步是现场踏勘,收集现场资料,查证可能厂址;第四步是对可能厂址进行比选,选出候选厂址;第五步是编制厂址普选报告并完成评审。

初可研阶段一般要先开展地震、地质、环境调查、水文、气象、大件运输、地形图测量等专题报告,然后按照《核电厂初步可行性研究报告内容深度规定》(NB/T 20033-2010)的要求,针对厂址普选报告评审意见推荐的厂址编制初可研报告。报告中对各候选厂址应达到同等的工作深度,排除厂址颠覆性因素,综合各方面因素,明确提出优先候选厂址和备选厂址的推荐意见。

初可研报告通过评审后,应及时启动项目建议书的编制,以省发改委和集团公司联合上报的方式,将项目建议书上报国家发改委,国家发改委将适时组织专题会议,形成会议纪要,明

确核电机组的技术路线、建设规模、参考电站以及下一步工作要求。

可研阶段应开展接入系统设计、环境影响评价、厂址安全评价、水土保持方案、工程测量、岩土工程勘察、地震安全性评价、地质灾害危险性评估、水文地质详查、水文和气象观测、水资源论证、水工模型试验等单项或专题研究工作,形成专题研究报告。在此基础上,按照《核电厂可行性研究报告内容深度规定》(NB/T 20034-2010)的要求,针对初可研阶段确定的优先候选厂址编制可研报告。报告深度和成果要满足工程项目科学决策的需要、项目申请报告编制的需要、现场施工的需要、长周期设备订货准备的需要以及工程初步设计的需要。

可研报告通过评审后,按照《国家发展和改革委员会关于发布项目申请报告通用文本的通知》(发改投资[2017]684号)的要求,编制核电站项目申请报告,报告内容包括:

- (1) 项目单位的总体情况;
- (2) 项目情况,包括名称、地点、规模及建设内容等;
- (3) 项目资源的利用情况,对环境的影响分析;
- (4) 对经济的影响和对社会的影响。

1.1.2 核电项目核准的办理流程

依据最新的政府核准投资项目目录,核电站由国务院负责核准。国务院专门针对核电站的核准制定了办理流程,通过全国投资项目在

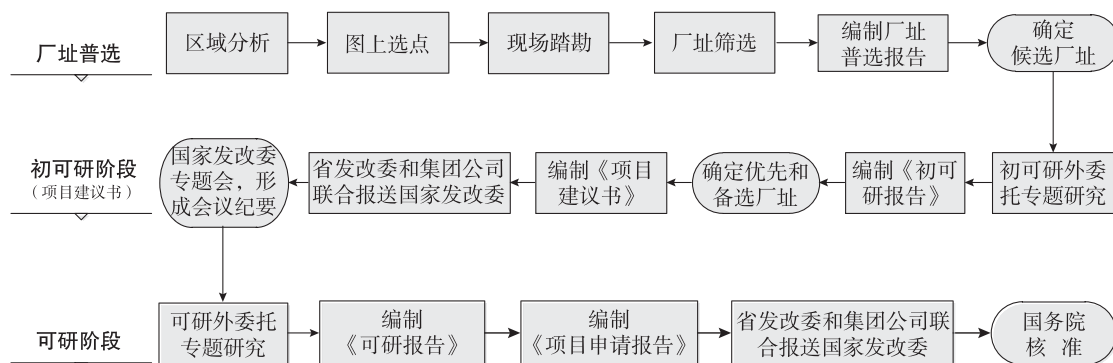


图1 核电项目核准的前期工作流程

Fig.1 Preliminary work flow of nuclear power project approval

线审批监管平台实行网上办理,营运单位按要求提交项目申请报告及相关文件。

办理流程包括行政受理和技术评估两个环节,具体流程如图 2 所示,行政受理时限为收到项目申报材料之日起 5 个工作日,技术评估时限最长为 60 个工作日,核准文件的时效为 2 年。

1.2 安全许可的工作路径

安全许可是国家核安全局对核电站特有的一项制度,《中华人民共和国核安全法》《民用核设施安全监督管理条例》等国家法律法规均明确要求核电站应严格遵守安全许可制度。核电站的选址、建造、运行、退役四个阶段实行分

阶段许可^[3],其中厂址确定前应取得《核设施场址选择审查意见书》,FCD 前应取得《核设施建造许可证》。为进一步规范对核电站安全许可事项的执行程序,生态环境部发布了《核动力厂、研究堆、核燃料循环设施安全许可程序规定》,该规定明确了核电站安全许可的申请和审查具体要求。

1.2.1 场址选择审查意见书的申请和审查

《核设施场址选择审查意见书》的目的是从安全方面确定核电站与所选厂址之间的适宜性,其申请和审查流程如图 3 所示。

营运单位要对核电站的场址开展详细的安全评估,评估范围包括地质、地震、水文、气象、

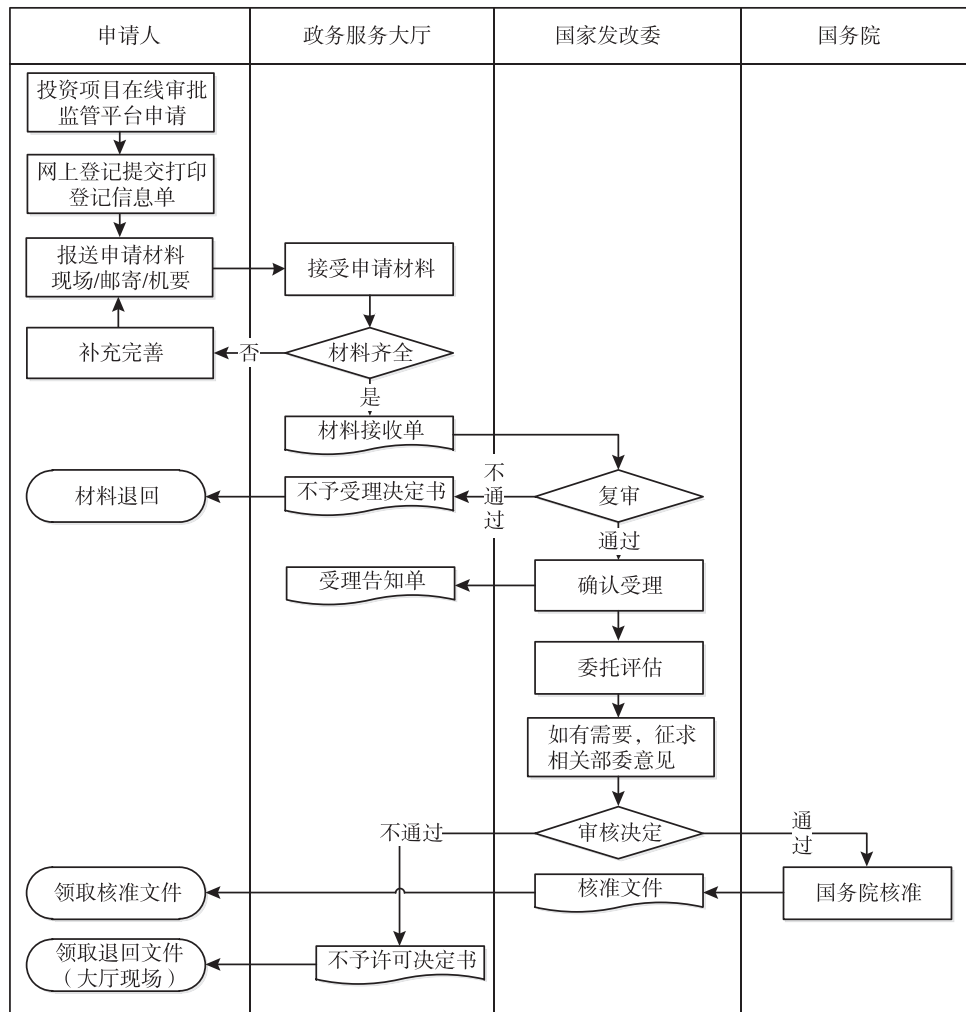


图 2 核电站项目核准办理流程

Fig.2 Handling process of nuclear power project approval

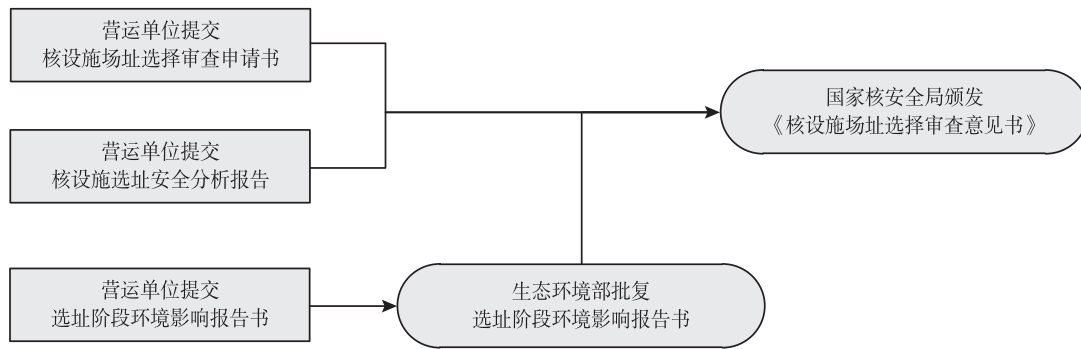


图3 场址选择审查意见书的申请和审查流程

Fig.3 Application and review process of site selection review opinion

人口和环境等,评估结果要满足核安全技术要求,并向国家核安全局提交《核设施场址选择审查申请书》和《核设施选址安全分析报告》。国家核安全局受理后,委托相关机构开展审评工作,经审查认为满足核安全要求,将颁发核电站场址选择审查意见书。

在此阶段,营运单位还应编制《环境影响报告书(选址阶段)》,报告书重点围绕保护环境,对区域发展规划、生态功能区划、环境功能区划、土地利用规划和水功能区划的相容性进行分析,判断厂址的适宜性,并提出环境保护方面的要求^[4]。环境影响报告书需在场址选择审查意见书颁发前获得生态环境部的批复。

1.2.2 建造许可证的申请和审查

《核设施建造许可证》是为了确保核电站的设计满足机组的安全运行要求,其申请和审查

流程如图4所示。

营运单位应当采用科学合理的构筑物、系统和设备参数与技术要求,依据核安全标准进行设计,提供多样保护和多重屏障,开展必要的安全评价后,向国家核安全局提交《核设施建造申请书》和《核设施初步安全分析报告》,《核设施初步安全分析报告》中应包括调试大纲,如提交时不具备条件,可根据建造进展情况,后续向国家核安全局补充提交调试大纲。国家核安全局受理后,委托相关机构开展审评工作,经审查符合核安全要求后,颁发《核设施建造许可证》。

在此阶段,营运单位还应编制《环境影响报告书(建造阶段)》并获批,该报告书是为了论证核电站的设计能否满足环保要求,如气载和液态流出物的设计排放量、放射性固体废物的设计产生量、环境保护设施的设计等,从设计上保

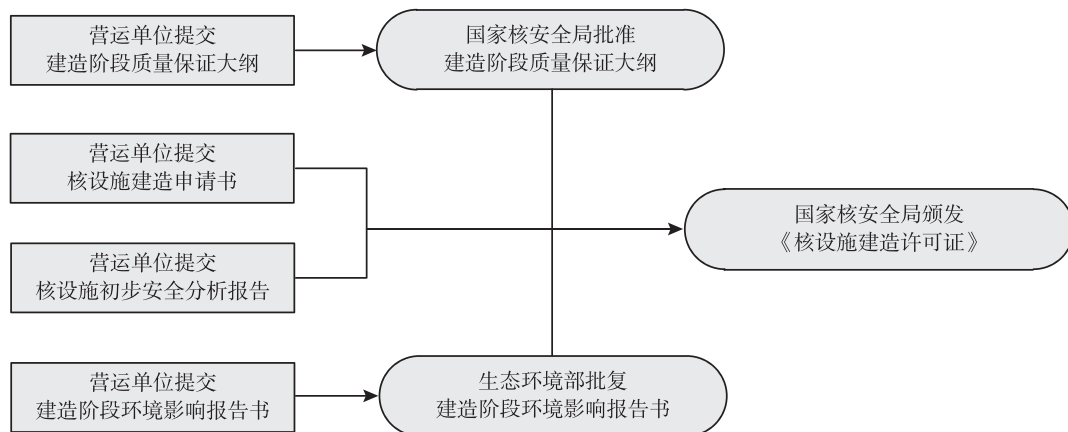


图4 建造许可证的申请和审查流程

Fig.4 Application and review process of construction permit

证环境保护设施得到落实^[4]。《核设施建造许可证》颁发前还应当编制《建造阶段质量保证大纲》并获得国家核安全局的批复,确保建造活动得到有效管理。

2 核安全监管

我国已建立协同高效的核安全监管体系,国家核安全局及地区核与辐射安全监督站(以下简称地区监督站)对核电站实施统一监督,独立行使核安全监督权,开展全过程的核安全监管活动,核与辐射安全中心、北京核安全审评中心、苏州核安全中心、上海核安全中心、中机生产力促进中心等单位作为后援单位为监督检查提供技术支持。图5为核安全监管组织机构图。

根据核电站不同阶段的特点,国家核安全局建立了分阶段的核安全监督检查制度,明确核安全监管的重点和方式。核电站项目前期,

国家核安全局制定了《核动力厂建造阶段监督检查大纲》,指导从场址选择审查意见书颁发到FCD之间各类建造活动的核安全监督检查工作。

国家核安全局对核电站项目前期的监督检查主要采用日常核安全检查、例行核安全检查、非例行核安全检查等方式。检查的主要方法是文件检查、现场观察、人员座谈与采访、测量或试验等。图6为核电项目前期的核安全监督检查。

日常核安全检查由核安全监管部门组织实施,检查内容包括营运单位质保大纲的实施情况,安全重要构筑物、系统和部件的施工、安装及试验情况,核安全要求的落实情况,以及重大不符合项的处理情况。检查活动涵盖现场检查、专题调查、报告审阅、建造事件审查、重大不符合项审查、审评对话以及选点监督见证等相关

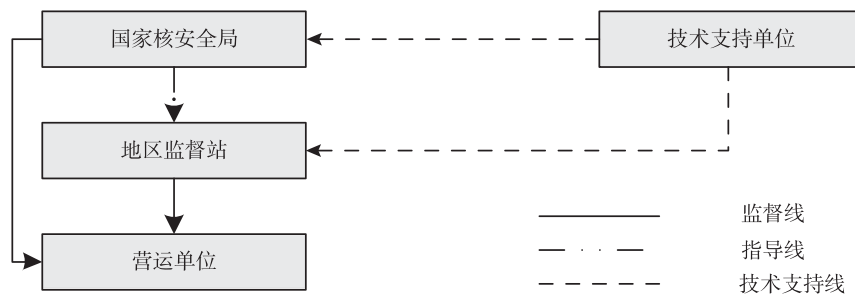


图5 核安全监管组织机构

Fig.5 Nuclear safety supervision organization

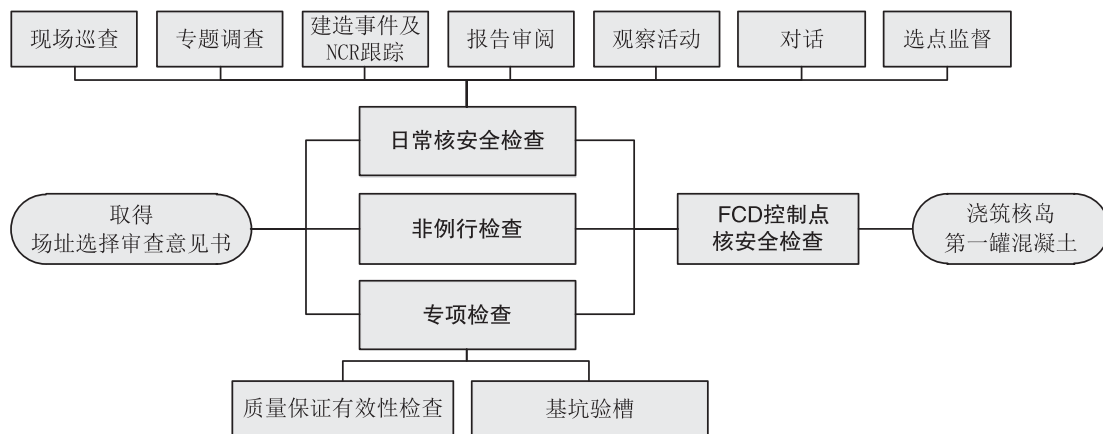


图6 核电项目前期的核安全监督检查

Fig.6 Nuclear safety supervision and inspection in the early stage of nuclear power project

内容。

非例行核安全检查是核安全监管部门根据工作需要进行的检查,主要是对非计划、异常的突发情况的响应,如质保体系失效、安全重要事件或重大质量问题等,可以是事先通知或事先不通知的检查。

专项检查是核安全监管部门对核电站安全重要活动进行的计划性核安全检查,其中在机组 FCD 前实施一次质量保证有效性检查,确认营运单位是否建立并有效实施了质量保证大纲;在机组基坑保护前实施一次基坑验槽,确认营运单位对核电站基坑负挖过程是否得到了有效控制。

核电站项目前期,国家核安全局设置了一个控制点,即 FCD,经国家核安全局现场检查并批准释放控制点后,方可浇筑核岛第一罐混凝土。

3 需要关注的几个问题

3.1 多机组核电项目的核准

目前,新建核电项目一般为一次规划、连续建设,国家发改委一次核准通常为两台机组,因此,多机组的核电项目,需要编制多份可行性研究报告,陆续办理项目核准手续。但是初可研报告和项目建议书一般情况下只需要编制一份。

3.2 核准前置条件的变化

此前项目核准的前置条件包括 30 多项前置审批和 20 多项前置手续。2014 年,国务院明确要求对属于企业经营自主权的事项,一律不再作为企业投资项目核准的前置条件,主要是银行贷款承诺、可行性研究报告审查意见、规划设计方案审查意见三个大类共 18 项^[5]。2016 年,国家发改委印发《国家能源局关于深化能源行业投融资体制改革的实施意见》(国能法改[2017]88 号),明确只保留城乡规划行政部门的选址意见书和国土资源(海洋)行政部门的用地(用海)预审意见作为前置条件。

3.3 项目核准流程的优化

2017 年,全国投资项目在线审批监管平台正式投入运行,实现中央层面“横向联通”、全国

范围“纵向贯通”,纵横协调监管,项目核准在该平台进行受理及后续办理工作,核准的全过程都可以实时查询和监督。同时,对于法律法规要求的其他审批文件,依托该平台,取消原先的串联审批,实现在线并联审批。

3.4 取消“路条”性文件

2004 年国家投资体制改革时,核准制中并不存在“路条”审批程序,仅在发改办投资[2005]1463 号中提出“对特定项目试行出具咨询复函”的措施,在实际工作中,为规避前期工作的风险,地方政府或项目业主均向发改委做项目咨询,逐渐演变成“路条”,即同意开展项目前期工作的批文。2016 年,国家发改委印发《国家能源局关于深化能源行业投融资体制改革的实施意见》(国能法改[2017]88 号),明确指出不再发放同意开展项目前期工作的“路条”性文件。取消“路条”性文件,看似降低了项目申请核准的门槛,实则对企业自身提出了更高的要求。

3.5 项目建设实质性启动的节点

由于取消了同意开展项目前期工作的“路条”性文件,以往获得“路条”后即实施场地开挖、临建等实体工作的状态难以实现,原则上需在项目核准后实施场地平整、海工施工等工程建设实质性工作,给项目建设工期带来极大的挑战。因此,需要营运单位提前做好充足的项目准备,制订有效的进度计划,及早安排人力物力,加强与政府部门的沟通协调,力争在获得《核设施场址选择审查意见书》后即启动“四通一平”的相关工作。

3.6 环境影响评价是核电站前期工作的重要内容

环境影响评价是核电站前期工作的重要内容之一,具有一票否决权,特别是福島事故发生后,环境影响成为公众关注的首要问题。核电站建设不仅要遵守《环境保护法》《环境影响评价法》等综合性法律法规,还要受整个核安全特定法规体系的约束,如《放射性污染防治法》明确规定,核电站选址、建造阶段许可证批准前,应当编制相应环境影响报告书并获批。

3.7 核安全监管要求持续提升

《核安全法》的颁布实施,标志着我国核安全领域依法治核取得重大突破,与此同时,国家核安全局也在加快推进条例、部门规章、核安全导则等配套文件的适应性修订,如生态环境部2020年11月发布了《核动力厂营运单位核安全报告规定》(部令第13号),对建造事件的适用期限进行调整,从此前FCD起到首次装料开始之日止,改为取得运行许可证前,即FCD前开展的建造活动如符合建造事件准则也需向国家核安全局报送建造事件报告。法律法规的变化,对核电站提出了更多更高的核安全监管要求,需要营运单位积极主动地消化和适应新的监管要求,与核安全监管部门密切沟通,共同守护核安全。

4 结语

《中华人民共和国国民经济和社会发展第十四个五年规划和2035年远景目标纲要》明确,安全稳妥推动沿海核电站建设,在新的发展机遇期,如何抓好前期工作对于核电站是极为重要的。本文从证照申请与核安全监管的角度梳理需要关注的关键问题,提出一些可供参考的建议。

伴随政府投资体制改革的不断深入以及国家核安全监管要求的持续提升,核电站的前期工作也面临越来越多新的问题和挑战,营运单位应当转变思路,优化规划,加强与政府相关部门的联络协调,扎实做好前期准备的相关工作;建议国家相关部门为核电站发展提供更加便利的政策支持,细化与核电项目前期相适应的监管要求,指导和帮助核电站的安全可持续发展。

参考文献

- [1] 国家能源局.关于印发《关于深化能源行业投融资体制改革的实施意见》的通知(国能法改〔2017〕88号)[S].北京:国家能源局,2017.
- [2] 国家核安全局.核电厂厂址查勘:HAD 101/07[S].北京:国家核安全局,1989.
- [3] 汪映荣,唐识.新建核电项目前期执照申请政策研究及实践[J].中国核电,2018,11(4):542-548.
- [4] 生态环境部.HJ 808-2016环境影响评价技术导则核电厂环境影响报告书的格式和内容[S].北京:中国环境科学出版社,2016.
- [5] 国家发展改革委,中央编办.关于一律不得将企业经营自主权事项作为企业投资项目核准前置条件的通知(发改投资〔2014〕2999号)[S].北京:国家发展改革委,2014.

Analysis on License Application and Nuclear Safety Supervision in the Early Stage of Nuclear Power Plant Project

Zhu Weijie, Wang Changming, Shen Guozhang, Zhao Kun

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

Abstract: In the early stage of the new nuclear power plant project, license application is one of the key paths, including two core tasks of project approval and safety license. At the same time, the National Nuclear Safety Administration constructs a coordinated and efficient nuclear safety supervision system and carries out nuclear safety supervision activities in the whole process. This paper summarizes the management ideas and work experience by combing the key path of license application in the early stage of nuclear power project and the mode and focus of nuclear safety supervision, in order to provide reference and reference for the early stage work of subsequent nuclear power projects.

Keywords: nuclear power; the early stage of project; license application; nuclear safety supervision

(责任编辑; 梁 晔)

董良,卢桂才,周天荣,等.宁夏铯-192放射源辐射事故调查及分析[J].核安全,2022,21(3):15-19.

Dong Liang, Lu Guicai, Zhou Tianrong, et al. Investigation and Analysis of ^{192}Ir Source Radiation Accident in Ningxia [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(3): 15-19.

宁夏铯-192放射源辐射事故调查及分析

董良¹, 卢桂才¹, 周天荣², 李鸿成¹, 姬绪莉¹, 孙彦玲¹, 史俊峰¹

(1. 宁夏回族自治区疾病预防控制中心, 银川 750001; 2. 中卫市卫生监督所, 中卫 755000)

摘要: 本文从事事故背景、过程、临床救治、调查结果、结论和建议等方面对宁夏铯-192放射源辐射事故进行了介绍。该事故的实践表明: 涉事企业法律意识淡薄, 对辐射安全不够重视, 随意出借辐射安全许可证和探伤机, 使用未经培训的临时人员开展探伤作业, 放射源和辐射安全管理不善、工作人员事故应急处置不当是造成此次事故的主要原因。因此加强企业管理和政府监管, 积极培育辐射安全文化是预防事故发生的重要手段。本文可为工业用放射源辐射事故应急和救治提供借鉴和参考。

关键词: 铯-192; 辐射事故; 辐射安全

中图分类号: (R) **文章标志码:** (A) **文章编号:** 1672-5360 (2022) 03-0015-05

当前,核技术已经广泛应用到社会的各个行业,为社会发展和人类进步带来了巨大的利益,但同时,其放射性的固有特性也潜在地给社会带来安全风险。 γ 探伤机由于其活度高、易丢失、作业场所复杂、从业人员素质参差不齐且流动性大等特点,使得其发生辐射事故的概率、事故级别相对较高,且在放射源失控时容易对人员造成较大剂量的照射。2020年6月14日发生在宁夏中卫的 γ 探伤铯-192放射源事故就是一起因放射源管理不善、工作人员事故应急处置不当造成的3人受到大剂量照射的辐射事故。本文对该事故的发生经过、直接原因、个人受照情况及救治过程等进行调查及分析。^[1,2]

1 事故发生经过

李某某借用宁夏冠唯工程检测技术有限公司的探伤资质和辐射安全许可证,借用宁夏志

杰检测工程有限公司的铯-192 γ 射线探伤机,并通过互联网雇用未受到任何辐射安全培训的陈某某、刘某某和樊某某3人。2020年6月14日晚10时,开始为宁夏钢铁集团有限责任公司炼铁厂3#高炉富氧管道改造项目进行探伤,6月15日凌晨2时陈某某、刘某某2人感觉全身无力,凌晨4时左右,2人相继出现恶心呕吐症状,凌晨5时2人上车休息了1个小时,其间樊某某继续接替工作了1至2个小时。6月15日上午7时左右探伤工作结束,收放射源时发现源故障,检查发现是探伤机后导管损坏导致源脱钩,收前导管时放射源从前导管内掉出(工作期间无剂量报警仪、无个人剂量计、无个人防护)。3人私自决定处理脱落放射源:刘某某用手钳夹住放射源(源芯),陈某某徒手将源挂到源辫上,2人均近距离接触放射源,樊某某距源罐4-5米,蹲下摇源。源收回铅罐后,3人打电话

收稿日期: 2021-09-27 修回日期: 2021-12-17

作者简介: 董良(1988—),男,工程师,硕士,辐射防护及环境保护专业,现主要从事放射卫生工作

*通讯作者: 卢桂才, E-mail: nxcdclgc@163.com

给探伤工作承包人李某某。同日,李某某将探伤机运回银川维修,之后李某某及3名受照人员未向任何部门报告事故情况。事故发生55天后,因医药费引发纠纷,3人遂将相关情况报告至卫生部门。整个过程没有其他人员受到照射。^[3]

如图1所示,该探伤机使用放射源工作时,放射性活度约为55 Ci(约 2.0×10^{12} Bq),属于II类放射源,即高危险放射源。

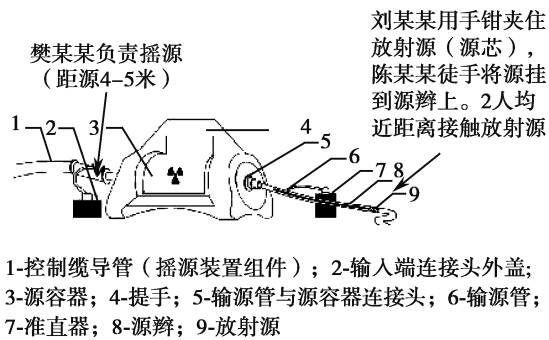


图1 探伤机结构及事故发生示意图

Fig.1 The structural diagram of flaw detector and radiation accident

2 受照损伤及救治情况

在事故期间,共造成3人受照。事故后8-10天,3人相继出现手痛、疲乏无力、嗜睡等症状,陈某某、刘某某首先出现手指红斑、水泡。陈某某于2020年6月29日至中卫市人民医院就诊,未作处理;3人于2020年6月30日前往解放军942医院(银川市)就诊,未作处理;2020年7月1日前往宁夏医科大学总医院就诊,未作处理;2020年7月2日3人返回河北省邯郸市。刘某某、樊某某于2020年7月5日至涉县同济医院就诊,化验血细胞,结果正常,做手部消炎、生长因子喷剂处理;2020年7月6日3人至邯郸钢铁集团有限责任公司职工医院就诊,陈某某、刘某某住院治疗。(1)陈某某:住院4天,诊断为双手放射性损伤TBSA1% III-IV度,放射病。入院后给予常规烧伤外科护理、创面清创包扎等处理,拟给予输液治疗被患者拒绝并要求出院。2020年7月7日,陈某某于涉县同济医院就诊,血细胞化验结果正常,输消炎药、止痛药治疗。2020年7月12日,陈某某于涉县中医医院做血

细胞化验,结果正常。(2)刘某某:住院1天,诊断为双手放射性损伤TBSA1% III-IV度,放射病。入院后给予烧伤外科护理常、创面清创包扎等处理,拟给予输液治疗被患者拒绝并要求出院。2020年7月12日,刘某某于涉县中医医院做血细胞化验,结果正常。(3)樊某某因症状较轻未在邯郸钢铁集团有限责任公司职工医院就诊住院,于2020年7月11日在涉县中医医院做常规消炎、止痛药处理,其间血细胞化验结果正常。

2020年8月2日,3人至中国人民解放军第三〇七医院就诊。2020年8月4日,三〇七医院建议住院治疗,诊断意见为:陈某某左手急性放射性皮肤损伤,刘某某双手急性放射性皮肤损伤,樊某某放射性皮肤损伤。由于费用问题未解决,3人未住院治疗,同日返回邯郸。2020年9月9日,3人在事故单位相关负责人的陪同下返回三〇七医院做进一步住院治疗,并进行受照剂量估算。经诊断,陈某某全身意外受照射,左手急性放射性皮肤损伤III度;刘某某意外受照射,左手拇指、食指急性放射性皮肤损伤IV度,左手中指、环指及小指急性放射性皮肤损伤III度;樊某某全身意外受照射,左手放射性皮肤损伤I-II度。经3人的主治医生判断,陈某某、刘某某全身超剂量照射,受照剂量小于1 Gy,两人手部剂量为 15 ± 3 Gy。樊某某病情较轻,受照剂量超过国家标准(见图2、表1)。

3 事故原因分析

(1)企业辐射管理不规范。涉事企业法律意识淡薄,管理混乱,对辐射安全不重视,不遵守《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》《关于 γ 射线探伤装置的辐射安全要求》《关于进一步加强 γ 射线移动探伤辐射安全管理的通知》和《放射工作人员职业健康管理暂行办法》等相关法律法规,随意出借辐射安全许可证和探伤机,致使放射源脱离监管,直接导致此次事故的发生和进一步发展;使用未经培训的人员开展探伤作业,未配备个人剂量计和剂量报警仪、未建立辐射工作人员健康档案、未缴纳工伤保险,

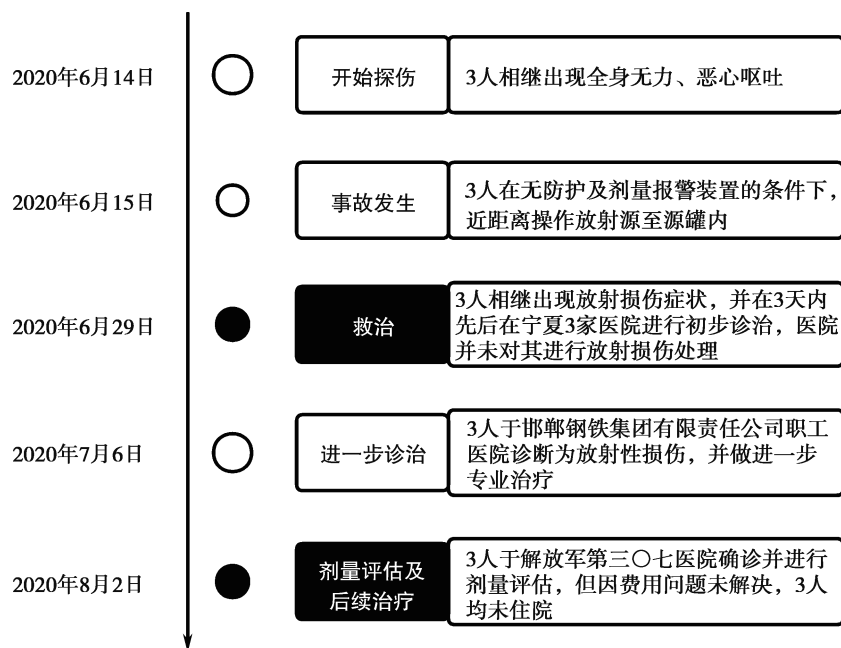


图2 受照损伤及救治时间轴

Fig.2 The timeline of the treatment for radiation accident

表1 受照者医学观察情况

Table 1 Medical observation for 3 workers

姓名	性别	年龄	临床检查及处理情况 ¹	受照剂量 ²	备注
陈某某	男	30	照射后22天，左手第1-4指中远节掌侧部分皮肤发白，干燥，无渗出，部分创面已上皮化，创周无红肿，甲床红白试验存在。左手急性放射性皮肤损伤Ⅲ度。外周血血项轻微变化，白细胞正常。给予烧伤外科常规护理。	全身受照剂量小于1 Gy，手部剂量为 15 ± 3 Gy	临时工，未做染色体微核检测。外周血血项检测因相隔时间太长，无法准确反映受照情况。
刘某某	男	29	照射后22天，左手第1、2、3、5指及右手第2指中远节掌侧起水疱，局部肿胀明显，触痛，创周红肿明显，甲床红白试验存在。左手拇指、食指急性放射性皮肤损伤Ⅳ度，左手中指、环指及小指急性放射性皮肤损伤Ⅲ度。外周血血项轻微变化，白细胞正常。给予烧伤外科常规护理。	全身受照剂量小于1 Gy，手部剂量为 15 ± 3 Gy	临时工，未做染色体微核检测。外周血血项检测因相隔时间太长，无法准确反映受照情况。
樊某某	男	32	照射后55天，现场观察左手拇指和食指1、2指中远节起水疱（干、破）。左手急性放射性皮肤损伤Ⅰ-Ⅱ度。外周血血项轻微变化，白细胞正常。给予烧伤外科常规护理。	受照剂量超过国家标准	临时工，症状较轻，未住院，未做染色体微核检测。外周血血项检测因相隔时间太长，无法准确反映受照情况。

注：1. 参照邯郸钢铁集团有限责任公司职工医院和中国人民解放军第三〇七医院的诊断结果；2. 参照中国人民解放军第三〇七医院的诊断结果。

给辐射工作人员的健康带来极大威胁,并导致受照人员的后期治疗费用无法解决,耽误了最佳诊断和治疗时间。

(2) 人员素质欠缺。事故中3名工作人员的辐射专业知识缺乏、自我防护意识淡薄,发现源辫脱落私自进行现场徒手安装,是造成此次伤害的最大因素。另外,工作人员在现场作业时不佩戴剂量报警装置,无法第一时间发现源辫脱落,导致人员受到较长时间的照射。事故发生后,没有高度重视相应的诊断和治疗,错过了救治的最佳时机,给后期的恢复带来较大的不确定性。

(3) 设备管理混乱。涉事企业随意出借涉源设备,设备维修制度不健全,设备无法得到及时的检查和维修,使设备存在“带病作业”的风险,是发生此次事故的直接原因。

4 经验教训及建议

事故发生后,宁夏生态环境部门会同公安机关对该事故中涉事单位和个人违法行为进行调查,并根据有关规定,对上述涉事企业做出了吊销辐射安全许可证并处罚款7万元的行政处罚。^[3]此次放射事故是宁夏境内近年来发生的危害较大的事故,也从侧面反映了当前宁夏的放射安全还存在一些潜在风险,同时也提醒我们要系统梳理事故多发点,及时发现问题,尽最大可能地减少或杜绝事故的发生和发展。

(1) 加强企业辐射安全管理,积极培育辐射安全文化。涉源企业要全方位加强辐射安全管理和培训,严格遵守相关法律法规,依法管理工作人员和设备,并定期开展设备操作和辐射安全培训,切实提升工作人员的技术水平和安全意识。建立健全放射工作人员健康档案,按时缴纳保险,保障放射工作人员的合法权益。

(2) 加强政府多方监管。相关部门要加强联合监管和执法,督促企业严格遵照相关法律法规开展涉源业务。辐射源监管部门应重新考虑引发事故的各项因素,进一步优化放射源在线监管平台,加强对放射源全生命周期的实时

管控。卫生行政部门须重视和加强放射领域职业健康监管,强化企业责任和风险意识,督促企业严格落实《放射工作人员健康管理办法》,切实提升涉源单位健康管理规范化水平。^[4]

(3) 加强放射事故管理,健全报告制度。此次事故发生55天后,事故相关人员才将事故情况报告至卫生部门,给事故的处理及人员的救治带来很大的困难和不确定性。因此有必要在执法过程中加大事故瞒报、迟报等情况的违法成本,从源头上落实企业的安全责任和意识。^[5]

(4) 加强本地区放射性疾病诊断和救治能力。事故发生之后,3名工作人员辗转宁夏多家医院进行诊治,但因宁夏地区放射性疾病的诊治能力和经验不足,导致其无法获得很好的救治和伤情评估,在一定程度上增加了伤者的救治风险。因此,宁夏卫生行政部门须重新审视和高度重视宁夏地区放射卫生能力建设的关键点和盲点,进一步落实放射性疾病诊断治疗的医护人员和设备配置,或依托“互联网+医疗”平台,建设1-2家具备放射性疾病诊治和救治能力的医院,切实全面提升宁夏核与辐射救治能力,真正实现放射性疾病能本地收治、就地康复。

参考文献

- [1] 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.
- [2] 李小华,李俊杰,陈维,等.2000年泰国北榄府医用⁶⁰Co源辐射事故介绍[J].核安全,2018,17(5):80-94.
- [3] 生态环境部办公厅.关于一起 γ 射线探伤作业违法违规造成辐射事故案件处理情况的通报[EB/OL].(2021-01-21)[2021-09-27].https://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk06/202101/t20210121_818216.html.
- [4] 周启甫,陈栋梁,周晓剑,等.南京¹⁹²Ir放射源辐射事故应急调查及分析[J].中华放射医学与防护杂志,2014(34):562.
- [5] 苏永杰,封有才,高惠斌,等.几起近期发生的放射源事故原因分析及管理对策建议[J].辐射防护,2007(4):198-204.

Investigation and Analysis of ^{192}Ir Source Radiation Accident in Ningxia

Dong Liang¹, Lu Guicai¹, Zhou Tianrong², Li Hongcheng¹, Ji Xuli¹, Sun Yanling¹, Shi Junfeng¹

(1. Ningxia Center for Diseases Prevention and Control, Yinchuan 750001, China;

2. Zhongwei Health Supervision Institute, Zhongwei 755000, China)

Abstract: Some information about the Ningxia ^{192}Ir Source Radiation Accident in this paper. For instance, the background of accident, detailed process, clinical treatment, findings, conclusion and suggestion, etc. The practice shows that the main cause of accidents include faint legal consciousness, insufficient attention had been paid to radiation safety, feel free to lend Radiation Safety Permits and Flaw Detectors, hire untrained temporary workingman to handle Flaw Detectors, Mismanagement of radioactive sources and radiation safety and improper emergency handling of this accidents. Therefore, strengthening enterprise management, government supervision and actively cultivating radiation safety culture are important means to prevent accidents. This paper will provide experience and reference for the emergency response and treatment of radiation accidents involving industrial radioactive sources.

Key words: ^{192}Ir radioactive source; radiation accident; radiation safety

(责任编辑：许龙飞)

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.

Liang jin,Deng Fei,Yu Huiting,et al.Current Situation of Radiation Safety in Radiotherapy in Guangdong Province [J]. Nuclear Safety,2022, 21(3):20-24.

广东放射治疗辐射安全现状

梁锦¹,邓飞²,余慧婷¹,苏超丽²

(1. 广东省辐射防护协会,广州 510510; 2. 广东省环境辐射监测中心,广州 510300)

摘要:采用资料调研和现场调查的方式对广东省内放疗项目的发展现状及部分医院的辐射安全与防护情况进行了调查,调查结果表明,广东人均拥有放射治疗设备低于全国平均水平,且集中分布在珠三角区域,没有质子/重离子加速器等高端新型放疗装置,钴机全部退役;放射治疗项目总体是安全的,放射源更换可能是最大的风险源,在个人剂量监测等方面存在不足,此外需要关注不大于10 MV 电子直线加速器的中子防护问题。

关键词:广东;放射治疗;辐射安全与防护;个人剂量;中子

中图分类号: TL99 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)03-0020-05

医学上治疗恶性肿瘤主要有三种方式:手术治疗、放射治疗和化学药物治疗。放射治疗(Radiotherapy),是利用放射性同位素产生的 α 、 β 、 γ 射线和各类X射线治疗机或加速器产生的X射线、电子束、质子束及其他粒子束等放射线治疗肿瘤的一种局部治疗方法。放射治疗已成为治疗癌症和恶性肿瘤的主要手段之一,大约70%的癌症患者在治疗过程中需要接受放疗,约有40%的早期癌症可以通过放疗根治。和化学药物治疗引起的强烈副作用相比,放射治疗拥有治疗时间短、不开刀、副作用少等诸多优点,在恶性肿瘤治疗中的作用和地位日益突出。

用于放射治疗的源有2种,放射性同位素和射线装置(包括X射线装置、电子加速器、质子/重离子加速器),一般医院将开放式放射性同位素用于放射治疗的归为核医学科,使用密封源和射线装置的归为放疗科。

根据卫健委财务司发布的国卫财发〔2018〕

41号文,到2020年年底,全国总体规划配置质子治疗肿瘤系统10台,新增高端放疗设备188台、直线加速器(含X刀)1208台、伽玛射线立体定向放射治疗系统146台,我国将迎来肿瘤放射治疗大力发展的新时代。

2003年,辐射源安全监管职能部门由卫生部门转至环保部门,至今近18年。截至目前,核与辐射安全主管部门尚未出台关于放疗科辐射源安全监管相关的标准,在职能转移前卫生部门已制定了系列标准,但使用年限较长,跟不上设备和技术的发展,且监管的着重点不同,一些环保关注的问题未能在标准中得以体现。为此,生态环境部(国家核安全局)于2018年委托广东省辐射防护协会对广东及全国的放疗科辐射安全现状进行调查,为监管和标准制定开展前期工作。本文拟介绍广东省内医疗机构放射治疗现状及其辐射安全状况。本文中MV的定义与NCRP 151号报告中一致。

收稿日期:2021-09-15 修回日期:2022-02-09

作者简介:梁锦(1990—),男,工程师,学士,现主要从事辐射监测、辐射安全与防护等工作

* 通讯作者:邓飞, E-mail: 843456548@qq.com

1 调查方法

本项目的调查方法有四种:(1)查阅最近10年内公开发表的文献资料;(2)统计分析广东省环境辐射监测中心、广东省辐射防护协会近5年为含放疗项目医院提供的监测数据、报告;(3)设计调查问卷,发送至部分有放疗项目的医院;(4)项目成员及专家赴全国19家医院进行现场访问调查。

2 调查结果

2.1 设备人员配置情况

截至2017年年底,广东省共有放疗单位60家,珠三角地区38家,而广州占了20家,分布极不均匀。出于安全和承重需要,调查的所有医院放疗设备设置在一层或地表以下建筑层。本次调查汇总的2017年全国及广东省放疗科基本情况如表1所示。

进入21世纪后,广东的放疗设备变化较大、增长迅速,其中钴机、X射线治疗机被淘汰,电子加速器、X射线治疗设备快速增加。2017年,广州市每百万人口拥有加速器3.56台。广东省其他地区百万人口拥有加速器均不超过1台,未达世界卫生组织(World Health Organization, WHO)建议的2-3台/百万人口的标准,美国和加拿大、日本等发达国家百万人口加速器拥有量超过7台^[1]。我国百万人口放疗设备占有数约为1.6台,广东约为1.3台,与广东的经济发

展水平不相称。

中国大陆放疗单位数量持续增长,2019年放疗单位的总数量为1463家。西北地区整体放疗单位数量较少,每百万人口拥有量低。2019年广东每百万人口拥有加速器1.04台,仍处于较低水平,仅优于云南、贵州、宁夏。目前,我国大陆已有质子/重离子加速器5台^[2],广东有数家医院筹建质子/重离子加速器项目,但尚未有医院取得配置许可证。

2017年广东省共有放疗工作人员2803人,其中物理师有238人,医师与物理师比例为3.7:1。中山大学孙逸仙纪念医院和广州市第一人民医院的医师与物理师比例小于2:1,高于全国平均水平(约为4:1)。发达国家的医师与物理师的配备比例平均为2:1,有的甚至达到1:1,物理师占比偏低。物理师除控制病人的受照剂量,一般还兼管放疗的辐射防护与安全^[3],物理师的配置仍需继续优化。专业人员的缺乏,将制约放射治疗技术的发展。

因此,广东省人均放疗设备配置与全国相比总体偏低,物理师在放疗工作人员中占比处于中等水平,没有质子/重离子加速器、中子俘获等新型肿瘤放疗装置^[4],与广东的经济发展水平不相称。

2.2 辐射安全与防护

从查阅的公开文献资料来看,目前放疗尚未出现医疗照射、职业照射、公众照射的事故。统计分析广东近24家医院的辐射安全年度总

表1 广东省放疗机构、人员、设备与全国的比较

Table 1 Comparison of Guangdong province's radiotherapy institutions, personnel, and equipment with National results

区域	机构数量	人员		设备			
		放疗工作人员	物理师 Physicist	直线加速器 Electron linac	后装机 Afterloading machine	X刀 X-knife	γ刀 γ-knife
广东	60	2803	238	107	24	8	6
中国大陆 ^[1]	1413	49717	3709	2028	353	182	243

结报告和个人剂量监测报告,24家医院521位放疗工作人员的个人剂量监测值范围为0.02–19.45 mSv/a,2家医院2人单季度监测值明显偏离正常值,但异常的数据均未能提供开展异常调查或原因说明,年均剂量为0.29 mSv/人,本次调查与以往文献报道的结果比较如表2所示。

表2 全国不同时期放疗人员受照剂量比较
Table 2 Comparison of radiation doses received by radiotherapy personnel in different periods across the country

省(区、市)	时间	人数	剂量/(mSv/a)
广东 ^[5]	2003–2012	4498	0.44–2.12
广东 ^[6]	2015	850	0.32–2.12
广东*	2016–2018	521	0.02–2.18
江西 ^[5]	2002–2004	/	1.47
河南 ^[5]	2003–2007	/	0.75–1.75
广西 ^[5]	2003–2007	/	0.25–0.72
内蒙 ^[7]	2004–2014	/	0.54–2.48
陕西 ^[8]	2008–2015	98	0.48–2.15
四川 ^[5]	2009–2011	/	0.85–1.26
江苏 ^[5]	2010	/	0.15
上海 ^[9]	2010–2014	1501	0.43
乌鲁木齐某医院 ^[10]	2010–2016	199	0.43
河北某医院 ^[11]	2011–2015	/	0.2–0.3
厦门 ^[12]	2012–2014	200	0.24
宁夏 ^[13]	2014–2015	129	0.78

*本次调查广东24家医院2016–2018年监测数据统计结果,2名异常人员未参与统计。

广东省放疗工作人员人均年有效剂量,2003–2012年、2015年、2016–2018年分别为0.44 mSv、0.26 mSv^[6]、0.29 mSv,说明放疗工作人员防护效果逐渐改善。2002–2016年,全国不同省(区、市)放疗工作人员的受照剂量范围为0.15–2.48 mSv/a,其中江苏最低为0.15 mSv/a,江西、河南、内蒙、宁夏、四川等地高于全国一般水平为0.4–0.5 mSv/a。

标准建议的年调查水平为有效剂量5 mSv/a。调查发现大多数医院按季度将个人剂量计送检,建议单次监测值设置的调查水平为1.25 mSv/(3月)^[5]。一些医院按要求设置了调查水平,但未能很好地履行,因此对个人剂量计的管理有待加强。此外,对于在放疗岗位的实习生,标准没有明确要求对个人剂量监测,医院也没有相关记录,建议医院配备电子直读式个人剂量计,对实习生或进修人员进行监测并记录监测结果。

对19家医院的现场考察访谈结果表明,放疗机房的防护门均与设备联锁,开机有声音、灯光等警示措施,机房通风排风满足4次/h的要求。部分医院的排风口设置不合理,如一些位于地下层的排风口设置在地表人员通行道路边,个别设置在地下的放疗机房排风口仍在地下室内,该区域是人员候诊或通行的空间,也有个别将排风口设置在办公室的窗口。一些医院资料说明已按照国家要求开展了辐射安全监测,但未能提供相关记录。

此外,值得关注的是直线加速器中子的产生和防护。此前已有学者对中子的产生和防护问题进行过研究,并提出研究电子直线加速器产生的光中子污染已成为当务之急。国家食品药品监督管理局最新提示“关注医用电子直线加速器风险”^[14–18]。根据GB/Z 126—2011《电子加速器放射治疗放射防护要求》,X射线能量超过10 MV的加速器,屏蔽设计应考虑中子辐射防护。大部分医用直线电子加速器加速电子的最大能量在18 MeV以上,文献报道标称最高X射线能量为10 MV、最高电子线能量为18 MeV、X射线模式下最高输出量为600 cGy/min、不锈钢饰面包裹18 mm厚铅门外中子剂量率监测值为2.54–3.83 μSv/h,而同位置的X射线剂量率为1.38–1.41 μSv/h,故对中子的防护考虑较标准规定的10 MV可能更低^[19]。

光中子产生的阈值与核素相关,加速器主要材质为铁、钨、铜等,光中子产生的能量范围为6.19–11.2 MeV^[20],鉴于医用电子直线加速器加速电子的最大能量在18 MeV及以上,建议标准给出中子的计算方法,要求设备生产方提

供设备不同运行工况下加速电子的电压、等中心距的 X 线能量范围、剂量率以及标称 X 线能量定义等信息,防止设计时忽略 6–10 MeV 设备机房加速器防护门泄漏中子。

本次调查没有发现放疗相关事故,但是发现有几家医院 γ 刀换源过程出现过卡源事件,尽管妥善处理没有造成人员伤亡和意外照射,但换源风险要引起操作人员和监管部门的重视,做好应对预案。

3 结论与建议

本项目调查结果表明,广东省当前放疗项目的辐射安全与防护基本符合国家标准的相关规定总体是安全的;放疗设备人均拥有量与西方发达国家有较大差距,也低于全国平均水平,不能满足人均寿命延长的情况下肿瘤发病率快速增长的需求,质子/重离子加速器、中子俘获等新型高端放疗手段没有开展,这与广东作为全国经济强省的身份不符,此外还有以下特点和建议。

(1) 需求大,放疗设备配置不足、不均衡,放疗设备配置集中在珠三角等发达地市。建议财政加大医疗投入,且向珠三角外的粤东、粤西、粤北地区倾斜,合理地优化放疗资源与配置,缩小地区间放疗差距。

(2) 加速器快速增长,钴机遭淘汰退出应用; γ 刀、后装机等含源设备在源的更换过程中的风险可能是放疗项目中最大的风险,后装项目研发使用半衰期较长的核素替代半衰期只有 73.8 天的铯-192,延长换源周期、降低换源风险,如铟-252 的应用。

(3) 目前标准规定只有大于 10 MV 的电子加速器才需要考虑中子的防护,但由于设备生产商对标准标称能量误解,一些不到 10 MV、没有考虑中子防护的电子加速器防护门外的中子剂量率有超过标准限值 2.5 $\mu\text{Sv/h}$ 的可能;建议对原有标准进行修订,给出 X 线标称能量的定义。

(4) 加强对放疗项目的实习、进修等短期工作人员的监管,医院开展辐射安全监测所有过

程应有记录并按要求存档。

(5) 放疗工作物理师从业人员紧缺,物理师和医生的比例偏低,建议与高校合作联合培养放射治疗相关的剂量学、辐射安全与防护相关专业人才。

本项目得到中国肿瘤协会王绿化老师、中山大学肿瘤医院等多家医院的医生、物理师以及广东、北京、海南、湖北等省市辐射监管部门的支持和帮助,在此一并表示感谢!

参考文献

- [1] 邱杰, 刘怡辰, 孙文浩. 2017 年国内外放疗技术与市场发展现状及趋势 [M]. 中国医疗器械行业发展报告. 北京: 社会科学文献出版社, 2017: 247–255.
- [2] 张烨, 易俊林, 姜威. 2019 年中国大陆地区放疗人员和设备基本情况调查研究 [J]. 中国肿瘤, 2020, 29 (5): 321–326.
- [3] 陈志坚, 李德锐. 放射治疗科设备和人员合理配置的探讨 [J]. 中国肿瘤, 2001, 10 (06): 315–316.
- [4] 龚依, 关兴彩, 王强, 等. 基于 D-D 中子源的硼中子俘获治疗慢化体设计分析 [J]. 核技术, 2020, 43 (9): 090303.
- [5] 李明芳, 张素芬, 贾育新, 等. 2003–2012 年广东省放射治疗和核医学工作人员受照剂量水平分析 [J]. 中国职业医学, 2014, 41 (5): 527–529.
- [6] 李明芳, 刘小莲, 邱美娇, 等. 广东省 2015 年部分医疗机构放射工作人员个人剂量分析 [J]. 中国职业医学, 2018, 45 (3): 395–397.
- [7] 许潇, 卢丽丽, 王成国. 2004–2014 年内蒙古自治区部分放射工作人员个人剂量监测分析 [J]. 中华放射医学与防护杂志, 2016, 36 (2): 138–141.
- [8] 罗强, 石圣瑞, 李俊娇, 等. 2008–2015 年陕西省部分放射工作人员外照射个人剂量监测分析 [J]. 中华放射医学与防护杂志, 2017, 37 (6): 466–470.
- [9] 张卫媛, 易艳玲. 上海市 2010–2014 年部分放射工作人员职业性外照射个人剂量监测结果分析 [J]. 中华放射医学与防护杂志, 2016, 36 (9): 700–702.
- [10] 雷淑钦, 孙小娜, 朱东升, 等. 2010–2016 年乌鲁木齐市某三甲医院执业外照射个人剂量监测结果分析 [J]. 中国辐射卫生, 2016, 27 (6): 528–530.
- [11] 高艳辉, 张京战, 周开建, 等. 某医院 2011–2015 年放射工作人员个人剂量监测情况分析 [J]. 中国辐射卫生, 2017, 26 (1): 34–35.

- [12] 傅青青, 杨涛, 杨金德. 2012-2014年厦门市放射工作人员个人剂量监测结果分析 [J]. 中国辐射卫生, 2016, 25 (5): 542-544.
- [13] 姬绪莉, 卢桂才, 李鸿成, 等. 2014-2015年宁夏市部分放射工作人员个人剂量监测结果分析 [J]. 中国辐射卫生, 2016, 25 (5): 548-550.
- [14] 黄蔚玲, 李泉风. 中高能医用电子直线加速器中光中子问题的研究 [J]. 医疗装备, 2003, 16 (9): 101-105.
- [15] 陈亚正, 张达, 廖雄飞, 等. 术中放疗加速器中子剂量当量率的测量研究 [J]. 中华放射医学与防护杂志, 2018, 38 (4): 307-310.
- [16] 陈亚正, 徐珂, 许敬辉, 等. 光中子在现代放射治疗领域的研究进展 [J]. 中国医学装备, 2016, 13 (12): 154-159.
- [17] 曹磊, 张贵英, 邓君, 等. 15 MeV 医用电子直线加速器治疗室内光核中子辐射场的研究 [J]. 辐射防护, 2010, 30 (3): 131-134.
- [18] 鲁旭尉, 李忠伟, 曾德高, 等. 医用电子直线加速器的有害气体的危害及防护 [J]. 工业卫生与职业病, 2015, 41 (4): 317-319.
- [19] 朱卫国, 刘梅, 侯长松, 等. 某医院直线加速器机房防护门改造实例分析 [J]. 中国辐射卫生, 2015, 24 (2): 131-133.
- [20] IAEA. Handbook on photonuclear data for applications Cross-sections and spectra, (2000) IAEA-TECDOC-1178. Vienna: IAEA, 2000.

Current Situation of Radiation Safety in Radiotherapy in Guangdong Province

Liang jin¹, Deng Fei², Yu Huiting¹, Su Chaoli²

(1. Radiation Protection Association of Guangdong Province, 510510, China; 2. Guangdong Environmental Radiation Monitoring Center, Guangzhou 510300, China)

Abstract: The development status of radiotherapy projects in Guangdong Province and the protection of radiation safety jade in some hospitals were investigated by means of data investigation and field investigation. The results show that the per capita radiation treatment equipment in Guangdong Province is lower than the national average level, and it is concentrated in the Pearl River Delta area. There is no proton / heavy ion accelerator, and other high-end new radiotherapy devices, and all cobalt machines are retired; The radiotherapy project is generally safe, and the replacement of radioactive source may be the biggest risk source. There are deficiencies in personal dose monitoring, etc. in addition, neutron protection of the electron linac no more than 10 MV needs to be paid attention to.

Keywords: Guangdong province; radiotherapy; radiation safety and protection; personal dose; neutron

(责任编辑: 徐晓娟)

杨震. 铀浓缩厂级联系统核安全分析[J]. 核安全, 2022, 21(3): 25-32.

Yang Zhen. Nuclear Safety Analysis of Cascade System in Uranium Enrichment Plant [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(3): 25-32.

铀浓缩厂级联系统核安全分析

杨 震*

(生态环境部西北核与辐射安全监督站, 兰州 730020)

摘要: 对照核行业标准和核安全相关导则的要求, 根据事件因素对事故结果的分析, 计算最大假想事故情况下泄漏释放的放射性活度的数量, 分析铀浓缩厂级联系统从核安全监管角度考虑的核安全等级。级联系统在可控情况下, 几乎不会造成放射性污染; 在不可控极端情况下, 也只能造成核事件级别(国际核事件分级表 3 级及以下)的风险。因此, 级联厂房及相关设备在核质保分级中不应该是最高等级, 在核安全监管中不属于重点关注对象。分析结果对铀浓缩厂级联系统核安全监管及相关标准体系的完善都有借鉴意义。

关键词: 铀浓缩厂; 级联系统; 核安全等级

中图分类号: TL25+2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 03-0025-08

目前, 我国核电总装机容量已达 443 GW, 核电行业需求和发展潜力巨大^[1]。这势必带来铀矿冶、铀转化、铀浓缩和后处理等核燃料循环产业的发展, 其安全性也日益受到重视^[2,3]。

世界上已建成的反应堆堆型有压水堆、重水堆、沸水堆和改进型气冷堆以及快堆等, 其中压水堆核电站占全世界核电总容量的 60% 以上^[4]。我国核电厂的压水堆占比更大^[5]。压水堆核电厂需使用 ²³⁵U 丰度为 2%-5% 的低浓铀燃料, 一些研究试验堆和快堆要求富集度更高的燃料。而 ²³⁵U 是地球上唯一天然存在的易裂变核素, 在自然界中的丰度仅为 0.711%。因此, 铀浓缩是核燃料循环中的主要环节。铀浓缩生产主要工艺过程如图 1 所示^[6]。

其中, 第一条工艺主线是: 接收和贮存的供料经过纯化、净化后, 向级联系统输送; 第二条工艺主线是: 取出级联系统产生的贫料, 送至贫

料贮存场地暂存; 第三条工艺主线是: 取出级联系统生产的产品, 进行后续工艺处理, 如液化均质、取样分析、贮存运输等; 第四条工艺主线是: 对级联系统、供取料系统产生的含铀、含氟废气进行处理和处置。因此, 级联系统是铀浓缩厂生产工艺的核心, 属于主工艺路线的枢纽。其他工艺系统和公用支持系统都是围绕着级联系统运行的。

由于国际核能利用发展背景及历史等原因, 对于铀浓缩厂级联系统, 我们最初更侧重技术指标方面的研究, 安全管理方面则延续了“事后管理”的原则。相关安全分析, 尤其是核与辐射安全方面的研究则起步较晚^[7]。营运单位由于考虑投入成本及产生效益等, 确实应该给予级联系统最多的重视^[8,9]。但作为独立的核与辐射安全监管部门, 应从核安全的角度来考虑是否需要较多地关注级联系统。

收稿日期: 2021-05-18 修回日期: 2021-12-20

作者简介: 杨震 (1987—), 男, 本科, 现主要从事核安全监管工作

* 通讯作者: 杨震, E-mail: yang.zhen@nwrro.mee.gov.cn

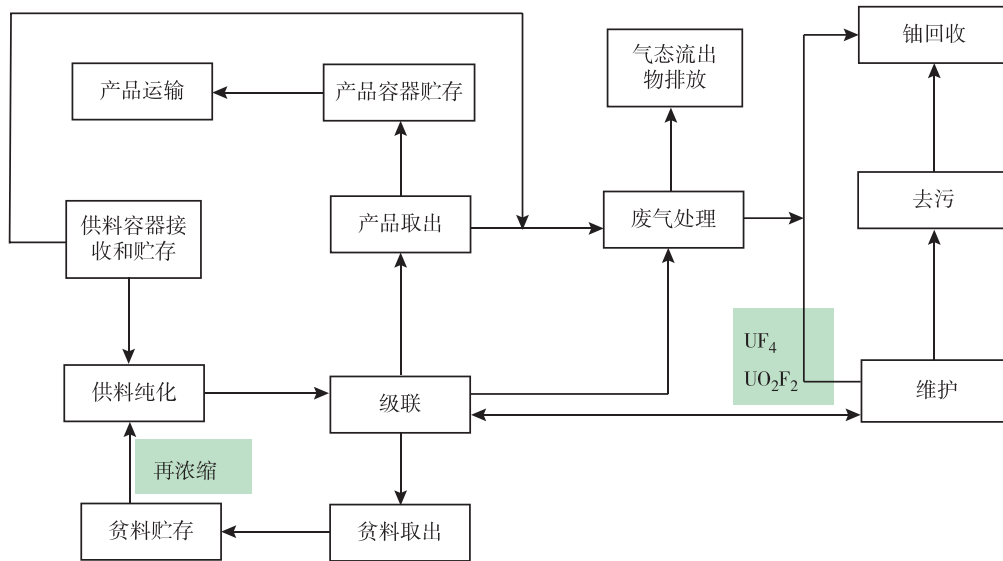
图1 铀浓缩厂主要工艺路线^[6]

Fig.1 Main process routes of uranium enrichment plant

1 相关调研

为了更好地分析级联系统的核安全风险,首先需要了解其工艺及分离工作原理。铀核素的化学性质相同,仅因其中子数差别从而在原子质量上有微小差别,这给²³⁵U和²³⁸U的分离带来很大困难。目前具有应用价值并形成工业规模的生产方法主要是气体离心法。

离心机结构示意图如图2所示。供料的UF₆原料从管口进入离心机内套筒,在转子的

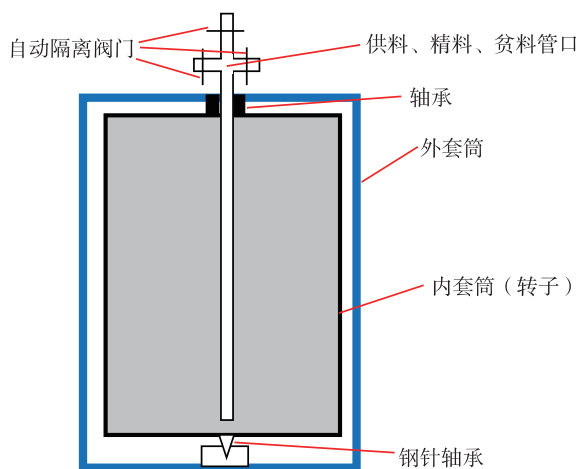
图2 离心机结构示意图^[10]

Fig.2 Schematic diagram of centrifuge structure

速运转下,较重的同位素²³⁸U及其构成的分子趋向于靠近转子壁,较轻的同位素²³⁵U及其构成的分子趋向于远离转子壁。经过一定的分离效应,重同位素占比多的物料从贫料管口流出,轻同位素占比多的物料从精料管口流出。为了保护级联系统的安全,确保单台事故离心机不影响临近管线的其他离心机安全,一般在供料、精料、贫料管口需设置自动隔离阀门。气体离心法与气体扩散法相比,因其能耗低、单机浓缩系数大(0.2左右)^[10],已成为世界铀浓缩工业应用的首选技术。

由于单个分离单元的分离效果都很小,要把天然铀中仅占0.711%富集度(质量百分比)的²³⁵U浓缩到3%~90%的富集度(质量百分比),需要将很多分离单元以串联或并联的形式连接成级联。

常用搭接方法如图3所示,其中,标记为1、2、3的正方形是富集段的第1、2、3级,标记为-1、-2的正方形是贫化段的第1、2级。UF₆原料通过富集段的第1级供料口进行供料。第1级离心分离产生的精料作为富集段第2级的供料,产生的贫料作为贫化段第1级的供料,依次类推至级联的其他级。将本级的精料作为下一级的供料和将本级的贫料作为上一级的供

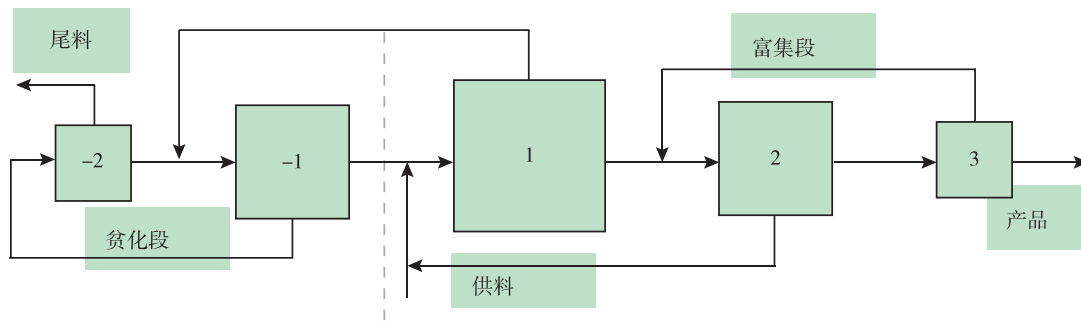
图3 带贫化段的逆流型级联示意图^[10]

Fig.3 Schematic diagram of contra-flow cascade with depletion section

料,使级联系统的精料流与贫料流形成明显的反向流动,可以充分提高级联效率,这称为逆流型级联^[10]。

1.1 铀浓缩厂核安全综述

核燃料循环设施是根据放射性物质总量、形态和潜在事故风险或后果进行分类的,按照合理、简化方法,铀浓缩厂是第三类^[11],即具有潜在厂内显著辐射风险或后果,并具有临界危害。

根据铀浓缩厂气体离心机制造结构、分离原理和级联系统工艺等,铀浓缩厂具有的基本特点有^[10]:

(1) 工作介质为 UF_6 ;

(2) 工艺系统的高度密封性和清洁度(由于铀浓缩厂的主要工艺回路在负压下工作,因此应严格保证真空密封,若密封性遭到破坏,空气大量漏入,则可能造成大量离心机损坏的重大事故);

(3) 长期运行的安全性与可靠性。

根据铀浓缩设施的特点,在确定设计基准事故时应考虑^[6]:

(1) 供料系统过量装载的容器在加热时破裂;

(2) 液化均质系统装有液体 UF_6 的容器或管道破裂;

(3) 火灾、断电、断水;

(4) 自然灾害,如地震等。

1.2 从营运单位及主管单位的角度分析

铀浓缩厂级联系统是营运单位最重要的工艺系统,其相关岗位在铀浓缩厂也是最重要

的,级联系统建设投入的人力、财力和物力也是最多的。因此,营运单位将离心级联厂房的气体离心机定位为重要抗震物项、质保等级为 QA1 级^[12]。

其中,重要抗震物项是指:在设计基准地震作用下需要保持正常工作或能维持其安全功能的物项,如离心机、卸料系统、控制系统、UPS 供电系统及 UF_6 的加热蒸发和液化系统等^[12]。

而质保要求应按以下准则分级:物项的安全和运行重要性;成熟度;复杂性。其中,QA1 级为满足以下要求的物项:(1) 其失效对安全产生明显风险和(或)使运行能力明显下降;(2) 其产品或服务是复杂的,涉及新设计、新的制造工艺;(3) 其设计工作是广泛的或复杂的,制造需要大量复杂工艺^[12]。

铀浓缩厂属于质保 QA1 的设备和系统有:离心机、卸料大罐、盛装物料的容器[3 m³ UF_6 容器、3 m³ (B) 容器、740 L UF_6 容器]、加热容器的压热罐、卸料系统、检测控制装置、UPS 电源设备和临界报警装置等^[12]。

安全分级、抗震分类和质量等级之间的关系如表 1 所示。

1.3 从核安全监管部门的角度分析

根据核安全相关法律法规以及标准导则等,营运单位质保方面应满足核安全标准的要求^[13],物项和服务的分级应以物项的失灵或服务中的差错对安全所造成的影响为依据^[14]。在工程判断和确定论评价相结合的情况下,应识别所有安全重要物项,列表给出构筑物、系统和设备的分类^[15]。识别区分出哪些是安全重要

表 1 安全分级、抗震分类和质量等级之间的关系^[12]

物项	安全分级	抗震分类	质保分级
建筑物或构筑物	安全重要物项	重要抗震物项	QA2
	其他物项	其他抗震物项	NQA
系统或设备	安全重要物项	重要抗震物项	QA1 或 QA2
		其他抗震物项	QA2
	其他物项	其他抗震物项	QA2 或 NQA

构筑物、系统和设备,这种分类依据下列条件进行:(1)物项执行的安全功能的重要性;(2)物项的抗地震和防护其他自然事件的设计要求;(3)物项的质量保证要求与其功能及性能的关系;(4)物项的设计规范。分级原则如图 4 所示。

2 级联系统安全评价

根据工程经验、运行实践、核安全监管实

际,对照营运单位安全分析报告、质量保证大纲等,可以发现级联系统的安全风险分析及其评价存在优化空间,以便于开展核安全工作时能更好地突出重点、符合需要。

查阅已公开发表的文献可知,UF₆ 单机物料在克级以下,整个级联大厅的物料量不到 100 kg^[16]。

2.1 单机损机对核安全的影响

单机损机影响逻辑,如图 5 所示。铀浓缩厂级联系统发生气体离心机的单台损机时,该离心机对应的隔离阀自动动作,能够及时阻断 UF₆ 物料向外扩散。若隔离阀动作不够及时,则损机瞬间释放的 UF₆ 物料,也会被离心机外套筒给包容住,也能够有效阻止 UF₆ 物料量的释放。

假设气体离心机设备故障,隔离阀不能自动动作,外套筒物料包容功能也因损坏或处理时间过长而失效。此时,工艺系统内因为负压将使大气内灌。若营运单位值班人员此时不能

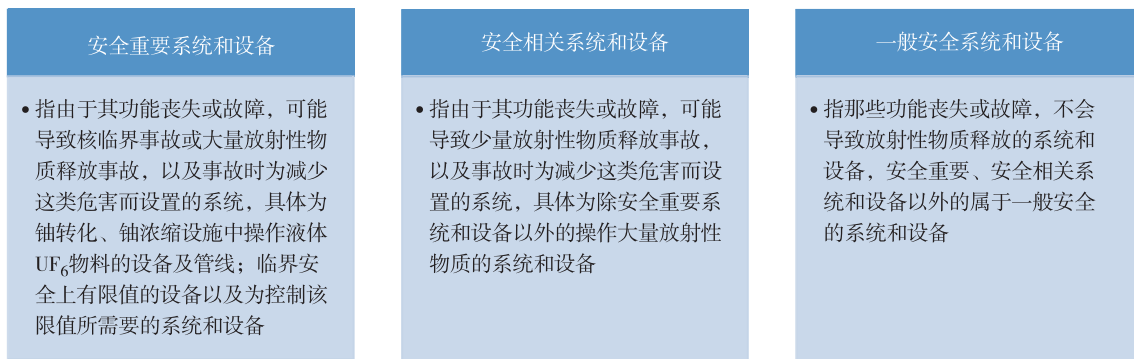
图 4 系统和设备安全分级原则^[6]

Fig.4 System and equipment safety classification principle

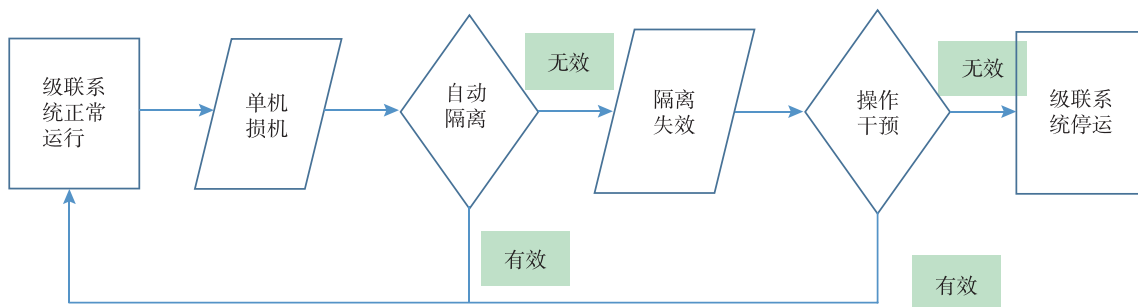


图 5 单机损机影响逻辑

Fig.5 Logic diagram of single machine loss impact

及时采取措施,则相邻甚至全级联气体离心机高速旋转的平衡性将受到破坏,级联系统将会有导致大规模损机的可能性。

如果发生大规模损机后,营运单位仍然不能有效启动事故处理,那么一昼夜 UF_6 泄漏量为 5.14 kg,且级联厂房也会具有一定滞留量^[16]。同时,无论是营运单位主动干预还是供取料系统的连锁反应,级联系统的供料、取料都将停止,不会存在 UF_6 连续泄漏的可能。

同理,工艺管线破口时,破口处一般无自动隔离装置,若不及时处理,会造成大规模损机的后果,但 UF_6 泄漏量也依然很少^[16]。

2.2 极端情况造成级联大厅破坏

极端情况下,因直接武装冲突、敌对行动、暴乱,或者特大自然灾害等引起的级联大厅完全垮塌,所有成千上万的离心机及其管线开放

性破裂,所有放射性物质包容屏障失效。仅仅考虑离心级联大厅,瞬间最大造成 100 kg 物料释放。根据物料守恒和 ^{235}U 守恒,物料平均丰度为 0.711%,根据《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》^[17]表 15“大气释放:来自地面沉积和吸入的剂量”可知, ^{235}U 和 ^{238}U 对于 ^{131}I 的乘数分别为 980 和 920。 ^{234}U 对于 ^{131}I 的乘数为 1070。

如暂不考虑厂房滞留量,排放到环境中的 UF_6 量为 100 kg,则金属铀为 67.61 kg。

根据《辐射安全手册》^[18]表 2.11,在 0.711% 富集度天然铀中, ^{234}U 、 ^{235}U 和 ^{238}U 摩尔质量分别为 0.0054%、0.72% 和 97.27%。

根据《辐射安全手册》表 2.1, ^{234}U 比活度为 2.30×10^8 , ^{235}U 比活度为 8×10^4 , ^{238}U 比活度为 1.24×10^4 ,单位为 $Bq \cdot g^{-1}$ 。计算过程如表 2 所示。

表 2 放射性活度数量计算过程 (0.711% 富集度)
Table 2 Calculation process of radioactivity quantity (0.711% enrichment)

计算过程	^{234}U	^{235}U	^{238}U	备注
摩尔百分比	0.005%	0.720%	99.270%	查《辐射安全手册》表 2.11
质量百分比	5.30997×10^{-5}	0.007110223	0.992836678	换算可得
重量/kg	0.003590267	0.480748	67.1292981	1000 kg 金属铀里各同位素的质量
比活度 / ($Bq \cdot g^{-1}$)	2.30×10^8	8.00×10^4	1.24×10^4	查《辐射安全手册》表 2.1
核素活度	8.26×10^8	3.85×10^7	8.32×10^8	由重量 \times 比活度可得
吸入剂量因子 / ($Sv \cdot Bq$)	0.0000094	0.0000085	0.000008	《电离辐射防护与辐射源安全基本标准 GB8871-2002》 ^[19] 的表 B7
呼吸率 / ($m^3 \cdot s^{-1}$)	0.00033	0.00033	0.00033	《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录 I
沉积因子 / ($Sv \cdot KBq^{-1} \cdot m^{-2}$)	0.0000016	0.0000015	0.0000014	《IAEA-TECDOC-1162》 ^[20] 第 100 页表 3
沉积速度 / ($m \cdot s^{-1}$)	0.0015	0.0015	0.0015	《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录 I
总剂量 / ($Sv \cdot Bq^{-1} \cdot s^{-1} \cdot m^3$)	$5.502 E \times 10^{-9}$	5.055×10^{-9}	4.74×10^{-9}	总剂量 $D_{总}/Q_X = D_{吸入} \times \text{呼吸率} + Vg \times D_{地面}$
与 ^{131}I 计算比	1070.428016	983.463035	922.1789883	乘数 = ^{234}U 的总剂量 / ^{131}I 的总剂量
与 ^{131}I 之比	1070	980	920	对 ^{234}U 取整,对 ^{235}U 、 ^{238}U 查《INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录 I 表 15 得到
各核素当量活度 /Bq	8.83565×10^{11}	37690643185	7.65811×10^{11}	由核素活度 \times 与 ^{131}I 之比
总当量活度 /Bq	1.68707×10^{12}			各组分活度之和

67.61 kg 铀(100 kg UF₆)泄漏释放的放射性活度的数量(相当于大气释放¹³¹I)

$$8.84 \times 10^{11} \times 1070 + 3.77 \times 10^{10} \times 980 + 7.66 \times 10^{11} \times 920 = 1.69 \times 10^{12} \text{ Bq}$$

即 1.69 TBq。

根据 INES 分级原则,将释放的活度的数量定义为相当于多少 TBq¹³¹I 的放射性当量,则只有分级表最高的 4 个级别(4-7 级)可用。而最低的 4 级,即没有明显场外风险、影响范围有限的事件(一般事故)被解释为:“导致放射学上相当于向大气释放几十到几百 TBq¹³¹I 的放射性量相应的环境释放的事件”^[21]。本文所述级联系统泄漏情况是远远达不到这个水平的(注:这些准则涉及这样的事故,其释放规模的早期评估只能是近似值。因此,使用各级别定义中的精确数值不合适。然而,为了有助于确保这些准则在国际上的解释相互一致,建议各级别之间的分界线是 500 TBq¹³¹I、5000 TBq¹³¹I 和 50000 TBq¹³¹I)^[21]。

无论从哪一个因素考虑,离心级联系统的核安全影响都是可控的^[22]。

3 从核安全监管的技术角度分析

针对相关铀浓缩厂中安全系统和设备、运行事件、操作限值与条件实例的描述,从核安全监管角度,分析如下:

(1) 级联系统 UF₆ 超压和泄漏。级联系统没有超过大气压的工艺环境,甚至包括供取料厂房也没有,且离心机对压力和轻杂质含量变化非常敏感,这两项是级联系统正常运行的关键参数,但对核安全影响相对较小。此外,密封破坏后 UF₆ 和水、油烃等反应生成 HF 以及铀化合物固体粉末,也会严重影响离心机分离效率和设备安全。

(2) 铀浓缩丰度控制。核电厂或买方对产品丰度的要求远远超出对核安全本身的考虑,产品的合格率关系着工厂收益。

(3) 冷却水中中子毒物浓度控制。低浓铀生产不需要冷却水中中子毒物。气体离心机装料量非常小,且由于离心机高速运转的平衡性

要求,为防止损机,不允许物料冷凝沉积。

4 监管建议

综上所述,铀浓缩厂级联系统核安全风险可控,核事故源项相对较小。在铀浓缩厂,对比级联系统,液化均质厂房的 UF₆ 泄漏、容器清洗厂房的核临界、三废处理、卸料大罐运行、贫料贮存和人员维修检修的辐射防护等更值得关注。

(1) 营运单位编写的安全分析报告不需要重点描写级联系统以及区段卸料事故等^[15],这些与核安全关系不大,都是工艺运行内容;而是应增加对贫料贮存、液化均质、容器清洗厂房核临界等的描述,这些是核安全隐患比较大的地方。上报国家核安全局的安全分析报告,应该符合核安全需要。

(2) 核电厂的质保分级已经非常完备,但铀浓缩厂的设备安全、质保分级缺少详细标准。核安全监管应立足自身监管需要,紧紧围绕核安全这个目的,完善自己独立的一套核燃料循环标准体系。

(3) 离心级联系统包含成千上万的单机设备、监测仪表等,如果将其定为核安全质保 QA1 级,根据《核燃料循环设施的报告制度》(HAF001/02/03)4.1.4 条“安全重要构筑物、系统和(或)部件故障、损坏失效的事件”,则按照每年万分之一的损坏率,营运单位也得每年按要求上报很多起事件报告,既无必要也无法执行。

参考文献

- [1] 李颖涵,王政.国际能源署发布《核电》报告[J].国外核新闻,2020(9):24-28.
- [2] 周生贤.环境保护部核与辐射安全中心20周年征文集序一[J].核安全,2009(4):1.
- [3] 赵国志.气体铀浓缩系统一级概率安全分析中事件树的建立[C]//中国核科学技术进展报告(第六卷)——中国核学会2019年学术年会论文集第4册(同位素分离分卷),2020-04,中国内蒙古包头:中国原子能出版社,2019:52-56.
- [4] 周思源.浅议核能与核电技术[J].数码世界,2017(7):95.

- [5] 国家核安全局. 中华人民共和国国家核安全局 2019 年年报 [R/OL]. (2020-06-23) [2021-05-18]. <http://henenghangyeht.kechuangfu.com/upload/file/20200628/1593328995637109.pdf>.
- [6] 国家核安全局. 铀转化和铀浓缩设施的安全 (征求意见稿) [S/OL]. (2020-06-09) [2021-05-18]. <http://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/sthjbs/202006/W020200615437383890898.pdf>.
- [7] 赵国志. 铀浓缩厂人因失效分析研究 [J]. 北京: 核安全, 2019, 18 (3): 84-88.
- [8] 荆永宇, 林华. 兰州铀浓缩厂核事故应急准备与响应 [C]. 第四届北京核学会核应用技术学术交流会: 北京核学会, 2006: 201-204.
- [9] 焦远征. 铀浓缩企业安全生产标准化建设研究 [D]. 衡阳: 南华大学, 2013.
- [10] 环境保护部核与辐射安全中心. 核安全综合知识 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2018.
- [11] 环境保护部. 关于印发《民用核燃料循环设施分类原则与基本安全要求 (试行)》的通知 [S/OL]. (2016-06-16) [2021-05-18]. <http://www.mee.gov.cn/gkml/sthjbgw/qt/201606/W020160621496199883640.pdf>.
- [12] 国防科技工业局. EJ / T20097-2016 铀浓缩厂设计准则 [S/OL]. (2018-12-06) [2021-05-18]. <http://www.doc88.com/p-3127859397462.html>.
- [13] 环境保护部核与辐射安全中心. 核安全相关法律法规 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2018.
- [14] 国家核安全局. HAD003/01 核电厂质量保证大纲的制定 [S/OL]. (1988.10.06) [2014-10-07]. <http://www.doc88.com/p-9843685439005.html>.
- [15] 生态环境部辐射源安全监管司. 关于征求核安全导则《核燃料循环前端设施安全分析报告的标准格式与内容 (征求意见稿)》意见的函 [S/OL]. (2020-09-25) [2021-05-18]. <http://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/sthjbs/202009/W020200925562722311403.pdf>.
- [16] 党仁亮, 陈博, 于金光. 级联系统遭地震破坏后六氟化铀泄漏计算 [C] // 中国核科学技术进展报告 (第五卷) —— 中国核学会 2017 年学术年会论文集第 4 册 (同位素分离分卷), 2018-04, 中国山东威海: 中国原子能出版社, 2017: 124-128.
- [17] 国际原子能机构 (IAEA), 经济合作与发展组织核能机构 (OECD/NEA). INES 国际核和放射性事件分级表使用者手册 [M]. 维也纳: 国际原子能机构, 2008.
- [18] 潘自强. 辐射安全手册 [M]. 北京: 科学出版社, 2011.
- [19] 国际原子能机构 (IAEA). 放射性应急评估和响应通用程序 (IAEA-TECDOC-1162) [S/OL]. [2021-05-18]. <https://www.earticle.net/Article/A274716>.
- [20] 核工业标准化研究所. GB8871-2002 电离辐射防护与辐射源安全基本标准 [S/OL]. [2021-05-18]. <https://wenku.baidu.com/view/9fb44ad385868762caaedd3383c4bb4cf6ecb778.html>.
- [21] 国家核安全局. NNSA-HAJ-0001-2020 国际核与辐射事件分级手册 [M]. 北京: 生态环境部核与辐射安全中心, 2020.
- [22] 国际原子能机构 (IAEA). 特定安全要求第 SSR-4 号核燃料循环设施的安全 [M]. 维也纳: 国际原子能机构, 2018.

Nuclear Safety Analysis of Cascade System in Uranium Enrichment Plant

Yang Zhen*

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

Abstract: According to the requirements of nuclear industry standards and nuclear safety related guidelines and standards, according to the analysis of accident results by event factors, the quantity of radioactivity released under the maximum hypothetical accident is calculated, and the nuclear safety level of cascade system of uranium enrichment plant is analyzed from the perspective of nuclear safety supervision. The cascade system can hardly cause radioactive pollution when it is controllable; Under uncontrollable extreme conditions, it can only cause nuclear event level risk, that is, ines grading principle is level 3 or below. Therefore, cascade plants and related equipment should not be the highest level in the nuclear quality assurance classification, and should not be the focus in the nuclear safety supervision, so as to make the regulations more rigorous.

Key words: uranium enrichment plant; cascade system; nuclear safety level

(责任编辑: 徐晓娟)

杨少锋,阮晨杰,徐维,等.基于阳江核电厂水母暴发期间增设水母网效果的研究[J].核安全,2022,21(3):33-37.

Yang Shaofeng, Ruan Chenjie, Xu Wei, et al. The Establishment of Jellyfish Net based on Jellyfish Outbreak in Yangjiang Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (3):33-37.

基于阳江核电厂水母暴发期间增设水母网效果的研究

杨少锋, 阮晨杰*, 徐 维, 李新贤, 朱剑锐, 林仙仁

(阳江核电有限公司, 广东 阳江 529941)

摘要:近年来核电厂海域水母频繁暴发,导致冷源安全难以得到有效保障,本文探讨了在现有拦截设施基础上在水母暴发期针对不同大小的水母增设不同孔径水母网的可行性。结果表明,水母网的增设有效地对水母进行了拦截,减小了水母对正式拦截网的冲击,降低了潜水作业的风险,达到降本增效的成效。

关键词:冷源;水母;拦截;降本增效

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 03-0033-05

一直以来,周边环境对核电厂的影响都是讨论的话题。核电厂从选址到运行再到退役的过程中会受到周围环境的制约^[1-2]。Huang 和 Li 等人^[3-4]揭示了海洋环境和生物对核电站的影响。结果表明,周边环境对核电站的安全运行具有十分重要的意义。Lair 等人^[5]发现电站的热放电和化学放电导致海生物的数量和正常生长期产生变化的频率逐渐增加。海洋生物暴发及其对电站周围水域的侵入将严重影响电站运行的安全。此外,近年来由海洋生物入侵引起的核电站事故时有发生。如何管理此类入侵以避免事故的发生成为核安全领域的一个热门话题。

阳江核电厂为拦截大型漂浮物及大型海生物,铺设了三道正式拦截网,为拦截细小海生物,铺设了两道拦截兜网(见图1),该措施虽然能有效应对非季节性海生物的侵袭,但无法有效应对季节性海生物的侵袭,如水母,每年4月至10月有大量水母侵入水渠,严重影响冷源取



图1 阳江核电厂冷源拦截设施布置总体图
Fig.1 General layout of cold source interception facilities of Yangjiang nuclear power plant

水安全^[6]。水母暴发对拦截网进行冲击,使拦截网堵塞的可能性大大提升,严重时会导致取水流量下降,需派遣潜水员进行清理,这样就增大了工作量及工作风险,以上问题亟待解决。

综上所述,为提升核电厂冷源安全,建立更深层次的海生物拦截体系,阳江核电厂考虑在自动监测系统的探测下增设临时水母拦截网(以

收稿日期: 2021-09-06 修回日期: 2022-03-02

作者简介: 杨少锋(1990—),男,技术员,机电一体化技术专业,现主要从事核电厂冷源相关工作

* 通讯作者: 阮晨杰, E-mail: 513484008@qq.com

下简称水母网),以应对水母暴发时对核电厂冷源运行安全的影响。本文从水母网选型、布置方式、拦截效率、成本节约等方面研究探讨在水母暴发期增设水母网的拦截效果。

1 实验

1.1 水母网选型

常用的拦截网材料有尼龙网、聚酯网、聚乙烯网等。尼龙网韧性较好,但耐老化性能较差,在渔业领域发展前景受限;聚酯纤维吸水性低、耐磨性较好,但其拉力及韧性较差;高密度聚乙烯纤维强度高、耐磨性好、比重轻、价格便宜、制备方便,在我国渔具产品的材料中约占60%,具有很好的应用前景;超高分子量聚乙烯耐老化性、耐磨性和耐环境开裂性良好,但其价格昂贵,通常为聚乙烯纤维价格的10倍左右^[7-14]。

水母网作为季节性材料使用,综合价格及性能等因素,本研究选用高密度聚乙烯作为水母网材料开展对比分析。

阳江核电厂海域主要有海蜇水母、海月水母及白色霞水母三种,三种水母幼体的伞径30-50 mm,成年海蜇水母的伞径300-600 mm,成年海月水母的伞径100-300 mm,成年白色霞水母的伞径200-300 mm^[15-16]。针对以上情况,选用三道网目孔径为125 mm的水母网和一道孔径为20 mm水母网分别用于拦截成年水母及幼年水母,并根据水母量调整水母网数量。

1.2 水母网布置设计

如图2所示,水母高发期(4-10月)主要以成年个体为主,在阳江核电厂回转池由外往里(图示中由左向右)依次布置孔径为125 mm、



图2 水母网布置情况

Fig.2 Layout of jellyfish network

125 mm、125 mm、20 mm,长度均为250 m,深度均为12 m的水母网。两道孔径125 mm的水母网起到多道屏障、纵深拦截的作用。在第一道水母网拦截到较多水母时,水母网受力增大,水上主缆局部下沉、底部主缆上升悬空,第一道水母网的拦截能力下降,这时第二、三道水母网起到加强拦截的作用,第四道水母网(孔径20 mm)主要拦截水母幼体和前三道网遗漏的少量成年水母。当大量水母来袭、上述四道水母网负荷较大、下游正式拦截网的水母量增加时,可适当增加水母网数量以加强拦截。

1.3 水母网拦截效率

选取2021年4月1日至2021年4月30日作为试验周期对水母网的拦截效率进行测试。由于与水母网相邻最近的(相距约200 m)拦截网为第一道铜合金网,故选取四道水母网与第一道铜合金网,分别从拦截数目与重量方面进行对比。

2 结果与讨论

2.1 拦截效率对比

水母网运行天数为30天,测试完成后对水母网进行整体检查,未见破损,且随着海水涨落潮,可将网上的水母残渣、粘液清除,运行情况良好。分别通过计数法记录水母拦截数量,通过称重法记录水母重量,在同等条件下对四道水母网与第一道铜合金网的水母拦截数目与重量进行对比(见图3)。结果表明,新增设的四道水母网的拦截量大于铜合金网的拦截量,大幅降低了水母入侵时对铜合金网的冲击,可保障铜合金网的完整性,证明了增设水母网的充分性。

2.2 成本对比

如图4、图5所示,未添加水母网前,水母涌入造成电厂取水口第一道铜合金网堵塞,并造成其载荷大幅度增加,促使第一道铜合金网的主钢缆卡扣松脱,还造成了铜合金网网口沉入水下,铜合金网的完整性降级。未增设水母网前,水母涌入对铜合金网造成冲击后需要大量人员对附着在网上的水母个体及残渣进行清

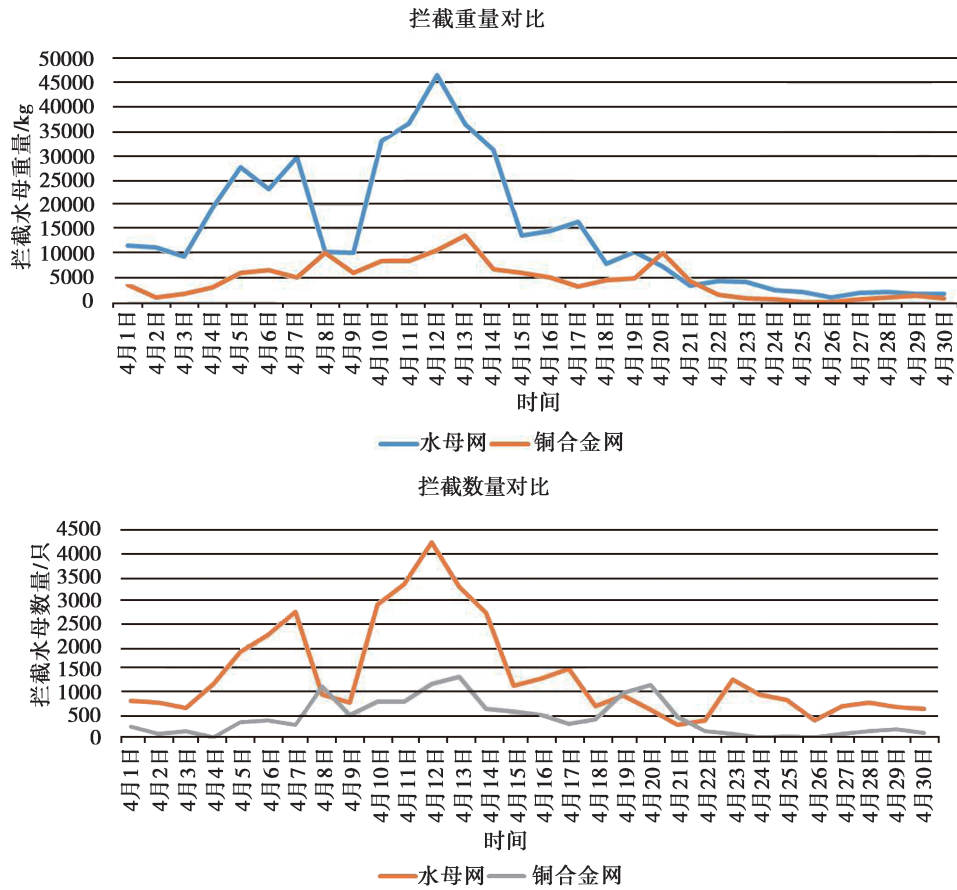


图3 水母网与铜合金网拦截水母重量及数目对比

Fig.3 Weight and number of jellyfish intercepted by jellyfish net and copper alloy net



图4 附着在铜合金网上的水母
Fig.4 Jellyfish attached to a web of copper alloy



图5 对附着在铜合金网上的水母进行清理
Fig.5 Clean the jellyfish attached to the copper alloy

理,且水下部分需要潜水员清理,清理效率低,潜水员成本高、水下作业安全风险高。如网体发生破损,需对铜合金网进行维护修复,若在使用过程中对其进行维护会使得拦截效率下降,对下游拦截设施造成冲击,冷源取水安全受到威胁,严重时需要大型设备入场对损坏的铜合金网等拦截设施进行整体更换;增设水母网后,水母网能有效拦截水母,人员在常规船上即可对水母网旁的水母进行打捞清理。此外,水母网的成本费用较低,且当水母网发生破损时,可随时快速更换,使用备用水母网的同时将破损网进行修补,不会对拦截系统的完整性造成破坏。此外,也会使下游正式拦截网的水母量减少,工作人员的作业量大幅减少,降低作业风险,经统计,每年大约节省数百万元,达到了降本增效的效果。

3 结论

通过布设四道临时水母拦截网,与临近铜合金网进行水母的拦截能力对比及对增设前后所需成本进行分析,可得出以下结论。

(1) 布设的临时水母网可有效拦截水母,降低下游正式拦截网堵塞失效的风险,冷源取水安全进一步得到保障。

(2) 布设的临时水母网能较大程度上降低作业风险。水母网可实现人工在船上打捞水母,白天、夜间均可开展作业,替代了潜水员水下清理水母的高风险作业,并解决了潜水员无法夜间潜水作业的难题。

(3) 布设水母网能有效降低成本。潜水员进行水下作业效率低,大量水母进入正式拦截网(铜合金网)需要大量的潜水班组清理,成本较高。布设水母网后,由于水母网便于清理,常规工作人员可在船上快速打捞水母,可大幅度降低人工成本。

综上所述,针对不同大小的水母可增设不同孔径的临时水母拦截网作为应对水母暴发期时大量水母入侵的手段,在拦截能力、维护费用、人员成本、作业风险等方面都有所改善,并且不会对拦截系统的完整性造成影响,这对核

电厂冷源安全具有重要意义。

参考文献

- [1] 阮国萍. 核电厂取水口堵塞原因分析与应对策略 [J]. 核动力工程, 2015, 36 (S1): 151-154.
- [2] 韩彬光, 汤德福, 吴群河. 滨海电厂厂排水水质及其对海洋生物影响 [J]. 环境保护前沿, 2017, 7 (1): 110-114.
- [3] Huang H, Quan J H, Liang Y. The network of power plant environmental monitoring system [J]. Nucl. Electron. Detect. Technol. 2013, 33 (8): 972-976.
- [4] Li M, Cai Z P. Effects of nuclear power plants on ocean environment and organisms: a review [J]. Marine Sci, 2001, 25 (9): 32-35.
- [5] Nicole L, Pihan, J C, Michel N. Conception et principaux résultats des études hydrobiologiques effectuées sur différents sites électronucléaires [J]. Revue generale nucleaire, 1980, 1: 31-44.
- [6] 李应峰, 周波, 谢冰. 核电站进水渠拦污网的改进与维护 [J]. 电力安全技术, 2015, 17 (11): 45-47.
- [7] 李美莹. 高性能聚乙烯纤维的生产技术和市场研究 [J]. 当代石油石化, 2007, 15 (11): 35-36+41+45.
- [8] 陈成泗, 胡开波, 陈建锋, 等. 高强聚乙烯纤维的产业化及其复合材料应用 [J]. 塑料, 2007, 36 (1): 86-90+50.
- [9] 吕生华, 梁国正, 何洋, 等. 超高相对分子量聚乙烯纤维研究进展 [J]. 化工新型材料, 2002, 30 (8): 13-16.
- [10] 丁亦平. 高性能聚乙烯纤维的开发及其应用前景 [J]. 纺织科学研究, 1999 (1): 34-38.
- [11] Ye J T, Wu T W, Lai Y, et al. Ultradrawing Properties of Ultra-High Molecular Weight Polyethylene/Functionalized Carbon Nanotube Fibers [J]. Polymer Engineering & Science, 2011, 51 (4): 687-696.
- [12] 闵明华, 黄洪亮, 石建高, 等. 渔用聚乙烯纤维研究现状及趋势 [J]. 海洋渔业, 2014, 36 (1): 90-96.
- [13] 石建高, 王鲁民, 陈晓蕾, 等. 渔用高强度聚乙烯和普通聚乙烯编织线的拉伸力学性能比较试验 [J]. 渔业科学进展, 2009, 30 (3): 125-130.
- [14] 石建高, 王鲁民, 陈晓蕾, 等. 渔用合成纤维新材料研究进展 [J]. 现代渔业信息, 2008, 23 (5): 7-10+13.
- [15] 李宗飞, 刘春胜, 庄志猛, 等. 生活史不同阶段的海月水母 (Aurelia sp.1) 与海蜇 (Rhopilema esculenta) 的相互捕食关系 [J]. 海洋与湖沼, 2012, 43 (3): 539-544.
- [16] 董婧, 王彬, 刘春洋, 等. 白色霞水母各发育阶段的形态 [J]. 水产学报, 2006, 30 (6): 761-766.

The Establishment of Jellyfish Net based on Jellyfish Outbreak in Yangjiang Nuclear Power Plant

Yang Shaofeng,Ruan Chenjie*,Xu Wei,Li Xinxian,Zhu Jianrui, Lin Xianren

(Yangjiang Nuclear Power Company Ltd., Yangjiang 529941, China)

Abstract: In view of the cold source safety can not be guaranteed due to the jellyfish outbreak in the sea area of nuclear power plant in recent years, based on the existing interception facilities, this paper discusses the feasibility of adding jellyfish networks with different hole diameters for jellyfish of different sizes in the stage of jellyfish outbreak. The results show that the addition of jellyfish network can effectively intercept jellyfish, reduce the impact of jellyfish on the formal interception network, reduce the risk of diving operation, save cost and achieve the effect of reducing cost and increasing efficiency.

Key words: cold source; jellyfish; intercept; reducing cost to increase benefit

(责任编辑：许龙飞)

于洋,郑丽馨,于海洋,等.高温气冷堆核电站运行事件准则分析[J].核安全,2022,21(3):38-45.

Yu Yang, Zheng Lixin, Yu Haiyang, et al. Analysis of Operating Event Criteria for High Temperature gas Cooled Reactor Nuclear Power Plants [J].

Nuclear Safety, 2022, 21 (3): 38-45.

高温气冷堆核电站运行事件准则分析

于洋^{1,*}, 郑丽馨², 于海洋³, 陈选相¹, 韩建成¹

(1. 华能山东石岛湾核电有限公司, 荣成 264312; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 3. 国核示范电站有限责任公司, 荣成 264312)

摘要:《核动力厂营运单位核安全报告》明确了12条运行事件报告准则,《核动力厂营运单位核安全报告指南》详细描述了压水堆、重水堆核电站运行事件准则的技术标准,并列举典型事例,但并未对高温气冷堆核电站进行特别分析和描述。高温气冷堆与压水堆、重水堆在技术上存在较大差异,为对高温气冷堆核电站报告运行事件提供指导,本文结合高温气冷堆核电站设计特点,建立高温气冷堆核电站运行事件准则分析方法,并使用该方法对12条准则进行分析,得出需要对《核动力厂营运单位核安全报告指南》补充说明的高温气冷堆核电站运行事件准则相关内容。

关键词: 高温气冷堆; 运行事件; 报告准则; 多堆带一机; 不停堆换料

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)03-0038-08

《中华人民共和国核安全法》从2018年1月1日起正式施行,规定国家建立核设施营运单位核安全报告制度。为落实《核安全法》的有关要求,生态环境部(国家核安全局)组织修订了《核动力厂营运单位核安全报告规定》(以下简称《报告规定》)(生态环境部令第13号),自2021年1月1日起施行,1995年6月14日国家核安全局发布的《核电厂营运单位报告制度》(HAF 001/02/01)同时废止。为配合《报告规定》的实施,配套发布了《核动力厂营运单位核安全报告指南》(以下简称《报告指南》)(生态环境部公告〔2020〕58号),为《报告规定》中所述各类报告的编写和上报提供指导^[1]。

《报告规定》作为部门规章具备法律强制

效力。《报告规定》明确了12条运行阶段事件报告准则;《报告指南》作为指导性文件,为保证准确判断运行事件报告标准,对12条准则进行了详细解读。《报告指南》对压水堆、重水堆核电站运行事件报告准则进行了详细的分析和说明,但并未结合高温气冷堆核电站特点进行单独分析。因此,笔者认为,有必要按照《报告规定》的要求,参照《报告指南》的分析,对高温气冷堆核电站的运行事件准则进行深入研究。

1 高温气冷堆核电站概述

华能山东石岛湾核电站高温气冷堆示范工程(以下简称示范工程)位于山东省荣成市,是世界首座具有第四代先进核能系统特征的球床

收稿日期: 2022-01-19 修回日期: 2022-02-10

基金项目: 国家科技重大专项子课题, 课题编号: 2018ZX06906-012

作者简介: 于洋(1988—),男,高级工程师,硕士,现主要从事高温气冷堆核电站核安全监督和安全分析工作

*通讯作者: 于洋, E-mail: 407138565@qq.com

模块式高温气冷堆核电站。2021年8月21日,反应堆首次装料,核电站进入运行阶段,自此发生的核安全事件需执行运行事件报告准则。高温气冷堆为球床式反应堆,燃料元件为包覆颗粒弥散在石墨基体上的球形元件,球床结构主要由石墨砖和碳砖构成,慢化剂和反射层材料为石墨,一回路冷却剂为氦气,由主氦风机驱动氦气冷却堆芯载出热量,二回路为水和过热蒸汽。高温气冷堆在基本安全功能的实现方式上,与压水堆、重水堆存在较大的差异,具体参见本文2.3节。另外,高温气冷堆核电站还有以下技术特点。

(1) 高温气冷堆核电站为“多堆带一机”模式,有多个核蒸汽供应系统模块(Nuclear Steam Supply System, NSSS),每个NSSS包括一个反应堆和蒸汽发生器,多个NSSS分别产生过热蒸汽后,汇聚至同一蒸汽母管,推动汽轮发电机组运行。示范工程为“两堆带一机”,后续推广的高温气冷堆核电站还存在“六堆带一机”的情况。为保证对运行事件准则的分析适用于所有高温气冷堆核电站,本文主要针对“多堆带一机”的情况进行分析。

(2) 高温气冷堆核电站可以实现“不停堆换料”。在反应堆运行过程中,由燃料装卸系统从堆芯卸出燃料元件,经过燃耗测量后,将乏燃料元件排出堆芯,将未达到燃耗深度的燃料元件返回堆芯。在反应堆运行过程中,可以通过新燃料装料系统装入新燃料元件,补充由于反应堆功率运行而减少的正反应性,保证反应堆有足够的后备反应性。

(3) 高温气冷堆有以下运行模式:功率运行(运行模式1)、启动(运行模式2)、正常停堆(运行模式3)、冷停堆(运行模式4)、维修停堆(运行模式5)^[2],如表1所示。

2 运行事件准则分析方法

结合高温气冷堆核电站设计特点,笔者参照《报告指南》对压水堆、重水堆核电站运行事件准则的解释,建立高温气冷堆核电站运行事件准则分析方法。

表1 高温气冷堆运行模式

Table 1 Operating mode of high temperature gas cooled reactors

运行模式	名称	参数
1	功率运行	反应性 ≥ 0.99 额定热功率 $\geq 30\%$
2	启动	反应性 ≥ 0.99 额定热功率 $<30\%$
3	正常停堆	反应性 <0.99 反应堆堆芯平均温度 $\geq 150\text{ }^{\circ}\text{C}$
4	冷停堆	反应性 <0.99 $150\text{ }^{\circ}\text{C} >$ 反应堆堆芯平均温度 $\geq 50\text{ }^{\circ}\text{C}$
5	维修停堆	反应性 <0.99 反应堆堆芯平均温度 $<50\text{ }^{\circ}\text{C}$

2.1 方法一: 运行事件准则分类

《报告规定》中明确了12条运行事件准则,包括:(1)核动力厂营运单位执行核动力厂运行限值和条件所要求的停堆;(2)核电机组超出安全限值或者安全系统整定值;(3)违反核动力厂运行限值和条件规定的操作或者状况;(4)导致核电机组主要实体屏障严重劣化或者处于明显降低核动力厂安全的没有分析过的状况;(5)任何对核电机组安全有现实威胁或者明显妨碍核动力厂现场人员执行安全运行有关职责的自然事件或者其他外部事件;(6)导致反应堆停堆保护系统和专设安全设施自动或者手动触发的事件;(7)任何可能妨碍构筑物或者系统实现停堆和保持安全停堆状态、排出堆芯余热、控制放射性物质释放、缓解事故后果等安全功能的事件或者状况;(8)同一原因或者状况导致具有停堆和保持安全停堆状态、排出堆芯余热、控制放射性物质释放、缓解事故后果等安全功能的系统的系列或者通道同时失效的事件;(9)放射性释放和辐射照射事件;(10)任何对核电机组安全有现实威胁或者明显妨碍核动力厂现场人员执行安全运行有关职责的内部事件;(11)网络攻击事件;(12)其他事件^[3]。

将以上准则分成四类:第一类是明显与堆

型技术无关的准则,这类准则无须根据高温气冷堆的特点进行单独分析,包括准则 5、准则 9、准则 10、准则 11;第二类是与运行技术规格书相关的准则,这类准则与运行技术规格书的编制方式有关,包括准则 1、准则 2、准则 3;第三类是与堆型技术关联密切的准则,这类准则是本文重点分析的内容,包括准则 4、准则 6、准则 7、准则 8;第四类是其他准则,包括准则 12。具体分类如图 1 所示。

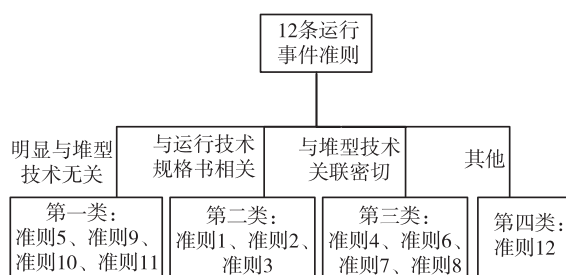


图 1 运行事件准则分类

Fig.1 Classification of operating event criteria

2.2 方法二：从始发事件角度分析

在高温气冷堆核电厂事故分析中,为了便于对事故瞬态进行分析,结合概率安全分析、实际运行经验和工程判断,将高温气冷堆核电厂各种可能的运行事件和事故工况按始发事件的性质和发生频率进行分类。通过定性分析,选出其中典型的、包络性的事故进行定量分析,高温气冷堆典型的始发事件可以归纳为六类事故:反应性事故、主换热系统事故、一回路失压事故、一回路进水事故、辅助支持系统事故、未能紧急停堆的各种预计瞬态(Anticipated Transients Without Scram, ATWS)。其中,ATWS 事故是单一的始发事件引起的反应堆紧急停堆时,控制棒由于故障无法及时下落导致的一类超设计基准事故^[2]。高温气冷堆核电厂的事故类型及部分始发事件举例,如表 2 所示。对每起始发事件,研究其事故发展序列,研究某一时序投入某一系统,用于缓解事故后果。以上投入的系统是保证反应堆安全的重要系统,为准则分析提供重要参考依据。

表 2 事故类型及部分始发事件举例

Table 2 Accident types and examples of some initiating events

事故类型	部分始发事件举例
反应性事故	(1) 一根反射层控制棒在功率运行工况下失控提升 (2) 一回路主氦风机误加速 (3) 一根控制棒在功率运行下失控提升同时发生运行基准地震 (4) 其他
主换热系统事故	(1) 丧失厂用电源 (2) 丧失正常给水流量 (3) 冷凝器失去真空 (4) 其他
一回路失压事故	(1) 压力容器和一回路隔离阀之间一根 DN65 mm 大连管断裂 (2) 反应堆冷却剂一根仪表测量管(DN10 mm) 破损或断裂 (3) 一回路安全阀误开启 (4) 其他
一回路进水事故	(1) 蒸汽发生器一根换热管小破口 (2) 蒸汽发生器一根换热管双端断裂 (3) 其他
辅助支持系统事故	(1) 反应堆辅助系统厂房内的氦净化系统一根管道破裂 (2) 放射性废液贮存罐的泄漏 (3) 其他
ATWS	(1) 一回路失压 ATWS (2) 丧失正常给水 ATWS (3) 其他

2.3 方法三：从三大基本安全功能实现方式角度进行分析

反应堆三大基本安全功能:反应性控制、导出堆芯热量、放射性物质的包容。在《报告指南》中,三大基本安全功能是分析运行事件准则的重要考虑依据。高温气冷堆与压水堆、重水堆相比,在三大基本安全功能的实现方式上有着较大差异,有必要从这个角度重点分析。

(1) 反应性控制方面。为实现高温气冷堆紧急停堆,可以引入负反应性的主要方式有三种:一是紧急下落控制棒;二是手动落入吸收

球;三是高温气冷堆负反应性温度系数具有很大的反应性补偿能力,由于具有较大的燃料和慢化剂负反应性温度系数,当发生事故时,依靠燃料元件的升温,也可以实现自动停堆。

(2) 导出堆芯热量方面。在事故停堆后,高温气冷堆堆芯的热量并不依靠一回路冷却剂的循环流动载出,而是通过堆芯由内向外的热传导和热辐射,将热量传递至非能动的余热排出系统缓慢载出。与压水堆不同,在高温气冷堆紧急停堆后,反而不希望一、二回路冷却剂继续循环流动,避免二回路主给水对直流式蒸汽发生器产生冷冲击,并避免一回路热端氦气流经反应堆压力边界而引起升温。

(3) 放射性物质包容方面。压水堆核电站实体屏障包括:燃料包壳、反应堆冷却剂系统压力边界和安全壳。参考压水堆核电站设置,高温气冷堆核电站中实体屏障包括:燃料颗粒包覆层、反应堆压力容器、低耐压通风型安全壳。其中,由于高温气冷堆不存在堆芯熔毁、一回路氦气活化水平较低等安全特性,与压水堆核电站相比,对安全壳的设计和功能要求有较大差异,有必要从该实体屏障功能的角度进行重点分析。

2.4 方法四:从系统级功能角度进行分析

《报告指南》中多条运行事件准则是从系统级功能的角度进行考虑的,如准则6、准则7。特别是针对高温气冷堆核电站特有系统,应结合运行模式的划分,从系统级功能角度分析,来判定是否达到运行事件报告标准。

2.5 方法五:依据高温气冷堆运行技术特点进行分析

与压水堆核电站相比,需根据“多堆带一机”“不停堆换料”等高温气冷堆运行技术特点进行分析,是否会对运行事件准则的执行带来影响。例如,在一台高温气冷堆机组的运行过程中,会存在多堆同时执行技术规格书的情况,对于停堆、后撤等内容,需考虑“多堆带一机”的特点。

2.6 小结

方法一对运行事件准则进行了梳理和分类,是后续分析的基础。参考《报告指南》对运

行事件准则的解释,概括出方法二、方法三、方法四和方法五。对于第二类、第四类准则重点使用方法五进行分析,对于第三类准则,根据每条准则的考虑角度,综合使用方法二、方法三、方法四、方法五进行分析。并且,在整个分析过程中坚持保守分析的原则。

3 高温气冷堆核电站运行事件准则分析

3.1 第一类准则

不需要对高温气冷堆核电站进行单独分析。

3.2 第二类准则

3.2.1 通过方法五分析“准则1”

《报告指南》中所指的“停堆”是指首个停堆模式,高温气冷堆首个停堆模式为“正常停堆”。高温气冷堆存在“多堆带一机”情况,运行限值和条件要求当出现共用系统不可运行时,可能会要求多堆均进入首个停堆状态。例如,示范工程为“两堆带一机”,两个反应堆均在满功率运行,一个交流重要母线及其配电子系统不可运行,未在72 h内恢复其可运行性,按照运行技术规格书,需要在36 h内将两个独立的核蒸汽供应系统模块进入正常停堆,在第15 h恢复交流重要母线及其配电子系统的可运行性,此时,首个反应堆已降至停堆模式、另一个反应堆仍处于降功率过程中,此时需要报告事件。综上分析,准则中的“停堆”是指首个非停堆状态的反应堆进入停堆模式。

3.2.2 对“准则2”的分析

高温气冷堆核电站与其他堆型核电站的安全限值、安全系统整定值设置不同,但不影响该条准则的执行。高温气冷堆核电站的安全限值包括:燃料温度限值、反应堆一回路系统压力限值。高温气冷堆核电站的安全系统整定值包括:源量程核功率,中间量程核功率,功率量程核功率,核功率负变化率,核功率正变化率,氦气热端温度,氦气冷端温度,一、二回路质量流量比,一回路系统压力负变化率,一回路湿度。单通道参数超过安全系统整定值,需要报告事件,其中

单通道是考虑到设备可靠性角度而提出的要求。

3.2.3 通过方法五分析“准则3”

《报告指南》中,运行限值和条件许可时间即运行限制条件许可的停运时间或者设备恢复的完成时间^[4],指许可恢复时间和退防到允许的运行模式时间之和。高温气冷堆运行限值和条件要求,当公用系统不可用时,存在退防多个反应堆的情况,此时从保守角度考虑,退防到允许的运行模式时间按单个反应堆退防时间计算。例如,示范工程为“两堆带一机”,运行技术规格书中要求,当超过设备许可恢复时间时,需要将两个反应堆退防到正常停堆模式,双堆退防时间为单堆退防时间的2倍,即36 h,此种情况下,退防到允许的运行模式时间按单个反应堆退防时间计算,即18 h。例如,现场发现,由于31 d前的某项变更工作导致1套新风过滤机组无法正常启动,时间已超过(许可恢复时间30 d+单堆退防时间18 h)。在发现后,立即进行维修,1 h内恢复新风过滤机组可运行性,执行反应堆降功率但并未完成停堆操作,此时应按照本准则报告事件。综上分析,运行限值和条件的许可时间为许可恢复时间和单堆退防到允许的运行模式时间之和。

3.3 第三类准则

3.3.1 通过方法二、方法三分析“准则4”

对高温气冷堆三道实体屏障进行逐个分析。

(1) 燃料颗粒包覆层的实体屏障。高温气冷堆设计中要求,在正常运行温度下,燃料元件的最高燃耗达到100 GWd/tU时,包覆燃料颗粒的破损率不超过 2×10^{-4} ^[3]。对于高温气冷堆燃料元件包覆燃料颗粒包覆层破损率,无法直接测量,但可以通过一回路冷却剂放射性活度浓度进行判断。综上分析,一回路冷却剂放射性活度浓度是燃料颗粒包覆层是否劣化的重要判断依据。

(2) 反应堆压力容器的实体屏障。反应堆冷却剂系统压力边界劣化的标准与压水堆核电厂的一致性主要包括:主冷却剂压力边界的焊接或材料缺陷超出验收准则;蒸汽发生器传热管严重劣化;违反核电厂《最终安全分析报告》

或者运行限值和条件中规定的压力-温度限制的低温超压瞬态。

(3) 安全壳的实体屏障。在压水堆中,安全壳是放射性向环境释放的最后一道屏障,也对事故后维持必要的冷却剂总量,保证堆芯的长期冷却起着至关重要的作用。而高温气冷堆对放射性物质的包容主要依赖具有高可靠性的燃料颗粒包覆层。由于燃料颗粒包覆层可以承受较高的温度,并且高温气冷堆具有较低的堆芯功率密度,在事故后可通过热辐射和热传导等自然机制将堆芯余热传递到排热系统,然后采用非能动系统传递到最终热阱,这样,高温气冷堆对反应堆冷却剂的流失并不敏感。即使对于所考虑的最严重事故工况,高温气冷堆的放射性释放都是有限的,并且具有很大的延迟,这种延迟为采取事故管理措施提供了较长的宽容时间。因此,高温气冷堆采用在原理上与传统的压水堆有较大区别的安全壳——低耐压通风型安全壳(也称为舱室,以下称为舱室)。在正常运行及事故工况下,由负压排风系统保证舱室处于微负压状态,使舱室内气体有过滤排放,若舱室压力超过爆破膜爆破压力,舱室内气体会直接通过爆破膜直接排放。下面对舱室及其负压排风系统功能进行分析。

在高温气冷堆核电厂事故分析中需要注意的是:(1)事故放射性释放源项的基本假设和分析方法均不考虑负压排风系统的过滤,通过梳理所有始发事件的事故发展序列,均保守假设负压排风系统失效,引起的放射性释放远低于释放限值,如对于隔离阀前一根DN65 mm连接管瞬时破裂始发事件导致的事故序列(见图2),其中并未考虑负压排风系统作用;(2)某些超设计基准事故的事故序列会导致舱室混凝土温度超温,进而影响对反应堆压力容器的支承功能,导致场外(包括厂址边界处)个人有效剂量超过50 mSv,舱室混凝土结构对于保证放射性物质的包容有着关键作用。综上分析,负压排风系统并不构成主要实体屏障,舱室混凝土结构是主要实体屏障,出现舱室混凝土结构功能丧失时,应按照准则4报送运行事件。

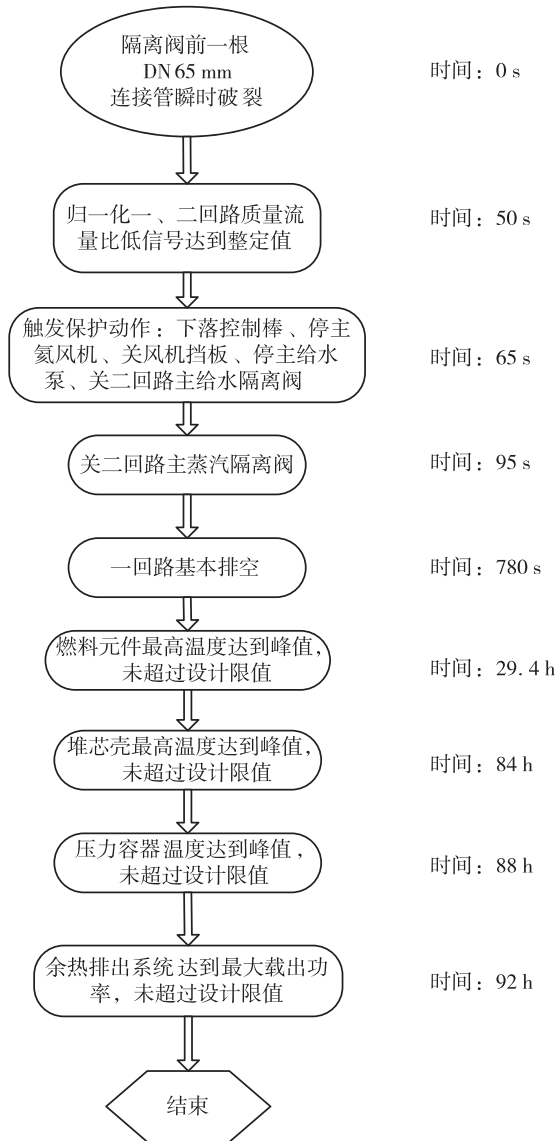


图 2 事故发展序列举例

Fig.2 Example of accident development sequence

3.3.2 通过方法三、方法四分析“准则 6”

压水堆核电厂的紧急保护停堆动作为紧急下落控制棒,用于保证反应堆安全,但对于高温气冷堆核电厂,紧急保护停堆动作除了紧急下落控制棒外,还包括一些连锁动作:停主氦风机、关风机挡板、停主给水泵、二回路隔离。其中,存在某些情况,部分停堆动作的系统会单独动作,需进行分析考虑。例如,未启动反应堆,主氦风机连续运行,此时主氦风机故障停运,但对于此类情况,并未涉及保护停堆的安全功能,不应考虑为运行事件;再如,如果某异常情况导

致冷氦温度过高,会通过多样性停堆系统触发停运主氦风机,此动作是为保证反应堆压力容器安全而产生的信号,应考虑为运行事件。因此,判断是否报送运行事件的标准,应重点从是否涉及反应堆安全功能出发。综上分析,对于紧急停堆的连锁动作(除紧急下落控制棒外的其他紧急停堆动作),为实现停堆和保持安全停堆状态、排出堆芯余热、控制放射性物质释放、缓解事故后果而产生的动作信号为有效信号,否则为无效信号,如果出现有效信号,需报告事件;在无效信号导致的动作中,如果一项或多项紧急停堆连锁动作(如停主氦风机、关风机挡板、停主给水泵、二回路隔离)但未紧急落棒停堆动作,此为单一部件级动作,而非系列级设备动作,不需要报告事件,如果紧急落棒动作,且动作发生时控制棒系统处于在线状态,则需要报告事件。

3.3.3 通过方法二、方法三、方法四分析“准则 7”

“准则 7”所指的构筑物、系统和设备用于缓解《最终安全分析报告》中“专设安全设施”和“事故分析”章节所述事故的后果。这里的事故包括预计运行事件和设计基准事故(稀有事故和极限事故)^[3]。在本准则中不包括对超设计基准事故序列分析所考虑的系统功能。

吸收球停堆系统是高温气冷堆核电厂特有的安全功能系统,它在不同运行模式下的系统功能并不相同,在事故分析中发挥的作用也不相同。对于预计运行事件和设计基准事故,吸收球系统并不执行备用停堆功能,而是作为辅助停堆手段,使反应堆达到更低温度的停堆(包括两个运行模式:冷停堆、维修停堆)。对于功率运行、启动、正常停堆这三个运行模式,当 ATWS 事故发生时,经分析判断堆芯次临界度不足后,紧急落下吸收球停堆系统,实现紧急停堆。但是,ATWS 事故为超设计基准事故,本准则不考虑超设计基准事故。综上分析,对于高温气冷堆核电厂与安全相关的特有系统,在不同运行模式下的安全功能存在差别,只在需要执行缓解预计运行事件和设计基准事故(稀有事故和极限事故)安全功能的运行模式下,才考虑本条准则。

分析高温气冷堆核电厂符合该准则的系统清单。对《最终安全分析报告》第16章运行技术规格书中的系统,根据方法二中的始发事件进行分析,识别高温气冷堆实现停堆和保持安全停堆状态、排出堆芯余热、控制放射性物质释放、缓解事故后果等安全功能的构筑物 and 系统,建议的清单如下:控制棒系统、吸收球停堆系统(结合运行模式考虑)、反应堆保护系统、事故后监测系统、一回路压力泄放系统、氦风机挡板、一回路隔离阀、余热排出系统、压力壳支承冷却系统、二回路隔离、蒸汽发生器事故排放系统等。

3.3.4 通过方法五分析“准则8”

《报告指南》对于共因失效未考虑到高温气冷堆核电厂“多堆带一机”的情况。“多堆带一机”有以下特点:每个NSSS模块均为复制设计;各模块实现安全功能的系统在设计上完全独立。因为复制设计,在某一NSSS模块中出现的异常,也可能在另一NSSS模块中产生同样的异常,从保守角度,将各堆产生异常叠加考虑。综上分析,在高温气冷堆核电厂中,考虑“同一原因或者状况导致具有停堆和保持安全停堆状态、排出堆芯余热、控制放射性物质释放、缓解事故后果等安全功能的系统的系列或者通道同时失效”时,出现不同NSSS模块的系统中一个或多个系列或通道同时失效的情况,因设计上要求各模块的安全功能系统是相互独立的,需要报告。

3.4 第四类准则

在反应堆功率运行期间,为保证足够的后备反应性,需进行不停堆装新料操作,新燃料装料系统为多堆共用系统,因此存在一定的误操作可能,将新燃料元件的装入错误反应堆堆芯。另外,高温气冷堆存在初装堆芯向平衡堆芯过渡情况,在该过程中,按照预计的计划,逐步装入不同比例的混合球(燃料元件和石墨球混合),装入不同富集度的燃料元件,以上操作也存在未按预定计划装入的可能。

虽然单个高温气冷堆燃料元件反应性当量较小,引入的正反应性也较小,但从保守角度考

虑,装新燃料涉及反应性操作,如果存在以下情况,应报告事件:错误对堆芯进行装料的事件,这类事件包括将新燃料装入错误堆芯、装入富集度不正确的新燃料等。

4 结论

通过以上分析,在《报告指南》原有描述的基础上,可对高温气冷堆核电厂运行事件准则进行如下补充说明,如表3所示。

表3 高温气冷堆核电厂运行事件准则补充说明
Table 3 Supplementary description of operating event criteria for high temperature gas cooled reactor nuclear power plants

准则条款	高温气冷堆核电厂补充说明
准则1	“停堆”是指首个非停堆状态的反应堆进入停堆模式
准则3	运行限值和条件的许可时间为许可恢复时间和单堆退防到允许的运行模式时间之和
准则4	(1) 一回路冷却剂放射性活度浓度是燃料颗粒包覆层是否劣化的重要判断依据 (2) 舱室负压排风系统并不构成主要实体屏障,舱室混凝土结构是主要实体屏障,出现舱室混凝土超温或结构功能丧失时,应报告事件
准则6	对于紧急停堆的连锁动作(除紧急下落控制棒外的其他紧急停堆动作),为实现停堆和保持安全停堆状态、排出堆芯余热、控制放射性物质释放、缓解事故后果产生的动作信号为有效信号,否则为无效信号,如果出现有效信号,需报告事件;在无效信号导致的动作中,如果一项或多项紧急停堆连锁动作(如停主氦风机、关风机挡板、停主给水泵、二回路隔离)但未紧急落棒停堆动作,此为单一部件级动作,而非系列级设备动作,不需要报告事件,如果紧急落棒动作,且动作发生时控制棒系统处于在线状态,需要报告事件
准则7	高温气冷堆核电厂与安全相关的特有系统,在不同运行模式下的安全功能存在差别,只需要在执行缓解预计运行事件和设计基准事故(稀有事故和极限事故)安全功能的运行模式下,才考虑本条准则

续表

准则条款	高温气冷堆核电厂补充说明
准则 8	高温气冷堆核电厂中, 在考虑“同一原因或者状况导致具有停堆和保持安全停堆状态、排出堆芯余热、控制放射性物质释放、缓解事故后果等安全功能的系统的系列或者通道同时失效”时, 出现不同 NSSS 模块的系统中一个或多个系列或通道同时失效的情况, 因设计上要求各模块的安全功能系统是相互独立的, 需要报告
准则 12	错误对堆芯进行装料的事件, 需要报告, 这类事件包括: 将新燃料装入错误堆芯、装入富集度不正确的新燃料等

本文建立了高温气冷堆核电厂运行事件准则分析方法, 对高温气冷堆核电厂报送运行事件准则进行了详细分析和说明, 为高温气冷堆核电厂报告运行事件提供实际指导。

参考文献

- [1] 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, 5 (S1): 27-33.
- [2] 华能山东石岛湾核电有限公司. 高温气冷堆核电站示范工程最终安全分析报告 [R]. 山东: 华能山东石岛湾核电有限公司, 2021.
- [3] 生态环境部. 生态环境部令 第 13 号, 核动力厂营运单位核安全报告规定 [S]. 北京: 生态环境部, 2020.
- [4] 生态环境部. 生态环境部公告 2020 年第 58 号: 核动力厂营运单位核安全报告指南 [S]. 北京: 生态环境部, 2020.

Analysis of Operating Event Criteria for High Temperature gas Cooled Reactor Nuclear Power Plants

Yu Yang^{1,*}, Zheng Lixin², Yu Haiyang³, Chen Xuanxiang¹, Han Jiancheng¹

(1. HuaNeng ShanDong ShiDao Bay Nuclear Power Co., Ltd, Rongcheng of Shandong Prov. 264312, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China; 3. State Nuclear Power demonstration plant Co., Ltd, Rongcheng of Shandong Prov. 264312, China)

Abstract: The “Regulations on Nuclear Safety Reporting of Nuclear Power Plant Operating Units” stipulates 12 operating events reporting criteria, and the “Nuclear Safety Reporting Guidelines for Nuclear Power Plant Operating Units” describe in detail the technical standards for the operating event standards of pressurized water reactor nuclear power plants and heavy water reactor nuclear power plants, and list typical examples, but do not analyze and describe high-temperature gas-cooled reactor nuclear power plants. There are large technical differences between high-temperature gas-cooled reactors and pressurized water reactors and heavy water reactors, in order to provide guidance for the reporting of operating events in high-temperature gas-cooled reactor nuclear power plants, this paper combines the design characteristics of high-temperature gas-cooled reactor nuclear power plants, establishes the analysis method of high-temperature gas-cooled reactor nuclear power plant operation event standards, and uses this method to analyze 12 guidelines, and derives the relevant content of the high-temperature gas-cooled reactor nuclear power plant operating events guidelines that need to be supplemented by the “Nuclear Safety Reporting Guidelines for Nuclear Power Plant Operating Units”.

Key words: high temperature gas cooled reactor; operating events; reporting criteria; multiple reactors and one steam turbine generator set; non shutdown refueling

(责任编辑: 徐晓娟)

臧小为, Yarmolenko MA, Koroleva MYu. 俄罗斯核电站运行事件及原因分析[J]. 核安全, 2022, 21(3): 46-56.

Zang Xiaowei, YARMOLENKO MA, KOROLEVA MYu. Analysis of Operational Events and Causes of Nuclear Power Plants in Russia [J].

Nuclear Safety, 2022, 21(3): 46-56.

俄罗斯核电站运行事件及原因分析

臧小为¹, Yarmolenko M.A.², Koroleva M.Yu.³

(1. 南京工业大学安全科学与工程学院, 南京 211816; 2. Department of physics, Francisk Skorina Gomel State University, Gomel 246019, Belarus; 3. Institute of Modern Energetics and Nanomaterials, D.Mendeleev University of Chemical Technology of Russia, Moscow 125047, Russia)

摘要: 统计分析了俄罗斯核电机组发生运行事件的特点和随时间的变化规律。结果表明: 2004-2019年, 俄罗斯核电站共发生703起运行事件, 平均每堆年发生的运行事件数量约1.22起。运行事件主要由0级事件和1级运行事件组成。俄罗斯轻水冷却石墨慢化堆机组每堆年发生的运行事件数量较多。当前俄罗斯加大核电机组的延寿升级和现代化改造工作, 逐步增大第三代改进型核电机组的装机容量, 积极推动热中子堆和先进快堆双元发展以及闭式燃料循环技术进步。相较于“人的不安全行为”, 俄罗斯核电站内“物的不安全状态”是导致核电站运行事件发生的根本原因。

关键词: 俄罗斯; 核电站; 运行事件; 数据; 统计分析

中图分类号: x946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)03-0046-11

核能被公认为是能够大规模替代化石能源、减少碳排放的清洁能源, 在应对气候变化、实现碳达峰碳中和等方面可以发挥重要作用^[1]。核安全是人类发展核能的前提和生命线^[1,2], 人类核能利用历史上的重大核事故向各国敲响了警钟。全球核电站事故数量虽少, 但是与一般的工业事故不同, 其最主要的区别在于对人类本身和生态系统有着长久且未知的影响。根据海因里希定律(Heinrich's Law)^[3], 要防止重大事故的发生, 必须减少和消除无伤害事故, 要重视事故苗头和未遂事故。国际核事故分级表(International Nuclear Event Scale, INES)将核事故分为7个等级, 对安全没有影响的事件为0级, 称为偏差; 1级到3级被称为核

事件; 4级到7级被称为核事故。0级到3级的核事件(运行事件)能够从侧面反映核电安全状况^[4]。因此, 针对核电站的运行事件进行分析和总结, 对保障全球核能安全健康与可持续发展具有重要意义^[1]。

目前, 国内外学者的相关研究主要关注核安全法律法规体系^[5]、核安全监管体系^[1,2,6]以及核事故对人体的辐射与化学影响等^[7-10]。吴宜灿等^[1]梳理了世界核电强国——美国、法国、日本、俄罗斯的核安全监管体制, 对比分析了中国的核安全监管体制以及当前形势下存在的问题。2021年, 日本政府提出的日本福岛核电站事故核废水的最新处置方案, 引起了国际社会的广泛讨论和高度关注。而作为同样是

收稿日期: 2021-12-01 修回日期: 2022-04-09

作者简介: 臧小为(1984—), 男, 讲师, 博士, 现从事工业安全与应急管理方面的研究

最严重的7级核事故的苏联切尔诺贝利事件也再一次进入了人们的视野^[8-10]。相较于核事故而言,运行事件不易引起社会和公众的足够重视。张力^[11]等从世界核电厂营运者联合会(World Association of Nuclear Operators, WANO) 1999–2008年的645份运行事件分析报告(Event Analysis Report, EAR)中筛选出人因事件432起,对事件的根本原因和原因因子进行分类统计,并运用统计分析软件SPSS进行相关性分析,分析了核电站运行事件中人误因素之间的交互作用。张廉^[12]等开展了中美核电厂执照持有者关于运行事件报告制度的比较研究。李光辉^[4]等在总结2006–2015年中国运行核电机组发生运行事件数量的基础上,建立了机组随时间发生运行事件的分析模型,并对中国核电厂在“十三五”期间的运行事件开展了趋势预测分析。

事实上,包括核电站运行事件报告在内的核数据,不仅在国防建设中发挥着重要的作用,而且在国民经济建设的很多领域有着广泛的应用,也在基础科学研究中扮演着重要的角色^[13-14]。但是目前存在的普遍问题是,用于进行统计分析的WANO各年度的EAR不是很齐全,有待搜集更为充足翔实的数据进行后续研究^[11]。俄罗斯继承了苏联时期的绝大部分核电站,是当今世界核电站研发和运营大国。俄罗斯的核电装机容量虽居于美国、法国和日本之后,但仍是全球核电出口数量最多的国家,且遥遥领先其他国家^[1,15]。近年来,中国引进了俄罗斯较为先进的核电技术,作为中俄合作重要内容的核能合作不断迈向新高度。此外,当前俄罗斯较好地建立了完备的核电站运行事件年度报告制度。因此,本文选择俄罗斯核电站运行事件作为研究对象,通过对最新的统计数据进行研判,分析俄罗斯核电站运行事件发生情况及主要特点,以期为中国核电站安全生产和安全监管提供参考。

1 研究方法和数据来源

本文的数据主要基于俄罗斯国家统计局统

计年鉴和俄罗斯环境、技术与原子能监察署年度报告^[16,17]。由于当前俄罗斯环境、技术与原子能监察署年度报告能够在线获取的年限范围为2004–2019年,因此本文主要针对2004–2019年间的俄罗斯核电站运行事件开展研究。

2 结果与讨论

2.1 核电站及运行机组

核能在俄罗斯能源构成中占有十分重要的地位,核能行业属于俄罗斯为数不多的可以出口创汇的高科技行业。俄罗斯政府认为,俄罗斯经济对电力需求的增长最好在很大程度上由核能来满足^[15]。由俄罗斯国家统计局数据可知^[16],俄罗斯核电站的发电量由2004年的1450亿千瓦时增加到2019年的2090亿千瓦时,增长了44.1%。核电在俄罗斯发电量中的占比从2004年的15.6%上升到2019年的18.7%左右。截至2019年12月,俄罗斯共有10座核电站正在运行。2020年5月22日,全球第一座海上浮动核电站“罗蒙诺索夫院士”号在俄罗斯楚科奇自治区的佩韦克港口正式投入运行。俄罗斯核电站的分布情况如图1所示。

由图1可以看出,当前有8座核电站坐落于俄罗斯欧洲部分。例如,在俄罗斯西北地区有位于北极圈科拉半岛的科拉核电站和位于列宁格勒州的列宁格勒核电站。在俄罗斯乌拉尔地区和远东地区各有一座核电站,分别是别洛亚尔斯克核电站和比利比诺核电站。1979年10月,苏联开始大规模建设罗斯托夫核电站,该核电站于苏联解体后的2001年被投入运行。罗斯托夫核电站也是当前坐落在俄罗斯最南部的核电站。俄罗斯核电站的地域分布情况同俄罗斯核电在能源构成中的占比情况相吻合。例如,2019年,在俄罗斯欧洲部分,核电在能源构成中的占比约30%;在俄罗斯西北部,比重为37%^[19]。此外,由图1可以看出,俄罗斯70%的核电站属于内陆核电站,只有三座核电站位于沿海地区。这三座坐落于沿海地区的核电站分别是科拉核电站、列宁格勒核电站和比利比诺核电站。俄罗斯核电站的运行情况如表1所示。

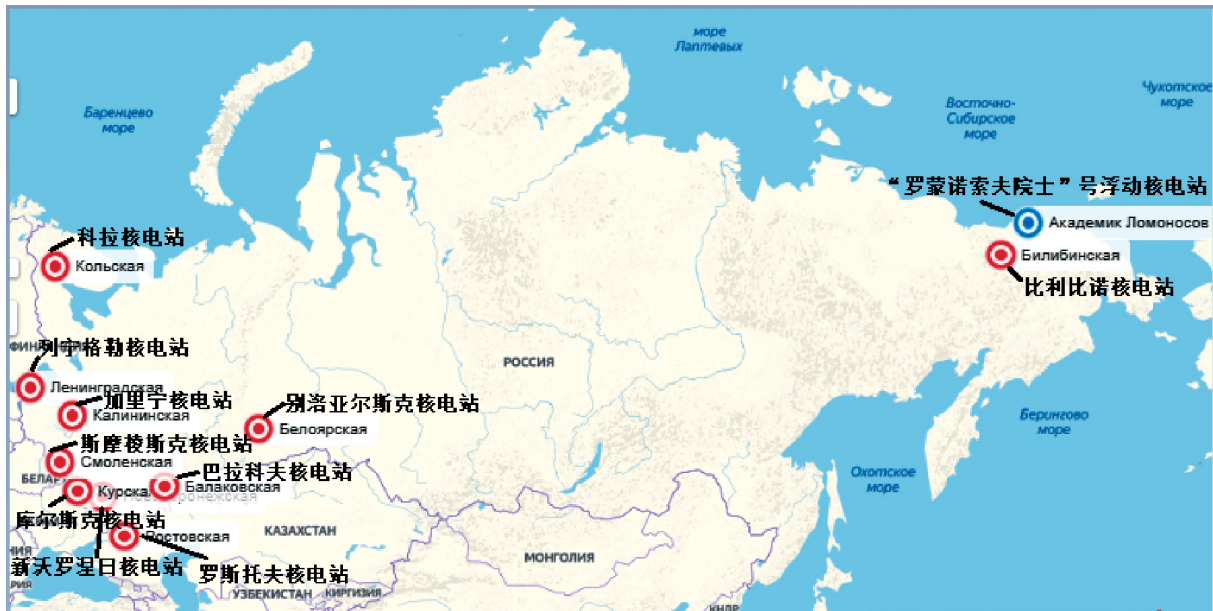
图1 俄罗斯核电站分布^[18]

Fig.1 Distribution of nuclear power plants in Russia

在表1的十座核电站中,别洛亚尔斯克核电站和新沃罗涅日核电站的运行时间较早。由表1可知,截至2019年12月31日,俄罗斯现役核电机组共有36台,反应堆类型主要包括压水堆、轻水冷却石墨慢化堆、钠冷快中子反应堆等。为了提高安全性和经济效益,一些老旧的机组将陆续退役。例如,到2025年,坐落于俄罗斯楚科奇自治区的比利比诺核电站的3台EGP-6机组将停止运行。苏联时期,别洛亚尔斯克核电站1号机组和2号机组(分别为石墨水冷堆AMB-100型和石墨水冷堆AMB-200型)的寿命分别为17年和22年;新沃罗涅日核电站1号机组(WWER-210反应堆)的寿命也仅为20年。由于机组延寿所需的设备更新的投资与延寿增收相比,机组延寿的经济价值突出,因此当前俄罗斯很重视对现役核电机组的延寿升级和现代化改造工作。例如,VVER-440机组从初始设计寿命30年延长到45年;VVER-1000机组的运行许可一般延至60年。2004-2019年间,俄罗斯核电站现役机组的反应堆型号及数量如图2所示。

2004-2019年,俄罗斯核电反应堆技术更

新换代速度较快。例如,2005年,AMB-100和AMB-200各一台机组处于完全退役状态。2005年,2台VVER-230机组开始停止运行,于2008年完全退役。VVER-210、VVER-365、VVER-440各一台机组分别于2009年、2009年和2016年停止运行。RBMK-1000、EGP-6各一台机组均于2018年停止运行。未来一段时间,新一代压水反应堆(VVER系列)和快中子反应堆(BN等系列)是俄罗斯核电非常重要的反应堆类型。相比较而言,石墨水冷堆,即RBMK和EGP系列反应堆接近淘汰。例如,苏联切尔诺贝利核电站采用的就是RBMK-1000型反应堆。自2009年开始,俄罗斯开始大量建设新一代压水堆机组,部分机组也已进入商业化运行阶段。相关的具体情况如表2所示。

由表2可知,除大规模建设的第三代改进型压水堆机组(VVER-1200)和VVER-TOI外,第四代钠冷快堆、铅冷快堆、铅铋冷却快堆系列机组也开始在俄罗斯少量建设。与此相对应的是,当前世界上绝大多数的核反应堆都属于第二代和第三代反应堆。当前在俄罗斯新沃罗涅日核电站和列宁格勒核电站已有四台第三代

表 1 核电站运行情况一览表
Table 1 List of nuclear power plants in Russia

序号	核电站名称	所在地区	核电机组投入运行时间 (停止运行时间) / 年	现役核电机组数量 / 台	现役反应堆类型, 数量 / 座	目前装机容量 / 兆瓦
1	加里宁核电站	特维尔州, 乌多米利亚市	1984, 1986, 2004, 2011	4	VVER* ⁽¹⁾ -1000, 4	4000
2	列宁格勒核电站 ^{#2)}	列宁格勒州, 索斯诺维博尔市	1973 (2018); 1975 (2020); 1979, 1981, 2018, 2020	4	RBMK * ⁽¹⁾ -1000, 2; VVER* ⁽¹⁾ -1200, 2	3200
3	科拉核电站	摩尔曼斯克州, 极光市	1973, 1974, 1981, 1984	4	VVER* ⁽¹⁾ -440, 4	1760
4	新沃罗涅日核电站 ^{#2)}	沃罗涅日州, 新沃罗涅日市	1964 (1984); 1969 (1990); 1971 (2016); 1972, 1980, 2017, 2019	4	VVER* ⁽¹⁾ -440, 1; VVER* ⁽¹⁾ -1000, 1; VVER* ⁽¹⁾ -1200, 2	3747
5	斯摩棱斯克核电站	斯摩棱斯克州, 德斯诺戈尔斯克市	1982, 1985, 1990	3	RBMK * ⁽¹⁾ -1000, 3	3000
6	库尔斯克核电站	库尔斯克州, 库尔恰托夫市	1976, 1979, 1983, 1985	4	RBMK * ⁽¹⁾ -1000, 4	4000
7	罗斯托夫核电站	罗斯托夫州, 伏尔加顿斯克市	2001, 2010, 2014, 2018	4	VVER* ⁽¹⁾ -1000, 4	4030
8	巴拉科夫核电站	萨拉托夫州, 巴拉科夫市	1985, 1987, 1988, 1993	4	VVER* ⁽¹⁾ -1000, 4	4000
9	别洛亚尔斯克核电站	斯维尔德洛夫斯克州, 扎列奇内市	1964 (1981); 1967 (1989); 1980, 2015	2	BN* ⁽¹⁾ -600, 1; BN* ⁽¹⁾ -800, 1	1485
10	比利比诺核电站	楚科奇自治区, 比利比诺市	1974 (2018); 1974, 1975, 1976	3	EGP* ⁽¹⁾ -6, 3	36

*1): VVER- 压水堆; RBMK - 轻水冷却石墨慢化堆; BN- 钠冷快中子反应堆; EGP- 小型石墨慢化沸水堆。

#2): 分别于 2017 年、2019 年投入运行的新沃罗涅日核电站 6 号、7 号机组, 又称新沃罗涅日 2 号核电站 1 号、2 号机组; 分别于 2018 年、2020 年投入运行的列宁格勒核电站 5 号、6 号机组又称列宁格勒 2 号核电站 1 号、2 号机组。

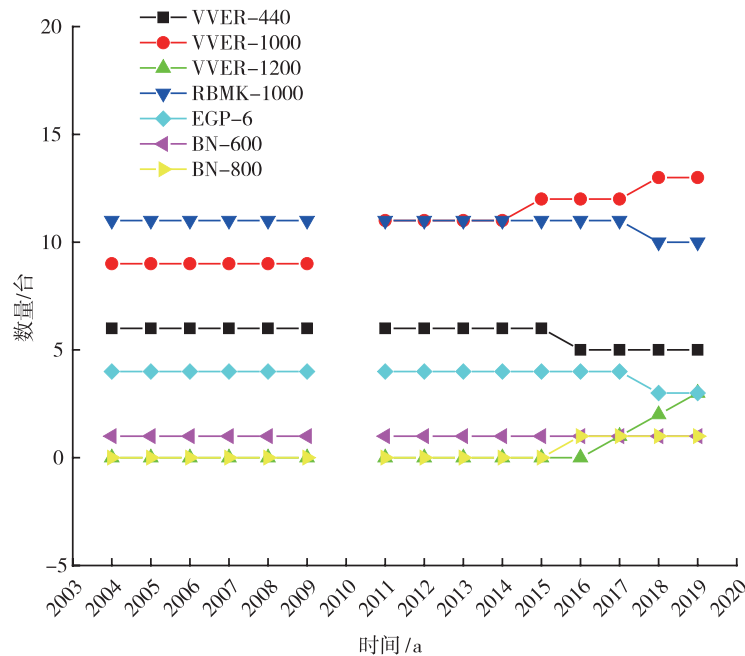


图 2 核电站现役机组的反应堆型号及数量

Fig.2 Quantity of different types of reactor in nuclear power plants

(注:2010 年官方数据缺失)

改进型 VVER-1200 核反应堆在运行。俄罗斯政府认为,为了提高核能效率,确保其技术和经济竞争力,俄罗斯第三代改进型核电机组的装机容量在俄罗斯总发电量的占比应为:2018 年为 13%;到 2024 年达到 26%;到 2035 年达到 40%^[15]。总的来说,当前俄罗斯核电拥有独立和先进的技术路径,核电发展思路顺应国际核电发展的主流趋势。根据俄罗斯国家核能 2035 战略,俄罗斯政府希望通过 VVER 热中子堆和先进快堆双元发展以及所掌握的闭式燃料循环技术,实现更高安全性和更具竞争力的核能发展目标^[15]。

2.2 运行事件及分类

核电技术的发展,并不能保证事故完全不会发生。2011 年发生在日本福岛核电站的严重事故更是凸显了这一点^[20]。核电站在运行过程中,由于工程技术措施、人为失误或环境条件会

造成运行事件。2004-2019 年,俄罗斯核电站运行事件数量如表 3 所示。

2004-2019 年,俄罗斯核电站共发生 703 起运行事件。在表 3 中,运行事件主要是由无安全意义的 0 级事件和 1 级运行事件组成,未发生 INES2 级及以上的运行事件。自 2011 年以来,俄罗斯核电机组 1 级运行事件呈一定程度的增多趋势,2015 年发生了 3 起 1 级运行事件。据统计,2004-2019 年,俄罗斯核电站平均每堆年发生的运行事件数量约 1.22 起。李光辉等统计了 2006-2015 年间中国 22 台运行核电机组发生的 171 起运行事件,平均每堆年发生的运行事件数量为 1.07 起^[4]。和中国相比,俄罗斯核电站平均每堆年发生的运行事件数量略高。但是不可否认,从整体而言,俄罗斯核电机组的安全业绩良好。俄罗斯核电站反应堆类型和运行事件的关系如图 3 所示。

表 2 正处于建造、安装、试运行和投产阶段的核电机组反应堆类型
 Table. 2 Types of reactor under construction, installation and commissioning

年份 / 年	压水堆				轻水冷却石墨化堆 RBMK-1000	钠冷快堆 BN-800	铅冷快堆 Brest-OD-300	铅铋冷快堆 SVBR-100	单位: 台
	VVER-1000	VVER-1200	VVER-TOI	VVER-TOI					
2004-2008	0	0	0	0	0	0	0	0	
2009	4	8	0	0	0	1	0	0	
2011	3	16	0	0	1	1	0	0	
2012	3	16	0	0	1	1	0	0	
2013	3	16	0	0	1	1	0	0	
2014	3	16	0	0	1	1	0	0	
2015	2	17	0	0	1	1	1	1	
2016	1	12	0	0	0	0	1	1	
2017	1	7	4	4	0	0	1	1	
2018	0	6	4	4	0	0	1	1	
2019	0	2	4	4	0	0	1	1	

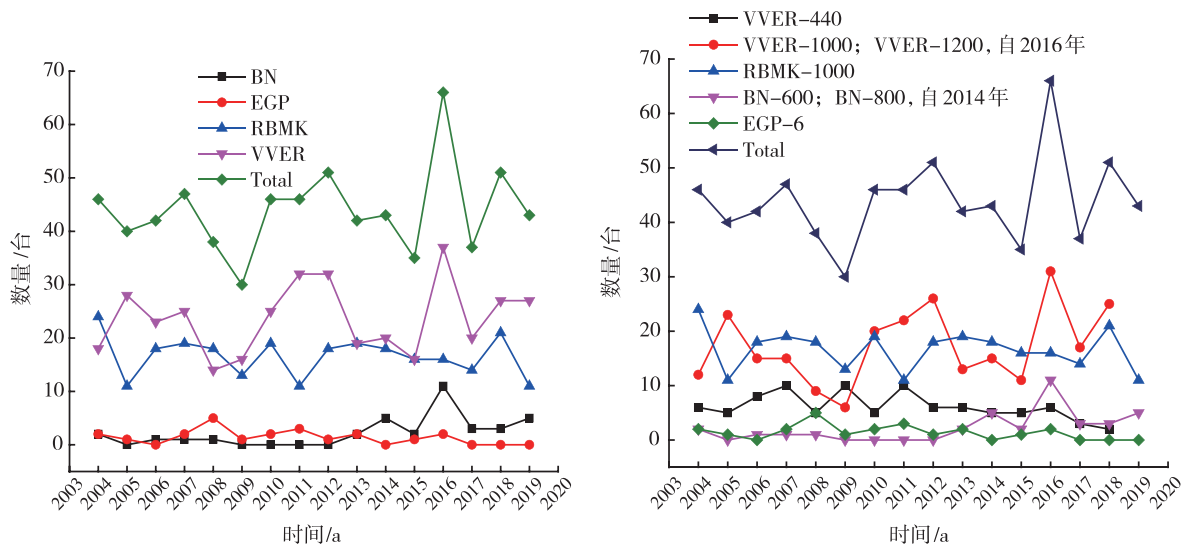
(注:2010年官方数据缺失)

表3 核电站运行事件

Table 3 Operational events of nuclear power plants

年度/年	运行事件总次数/次	0级运行事件次数/次	1级运行事件次数/次
2004	46	46	0
2005	40	40	0
2006	42	42	0
2007	47	47	0
2008	38	38	0
2009	30	30	0
2010	46	46	0
2011	46	44	2
2012	51	49	2
2013	42	41	1
2014	43	41	2
2015	35	32	3
2016	66	64	2
2017	37	36	1
2018	51	49	2
2019	43	43	0

由图3(a)可以看出,2004–2019年间,运行事件主要发生在采用VVER和RBMK堆型的核电站,其余依次为BN和EGP反应堆机组。由图3(b)可以进一步看出,2008年比利比诺核电站4台EGP-6反应堆机组,发生了5起运行事件,EGP-6反应堆机组每堆年发生的运行事件数量为1.25起。2004–2019年间,EGP-6反应堆机组每堆年发生的运行事件数量为0.34起。在俄罗斯别洛亚尔斯克核电站,分别于1980年和2014年投入运行了一台BN-600和BN-800反应堆。BN-800反应堆投入运行之前,BN-600反应堆机组运行平稳,平均每堆年发生的运行事件数量约0.7起。2014年以后,BN系列反应堆机组运行事件大量增加,2016年高达11起。2014–2019年间,BN系列反应堆机组平均每堆年发生的运行事件数量约2.42起。2004–2017年,共有11台RBMK-1000反应堆机组在列宁格勒核电站、斯摩棱斯克核电站和库尔斯克核电站运行;2018–2019年,10台RBMK-1000反应堆机组在运行。2004年、2018年RBMK-1000反应堆机组运行事件分别高达24起和21起。2004–2019年间,RBMK-1000反应堆机组每堆年发生的运行事件数量为1.53起。2016年之前,在



(a) 发生运行事件的反应堆机组

(b) 发生运行事件的反应堆具体型号

图3 反应堆类型和运行事件的关系

Fig.3 Relationship between reactor type and operational events

科拉核电站和新沃罗涅日核电站共运行 6 台 VVER-440 反应堆机组;2016-2019 年,有 5 台现役 VVER-440 反应堆机组。2004-2019 年间, VVER-440 反应堆机组每堆年发生的运行事件数量为 0.98 起。与 VVER-440 反应堆机组相比, VVER-1000、VVER-1200 反应堆属于当前俄罗斯的主力反应堆型号,2017 年之前共有 12 台 VVER-1000 反应堆在运行。2017-2019 年陆续有三台 VVER-1200 反应堆机组投入运行。2004-2019 年, VVER-1000、VVER-1200 反应堆机组平均每堆年发生的运行事件数量为 1.51 起。

BN-800、VVER-1200 等新型反应堆并网后,刚开始核电机组每堆年发生运行事件的数量较高。新型反应堆随着运行年限的增加,每堆年运行事件的发生次数呈现快速下降后趋于稳定的态势。这也是当今全球范围内,包括中国的核电机组运行事件的普遍规律^[4]。俄罗斯 EGP-6、BN-600、VVER-440、VVER-1000 等反应堆机组,经过多年的服役后,系统设备趋于稳定,运行人员逐步掌握了有关情况,操作更加熟练,管理制度更加规范,运行事件发生逐渐趋于稳定。然而也存在个例,如俄罗斯 EGP-6、RBMK-1000 反应堆均属于石墨水冷堆,而且服役时间相差无几,但这两个反应堆机组的运行状态却差距甚大。现在一致的看法是^[21], RBMK-1000 反应堆存在明显的设计缺陷^[22]。可以说,这也是 RBMK-1000 反应堆机组每堆年发生的运行事件数量较多、运行事件长期处于高发期的一个重要原因。

为了深入挖掘运行事件背后的重要信息,防止类似事件再次发生,1997 年 12 月 19 日原俄罗斯国家原子能监督局批准生效 97 版的《核电站运行事件报告和调查的程序规定》(Πο НΠ-004-97) 的规章^[23]。2008 年 5 月 14 日,俄罗斯环境、技术与原子能监察署通过了修订后的 08 版《核电站运行事件报告和调查的程序规定》(Πο НΠ-004-08)^[24]。08 版《核电站运行事件报告和调查的程序规定》的生效时间为 2008 年 12 月 1 日。

按照核电站事故严重程度和可能后果,97 版和 08 版规章均将事故划分为 A01-A04 四个等级。针对运行事件,97 版规章内定义 Π01-Π11 类运行事件,而 08 版规章对 97 版内的相关内容进行了调整,08 版规章内的运行事件分为 Π01-Π10 类。基于 97 版《核电站运行事件报告和调查的程序规定》,据统计,2004-2008 年,在俄罗斯核电站运行事件中占比最大的属于 Π09 类事件。Π09 类事件为由于系统(元件)故障和/或人员操作不当,或外部影响,将核电站装机的负载减少 25% 或更多。在 2004-2008 年,此类运行事件在总的运行事件中的占比分别为 47.8%、42.5%、40.5%、40.4%、39.5%。

基于 08 版《核电站运行事件报告和调查的程序规定》,2009-2019 年,在俄罗斯核电站运行事件中占比最大的属于 Π06 类和 Π09 类事件。Π06 类事件为单个故障/人员的违章操作触发的系统安全风险值未超过核电机组设计时的安全裕度。在 2009-2019 年,Π06 类运行事件在总的运行事件中的占比分别为 53.3%、0、37.2%、33.3%、23.8%、18.6%、28.6%、31.8%、27%、23.5%、34.9%。2009-2019 年,除 Π06 外,在俄罗斯核电站运行事件中占比较大的属于 Π09。Π09 类事件为由于系统(元件)故障和/或人员操作不当,或外部影响,将核电站装机的负载减少 25% 或更多。在 2009-2019 年,此类 Π09 运行事件在总的运行事件中的占比分别为 6.7%、0、20.9%、31.4%、21.4%、32.6%、28.6%、27.3%、32.4%、27.5%、34.9%。2004-2019 年核电站运行事件的直接原因如图 4 所示。

如图 4(a) 所示,2004-2019 年,导致俄罗斯核电站运行事件的直接原因包括机械、电气、液压、检测系统、环境条件和人的因素等多个方面。以 2019 年为例,如图 4(b) 所示,机械、电气和检测系统这三个方面的问题是导致俄罗斯核电站运行事件发生的三大直接原因。前人的研究表明,人因失误已成为当代社会导致重大事故发生的主要原因之一^[25]。但是可以看出,“人的不安全行为”或是“人的因素”并不是导致俄罗斯核电站运行事件发生的最主要因

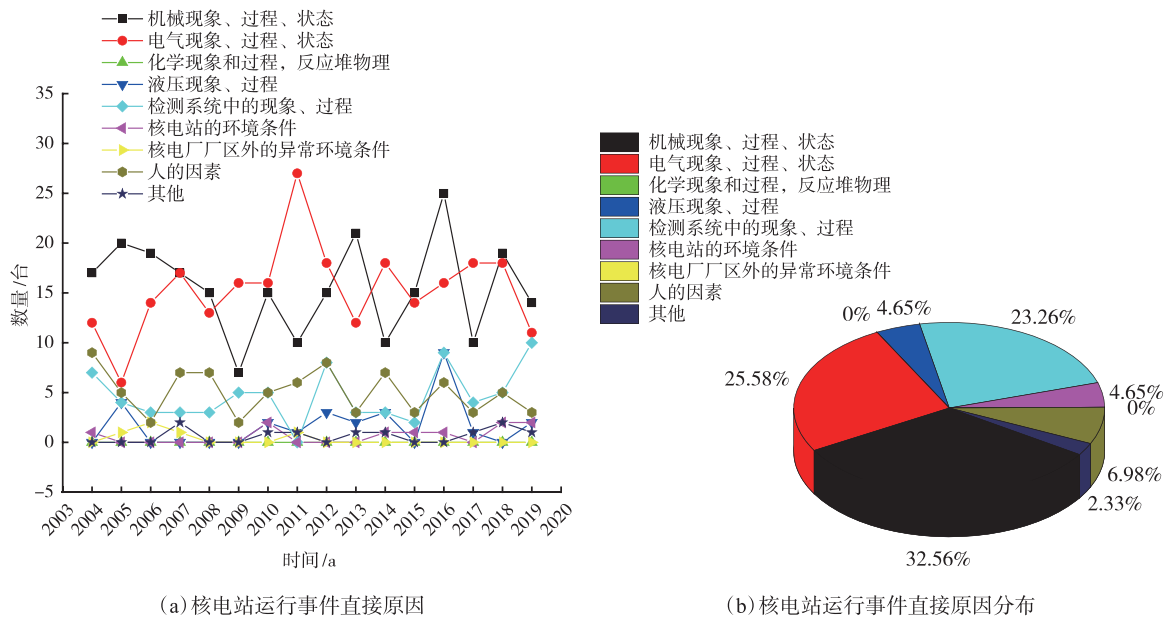


图 4 2004-2019 年核电站运行事件的直接原因

Fig.4 Direct causes of operational events of nuclear power plants in the period from 2004 to 2019

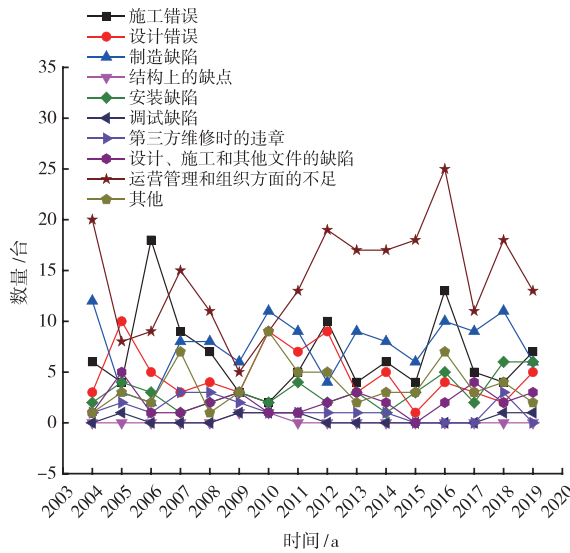
素。核电工业和一般工业领域相比,核电站内的工作人员的专业知识、个人素质等是有保证的。相反,对于核电站运行事件来讲,核电机组“物的不安全状态”更应引起高度关注,如反应堆设计的缺陷等。因此从某种意义上讲,实现核电站运行本质安全化最有效和直接的手段就是核能的技术进步。2004-2019 年核电站运行事件的根本原因如图 5 所示。

如图 5(a) 所示,2004-2019 年,导致俄罗斯核电站运行事件的根本原因包括施工错误、设计错误、制造缺陷等多方面原因。以 2019 年为例,如图 5(b) 所示,结构上的缺点、施工错误、制造缺陷和设计缺陷是导致核电站运行事件发生的根本原因。例如,2013 年列宁格勒核电站第一代 RBMK-1000 型反应堆出现了石墨块开裂而导致的运行事件。列宁格勒核电站 1 号机组停止运行,防止石墨砌体性能的进一步退化。事件发生后,改变石墨砌体的几何结构,以及反应堆的工艺通道(TK)和应急保护和控制棒通道(SUZ)的曲率变化,以保证运行安全。事后调查发现,导致运行事件发生的原因是设计缺陷。

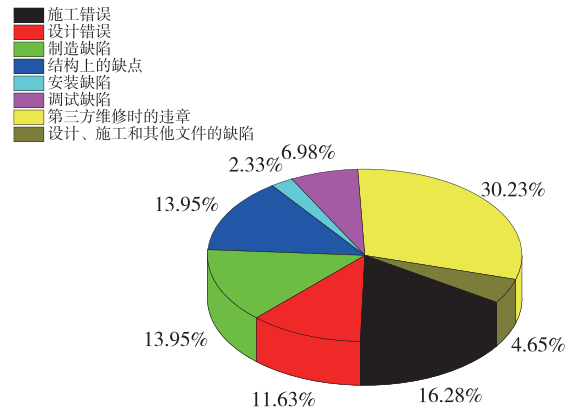
3 结论

(1) 2004-2019 年间,核电在俄罗斯发电量中的占比不断提高,俄罗斯重视落后核电机组的淘汰工作,努力对现役成熟稳定的核电机组进行延寿升级和现代化改造,逐步增大第三代改进型核电机组的装机容量。俄罗斯政府希望通过 VVER 热中子堆和先进快堆二元发展以及所掌握的闭式燃料循环技术,实现更高安全性和更具竞争力的核能发展目标。

(2) 2004-2019 年间,俄罗斯核电站共发生 703 起运行事件,平均每堆年发生的运行事件数量约 1.22 起。运行事件主要是由无安全意义的 0 级事件和 1 级运行事件组成。俄罗斯 RBMK-1000 反应堆机组每堆年发生的运行事件数量较多,运行事件长期处于高发期。相较于“人的不安全行为”,俄罗斯核电站内“物的不安全状态”,如结构上的缺点、施工错误、制造缺陷和设计缺陷是导致核电站运行事件发生的根本原因。



(a) 核电站运行事件根本原因



(b) 核电站运行事件根本原因分布

图 5 2004–2019 年核电站运行事件的根本原因

Fig.5 Root causes of operational events of nuclear power plants in the period from 2004 to 2019

参考文献

[1] 吴宜灿, 李静云, 李研, 等. 中国核安全监管体制现状与发展建议 [J]. 中国科学: 技术科学, 2020, 50 (8): 1009–1018.

[2] 张国庆. 俄罗斯的乏燃料与放射性废物管理 [C] // 中国核科学技术进展报告 (第四卷) ——中国核学会 2015 年学术年会论文集第 8 册 (同位素分卷、辐射研究与应用分卷、核技术工业应用分卷、核农学分卷、核医学分卷、核情报分卷), 2016–04, 中国四川绵阳: 中国原子能出版社, 2015: 461–466.

[3] Heinrich H W. Industrial accident prevention. a scientific approach [M]. New York & London: McGraw–Hill Book Company, 1931: 1–10.

[4] 李光辉, 董毅漫, 刘黎明, 等. 我国核电厂“十三五”期间运行事件趋势预测分析 [J]. 核科学与工程, 2018, 38 (05): 900–907.

[5] 杨丽丽, 张巧娥, 樊赞, 等. 我国《放射性废物安全管理条例》与俄罗斯《放射性废物管理联邦法律》的比较分析 [J]. 核安全, 2012 (4): 16–19.

[6] 孔庆军, 李峰, 朱杰, 等. 俄罗斯放射性废物管理现状 [J]. 辐射防护通讯, 2016, 36 (4): 9–16.

[7] Иванов ВК, Меняйло АН, Дрынова НН. Проблема зонирования территорий по фактору радиологического риска (Брянская область) [J]. Радиация и риск, 2015, 24 (2): 31–76.

[8] Власова НГ. Оценка доз облучения населения в отдаленном периоде после Чернобыльской аварии [D]. Санкт–Петербург, 2013.

[9] Yeager M, Machiela M J, Kothiyal P, et al. Lack of transgenerational effects of ionizing radiation exposure from the Chernobyl accident [J]. Science, 2021, 372 (6543): 725–729.

[10] Morton L M, Karyadi D M, Stewart C, et al. Radiation–related genomic profile of papillary thyroid carcinoma after the Chernobyl accident [J]. Science, 2021, 372 (6543): eabg2538.

[11] 张力, 邹衍华, 黄卫刚. 核电站运行事件人误因素交互作用分析 [J]. 核动力工程, 2010, 31 (6): 41–46.

[12] 张廉, 蔡汉坤. 中美核电厂领执照者关于运行事件报告的比较研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 71–76.

[13] 葛智刚, 陈永静. 核数据评价与建库研究 [J]. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2020, 50 (5): 19–28.

[14] 陈永静. 核数据专题·编者按 [J]. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2020, 50 (5): 5.

[15] ПРАВИТЕЛЬСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ. Распоряжение от 9 июня 2020 г. № 1523–р. МОСКВА [S].

[16] Federal State Statistic Service (Росстат). Russia in figures in the period from 2009 to 2019 (Россия в цифрах в период 2009–2019 годы) [R/OL]. [2020–10–01]. https://www.gks.ru/folder/210/document/12993. (in Russian).

[17] Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service of Russia (Ростехнадзор). The annual reports of

- the Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service of Russia in the period from 2009 to 2019 (Отчет о деятельности Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору в период 2009–2019 годы) [R/OL]. [2020–10–01]. http://www.gosnadzor.ru/public/annual_reports/. (in Russian).
- [18] Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. Радиационная обстановка на предприятиях Росатома [EB/OL]. [2021–12–01]. <https://www.russianatom.ru/>.
- [19] Росатом. Генерация электроэнергии [EB/OL]. [2021–12–01]. <https://www.rosatom.ru/production/generation/>.
- [20] 周涛, 李子超, 李兵, 等. 核电运行及事故颗粒物运动沉积分析方法研究 [J]. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2019, 49 (11): 24–46.
- [21] Robert Gillette. Chernobyl Design Flaws Made Accident Worse, Soviet Report Concedes [EB/OL]. (1986–08–23) [2021–12–01]. <https://www.latimes.com/archives/la-xpm-1986-08-23-mn-15781-story.html>.
- [22] Дмитриев В. М. Чернобыльская авария. Причины катастрофы [J]. Безопасность в техносфере, 2010 (1): 38–47.
- [23] Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций [S]. Утверждено постановлением Госатомнадзора России от 19.12.1997 № 12.
- [24] Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций. По НП–004–08 [S]. Утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 14.05.2008 № 3.
- [25] 张力, 王以群, 黄曙东. 人因事故纵深防御系统模型 [J]. 中国安全科学学报, 2002, 12 (1): 34–37.

Analysis of Operational Events and Causes of Nuclear Power Plants in Russia

Zang Xiaowei¹, YARMOLENKO M. A.², KOROLEVA M. Yu.³

(1. College of Safety Science and Engineering, Nanjing Tech University, Nanjing 211816, China; 2. Department of physics, Francisk Skorina Gomel State University, Gomel 246019, Belarus; 3. Institute of Modern Energetics and Nanomaterials, D.Mendeleev University of Chemical Technology of Russia, Moscow 125047, Russia)

Abstract: Based on the official data of Russian nuclear power plants and operating units from 2004 to 2019, statistical analysis of the characteristics and laws of nuclear power plant operational events overtime was given. The results showed that, 703 operational events occurred in Russian nuclear power plants, and the average number of operational events per reactor per year was about 1.22. Operational events were mainly composed of level 0 and level 1 operational events. Russia's RBMK–1000 reactor unit had many operational events per reactor per year. Russia eliminated backward nuclear power units, gradually increased the capacity of the improved third-generation atomic power units, and actively promoted the development of VVER thermal neutron reactor and advanced fast reactor and the progress of closed fuel cycle technology. Compared with “human unsafe behavior,” Russian nuclear power plants’ “unsafe state of things” was the root cause of nuclear power plant operational events.

Key words: Russia; nuclear power plants; operational events; statistics; statistical analysis

(责任编辑: 许龙飞)

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.

Gao Bingyan. Implementation and Transmission of Nuclear Safety Culture from the Perspective of “Training Theory” and “Cultural Discount” Construction of Roadcasting System. [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(3): 57-61.

“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

高炳焱

(中国核动力研究设计院, 成都 610000)

摘要: 保障安全是发展核事业的首要条件, 核安全是核事业发展的前提、基础和生命线。因此, 培育核安全文化, 让大家牢固树立“人人都是最后一道屏障”的理念需要先动先行, 打好提前量。本文聚焦核安全文化理念落地与传播体系的构建, 以中国核动力设计研究院(以下简称核动力院)为研究对象, 在“培养理论”和“文化折扣”双重视角下, 通过实地研究的方式, 梳理核安全文化落地时遇到的实际困难, 并有的放矢地提出高能、高效、高实用性的对策, 最后通过一系列实践与探索, 从全平台、全矩阵、全生态等角度立体化呈现核安全文化理念落地与传播体系构建的实效。

关键词: 核安全; 文化折扣; 培养理论

中图分类号: G21 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)03-0057-05

核安全是国家安全体系的重要组成部分, 事关国家安危、人民健康、社会稳定、经济发展及大国地位。核安全文化是指涉核组织长期积淀形成的关于核安全的理念、制度、标准、规范、习惯等。国际社会普遍认为, 核安全文化是存在于组织和个人中各种特性和态度的总和, 它建立了一种超出一切之上的观念。

核安全文化为什么重要? 如何有效建立其落地传播体系? 在明确课题研究内容与基本思路的基础上, 本课题聚焦当前时代背景下, 中国核动力研究设计院核安全文化落地与传播体系构建, 深挖优势、分析问题、提出对策, 最终呈现出实践成效。

1 新时代核安全文化落地传播的必要性

2014年, 第三届核安全峰会上, 习近平总书记提出了“理性、协调、并进”的核安全观, 强调“发展和安全并重”“培育核安全文化”, 呼吁建立健全的国际核安全体系、核应急体系、核安保体系。在国家层面, 《中华人民共和国核安全法》中第九条要求, 全国所有涉及核能的系统“应当建立培育核安全文化机制”。核安全文化的落地传播, 势在必行。

2020年9月, 中国明确提出2030年碳达峰与2060年碳中和目标, “双碳”目标下, 核能产业前景广阔。截至2021年, 我国核电占比已达4.99%, 在工业供气、清洁采暖、民用医疗、空间

收稿日期: 2022-05-09 修回日期: 2022-05-16

作者简介: 高炳焱(1983—), 男, 高级政工师, 硕士, 现主要从事宣传党建及思想政治工作

科研探索等领域的特殊应用价值也越发凸显,在能够预见的未来里,核事业将得到前所未有的发展。

尽管核技术应用广泛,但对于核安全知识的普及仍在起步阶段,邻避效应普遍存在。邻避效应是指居民或当地单位因担心建设项目对身体健康、环境质量和资产价值等造成诸多负面影响,从而激发人们的嫌恶情结,滋生“不要建在我家后院”的心理^[1]。大众习惯将“辐射”“变异”等词汇与“核”进行关联,想要消除人们“谈核色变”的心理,核安全文化宣传就不能仅仅停留在重复的、机械性的倡导,而是要进一步走深走实,入脑入心,进一步提高“核”以及“核安全”在普通群众中的接受度。

2 核安全文化落地与传播体系建设的方法与思考

2.1 优势

核动力院拥有一批珍贵的、尚待挖掘的历史素材,这些素材接地气、易共鸣,是核安全宣传工作中不可或缺的独家资源。同时,长期的宣传工作让核动力院与相关媒体形成了良好的互动,能够充分运用核工业历史中众多的人物、故事,通过媒体矩阵的共振效应讲好核安全故事,让核安全概念深入人心。

2.2 从文化折扣视角出发,观察存在的问题

2.2.1 落地不够实,效果有减量

“文化折扣”指的是因文化背景差异,市场中的文化产品不被其他受众认同或理解而导致其价值降低的情形。加拿大学者霍斯金斯和米卢斯在1988年发表的论文《美国主导电视节目国际市场的原因》中首次提出这一概念^[2],实际上,“文化折扣”也同样体现在核安全文化的传播过程中。不同家庭环境、教育背景的人们对“核”的认知、接受度存在极大差异,如果不能最大限度地做到“接地气”,就会让核安全文化的传播效果大打折扣。举例来说,一个家庭多人从事涉核工作并清楚相关知识原理的人,和一个成长空间相对闭塞,对核一无所知,只从互联网中看到过切尔诺贝利、福岛等核事故的人,两

者对核安全的认知是大相径庭的,那么同样的传播内容,很可能在这两个人身上产生相当的正向效果或负向效果。

在深入挖掘以往的传播历史时,我们发现,部分文章、视频由于作者是核领域的相关专业人员,制作过程充斥着大量的专业术语,没有做到用大白话讲故事、用具象符号代替抽象符号,一些核安全文化宣传工作流于形式,内容重复。这些要素聚合在一起,形成了认知壁垒,将受众隔绝在外。受众既没有足够理解传播内容的专业知识,又在日复一日的重复信息中失去了探究兴趣,文化折扣也就此产生,影响了传播效率。受众日常接收到的信息是趋近于无限的,他们不会主动打破壁垒,因此,内容生产者能否让内容更接地气成为解决问题的破盾之矛。

2.2.2 资源挖掘尚有余量

“文化折扣”现象背后的直接原因不同,但终极原因还是目标受众和传播者在文化背景上的差异,因此,需要我们了解目标受众并与之产生文化层面上的共鸣。

作为一个核安全文化资源富矿,核动力院有一批体量较大的优势资源能够作用于核安全文化宣传。无论是现存的老工业基地,还是大量的核事业亲身经历者,他们在无形中形成了一种核符号,尽管没有直接与核安全相关,但其丰富的历史故事可以作为软植入,当受众开始提高对核相关内容的接受度,核安全文化的宣传也可以顺势而上。

目前的核安全宣传工作需要跳出传统思路,资源挖掘不够深入,无论是遗址故事抑或人物故事,能够产生间接影响力的内容不够。换个角度说,这也是角色转换不到位,传播主体角色早已由生产者转向了服务者^[3]。基于生产者角色定位,主流意识形态网络传播以产品定位为基础,较少关注信息推出后的用户反馈,只管输出不管“售后”,扁平化的受众结构、网络的高度赋能与传播效果不佳,都要求我们重新审视自己、重新理解受众、重新梳理宣传思路。

2.2.3 传播生态缺乏活力

如果试图超越文化特征的限制,打破文化

折扣,就需要我们将传播内容共识化、泛区域化,从而提升传播效率,基于此,一个完整的传播生态链就变成了必需品。

建立传播生态链,考验的是决策者的顶层设计能力,单一个体不再能承担完全输出者的角色,一个完整的传播生态链需要布置相应的矩阵来打组合拳,同时,受众作为生态链的参与者,为生态链整体的宣传效果赋能的价值也不容小觑。本课题在实地调研中发现,受当前短平快宣传体系的影响,在核安全宣传方面,很少能做到一呼百应,也无法形成有效传播链条,影响了实际的传播距离。

2.3 从“培养理论出发”,找寻相关对策

2.3.1 落地落实需要把舞台搭好、把壁垒打破

美国传播学研究者们在研究过程中发现,大众媒介对信息进行选择和加工时会逐渐形成一个拟态环境。此种拟态环境在传播过程中,会逐渐使受众明显地感受到其对客观现实世界的影响,这种影响可以直接反映在受众的思维中,也就是培养理论^[4]。

简单来说,要营造舆论氛围,使受众产生一种共有的社会认知。

营造氛围,搭好舞台是关键,两微一端、一报多网,多平台才能延伸多触角,在互联网极度细分的情况下,多平台用户的交叉度会越来越低,因此,在不同平台搭建不同舞台才能抢占先机,构建中台。

找准了平台,才能细分受众,传播的底层逻辑是“引起兴趣”,细分后的用户画像可以做到更精确,如以微信、微博为代表的双微用户群体重互动,以B站、知乎为代表的用户群体重知识科普,新闻媒体用户重实时消息,甚至针对各个不同区域、不同性别的用户都需要做到精准的用户画像。如图1、图2所示,分别统计了核动力院微信平台关注用户的来源城市和性别分布。

以微信公众号为例,2021年第四季度,针对微信用户喜欢更加精品化的信息而精准投放了一分钟讲核安全系列动画,阅读次数明显增多,传播效果明显变好,如图3所示。

核安全文化不属于垂直领域,用户黏性非

城市	用户数	占比
1 成都	9624	34.16%
2 北京	3023	10.73%
3 乐山	1653	5.87%
4 上海	1119	3.97%
5 西安	767	2.72%
6 深圳	721	2.56%
7 重庆	608	2.16%
8 武汉	579	2.06%
9 哈尔滨	448	1.59%
10 绵阳	296	1.05%

图1 核动力院微信平台关注用户来源城市
Fig.1 Fans' Source cities of wechat platform of Nuclear Power Institute of China

性别分布

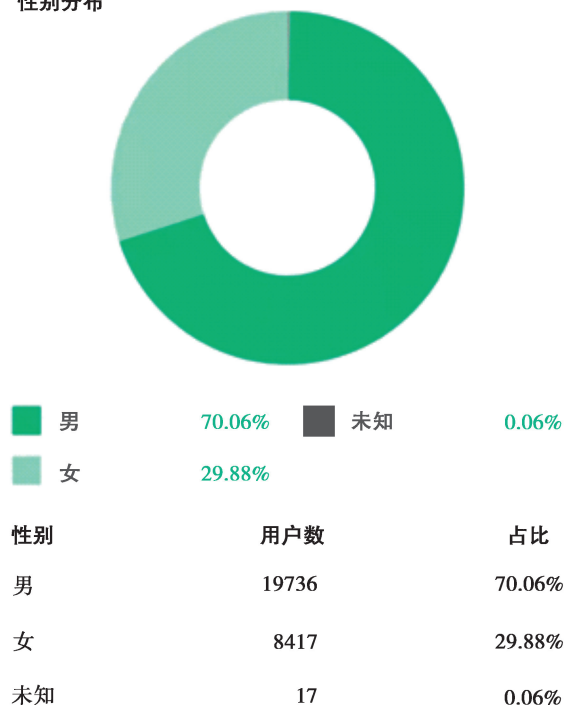


图2 核动力院微信平台关注用户性别分布
Fig.2 Gender distribution of fans on wechat platform of Nuclear Power Institute of China

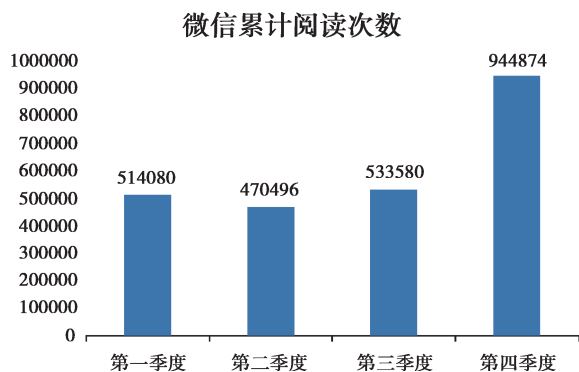


图3 2021年中国核动力研究设计院微信平台阅读次数

Fig.3 Reading times of wechat platform of Nuclear Power Institute of China in 2021

常难培养,更需要区分赛道、优化内容、引起兴趣、打破壁垒、畅通宣传渠道。

2.3.2 树立品牌意识,深挖优势资源

现代社会大众传播媒介对人们认识世界的影响是长期的、潜移默化的,在对受众的“培养”过程中,最集中、最高效的方式之一就是树立品牌,利用品牌效益^[5]。

核安全文化宣传,也需要一个有影响力、受众信心度高的品牌支撑,这也是核动力院的另一个优势所在。将核安全文化植入“中国核动力”这个大品牌里,借东风发力。

在品牌树立的同时,也要做好品牌维护,靠的就是深挖优势资源,通过高质量的内容输出,培养受众对品牌的认同感,在品牌与概念之间建立联系,让每一个故事都能形成对核安全文化理念的输出。

2.3.3 建好传播矩阵,打造良好生态

广泛与主流媒体、正向网络新媒体建立良好的战略合作机制。严格来说,核安全文化宣传打的也是一场舆论持久战,媒体之间良好的互动能够延长传播链,将核安全声音传播到更远的距离。

传统的涵化理论认为,只有媒介涵化受众的理论;但是在大数据时代,网络的便捷性、实时性、交互性,使得受众可以亲自参与到网络虚拟环境的构建过程中,媒介内容和展现方式会根据受众需求的反馈而进行调整^[6]。

同时,不能忽视用户在他们中的作用,他们既是舆论的制造者,也能轻易被舆论影响,增强用

户的参与感,打通生态链循环,引导受众形成正确的认识、建立价值共识,在融媒矩阵的合力下寻求最佳效果。

3 核安全文化落地与传播体系建设的实践与成效

自2021年以来,核动力院积极探索核安全文化落地与传播体系构建的路径,深入结合课题前期调查研究结果,从平台建设、媒体矩阵、传播生态三个维度全面开展实践。

3.1 平台建设方面

对内,核动力院在报纸《中国核动力》、杂志《中国核动力》及OA办公自动化系统方面持续发力,分发核安全文化内容,让院内员工对核安全入脑入心,避免“灯下黑”。

对外,核动力院2021年在微信公众号上推送近400条权威信息,其中涉及大量核安全知识科普,有力地提升了核安全文化影响力,关注人数突破10万,有了一定的受众基础。

在线下,中国核动力科技馆发挥了核安全文化传播的窗口作用,接待参观百余次。在内容方面,“一分钟”系列科普动画首次申报并获批省科技厅科普项目,上线四集,用轻量级的规模达到重量级效果。

3.2 媒体矩阵与资源深挖方面

核动力院与新华社四川分社建立官方合作关系,新华社将对核动力院相关工作进行持续关注;与央视总台、中青网、人民日报海外版、环球网等主流媒体搭建了顺畅的发声渠道。为了将优势资源“挖出来、亮出来”,积极树立先进典型,彭士禄事迹相关报道传播量破亿;参加四川省科技活动周,以1号展位特展身份亮相,强势宣传核安全文化;参加四川省庆祝中国共产党成立100周年“壮丽史诗,伟大飞跃”主题展览,重塑受众对“核与核产业”的认知,为后续的核安全文化传播奠定关键基础。

3.3 核安全文化生态方面

对受众的参与度更加重视,积极参与中核集团第七届“核你在一起”科普开放周,开展座谈会等一系列科普活动;在国防科工局第三届

帮扶夏令营活动中,组织青少年核科普活动,增强受众参与感,拓宽受众接触面;在微博端发起“中国核动力大盲盒”互动活动,近15万人次参与了活动。

一系列的活动进一步强化了品牌概念,增强了受众好感,让传播链条在受众端形成了闭环,同时积极收集了受众的信息反馈,及时根据用户感受调整宣传模式,推动传播生态链健康运行。

4 思考与总结

后新媒体时代,传播体系发生极大变化,一方面,呈现在人们眼前的信息海量增长;另一方面,单一信息的大量重复呈现让人们深陷信息茧房。在这样的情况下做好核安全文化落地与传播,需要内容、平台、生态圈三方协调合力,既保证信息发布的权威性,又做到接地气与讲故

事相结合,在存量博弈中取得胜利。

参考文献

- [1] 陈立宏.“邻避效应”之下,基础设施该不该建?[J].环境,2021(09),60-61.
- [2] 戴元初.“文化折扣”与城市品牌的跨文化传播[J].青年记者,2012(34),58-86.
- [3] 马小懿.基于移动互联网的区域传播创新策略与实践——评《互联网情境下的传播机制研究》[J].中国科技论文,2022,17(02),1.
- [4] 王锴鹏,蔡凌楚.“培养理论”视域下的传统文化栏目新形态探究——以《典籍里的中国》为例[J].声屏世界,2021(20),33-35.
- [5] 王嵘茗.新媒体视角下文化品牌传播创新策略研究[J].新媒体研究,2019,5(12),128-129.
- [6] 王永友,罗玉芝.智能化背景下主流意识形态网络传播的转向[J].学校党建与思想教育,2022(03),73-76.

Implementation and Transmission of Nuclear Safety Culture from the Perspective of “Training Theory” and “Cultural Discount” Construction of Roadcasting System.

Gao Bingyan

(Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610000)

Abstract: ensuring safety is the primary condition for the development of nuclear industry, and nuclear safety is the core of nuclear industry, The premise, foundation and lifeline of development. Therefore, we should cultivate a nuclear safety culture and let the To firmly establish the concept of “everyone is the last barrier”, we need to move first, Enough advance. This paper focuses on the implementation of nuclear safety culture and the construction of communication system, taking Nuclear Power Institute of China (hereinafter referred to as the Nuclear Power Institute) as the research object, through the dual perspectives of “training theory” and “cultural discount” and field research methods, sort out the practical difficulties encountered in the implementation of nuclear safety culture, and somePut forward high-energy, efficient and practical countermeasures, and finally through a series of Practice and exploration, three-dimensional presentation from the perspective of full platform, full matrix and full ecology.The effectiveness of the implementation of nuclear safety culture concept and the construction of communication system.

Key words: nuclear safety; cultural discounts; training theory

(责任编辑:梁 晔)

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.

Hua Xinchao, Li Xingxing, Pan Liangming. Research on Influence Factors of Heat Transfer Performance of Passive Containment Cooling System Based on Separated Heat Pipes [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (3): 62-69.

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

化新超¹, 李星星², 潘良明³

(1. 核动力运行研究所, 湖北武汉, 430000; 2. 武汉智汇元环保科技有限公司, 湖北武汉, 430000; 3. 重庆大学, 重庆市, 400030)

摘要: 针对基于“分离式热管”构成的非能动安全壳冷却系统, 通过数值模拟, 研究了热源功率、安全壳初始压力和冷源环境温度对 PCCS 瞬态特性和传热性能的影响。结果表明: 热源功率会直接影响系统工质工作温度, 从而对自然循环的流动不稳定性和循环流量造成较大影响。安全壳初始压力通过影响系统上水平管饱和温度, 从而对循环系统的流量、流动不稳定性造成影响。冷源环境温度会通过影响冷热源温差, 从而对循环系统的流量、流动不稳定性造成影响。基于“分离式热管”技术的非能动安全壳冷却系统具有良好的启动特性, 可实现事故工况下安全壳内热量的顺利导出。

关键词: 分离式热管; 非能动安全壳冷却系统; 启动特性; 流动不稳定性

中图分类号: TL333 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 03-0062-08

非能动安全壳冷却系统 (passive containment cooling system, PCCS) 是先进压水堆主要的设计特点之一^[1], PCCS 主要用于防止安全壳在事故工况下壳内压力超出安全限值, 并且能够在长时间内持续降低反应堆安全壳内的压力及温度。当电厂核反应堆发生事故时, 安全壳内的初始压力、事故释放的热量、冷却剂温度以及系统内的不凝气体等因素都会对 PCCS 热量的导出产生影响, 从而将对 PCCS 能否及时有效地冷却安全壳 (降低安全壳压力)、维持安全壳的完整性 (安全壳压力阈值 0.6 MPa) 以及包容放射性物质有着重大意义^[2], 因此, 有必要对 PCCS 传热性能的影响因素进行研究。

基于采用分离式热管技术构成的 PCCS 是

目前世界各核电大国先进压水堆安全设施的主要研究方向之一。在热管热量传输中, 主要依靠系统内工质相变, 从而吸收或释放潜热。在实际运行过程中工质可以在分离式热管蒸发段吸收热量后产生相变, 从而使工质密度降低, 然后通过系统上升段到达冷凝段。在冷凝段中, 系统内部工质将潜传递给外部热阱, 然后相应工质会凝结为密度较大的液相, 在重力的作用下, 最终液相工质通过系统下降管道重新返回至分离式热管蒸发段, 这样就完成了一个闭合循环。基于分离式热管的特性, 即传热温差大、可用于大型传热设备、对放射性物质具有包容性、可以远距离输热以及蒸发段、冷凝段换热面积具有可调性等特性, 而被作为先进反应堆的

收稿日期: 2021-07-13 修回日期: 2021-10-11

作者简介: 化新超 (1990—), 男, 工程师, 现主要从事燃料管理工作

PCCS 广泛研究^[3,4]。

目前存在的分离式热管构成的 PCCS 中, 冷凝器均是浸没于冷却水池中, 由于水池中的冷却水是一定的, 当水池中的水在事故工况下被全部蒸发完后, 此时就需要人为地给水池补充冷却水, 然而这样就大大降低了 PCCS 自身具有的安全特性。因此, 本文基于分离式热管构成的 PCCS, 在等比例模型缩小的假设下, 并在冷源处直接采用空冷冷却形式, 使用 RELAP5 热工系统程序对其进行建模, 待冷却水池的水全部蒸发完后, 研究热源功率、安全壳初始压力, 以及冷源空气温度对非能动安全壳冷却系统启动特性和冷却能力的影响规律。

1 非能动安全壳冷却系统模型

本文 PCCS 是基于分离式热管技术, 为了方便研究, 采用文献^[5]中试验台的设计原理(对安全壳整体进行比例缩小, 且安全壳内蒸汽的产生方式, 是采用电加热水的方式), PCCS 综合试验装置流程如图 1 所示, 根据 PCCS 相关几何参数、传热模型和压降模型利用 MATLAB 进行迭代稳态计算^[6], 使非能动冷却系统设计参数收敛, 计算流程如图 2 所示。

其中, PCCS 中的冷源换热器采用加肋片(目的是增加换热面积)的空冷形式, 以确保反应

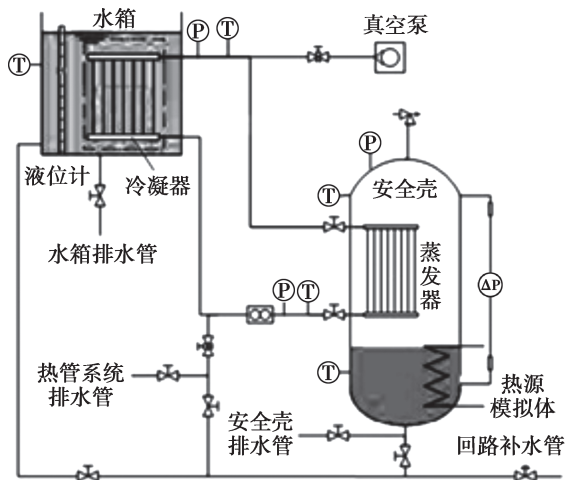


图 1 PCCS 综合试验台

Fig.1 Schematic Diagram of PCCS Test Facility

堆在事故工况时, 在水池中的冷却水被全部蒸发后, PCCS 仍能够无须外界人为干预, 以大气作为最终热阱, 长期有效地把反应堆安全壳内的热量持续带走, 为后续热阱和空冷的 PCCS 研究提供工况选点及整体换热性能趋势等参考。

图 3 为计算模型的节点划分图, 其中控制体 $3 \times \times$ 为电厂安全壳循环系统, 安全壳循环系统计算区域分为: 上封头、下封头、热源模拟体、上部蒸汽循环通道及下部水循环通道等。控制体 $2 \times \times$ 为采用分离式热管的 PCCS, 计算区域主要分为: 蒸发器、上升管、上水平管道、空冷换热器、下降管、下水平管道以及隔离阀等。系统主要参数如表 1 所示。

表 1 系统结构参数
Table 1 Parameters for system

名称	数值	名称	数值
安全壳高 H/m	5.0	肋片高 l/mm	30
安全壳直径 D/m	2.5	肋片厚 a/mm	2
冷热源芯高差 h/m	4.0	热管直径 d/mm	65
蒸发器热管根数	42	肋片间距 b/mm	1
空冷换热器热管根数	224	环境温度 T/K	293.15~323.15
安全壳初始压力 pC/MPa	0.3~0.55		

其中, 在空冷换热器的边界建模依据第一类边界条件, 即设定冷源的温度。换热器和冷源的换热系数的计算是依据 Churchill-Chu 关系式:

$$Nu = \left[0.825 + \frac{0.387 (Gr * Pr)^{1/6}}{\left[1 + \left(\frac{0.492}{Pr} \right)^{9/16} \right]^{8/27}} \right]^2$$

其中 Nu 系数为努塞尔数, Gr 为格拉晓夫数, Pr 为普朗特数。

热构建模型中, 计算水力控制体边界的热交换, 管道或容器壁的热传导, 使用的传导方程

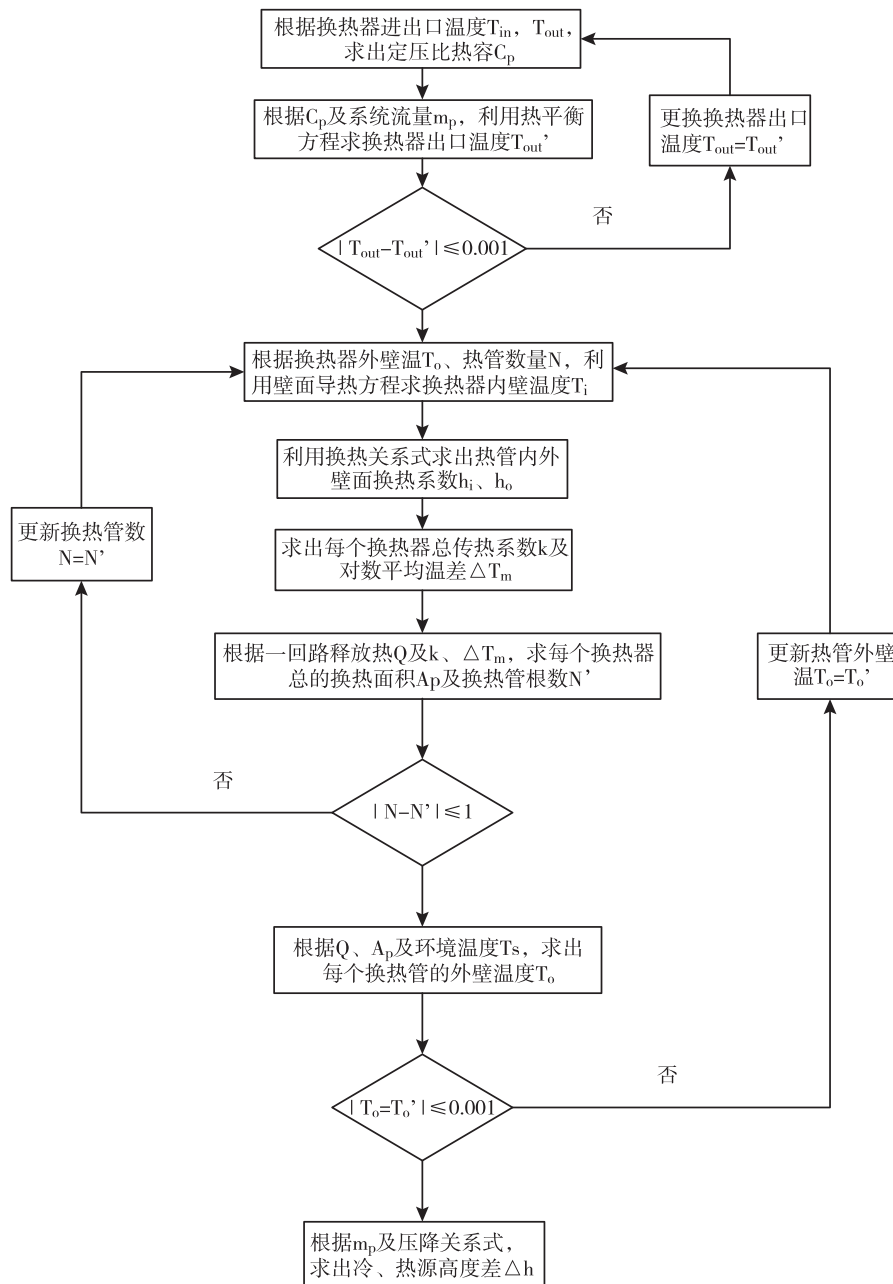


图2 PCCS 稳态计算流程

Fig.2 Steady state calculation diagram of PCCS

的积分式及边界条件为:

$$\iiint_V \rho(T, \bar{x}) \frac{\partial T}{\partial t}(\bar{x}, t) dV = \iint_S K(T, \bar{x}) \bar{V} T(\bar{x}, t) \cdot d\bar{s} + \iiint_V S(\bar{x}, t) dV$$

$$A(T)T(t) + B(T) \frac{\partial T(t)}{\partial \bar{n}} = D(T)$$

其中 s 为表面积, 单位 (m^2); S 为内热源, 单位 (J); t 为时间, 单位 (s); T 为温度, 单位 (K); V 为体积, 单位 (m^3); x 为空间坐标, 单位 (m); ρ 为

体积热容量, 单位 ($\text{J} \cdot \text{K}^{-1} \cdot \text{m}^{-3}$); A 、 B 、 D 为边界条件系数。

在压降模型中, 两相摩擦压降模型采用的是 Lockhart-Martinelli 关系式:

$$\left(\frac{\partial p}{\partial x} \right)_f = \frac{f_f W_f^2}{2D\rho_f A^2} \quad \left(\frac{\partial p}{\partial x} \right)_g = \frac{f_g W_g^2}{2D\rho_g A^2}$$

$$\left(\frac{\partial p}{\partial x} \right)_{2\Phi} = \Phi_f^2 \left(\frac{\partial p}{\partial x} \right)_f \quad \left(\frac{\partial p}{\partial x} \right)_{2\Phi} = \Phi_g^2 \left(\frac{\partial p}{\partial x} \right)_g$$

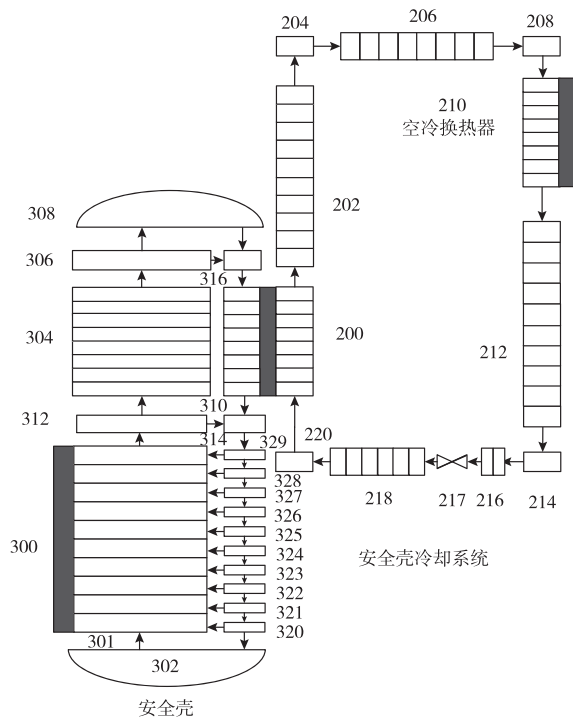


图3 PCCS 节点划分

Fig.3 Nodalization of model for the PCCS

$$\Phi_f^2 = 1 + \frac{C}{\chi} + \frac{1}{\chi^2} \quad \Phi_g^2 = \chi^2 + C\chi + 1$$

$$\chi^2 = \frac{\left(\frac{\partial p}{\partial x}\right)_f}{\left(\frac{\partial p}{\partial x}\right)_g}$$

其中参数 f 为摩擦因数, C 为拟合值, W 为质量流量, D 为直径, A 为截面积, ρ 为密度, χ 为无因次参数, 下标 g 为气相, 下标 f 为液相。

热管换热器的冷凝换热模型采用的是 *Shah* 换热模型:

$$h_{Shah} = h_{sf} \left(1 + \frac{3.8}{Z^{0.95}}\right)$$

$$h_{sf} = h_l (1 - X)^{0.8}$$

$$h_l = 0.023 \left(\frac{k_l}{D_h}\right) Re_l^{0.8} Pr_l^{0.4}$$

其中 Z 为和 X 有关的参数, X 为静态气相质量, h_l 为 *Dittus-Boelter* 系数, h_{sf} 为表面换热系数, Pr 为普朗特数及 Re 为雷诺数。

热管换热器沸腾模型采用的是 *Bromley* 膜态沸腾模型:

$$h_{FB} = 0.92163 \alpha_f \left(\frac{\rho_f - \rho_g}{\sigma}\right)^{1/8} \left(\frac{\rho_g K_g^3 (\rho_f - \rho_g) h'_{fg}}{\mu g \Delta T_s}\right)^{1/4}$$

上式中参数 α 为空泡份额, μ 为动力黏度, δ 为液膜厚度, ρ 为密度, 下标 f 为液相及 g 为气相。

由关系式计算得到的热管换热系数和热管不同外壁温对应的关系如图 4 所示(针对的是热管壁和空气介质的换热系数, 冷源空气的温度为 303.15 K)。所建立的模型经过敏感性分析、重复性实验和实验数据对比, 模型满足计算相关工况特性的要求。

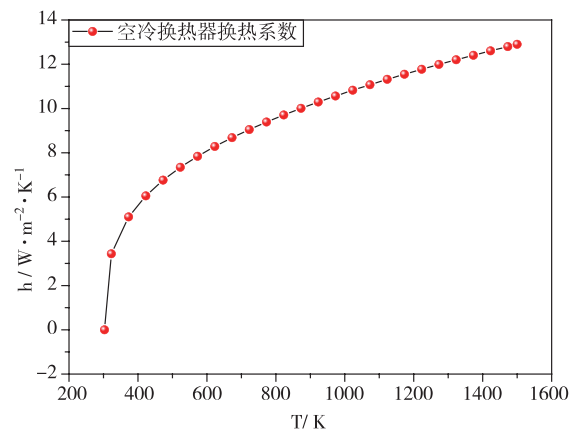


图4 热管换热系数随管壁温度变化曲线

Fig.4 Separate type heat pipe's heat transfer coefficient changes with the temperature of the tube wall

2 模拟结果与分析

2.1 模拟结果验证

为了验证模型的正确性, 在比对验证工况中, 模型按实验系统设置参数, 冷凝方式改为水冷。首先调节回路热管系统内初始充液率为 50%、初始压力为 0.45 MPa、加热功率为 50 kW、模拟系统启动方式采用液柱启动。图 5 给出 PCCS 水冷系统流量在 1200 s 内的瞬态变化过程和实验数据运行过程的对比, 实验启动阶段由于采用的是液柱启动方式, 回路热管系统流量 W 在启动后迅速达到最大值, 该值超出流量计最大量程范围, 随时间的运行, 系统流量最终稳定。即启动 0-600 s, 为稳定循环建立阶段, 模拟和试验数据差别较大, 在 600 s 之后, 模拟系统运行结果能够很好地吻合试验运行数据, 并

在系统流量稳定后自然循环流量误差为 3.53%。由此可见,模拟系统运行的结果能够在稳定后较好地吻合实验的运行过程,因此以下分析均在系统流量稳定后进行研究分析。

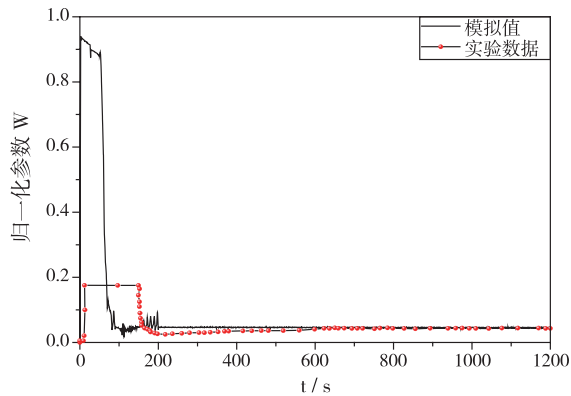


图5 PCCS 流量模拟计算值与实验值对比
Fig.5 Measured and calculated values of flow

2.2 热源功率

图6给出了功率 P 为 200 kW、250 kW、300 kW 下,系统循环流量 W 随时间 t 的变化曲线。当回路热管系统初始工况、冷源大气环境温度、安全壳初始压力相同时,随着 P 的增加,回路热管系统的 W 不断增大,循环流量波动加剧,这是由于当 P 增加时,PCCS 要带走更多的热量,系统循环流量 W 必须增大。相同工况下, pc 越高,PCCS 中蒸发器的进、出口焓差就越大,相应流体的欠热度数 (N_{sub}) 也越高,PCCS 流量就越容易发生自然循环流动不稳定性。系统中流体的

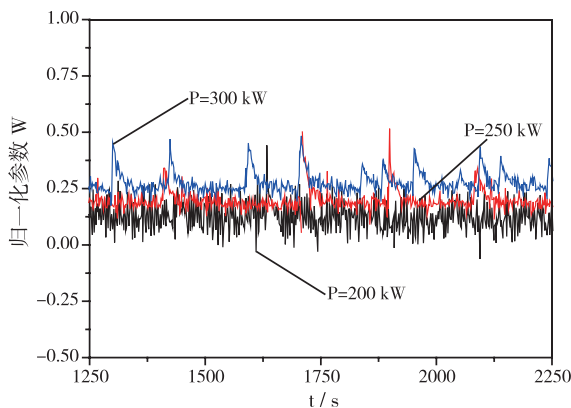


图6 热负荷对系统循环流量的影响曲线
Fig.6 Flow of PCCS changing with heat loading

相变数 (N_{pch}) 和功率 P 呈正比例关系,且一定 N_{sub} 范围内, P 越大,自然循环流动不稳定性越剧烈。

从图7可知,在启动 500 s 后,随着功率增加, pc 呈现下降、上升、快速上升不同的变化趋势,这是由于 PCCS 可以全部带走 200 kW 以下的热量,而不能全部带走 250 kW 以上的热量,造成安全壳的压力升高,当安全壳的压力值升高到一定值时(大于安全壳初始值),此时 PCCS 带走的热量和 P 平衡,安全壳的最终稳定值仍小于安全壳限值,表明 PCCS 仍有效,但在启动的 0~200 s 内,不同 P 下, pc 均呈现下降的趋势。这种现象表明,采用液位差启动的方式,前期 PCCS 有较大的循环流量,回路热管系统总的带走热量的能力大于释放热量,使得安全壳压力迅速下降。因此回路热管系统的液位差启动方式,在事故工况下能够较好地实现安全壳的压力快速下降,是一种相对降压效果良好的 PCCS 启动方式。

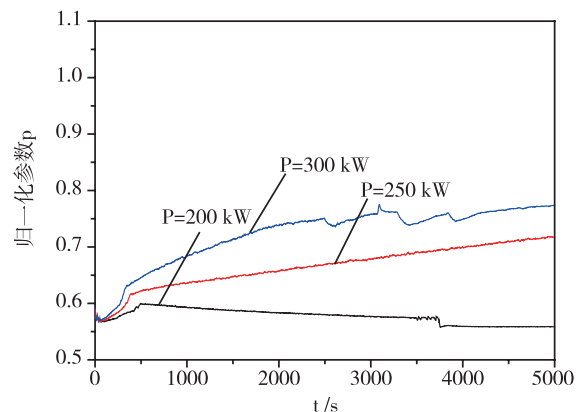


图7 热负荷对安全壳压力的影响曲线
Fig.7 Containment pressure changing with heat loading

2.3 冷源温度

图8给出了环境温度 T 为 293.15 K、313.15 K、323.15 K 下,系统循环流量 W 随时间 t 的变化曲线。当回路热管系统初始工况,即加热功率、安全壳初始压力相同时,随着 T 的增加,回路热管系统的 W 不断减小,流动不稳定性呈现加剧的趋势,这是由于当 T 增加时,PCCS 和环境温差梯度减小,冷凝段和蒸发段密度差相对减

小,自然循环驱动力减小,使得系统循环流量 W 减小。

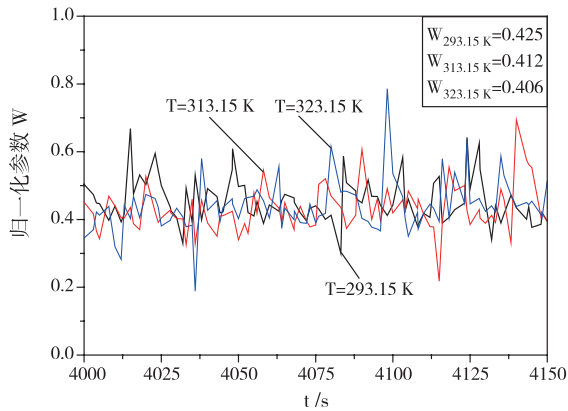


图8 环境温度对系统循环流量的影响曲线
Fig.8 Flow of PCCS changing with ambient temperature

从图9可知,在启动500 s后,随着 T 的增加, p_c 呈现快速上升、下降、平衡等不同的变化趋势,这是由于 PCCS 在初始压力值附近的情况下,可以全部带走此时 200 kW 的热量。当环境温度为 323.15 K 时,热管系统换热量与系统释放热量基本平衡, p_c 基本保持恒定值不变。而当环境温度小于 323.15 K 时,最终 p_c 值较小。这是由于安全壳前期温度和环境温度的梯度更大, PCCS 循环流量越大,带走热量也相应越大,安全壳压力降低速度越快。同时表明在 PCCS 投入运行时,使空冷换热器周围的环境温

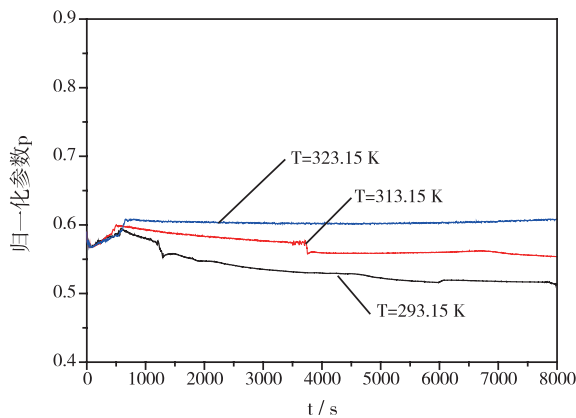


图9 环境温度对安全壳压力的影响曲线
Fig.9 Containment pressure changing with ambient temperature

度减小(可以采用增强大气对流等方法),有利于 PCCS 热量传出,且降压效果良好。

2.4 安全壳初始压力

图10给出了在 P 为 250 kW 时,流量 W 随时间 t 的变化特性。随着安全壳初始压力 p_c 的增加,热管系统循环流量 W 越大,流动不稳定性也越剧烈,如安全壳初始压力 p_c 在 65% p 时 (p 是模拟工况中最大的安全壳初始压力),循环系统流量的流动不稳定性只是比较小的密度波流动不稳定性;而在安全壳初始压力 p_c 为 85% p 和 100% p 时,回路热管系统均发生更为剧烈的流动不稳定性,且安全壳初始压力 p_c 为 100% p 时,系统不稳定性的频率最高,且幅度也最大。这主要是由工质的 N_{sub} 以及 N_{pch} 决定的^[7,8]。即相同工况下, p_c 越高, PCCS 中蒸发器进、出口焓差越大,相应的流体 N_{sub} 越高, PCCS 流量就越易发生自然循环流动不稳定性。系统流体 N_{pch} 和 p 呈正比例关系,且在一定的 N_{sub} 范围内, p 越大,自然循环流动不稳定性就越剧烈。

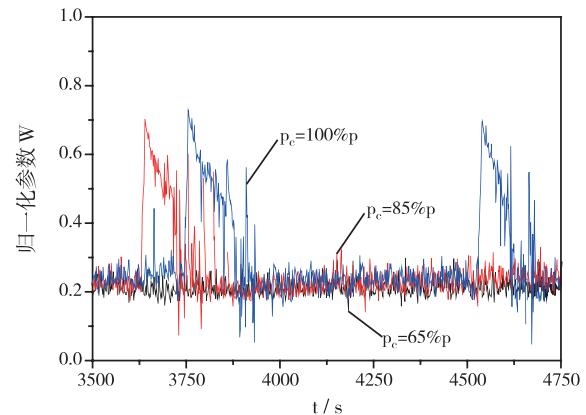


图10 安全壳初始压力对系统循环流量的影响曲线 ($P=250$ kW)

Fig.10 Flow of PCCS changing with initial containment pressure ($P=250$ kW)

如图11所示,在 PCCS 中采用的是液位差启动方式,初始启动阶段, W 很大,换热器的换热能力远大于 P , p_c 快速下降;随后 W 开始减小,并最后逐渐稳定在 80% p 左右, PCCS 带走的热量也减小,直至循环系统和 P 建立平衡关系, p_c 适应性变化;如当分离式热管在安全壳内

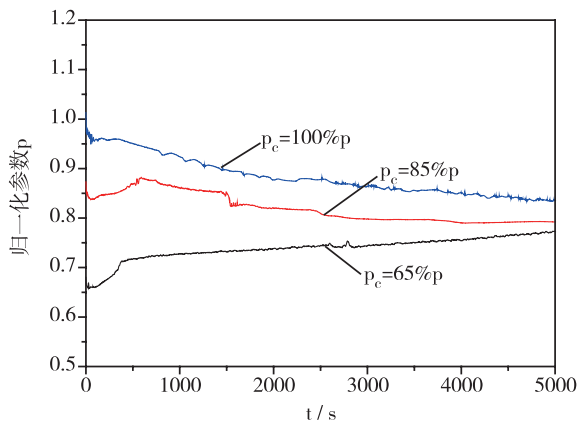


图 11 安全壳压力 p_c 随时间变化曲线 ($P=250$ kW)
Fig.11 Containment pressure changing with time
($P=250$ kW)

压力为 $65\% p$ 时启动后,安全壳压力下降后,后期会逐渐上升;当分离式热管在安全壳内压力为 $85\% p$ 和 $100\% p$ 时启动后,安全壳压力在迅速下降后,后期会逐渐下降。最终随着运行时间的进行,三条压力曲线将趋于重合。发生这种现象的原因是:当 P 为 250 kW,在初始压力为 $65\% p$ 时,回路热管系统换热功率小于 P ,在初始压力为 $85\% p$ 和 $100\% p$ 时,回路热管系统换热功率大于 P ,并在后期回路热管系统换热功率和 P 平衡时,安全壳压力逐渐趋于稳定。该结果表明,PCCS 应避免在安全壳压力较高时启动,剧烈的流动不稳定性会对 PCCS 造成损坏。

3 结论

通过将空冷回路热管作为 PCCS 的核反应堆安全壳瞬态特性使用热工水力程序进行了模拟研究,考虑安全壳和 PCCS 的安全,得到如下结论:

(1) 系统原理上能够实现事故工况下安全壳内热量的顺利导出。

(2) 相同工况下,随着热源功率的增加,PCCS 的循环流量增大,自然循环的流动不稳定性越剧烈,安全壳的最终压力值也越大。

(3) 相同工况下,随着冷源温度的增加,PCCS 的循环流量增大,自然循环的流动不稳定性也越剧烈,安全壳的最终压力值越大。冷源温度越低,安全壳最终压力越小,越不容易超出安全壳限值,有利于维持安全壳的完整性。

(4) 相同工况下,随着安全壳初始压力的增加,PCCS 的循环流量增大,自然循环的流动不稳定性就越剧烈。PCCS 应避免在安全壳初始压力较大的工况下启动,剧烈的流动不稳定性会对 PCCS 造成损坏。

参考文献

- [1] Pengfei W, Huawei F, Zhao W, et al. Development of a Fast Simulation Program for AP1000 Reactor with Application of Mechanical Shim (MSHIM) Control Strategy and Nodal Method [J]. International Conference on Nuclear Engineering Proceedings Icone, 2014.
- [2] ZOU J, LI Q, TONG LL, et al. Assessment of passive residual heat removal system cooling capacity [J]. Progress in Nuclear Energy, 2014, 70: 159-166.
- [3] Gai D, Liu Z, Wei L, et al. Operational characteristics of miniature loop heat pipe with flat evaporator [J]. Heat and Mass Transfer, 2009, 46 (2): 267-275.
- [4] 骆贝贝. 安全壳非能动热量导出系统数值模拟 [D]. 哈尔滨工程大学, 2014.
- [5] Cheng Cheng, et al, Experimental Study on Transient Characteristics of Passive Containment Cooling System [J]. Nuclear Power Engineering, 2017 (1): 6-9.
- [6] Wang Haitao. Typical Accident Analysis and Passive Cooling System Design of CPR1000 Spent Fuel Pool: [PH.M Thesis]. Xian: Xi'an Jiaotong University, 2014. p. 39-43.
- [7] Goswami, N. and S. Paruya. Advances on the research on nonlinear phenomena in boiling natural circulation loop [J]. Progress in Nuclear Energy, 2011, 53 (6): 673-697.
- [8] Yun, G; Su, G H; Wang, J Q; Tian, W X; Qiu, S Z; Jia, D N; Zhang, J W., Two-phase instability analysis in natural circulation loops of China advanced research reactor [J]. Annals of Nuclear Energy, 2005, 32 (4): 379-397.

Research on Influence Factors of Heat Transfer Performance of Passive Containment Cooling System based on Separated Heat Pipes

Hua Xinchao¹, Li Xingxing², Pan Liangming³

(1. Research Institute of Nuclear Power Operation, Wuhan 430000, China; 2. Wuhan Gathering Wisdom Environmental Protection Technology Co., Ltd, Wuhan 430000, China; 3. Chongqing University, Chongqing 400030, China)

Abstract: For passive containment cooling system with separate type heat pipes. The effect power, containment pressure and ambient temperature on transient characteristics of PCCS and heat transfer performance are numerically calculated respectively. The results show that the decay heat affects the fluid working temperature in the system, which has a great influence on the flow instability and flow rate of natural circulation. The containment pressure also affects the saturation temperature at local pressure in the rising pipe, and then affecting the circulation flow rate and the flow instability. The initial ambient temperature affects temperature difference of cold and heat source, which has a great influence on the circulation flow rate and the flow instability. The started-up of passive containment cooling system work well. When a nuclear accident occurs, it can remove a great deal of heat in containment.

Key words: separate type heat pipe; passive containment cooling system; transient characteristics; flow instability

(责任编辑：梁 晔)

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.

Peng Sitong, Lv Yunhe, Zeng Zhen, et al. Research on the Plugging Criteria Based on ET Signals of the Heat Transfer Tubes of Horizontal Steam Generators [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (3): 70-76.

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

彭思桐¹, 吕云鹤^{2,*}, 曾 珍², 车树伟², 马若群², 杜爱国¹, 杨兴旺¹

(1. 江苏核电有限公司, 连云港 222042; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 蒸汽发生器传热管是压水堆核电机组一回路承压边界的重要组成部分之一, 合理的堵管准则不但能够保证传热管的完整性, 而且能够最大限度地保持传热管堵管裕量, 保证机组运行经济性。田湾核电站 1 号机组蒸汽发生器在役前检查期间发现多处传热管缺陷显示并实施堵管 800 余根, 其余未达到堵管准则的缺陷显示已运行十余年, 积累了大量运行期间的缺陷数据。本文以田湾核电站 1 号机组卧式蒸汽发生器传热管历年涡流检查数据为基础, 通过对运行期间缺陷扩展速率和涡流不确定度的分析研究, 结合爆破试验结果, 给出了新确定的堵管准则结果, 为机组后续运行奠定了基础。

关键词: 蒸汽发生器; 传热管; 堵管准则; 涡流检查; 缺陷扩展速率

中图分类号: TM623.7 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 03-0070-07

蒸汽发生器(SG)是核安全重要设备之一,它是主回路和二回路间热交换的枢纽。SG传热管是压水堆(PWR)核电机组主回路压力边界的重要组成部分^[1],其面积占整个主回路压力边界面积的70%以上^[2]。由于SG传热管均为壁厚1-1.5 mm的薄壁管,而且运行工况相对恶劣,所以传热管一直是一回路承压边界最为薄弱的环节。目前涡流检查技术是检查传热管缺陷最有效的技术^[3],为了保证传热管的完整性,并考虑蒸汽发生器运行的经济性,必须制定合理的堵管准则^[4],而堵管准则制定的关键在于获取置信度更高的涡流检查不确定度和缺陷扩展速率。

田湾核电站蒸汽发生器传热管材质为08Cr18Ni10Ti的奥氏体不锈钢,规格为 $\phi 16 \times 1.5$ mm^[5]。1号机组蒸汽发生器役前检

查发现,传热管存在较多缺陷显示的不符合项,针对该不符合项的处理,当时田湾核电站由于缺少蒸汽发生器运行数据,因此以俄罗斯巴拉克夫核电站蒸汽发生器运行的缺陷数据为基础分析了缺陷扩展速率,制定了缺陷深度不超过壁厚30%的堵管准则^[6]取代运行手册中给出的最低标准60%,作为役前和在役检查期间的验收准则并沿用至今。目前,国际上大多数WWER型机组蒸汽发生器的堵管准则均在50%以上,且与原设计的运行手册中给出的最低标准60%相比,现行堵管准则具有较高的保守度^[7]。

由于不同电站蒸汽发生器之间的涡流检查技术水平、二次侧水化学控制和运行工况等有所差异,会对涡流检查不确定度以及缺陷扩展速率产生影响^[8],因此以电站自身运行数据制

收稿日期: 2021-08-10 修回日期: 2021-09-26

作者简介: 彭思桐(1991—),男,工程师,学士,现主要从事的核电厂在役检查工作

* 通讯作者: 吕云鹤, E-mail: lvyunhe@chinansc.cn

定的堵管准则更为合理。田湾核电站 1 号机组已运行十余年,积累了大量的 SG 传热管运行期间的缺陷数据,以此为基础重新讨论堵管准则是可行的。

1 传热管堵管准则的确定方法

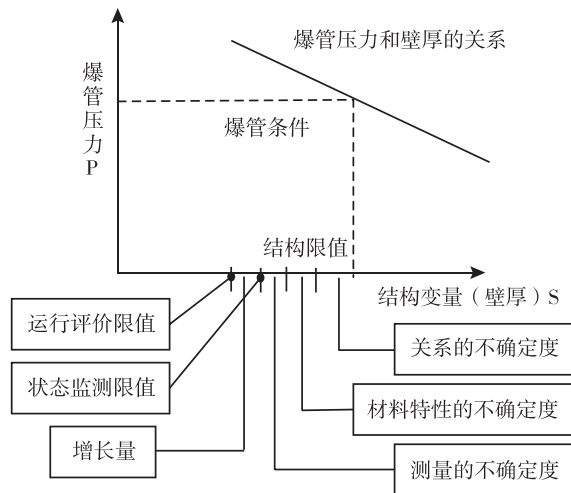


图 1 传热管的完整性评价^[9]

Fig. 1 integrity evaluation of heat transfer tube^[9]

根据国内外运行经验,对于传热管来说,危险性最高的失效方式为爆管。为了让传热管拥有必要的安全裕量,一般会按照图 1 中的内容对传热管进行结构完整性评价分析,其中需要考虑的因素包括:关系的不确定度(爆管压力和壁厚关系曲线的不确定度)、材料特性的不确定度、缺陷的扩展、测量的不确定度等方面整体评价传热管的完整性^[1]。

因此,作为蒸汽发生器传热管完整性评价的准则,堵管准则通常由以下几个主要因素确定:最小允许壁厚、评定周期内缺陷的扩展量 and 无损检测(如涡流)误差。即表述为公式(1):

$$t_d^{\max} = 1 - (t_{\min} + t_{ET} + t_{og}) \quad (1)$$

式中:

t_d^{\max} ——允许缺陷深度,%;

t_{\min} ——通过分析计算或试验得出的最小允许壁厚,%;

t_{ET} ——无损检测方法(如涡流)的误差,%;

t_{og} ——运行至下一检查周期的缺陷扩

展量,%。

根据美国 NRC 的 RG1.121^[10]的要求,最小允许壁厚的确定是根据 SG 传热管的设计参数和材料性能计算的,随着机组运行,其变化并不明显^[11]。而涡流检查不确定度会随着检测技术和使用设备的变化而变化,缺陷扩展速率会随着机组运行状态变化而变化,这种变化对堵管准则的变更贡献较大。因此,本文重点对涡流不确定度和缺陷扩展速率进行研究和讨论。

2 缺陷扩展速率研究

传热管缺陷扩展速率与多种因素有关,扩展速率数据具有较大的随机性。目前,还没有可靠的方法来计算缺陷扩展速率,而国际上普遍采用统计方法来分析或计算缺陷扩展速率,这种方法统筹考虑了多种因素对传热管缺陷扩展速率的影响,其结果相对比较可靠^[12]。

2.1 缺陷数据的筛选

田湾核电站 1 号机组共有 4 台蒸汽发生器。在运输及安装调试期间,由于 1 号蒸汽发生器的传热管冲洗、维护与保养得当,防腐措施充分,而其他 3 台蒸汽发生器的传热管却未采取相同的处理方式,所以 4 台蒸汽发生器传热管的使用状态也不尽相同,表现为:1 号蒸汽发生器传热管的缺陷数量较少,从运行以来只检查出 1 个电压伏值大于 0.5 伏伤深比为 0 的缺陷检测记录,而其他 3 台蒸汽发生器有大量的伏值较大的缺陷记录。综合分析认为,1 号蒸汽发生器的传热管状态良好,没有可供分析的数据,因此只对 1 号机组的 2、3 和 4 号蒸汽发生器的缺陷作统计分析。

由于涡流检测电压幅值越小,涡流判伤的误差越大^[13],同时,在抽样调查中,增加样本容量可以提高精确度。由于 1 号机组 SG 役前检查阶段发现的缺陷堵管较多,导致机组在运行前几次大修期间的堵管数量较多,可能导致缺陷扩展速率统计误差增大。因此,综合各方面的影响因素,在研究中取最近一次燃料循环 T105 大修至 T110 大修(2012–2017 年)间电压

幅值 ≥ 0.45 伏的在役检查中成对出现的 141 个缺陷数据。在对数据进行筛选后,分别对相邻两次大修间的缺陷扩展速率和各 SG 的缺陷扩展速率进行统计分析,得到最终分析结果。其中,缺陷扩展速率的计算方法为:相邻大修间伤深差 / 相邻大修间时间差,单位为 %/年。

2.2 相邻大修间扩展速率分析

通过对各 SG 相邻两次大修间的缺陷扩展速率进行统计和筛选,得到图 2 的缺陷扩展速率分布箱线图。由图 2 分析可知,1 号机组的各次大修之间的缺陷扩展速率具有相近的分布和相近的均值和中位数,说明在这 5 组数据之间,扩展速率变化不明显。T109-110 大修期间的缺

陷扩展速率分布范围最窄,数据的分散性较小。从整体数据来看,缺陷扩展速率呈下降趋势,且其变化趋于稳定(图中“O”表示奇异值,“*”表示极端值)。

差异性分析结果表明:1 号机组作为整体分析,相邻两次大修之间的 5 组缺陷扩展速率在分布上没有显著差异;蒸发器分析,SG20、SG30 相邻两次大修之间的 5 组缺陷扩展速率在分布上没有显著差异。因此,推荐以 1 号机组整体的分析结果为基础,分别计算出各台 SG 相邻大修间缺陷扩展速率的均值和 95% 置信度下置信区间,计算结果如表 1 所示。

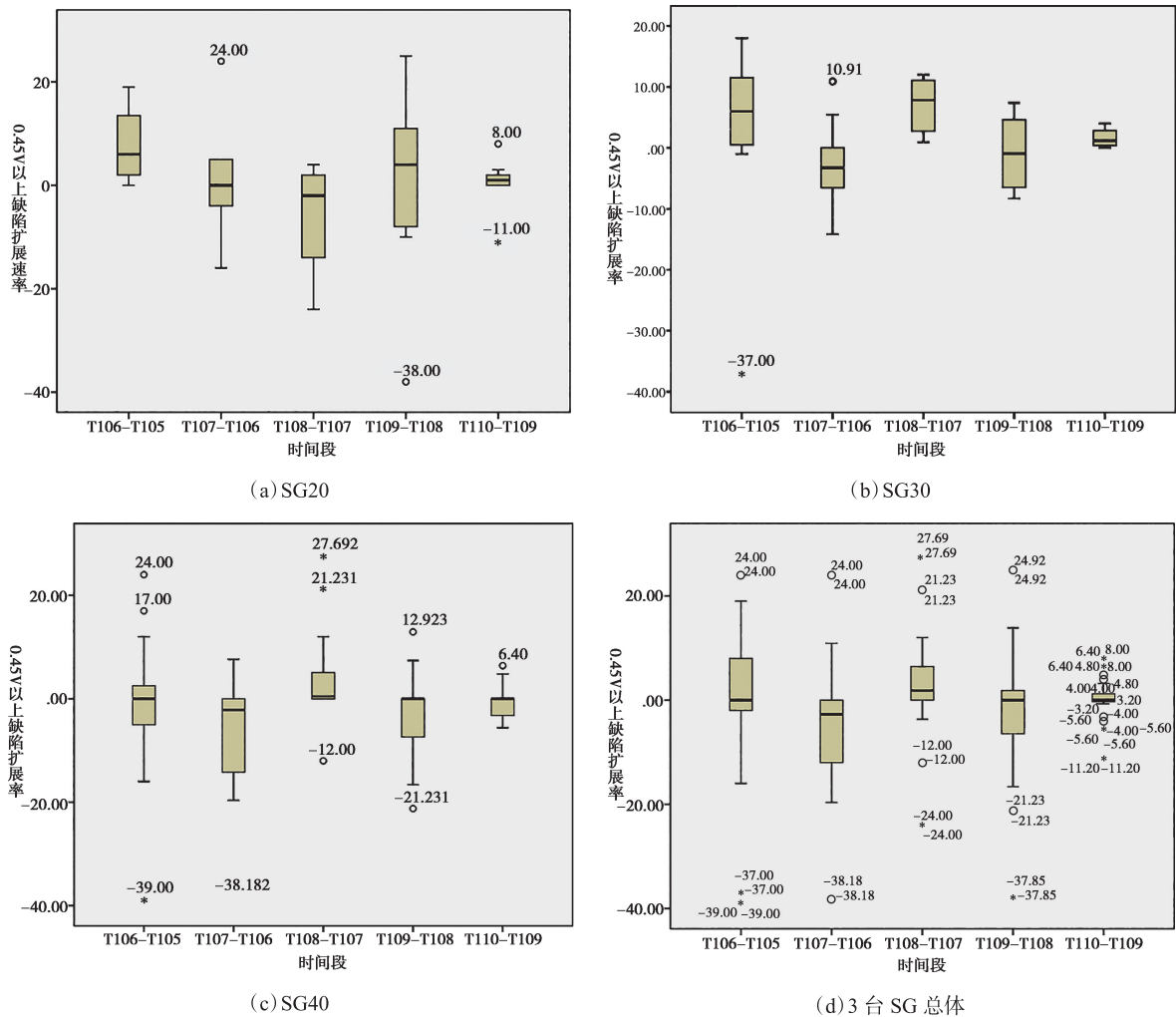


图 2 相邻大修间的缺陷扩展速率分布箱线图

Fig. 2 Box plot of defect growth rate distribution between adjacent overhaul rooms of SGs

表 1 1 号机组相邻大修间缺陷扩展速率结果汇总
Table 1 Summary of results of defect expansion rate in adjacent overhaul room of Unit 1

时间区间	参考值	≥ 0.45 伏	
T106-T105	均值, %/年	0.923	
	95% 置信区间, %/年	-5.03	6.87
T107-T106	均值, %/年	-4.32	
	95% 置信区间, %/年	-8.76	0.11
T108-T107	均值, %/年	3.27	
	95% 置信区间, %/年	-0.61	7.15
T109-T108	均值, %/年	-2.23	
	95% 置信区间, %/年	-6.24	1.77
T110-T109	均值, %/年	-0.03	
	95% 置信区间, %/年	-1.57	1.52

2.3 各 SG 缺陷扩展速率分析

通过对各 SG 的缺陷数据进行统计筛选, 得出图 3 的各 SG 的缺陷扩展速率分布箱线图。由图 3 可知, 1 号机组 SG 的缺陷扩展速率整体趋近于零, 各台 SG 缺陷扩展速率的均值和中位数相近。

经差异性检验可知, SG20、SG30、SG40 的缺陷扩展速率数据的分布差异不显著, 可以看成来自一个分布整体。在数据的利用上, 推荐 1 号机组整体数据的分析结果。因此, 分别计算出各 SG 缺陷扩展速率的均值和 95% 置信度下

置信区间, 计算结果如表 2 所示。其中计算为小于零的值, 在工程上理解为缺陷扩展缓慢, 可以认为几乎没有扩展。

表 2 1 号机组蒸汽发生器缺陷扩展速率结果汇总
Table 2 Summary of the results of the defect expansion rate of the steam generator of Unit 1

	参考值	≥ 0.45 伏	
3 台 SG	均值, %/年	-0.62	
	95% 置信区间, %/年	-2.43	1.20
2#SG	均值, %/年	0.65	
	95% 置信区间, %/年	-4.44	5.74
3#SG	均值, %/年	1.11	
	95% 置信区间, %/年	-2.63	4.85
4#SG	均值, %/年	-1.70	
	95% 置信区间, %/年	-3.98	0.58

对于电压幅值 > 0.45 伏的缺陷而言, SG20、SG30、SG40 的缺陷扩展速率数据的分布差异不显著, 可以看成来自一个分布整体。因此, 应推荐 ≥ 0.45 伏 1 号机组整体数据的分析结果作为制定传热管堵管准则的基准数据。但为了保守起见, 选取 SG20 置信度为 95% 置信区间 $[-4.44, 5.74]$ 的上边界值作为缺陷扩展速率值。当运行周期为 18 个月时, 一个周期内的缺陷扩

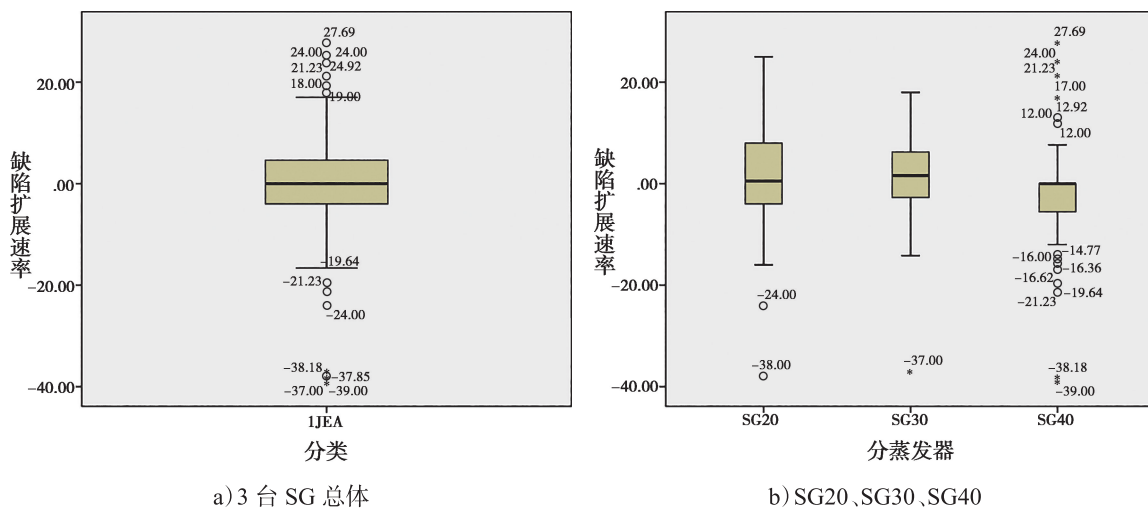


图 3 各 SG 缺陷扩展速率分布箱线图

Fig.3 Box plot of the distribution rate of each SG defect expansion rate

量为年扩展量的1.5倍,即 $5.74\% \times 1.5 \approx 8.6\%$ 。

3 涡流检查不确定度

传热管的降质情况通过定期的涡流检查进行监督,然而涡流检查技术与其他检查技术一样,也存在测量误差。涡流测量误差包括检查人员、检查设备(包括数据采集系统和分析系统)、使用的标准和检查程序产生的误差,还包括伤或缺陷的形状(性质)、方向和尺寸大小等产生的误差^[14]。

3.1 涡流检查误差的测量和计算

田湾核电站从更换下来的原高加带自然应力腐蚀裂纹的传热管(该高加传热管材料与缺陷类型都与蒸汽发生器传热管相同,规格为 $\phi 16 \times 1.4 \text{ mm}$)中,选取了13根高加传热管共41个缺陷进行解剖和缺陷深度值测量,并与涡流检查结果进行数据对比和统计分析,以此研究涡流检查方法测量的不确定度^[15]。

由于田湾核电站堵管准则是按照信号幅值 $\geq 0.55 \text{ V}$ 确定,因此本次研究仅针对幅值 $> 0.5 \text{ V}$ 的涡流检查结果的不确定度,研究得到的缺陷解剖深度与涡流定量相关性如图4所示。

由图4可以看出:

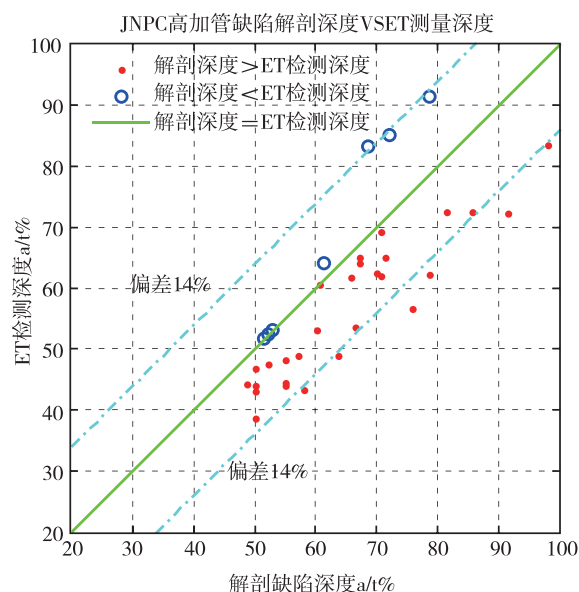


图4 缺陷解剖深度与涡流定量深度相关性

Fig. 4 Correlation between defect anatomical depth and eddy current quantitative depth

(1)除少数的几个点外,涡流检测深度和解剖深度基本位于14%偏差区间内,且解剖深度基本大于涡流检查深度;

(2)本试验解剖的高加管缺陷深度处于30%–100%壁厚区间。

3.2 误差分析

(1)随机误差

通过分析得到,对于田湾核电站高加管上分布于30%–100%壁厚区间的外表面应力腐蚀裂纹,涡流测量随机(相对)误差的不确定度表示为:

$$\sqrt{\varepsilon_1^2 + \varepsilon_2^2} = (13.25 \pm 3.3)\%, p=0.95$$

(2)系统误差

高加管替代传热管(管径变化)使得管上分布于30%–100%壁厚区间外缺陷的涡流测量系统误差 ε_3 (其标准不确定度为0.48%)为:

$$\varepsilon_3 = (2.60 \pm 1.03)\%, p=0.95$$

(3)总体误差

田湾核电站1号机组SG传热管上分布于30%–100%壁厚区间外表面应力腐蚀裂纹的涡流测量的合成相对误差为:

$$\varepsilon = \sqrt{\varepsilon_1^2 + \varepsilon_2^2} - \varepsilon_3 = 13.25\% - 2.60\% = 10.65\%$$

其扩展不确定度 $U=3.3\%$, $p=0.95$ 。

因此,经过数据统计处理及合成计算得出,田湾核电站1号机组SG传热管应力腐蚀裂纹的涡流测量不确定度为 $(10.65 \pm 3.30)\%$, $p=0.95$ 。

即田湾核电站1号机组SG传热管应力腐蚀裂纹的幅值 $> 0.5 \text{ V}$ 的涡流测量95%置信概率下的相对误差值为10.65%,标准不确定度为1.65%,扩展不确定度为3.30%。其上边界值为13.95%,最终取涡流检查不确定度为14%,与检查设备制造厂(INETEC)提供的系统误差一致。

4 堵管准则的计算

基于上述对田湾核电站1号机组缺陷扩展速率和涡流不确定度的研究和分析,根据公式(1)即可计算机组当前状态下的堵管准则。保守起见,对影响堵管准则的三个主要因素推荐取值如下:

(1) 最小允许壁厚。引用 T103 大修后田湾开展的爆破试验结果确定的最小允许壁厚。

(2) 涡流不确定度。取相对不确定度 95% 置信度下的置信区间上边界值。

(3) 缺陷扩展速率。取各 SG 涡流缺陷分析中电压幅值 ≥ 0.45 伏、95% 置信度下的置信区间上边界值的最大值。

根据以上条件制定较为保守的堵管准则, 如表 3 所示。对于在检查中发现的周向缺陷, 无论其深度大小, 一律实施封堵, 因此未按此方法计算整圈缺陷相应的堵管准则。

从表 3 可以看出, 在年换料情况下 1 号机组蒸汽发生器传热管堵管准则最小值为 60.26%, 即使机组按照 18 个月换料周期运行, 其堵管准则最小值为 57.4%。即通过对深度超过 57.4% 的缺陷管进行封堵, 可保证田湾 1 号机组蒸汽发生器传热管在一个运行周期内的完整性。

1 号机组投入运行后, SG 传热管展现了良好的运行状态。根据 1 号机组运行以来历史堵管统计, 近几次大修内 SG 基本没有堵管, 个别大修出现了 1-3 根的堵管, 均为历史缺陷中接近堵管准则的缺陷显示, 可认为是涡流检查不确定度所致。由图 2(c) 可知, 含缺陷的传热管缺陷扩展速率明显放缓, 而在最近的几次大修中, 也没有发现新增缺陷。从上述堵管准则的计算可以认为, 当前 30% 的堵管准则确实存在

较大裕量, 这就为后续 1 号机组堵管准则的优化提供了基础。

5 结论

通过对传热管缺陷扩展速率进行研究, 重新计算得到了传热管的堵管准则。新的堵管准则基于田湾核电站本身运行期间缺陷数据计算得到, 对田湾核电站 1 号机组蒸汽发生器的实际运行更具参考意义。此外, 在机组的运行寿命期内, 应持续关注传热管缺陷的扩展速率, 确保当前堵管准则的适用性。

参考文献

- [1] 余紫群. 卧式蒸汽发生器传热管的腐蚀及完整性评价方法研究 [D]. 南京理工大学, 2007.
- [2] 刘一舟, 严智, 叶琛, 等. 蒸汽发生器检测技术的发展 [J]. 压力容器, 2010, 27 (07): 31-36+8.
- [3] 胡兆祥, 吴小亮. 卧式蒸汽发生器传热管涡流检验方法与系统 [J]. 电子世界, 2012 (14): 67+69.
- [4] 丁训慎. 核电厂蒸汽发生器运行中的安全问题 [J]. 核安全, 2004 (04): 29-34.
- [5] 余紫群. 卧式蒸汽发生器传热管的腐蚀机理及缓解措施 [J]. 腐蚀与防护, 2019, 40 (09): 696-700.
- [6] 张春明, 宋琛修, 侯伟, 等. 田湾核电站 1 号机组蒸汽发生器传热管缺陷处理过程的核安全监督 [J]. 核安全, 2006 (02): 16-20+39.
- [7] 杨堃, 余紫群. 根据涡流检查技术对传热管堵管进行完整性评价 [J]. 无损检测, 2007 (02): 66-70.

表 3 传热管堵管准则

Table 3 Criteria for heat transfer tube plugging

工况	缺陷类型	最小承压壁厚, %	涡流检查误差, %	运行周期内扩展量, %		堵管准则, %	
				年换料	18 个月换料	年换料	18 个月换料
正常工况 事故工况	单边磨损型	19	14	5.74	8.6	61.26	58.4
	孔型	10	14	5.74	8.6	70.26	67.4
	裂缝型	20	14	5.74	8.6	60.26	57.4
水压试验 工况	单边磨损型	26	14		0		60
	孔型	17	14		0		69
	裂缝型	23	14		0		63

- [8] 曾玉华, 吴海林, 韩捷, 等. 卧式蒸汽发生器传热管涡流检测缺陷信号的准确性 [J]. 无损检测, 2016, 38 (01): 34-37.
- [9] IAEA. Strategy for Assessment of WWER Steam Generator Tube Integrity, CRPI2.10.14 [R]. Vienna: IAEA, 2005.
- [10] NRC. Bases for plugging degraded PWR steam generator tubes, Regulatory Guide1.121. [R] U.S.A: NRC, 1976.
- [11] 蔡振, 梅金娜, 韩姚磊, 等. 蒸汽发生器完整性评估的现状 & 展望 [J]. 核安全, 2019, 18 (01): 31-39.
- [12] 丁训慎. 蒸汽发生器传热管的降质及对其完整性的评估 [J]. 核安全, 2009 (02): 37-42.
- [13] 卢伟. 薄壁管涡流检测的不确定度评定 [J]. 无损检测, 2018, 40 (06): 47-51.
- [14] 陈霞. VVER 卧式蒸汽发生器传热管涡流检验可靠性探讨 [J]. 科技视界, 2016 (11): 6-7+43.
- [15] 贝雅耀, 宋涛, 王小刚, 等. 蒸汽发生器传热管磨损涡流检测数据分析及仿真模拟 [J]. 核动力工程, 2014, 35 (04): 86-89.

Research on the Plugging Criteria Based on ET Signals of the Heat Transfer Tubes of Horizontal Steam Generators

Peng Sitong¹, Lv Yunhe^{2,*}, Zeng Zhen², Che Shuwei², Ma Ruoqun², Du Aiguo¹, Yang Xingwang¹

(1. Jiangsu Nuclear Power Co., Ltd, Lianyungang 222042, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China)

Abstract: The steam generator is one of the most important equipment in nuclear power plant, reasonable plugging criteria can not only guarantee the integrity of heat transfer pipe, but also keep the amount of heat transfer pipe plug to the maximum extent and ensure the operation economy of the unit. During the pre service inspection of the steam generator of unit 1 of Tianwan nuclear power plant, multiple defects of heat transfer tubes were found, and more than 800 tubes were blocked. The remaining defects that did not meet the criteria for tube plugging have continued to operate for more than ten years, and a large number of defect data during operation have been accumulated. In this paper, through the discussion on the method of measurement SG tube plugging criteria, the two main factors that affect the SG tube plugging criteria are studied. And the calculating diagram was demonstrated as reference of horizontal steam generator with VVER type of Tianwan nuclear power plant.

Key Words: steam generator; heat-exchanging tube; plugging criteria; eddy current inspection; defect expansion rate

(责任编辑: 梁 晔)

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.

Xu Wei, Ruan Chenjie, Yang Shaofeng, et al. Feasibility Study on material modification and optimization of bag net of cold source based on Yangjiang nuclear power plant [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (3): 77-83.

基于阳江核电厂冷源拦截网兜材料替换可行性研究

徐 维, 阮晨杰*, 杨少锋, 李新贤, 朱剑锐

(阳江核电有限公司, 广东 阳江 529941)

摘要: 本文从网兜防附着能力、拦截能力和断裂强力等方面进行对比论证分析,通过现场实验对比,探讨由高密度聚乙烯纤维(HDPE)材质替换超高分子量聚乙烯纤维(UHMWPE)材质的可行性,从而达到降本增效、运维工作量减少等效果。研究表明,HDPE的价格是UHMWPE的十分之一左右,二者的拦截能力、断裂强力可做到几乎一致,高密度聚乙烯网兜防海生物附着能力稍优于超高分子量聚乙烯网兜,可减少更换频率。

关键词: 冷源;网兜;材质;拦截;降本增效

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)03-0077-07

从世界上第一台商用核电机组并网发电开始,核电设施与周围环境的相互作用一直是研究的热点。核电厂的选址、建设、运行、维护和废物处理过程不可避免地会对环境产生影响,并受到周围环境的制约^[1,2]。为了研究和控制核电厂对环境的负面影响,研究机构、电厂运营商、政府监测系统等单位做了大量工作。Huang等人^[3]利用自动环境监测设备,通过观察周围动植物生态系统的变化对放射性污染物排放和迁移进行了研究,Li等人^[4]揭示了核电厂对海洋环境和生物的影响。结果表明,周围环境对核电厂的商业运行具有重要意义。Lair等人^[5]发现核电厂的热放电和化学放电导致海生物的数量和正常生长期产生变化的频率逐渐增加,海洋生物爆炸及其对核电厂周围水体的侵入将严重影响运行安全。此外,近年来由于海洋生物入侵引起的核电厂事故也屡见不鲜^[6,7],因此

如何防止海生物入侵以避免事故的发生成为核电安全领域的一个热门话题。

为提升核电厂冷源安全,建立更深层次的海生物拦截体系,阳江核电厂增加了2道材料为超高分子量聚乙烯材质的拦截网兜,用于拦截细小海生物。实践证明,可有效拦截涌入的毛虾等细小海生物,但由于该材质价格昂贵,是普通聚乙烯、聚酰胺纤维(尼龙)等常用渔具材质的10倍以上^[7],综合性价比较低。按照设计运维手册,网兜在水下运行1个月(或根据现场实际运行情况)需上岸更换冲洗,其设计寿命为6个月。如图1所示,目前阳江核电厂日常布设2道网兜总计49个网兜,4张平面网,每天最高可更换3个网兜,整体运维工作量大、成本高。在运维过程中发现,现场网兜在复用3次之后,部分网兜出现较多不明原因的破损,通过随机取样,并经过第三方使用强力机测定,其网片出

收稿日期: 2021-08-21 修回日期: 2021-09-26

作者简介: 徐维(1991—),男,助理工程师,学士学位,现主要从事核电厂冷源及放废管理相关工作

* 通讯作者: 阮晨杰, E-mail: 513484008@qq.com

现 20% 以上的强度下降。以上所述问题亟待解决。



图 1 阳江核电厂冷源拦截设施布置总体图

Fig.1 General layout of cold source interception facilities of Yangjiang Nuclear Power Plant

目前,国内常用的渔网材料有尼龙渔网(PA)、聚酯渔网(PET)、聚乙烯渔网等。尼龙网的综合性能较好,但由于其耐老化性能较差,极大地限制了尼龙材料在渔业领域的发展;聚酯纤维力学强度高,具有良好的成纤性、抗蠕变性、低吸水性、耐磨性,价格比尼龙低 10%,广泛应用于渔业养殖领域;高密度聚乙烯纤维以其强度高、耐磨性好、比重轻、价格便宜、制备方便等优点,在我国渔具产品的材料中约占 60%,具有很好的应用前景;超高分子量聚乙烯纤维具有耐老化性、耐磨性和耐环境开裂性良好以及纤维的断裂强度和断裂伸长率较大、不吸水等特点,但国内应用不多^[8,9]。常用渔具材料性能对比如表 1 所示^[10-15],可见高密度聚乙烯与超高分子量聚乙烯纤维性能较好。

本文从网兜拦截能力、断裂强力、过水流量和网兜承载力等方面进行对比论证分析,通过现场实验对高密度聚乙烯(HDPE)网兜与超高分子量聚乙烯(UHMWPE)网兜的拦截能力进行对比,试验论证 HDPE 网兜替换 UHMWPE 网兜的可行性。

1 实验

1.1 实验材料

为论证高密度聚乙烯材质是否可替换超高分子量聚乙烯材质,本文通过测定网片断裂强力对比现场超高分子量聚乙烯网兜(以下简称现场网兜)和试验用高密度聚乙烯网兜(以下简称试验网兜)的强度性能,通过投放试验网兜等方式对比两种材质网兜的防海生物附着能力、海生物拦截能力。试验选定在第一道网兜进行,选取安装至试验前拦截量大和海底工况最差的网兜进行试验,根据如上原则,共选择了 5 个网兜。

(a) 拦截量最大(前 4 名):23#、13#、10#、17# 网兜;

(b) 海底工况最差:1# 网兜。

1.2 实验方法

采购的试验网兜与现场网兜的长度、宽度、形状等因素相同,网具本身仅存在材质不同的差异。根据设计文件及运维经验,本次试验网兜将从网兜防附着能力、网兜拦截能力、网兜断裂强力对网兜性能进行对比分析。

网兜附着能力对比,即通过取布置位置临近的网兜,尽可能消除位置影响因素,通过对比

表 1 常用渔具材料性能对比

Table 1 Performance comparison of common fishing gear materials

材料性能对比					
材质	聚酯纤维 (涤纶)	聚酰胺纤维 (尼龙)	聚丙烯	高密度聚乙烯	超高分子量聚乙烯纤维
密度 ($\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$)	1.38-1.40	1.12-1.14	0.9-0.92	0.94-0.96	0.92-0.96
抗老化效果	一般	一般	差	好	好
耐磨性	干	一般	差	好	一般
	湿	一般	好	好	好

相邻两轮次的单兜拦截量,判断网兜拦截能力。

网兜断裂强力对比,即通过裁取实验网兜和复用4次后的现场网兜的同一侧网面网片,通过强力机测定,对比两者的断裂强力,判断网兜的断裂强力。

1.3 网兜布置

分别在第一道网兜和第二道网兜布放试验网兜,部分网兜布放情况如表2所示:

表2 试验网兜布放情况
Table 2 Layout of test net bag

网兜次序	网兜序号	安装时间	更换时间	运行天数
第一道网兜	23#	2021.01.31	2021.03.13	41天
	17#	2021.02.01	2021.03.15	42天
	13#	2021.02.02	2021.03.20	46天
	1#	2021.02.04	2021.03.25	50天
	10#	2021.02.03	2021.03.26	51天

2 结果与讨论

2.1 附着情况对比

试验完成后对网兜进行整体检查,未见破损,运行情况良好;试验网兜运行天数41至51天,增重范围在3.6至8.1吨,现场网兜运行天数35至36天,增重4.5至7.8吨,试验网兜附着物较现场网兜少。

如图2、图3所示,试验网兜运行时间高于现场网兜,更换上岸的净增量小于现场网兜,且

附着量更小,由此可得出试验网兜防附着能力优于现场网兜的初步结论(注:红色柱状图为试验网兜)。

2.2 网兜拦截能力对比

图4所示为第一道网兜2020年9月至2021年3月16日月度拦截总量,可看出,2021年2月第一道网兜拦截海生物量最大,共计捕捞40479 kg。为充分对比试验网兜与现场网兜拦截能力,故选取该月进行对比。

23#试验网兜于2021年1月31日安装,3月13日拆除。对比网兜为相邻的22#网兜,材质不同,其余对比因素几乎一致。网兜的长度、宽度、形状、拦截时间等因素相同,取布置位置临近的网兜作对比,尽可能消除位置影响因素,

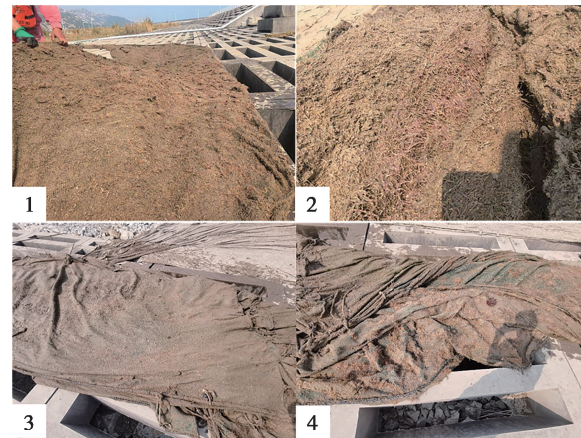


图3 现场网兜与试验网兜附着情况对比(部分)
Fig.3 Comparison of net attachment between on-site net bag and test net bag (part)

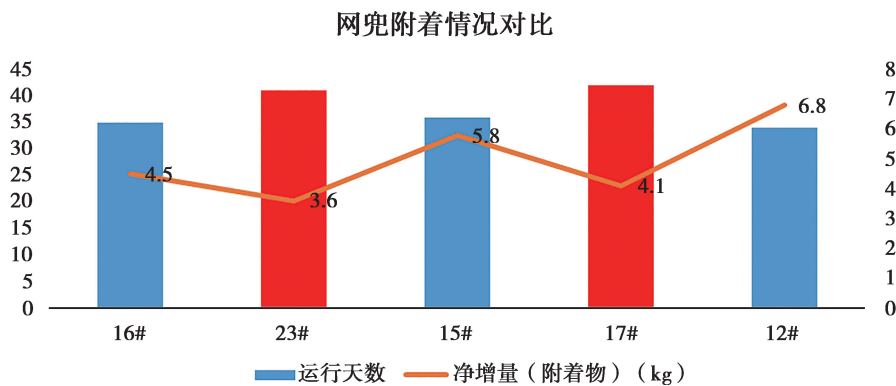


图2 网兜附着情况对比
Fig.2 Comparison of net bag attachment

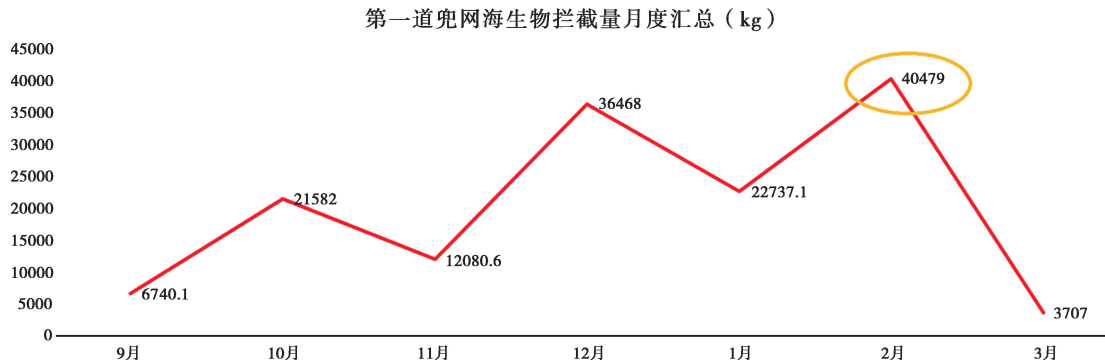


图4 第一道兜网海生物拦截量月度汇总 (kg)

Fig.4 Monthly summary of biomass interception in the first Dunnet sea

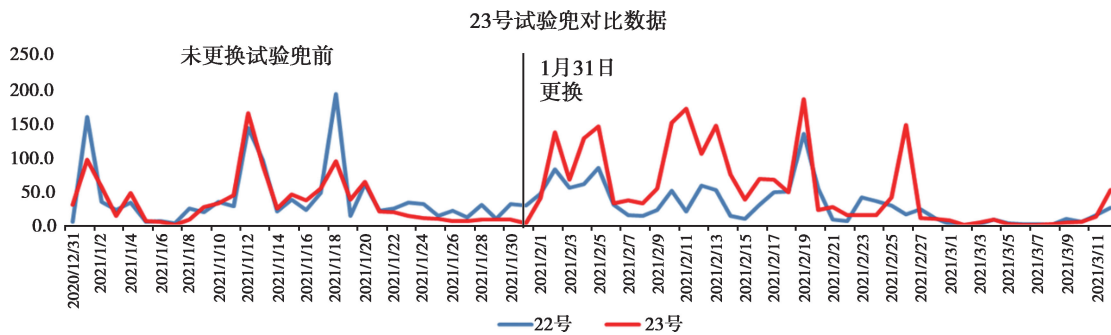


图5 23# 试验网兜与相邻现场网兜拦截数据对比

Fig.5 Comparison of interception data between 23# test net bag and adjacent field net bag

剩余试验网兜同此法对比。如图5所示,通过对比两轮次拦截情况,试验兜拦截能力稍高于超高分子量聚乙烯网兜。

17# 试验网兜于2021年2月1日安装完成,3月15日拆除。如图6所示,通过对比前后两轮次的拦截数据,试验兜拦截能力与超高分子量聚乙烯网兜高度一致。

13# 试验网兜于2021年2月2日安装,3月20日拆除。如图7所示,通过对比前后两轮次拦截量数据,试验兜拦截能力与超高分子量聚乙烯网兜高度一致。

10# 试验网兜于2021年2月2日安装,3月26日拆除。如图8所示,通过对比前后两轮次拦截量数据,试验兜拦截能力与超高分子量

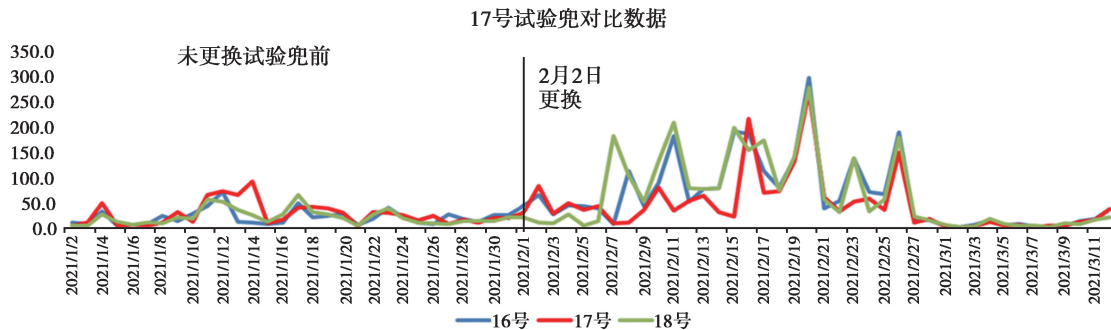


图6 17# 试验网兜与相邻现场网兜拦截数据对比

Fig.6 Comparison of interception data between 17# test net bag and adjacent field net bag

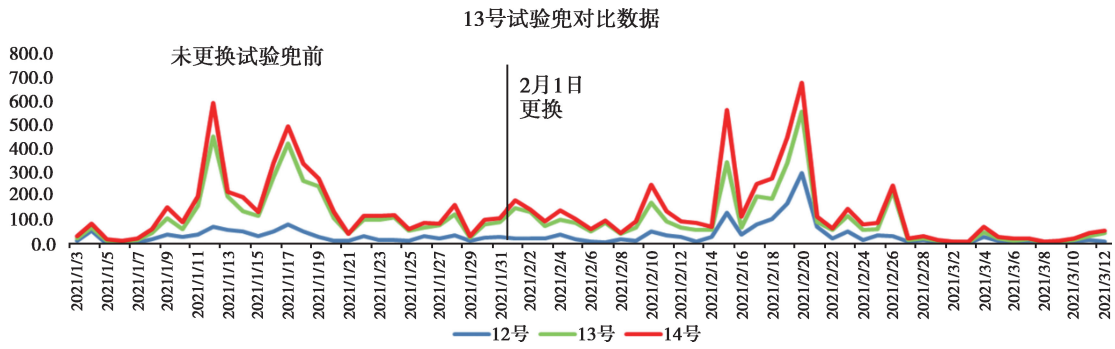


图 7 13# 试验网兜与相邻现场网兜拦截数据对比

Fig.7 Comparison of interception data between 13# test net bag and adjacent field net bag

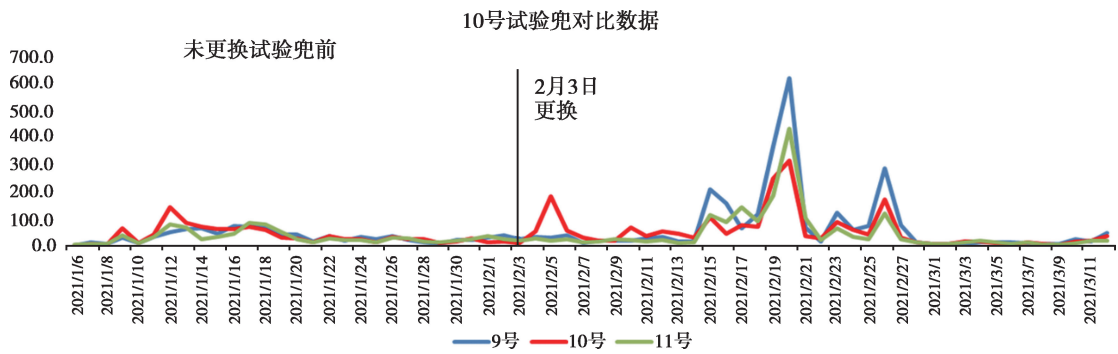


图 8 10# 试验网兜与相邻现场网兜拦截数据对比

Fig.8 Comparison of interception data between 10# test net bag and adjacent field net bag

聚乙烯网兜高度一致。

1# 试验网兜于 2021 年 2 月 2 日安装,3 月 25 日拆除。如图 9 所示,通过对比前后两轮次拦截量数据,试验兜拦截能力与超高分子量聚乙烯网兜一致。

2.3 网兜断裂强力对比

试验后将裁剪更换下来的 23# 试验网兜网片以及裁剪第 2 道网兜的网片(使用 5 次)送至实验室进行断裂强力测试,通过对比初始取样网片数据发现,试验网兜断裂强力与超高分子

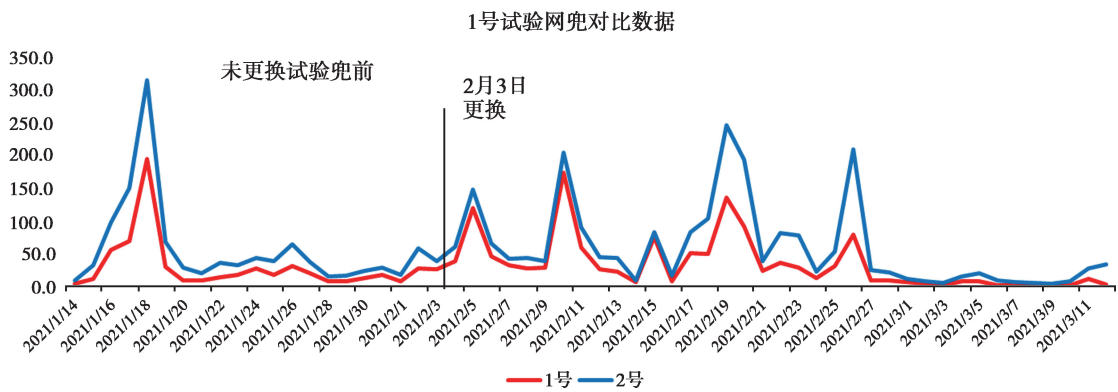


图 9 1# 试验网兜与相邻现场网兜拦截数据对比

Fig.9 Comparison of interception data between 1# test net bag and adjacent field net bag

量聚乙烯几乎一致,优于复用4次之后的超高分子量聚乙烯网兜;试验网兜使用41天后,网片断裂强力几乎未发生变化。

3 结论

通过投放与现场长度、宽度、高度等因素一致的试验网兜,与临近网兜进行拦截能力、防海生物附着能力和网片断裂强力对比,可得出以下结论:

(1) 试验用高密度聚乙烯网兜拦截能力与超高分子量聚乙烯网兜一致,甚至更优;

(2) 试验用高密度聚乙烯网兜防海生物附着能力稍优于超高分子量聚乙烯网兜;

(3) 试验用高密度聚乙烯改良工艺加粗线径后,网片断裂强力可媲美现场用超高分子量聚乙烯网兜,在使用1次后性能不衰减,优于复用4次后的超高分子量聚乙烯网兜;

(4) 试验用高密度聚乙烯水下运行时间高于现场网兜,可延长更换频率;

(5) 综上所述,可尝试使用高密度聚乙烯材质网兜替换超高分子量聚乙烯网兜。由于高密度聚乙烯价格便宜,为超高分子量聚乙烯的十分之一,每年为电厂节约数千万成本,达到降本增效且能保障冷源拦截设施能力不降低的效果;其防海生物附着能力优于超高分子量聚乙烯网兜,可延长网兜的更换频率,减少运维工作量,降低运维过程中的潜水风险。

参考文献

[1] 阮国萍. 核电厂取水口堵塞原因分析与应对策略[J]. 核动力工程, 2015, 36(1): 151-154.
 [2] 韩彬光, 汤德福, 吴群河. 滨海电厂温排水水质及其对海洋生物影响[J]. 环境保护前沿, 2017, 7(1): 110-114.

[3] Huang H, Quan J H, Liang Y. The network of power plant environmental monitoring system. Nucl. Electron. Detect. Technol. 2013, 33(8): 972-976.
 [4] Li M, Cai Z P. Effects of nuclear power plants on ocean environment and organisms: a review. Marine Sci. 2001, 25(9): 32-35.
 [5] Lair, Nicole, Pihan, Jean-Claude, Michel, Nourisson. Conception et principaux résultats des études hydrobiologiques effectuées sur différents sites électronucléaires. Revue generale nucleaire. 1980, 1: 31-44.
 [6] 冯浩. 田湾核电站冷源丧失后的安全分析[J]. 产业与科技论坛, 2020, 19(03): 54-55.
 [7] 张晓峰, 李豪, 陈路标. 福清核电厂应对冷源丧失的措施及改进研究[J]. 能源与环境, 2019(03): 88-89+91.
 [8] 李美莹. 高性能聚乙烯纤维的生产技术和市场研究[J]. 当代石油石化, 2007, 15(11): 35-36.
 [9] 陈成泗, 胡开波, 陈建锋, 等. 高强聚乙烯纤维的产业化及其复合材料应用[J]. 塑料, 2007, 36(1): 86-90.
 [10] 吕生华, 梁国正, 何洋, 等. 超高相对分子质量聚乙烯纤维研究进展[J]. 化工新型材料, 2002, 30(8): 15-18.
 [11] 丁亦平. 高性能聚乙烯纤维的开发及其应用前景[J]. 纺织科学研究, 1999, (1): 34-38.
 [12] Ye J T, Wu T W, Lai Y, et al. Ultradrawing Properties of Ultra-High Molecular Weight Polyethylene/Functionalized Carbon Nanotube Fibers [J]. Polymer Engineering & Science, 2011, 51(4): 687-696.
 [13] 闵明华, 黄洪亮, 石建高, 等. 渔用聚乙烯纤维研究现状及趋势[J]. 海洋渔业, 2014, 36(1): 90-96.
 [14] 石建高, 王鲁民, 陈晓蕾, 等. 渔用高强度聚乙烯和普通聚乙烯编织线的拉伸力学性能比较试验[J]. 渔业科学进展, 2009, 30(3): 125-130.
 [15] 石建高, 王鲁民, 陈晓蕾, 等. 渔用合成纤维新材料研究进展[J]. 现代渔业信息, 2008, 23(5): 7-11.

Feasibility Study on Material Modification and Optimization of Bag Net of Cold Source based on Yangjiang Nuclear Power Plant

Xu Wei, Ruan Chenjie*, Yang Shaofeng, Li Xinxian, Zhu Jianrui

(Yangjiang Nuclear Power Company Ltd., Yangjiang Guangdong 529941, China)

Abstract: This paper makes a comparative demonstration and analysis from the aspects of supplementary boiling ability, interception ability and breaking strength of the Constitutional network, and compares the field experiment, and discusses the feasibility of replacing UHMWPE with HDPE material through field experimental comparison, so as to reduce cost and increase efficiency and reduce operation and maintenance workload. The results show that the price of UDPE is 1/10 of that of UHMWPE, the interception ability and breaking strength of the two are almost the same. The anti-marine biological adhesion ability of HDPE net is slightly better than that of UHMWPE net and less replacement frequency.

Key words: cold source; bag net; material; reducing cost to increase benefit

(责任编辑：梁 晔)

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.

Guo Qiang,Sun Jing, Liu Zhuo, et al. Simulation on the geysier-boiling phenomenon in a vertical pipe of the innovative core-catcher [J]. Nuclear Safety,2022,21(3):84-92.

新型堆芯捕集器竖直冷却管内间歇沸腾现象研究

郭 强*, 孙 婧, 刘 卓, 元一单, 李 炜

(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 某研发中的新型堆芯捕集器采用了创新性的内置冷却管设计, 在早期运行阶段, 按该方案设计的竖直冷却管内可能出现间歇沸腾的现象。本文基于 RELAP5 程序建立了模拟间歇沸腾现象的计算模型, 并对比了加热段入口温度、加热段出口壁温、加热段压差和上升段压差等典型参数, 计算结果与已有实验值一致性较好。利用 RELAP5 模型对较高运行压力下的工况进行了现象模拟, 分析了运行压力对沸腾传热和流动振荡的影响。本文对揭示间歇沸腾现象机理和支撑先进核电安全装备研发具有参考意义。

关键词: 间歇沸腾; 竖直管; 流动振荡; RELAP5; 数值模拟; 堆芯捕集器

中图分类号: TL331; O359.1 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)03-0084-09

在大功率压水堆核电厂严重事故预防与缓解措施中, 通过堆芯捕集器实现熔融物堆外滞留(EVR)^[1,2]被认为是一种安全裕量较大且工程可行^[3-6]的技术策略, 可以满足新建核电厂“从设计上实际消除大规模放射性释放”的安全要求^[7,8]。正在研发中的一种新型堆芯捕集器^[9,10], 创新性地 在 坩 埚 内 布 置 了 竖 直 的 冷 却 管 束 以 加 速 熔 池 的 内 部 冷 却, 从 而 使 得 含 有 大 量 放 射 性 裂 变 产 物 的 熔 融 物 尽 早 整 体 固 化, 实 现 对 堆 芯 熔 融 物 安 全 有 效 滞 留 的 安 全 功 能。

为了适应严重事故发展进程的不同阶段, 新型堆芯捕集器需要进行水源切换, 先后采用间壁式冷却和整体淹没量两种冷却方式。在堆芯熔融事故的早期阶段, 仅连通堆芯捕集器与小水箱的注水管线, 冷却系统维持低水位运行, 从而使得内坩埚保持干涸状态, 当堆芯熔融物

分批进入内坩埚时, 可避免蒸汽爆炸的风险; 在事故后期阶段, 堆芯熔融物的迁移过程已经完成, 堆芯捕集器连通大水箱, 冷却系统以高水位模式运行, 通过完全淹没的形式建立自然循环, 对熔池内外的全部发热表面(冷却管、熔池壳壳、内坩埚的外流道)进行有效冷却。在上述事故早期阶段, 竖直管内的液柱受到部分已进入内坩埚的堆芯熔融物持续加热, 可能出现间歇沸腾现象^[11], 并会伴随流动振荡。

为开展机理研究, 研究团队已搭建缩比实验装置, 研究了不同加热功率水平对间歇沸腾现象的影响规律。因为试验装置为开式实验回路, 仅具备模拟常压下降间歇沸腾现象的能力, 而在严重事故条件下, 堆芯捕集器位于安全壳内, 其环境压力会高于常压。考虑到系统压力对间歇沸腾具有重要影响^[12], 需要对较高运行压

收稿日期: 2022-03-15 修回日期: 2022-03-24

作者简介: 郭强(1983—), 男, 高级工程师, 硕士研究生, 现主要从事核电安全研究相关工作, 包括严重事故现象学研究、安全系统装备研发和反应堆安全分析等

* 通讯作者: 郭强, Email: guoqiang@cnpe.cc

力下竖直管内的间歇沸腾现象进行模拟计算,并进一步研究运行压力对间歇沸腾流动过程的影响。

本文介绍了基于 RELAP5 程序开发的计算模型,以及利用该计算模型开展的现象模拟和机理研究工作,可为进一步开展堆芯捕集器内置冷却管的工程设计工作提供理论依据。

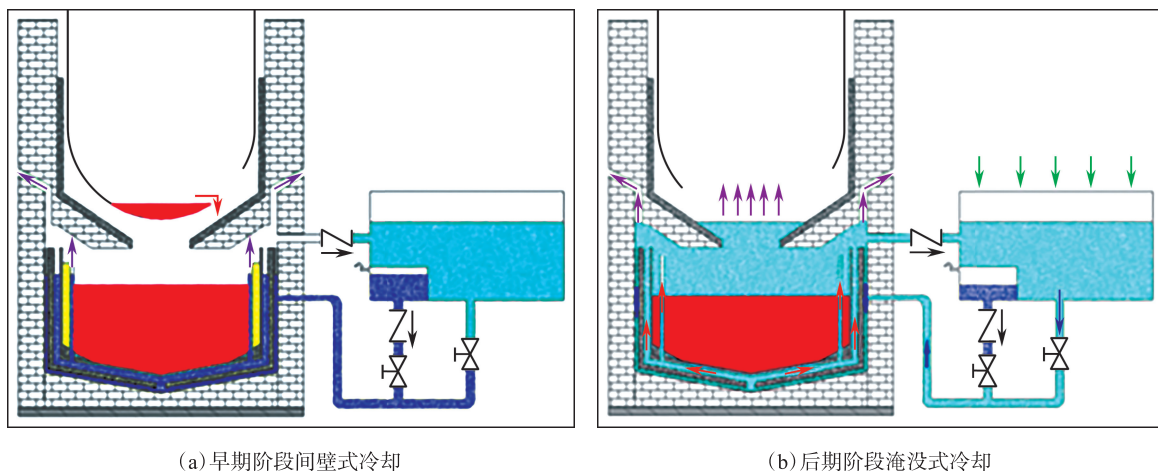
1 计算模型

新型堆芯捕集器的工作模式如图 1 所示。在堆芯熔融事故的早期阶段,其内置的竖直冷却管被熔池持续加热,管内的液柱水位会略高于熔池液位,上方管口与安全壳大气直接连通,可直接排放蒸汽,下方管口与小水箱连通,依靠重力持续补水。竖直冷却管内发生间歇沸腾时,其典型的周期性时序演化过程为:欠热状态的液柱首先被加热至沸腾,然后逐渐从泡状流演化为弹状流;当产生的大气泡尺度达到接近竖直管内径时,汽弹可托举上方液柱向竖直管顶端整体移动,在管口处发生两相流喷发;喷发结束后,部分热水回流,同时因喷发过程而造成的负压会吸取上游冷却剂进入竖直管,两者相互混合后形成新的欠热状态的液柱,准备进入下一轮的间歇沸腾。

研究团队为了开展现象机理研究,将实验装置简化为仅包括单根竖直冷却管的系统回

路。用于现象模拟的小规模实验装置示意图和实物照片如图 2 所示。竖直冷却管是主要研究对象,类比于图 1(a)中竖直管壁的分段式传热边界条件,其设计分为上下两部分,下方是加热段,用厚膜管加热技术来模拟其管体浸没在熔池内部时受到的持续加热,上方是上升段,用透明 PC 管制成,用于模拟不会被直接加热的部分,且可便于观察内部水位和流型特点。竖直管内液柱的初始平衡水位处于上升段内。试验使用一个可维持恒温恒水位的实验水箱来模拟堆芯捕集器概念方案中的小水箱,实验水箱底部通过供水管线连通竖直冷却管的下端管口。使用汽水分离器将竖直管的上方管口与小水箱的上部气相空间相互连通,用于排放蒸汽和回收热水。

对应实验装置的主要部件和几何尺寸,研究团队基于 RELAP5 程序建立了计算模型,如图 3 所示。计算模型中各控制体的参数设置及其对应的实验装置部件如表 1 所示,其中加热段为控制体 PIPE 300,通过指定热结构的加热功率可模拟管壁上的热负荷;上升段为控制体 PIPE 400。对应实验装置中壁温测点 T2-T5 的位置,可以相应提取壁温的计算结果,同时也可分别提取加热段两端和上升段两端的压差,用于对比实验中测得的压差,相关测点的位置如表 2 所示。恒温水箱在计算模型中被分为 3 个

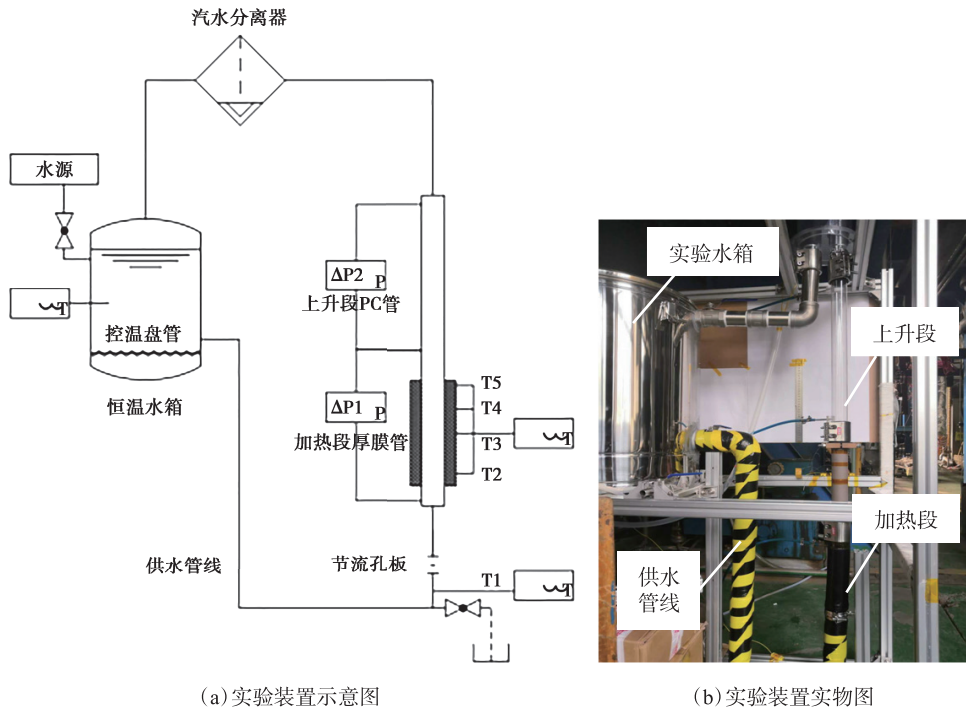


(a) 早期阶段间壁式冷却

(b) 后期阶段淹没式冷却

图 1 堆芯捕集器的不同冷却模式

Fig. 1 Cooling modes of core-catcher



(a) 实验装置示意图

(b) 实验装置实物图

图 2 小规模实验装置

Fig. 2 The small-scale experimental facility

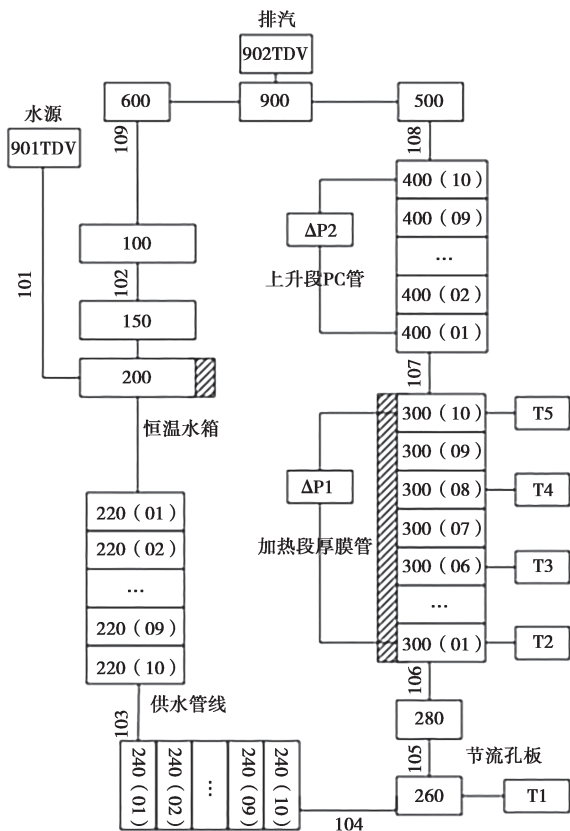


图 3 RELAP5 模型节点划分

Fig. 3 Nodalization of the RELAP5-model

控制体(100/150/200),其中 BRANCH 200 为水箱底部的满水区域,通过设定恒温热结构的方式,可根据工况要求维持水温恒定。汽水分离器由控制体 500/600/900 组成,与其连通的恒压控制体 TMDPVOL 902 被定义为指定运行压力下的饱和蒸汽边界。

间歇沸腾现象包括沸腾延迟、蒸汽喷发和液体回流等阶段,为模拟复杂两相流问题中的瞬时传热过程,计算模型采用非均相流模拟;间歇沸腾过程的喷发阶段会导致管内局部低压,从而吸引上游工质从底部管口快速进入垂直管,而随后进入的液体回流阶段,又会有热水从顶部向下回落,两股流体相撞后,混合成为新的欠热状态的液柱,为模拟上述过程中的压力波动,激活了水锤模型;为模拟两相流从顶部管口快速喷发的过程,激活了常用于模拟 LOCA 事故破口喷发现象的 choked flow 模型;在液体回流阶段,蒸汽向上流动,而垂直管顶部的水则向下逆流回落,为模拟期间可能出现汽液两相逆流极限的情况,激活了 CCFL 模型。

表 1 RELAP5 模型的控制体组成和实验装置的设计尺寸

Table 1 Hydraulic components used in the RELAP5 model and the design for the facility

控制体类型 / 编号	几何参数 /mm	运行参数	实验装置对应部件	底部标高 /mm
SNGLVOL100	$D=450, H=250$	水位 200 mm	恒温水箱气空间	250
SNGLVOL150	$D=450, H=100$		恒温水箱液面附近	150
BRANCH200	$D=450, H=150$		恒温水箱满水区域	0
PIPE220	$D=41, L=780$	—	供水管线下降段	-780
PIPE240	$D=41, L=500$	—	供水管线水平段	-780
PIPE260	$D=41, L=320$	—	供水管线上升段	-780
JUNCTION105	—	阻力系数 $\zeta=49$	节流孔板	—
PIPE280	$D=41, L=260$	—	供水管线上升段	-460
PIPE300	$D=41, L=200$	—	加热段	-200
PIPE400	$D=41, L=500$	—	上升段	0
PIPE500	$D=41, L=100$	—	顶部管线	500
PIPE600	$D=41, L=100$	—	顶部管线	500
BRANCH900	$D=41, L=500$	—	汽 / 水分离器	600
TMDPVOL901	1 m^3	水温 20℃	试验水源	—
TMDPVOL902	30 m^3	系统压力 0.10/0.15/0.20 MPa	大气环境 *	—
HEAT-STRUCTURE 12000000		20℃	恒壁温热边界	—
HEAT-STRUCTURE 13000000		3000/5000 W	恒热流热边界	—

注:* 试验装置仅具备常压试验功能。

表 2 测点布置和仪表类型

Table 2 The layout of measurement locations and the specification of experimental instruments

编号	测点位置	说明	仪表类型	仪表参数
T1	加热管入口上游 500 mm	入口水温	热电偶 Ktype	范围 0-500℃ 精度 1.0℃
T2	加热段入口上方 25 mm	加热管壁温 ¹		
T3	加热段入口上方 100 mm	加热管壁温 ¹		
T4	加热段入口上方 150 mm	加热管壁温 ¹		
T5	加热段入口上方 190 mm	加热管壁温 ¹		
$\Delta P1$	加热段两端	加热管压差	压差变送器 EJA110 A	范围 0-100 kPa 精度 0.1%
$\Delta P2$	上升段两端	上升管压差		

注:1. 热电偶(T2-T5)均安装在钢管外壁,需根据圆柱体导热公式换算为内壁温度,再与计算结果对比。

2 模型验证

选取不同功率下的两组试验数据对计算模型进行验证,如表 3 所示。

表 3 RELAP5 模型验证所参照的实验工况

Table 3 The conditions of experimental tests for validation of the RELAP5 model

工况编号	入口温度 $T_1/^\circ\text{C}$	加热功率 Q/kW	面热流密度 $q/(\text{W}\cdot\text{cm}^{-2})$
Case 1	20	3	11.6
Case 2	20	5	19.4

分别对比了两种功率水平下典型工况的计算结果和实验测量结果,如图 4 所示,包括加热段入口水温 T_1 ,加热段出口壁温 T_5 ,加热段压差 ΔP_1 和上升段压差 ΔP_2 。在对间歇沸腾现象进行模拟时,首先需要确认入口水温的一致性,以保证满足预设的工况条件;通过对比加热段

出口壁温,可估算加热段出口处的工质温度,进而评估给定工况下管内冷却剂通过加热段的持续加热所能达到的最大焓升,这是对分析沸腾现象非常重要的热工参数;对于加热段和上升段的沿程压降,代表了竖直管内两个典型区域内的流动阻力,可反映出内部流体的密度变化、流速变化等信息。结果表明 RELAP5 模型计算结果与实验值有较好的一致性,其中温度偏差为 $\pm 6\%$,压降偏差为 $\pm 15\%$ 。

进一步提取了竖直管内(含加热段和上升段)不同标高处空泡份额的计算结果,这些参数未能通过实验直接测得。不同功率水平下的瞬时值如图 5 所示。以低功率的 Case 1 工况为例,如图 5(a)所示,由于受到壁面的沿程加热,加热段内位置较高处的空泡份额明显增大;而在上升段内,可以明显观察到空泡份额曲线具有相似波形,并存在相位差,这表明一段汽液两相的流体单元正在发生整体性平移,同时由于液相

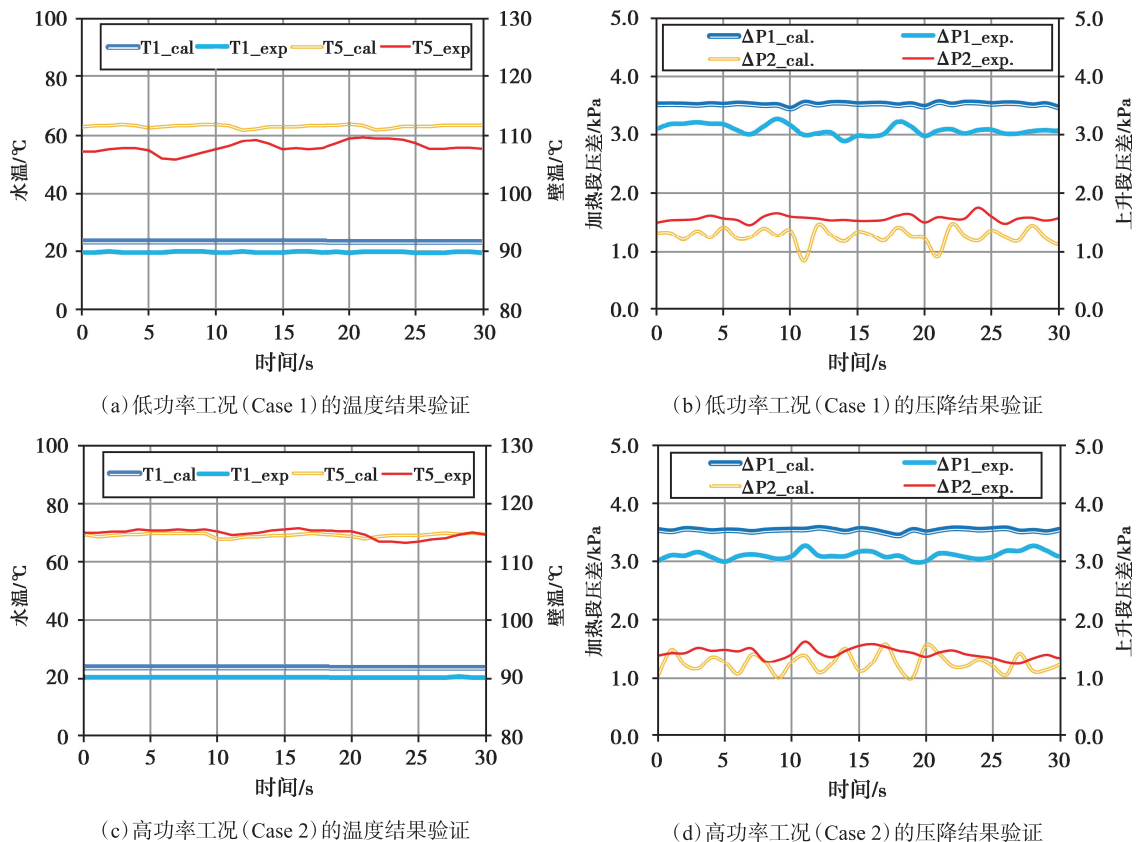


图 4 根据实验结果进行 RELAP5 模型验证

Fig.4 RELAP5-model validation with the experimental data

在重力作用下的少量回流,位置较高处的空泡份额略有增大。

观察加热段较低位置(T2位置)的空泡份额曲线,其数值反复在0-0.25波动,这表明此处为发生泡状流和弹状流转换的位置(竖直管内沸腾流动在空泡份额达到0.25左右时进入弹状流^[13])。同时这一曲线也可以反映出间歇沸腾现象的典型过程。以所截取的一段曲线(以 τ 为完整周期)为例:首先是沸腾延迟阶段,随着壁面持续加热,空泡份额逐渐增大,直到演化为弹状流;然后是蒸汽喷发阶段,汽弹托举上方液柱快速上升;最后是液体回流阶段,一方面汽弹离开后会从上游快速获得液相补充,使得空泡份额快速下降,另一方面未能喷出竖直管的液体会逐渐回流,使得下方控制体的空泡份额缓慢降低。

对于不同功率水平的两组工况,其间歇沸腾的周期 τ 都不是恒定值,但比较而言,高功率工况下的周期略短,主要是因为加热功率越高,通过持续的热量积累而演化成弹状流的沸腾延迟时间越短。

3 运行压力的影响

利用经过验证的计算模型,对更高运行压力下的间歇沸腾现象进行了模拟,用于分析运行压力的影响,计算矩阵如表4所示。

表4 计算矩阵

Table 4 The conditions of experimental tests for validation of the RELAP5 model

工况编号	入口温度 $T_1/^\circ\text{C}$	加热功率 Q/kW	运行压力 P/MPa
Case 3	20	3	0.10/0.15/0.20
Case 4	20	5	0.10/0.15/0.20

较低加热功率(Case 3)时竖直管内间歇沸腾现象的典型参数计算结果如图6所示,包括加热段出口壁温(T_5)、加热段出口空泡份额(T_5 测点位置)、上升段出入口压差(ΔP_2)、系统质量流量等。

计算结果表明,运行压力提高后,由于饱和温度增高,出口壁温相应提高;由于汽化潜热增大,空泡份额略有降低;上升段压差的时均值大致相同,但压力波动的幅度明显减小,这表明运行压力提高可抑制不稳定性的发生;由于功率相同,所以系统质量流量的时均值大致相同,这与压力波动的变化趋势相似,也表现为运行压力增大后流量波动幅度减小。

较高加热功率(Case 4)的工况下,不同运行压力下竖直管内间歇沸腾现象的模拟结果如图7所示。对于运行压力较高的工况,各参数的变化规律与上述低功率工况展示的影响趋势相似,只是在加热功率增大后,竖直管内的沸腾更

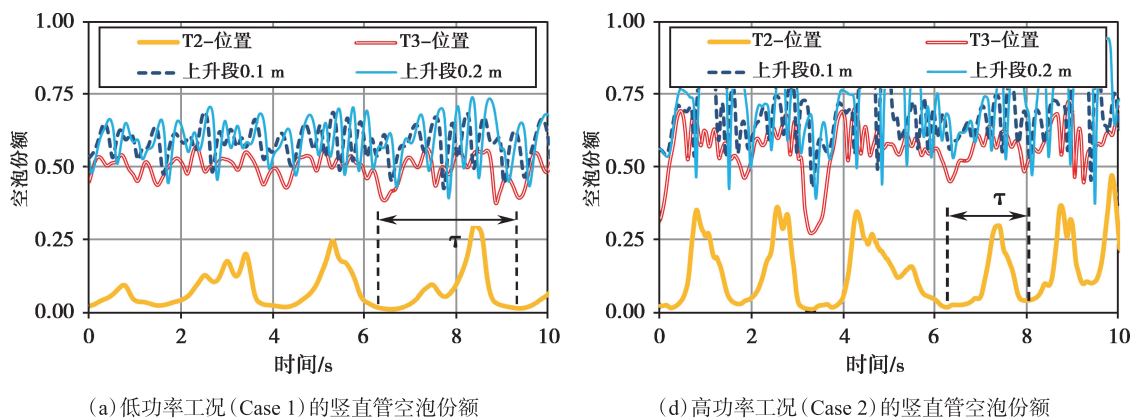


图5 竖直接管内空泡份额的计算结果

Fig.5 Calculated void fraction along the vertical pipe

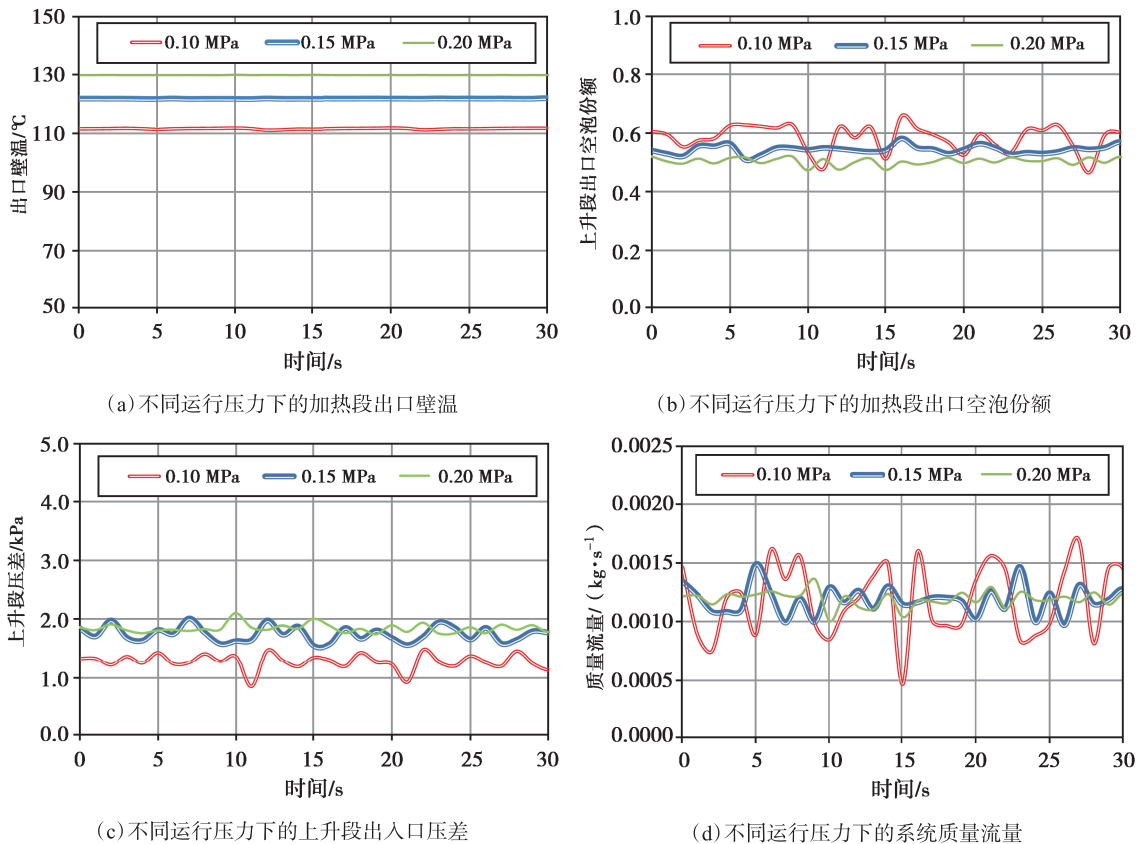


图6 低功率工况 (Case 3) 的计算结果

Fig.6 Calculated results of case 3 with low heating power

为剧烈,如图7(b)所示,加热段出口空泡份额有更大的波动幅度,相应地,压力和流量波动的幅度也明显增大。

以低功率工况为例,进一步分析发生泡状流向弹状流转变的位置,如图8所示,发现运行压力越高,弹状流发生的位置也越高。比较空泡份额曲线的波动频率,发现不同运行压力下的周期大致相同(略有增大)。

综上所述,垂直管内间歇沸腾现象与文献[11]所述的热虹吸管内间歇泉现象的形成机理相似,都是在欠热沸腾条件下,管壁附近热量不断积累,从而发生无固定周期的泡状流向弹状流转变而导致的流动不稳定性^[11]。

运行压力提升可以增大液相欠热度,使壁面沸腾产生的孤立气泡在液柱内难以聚合形成较大气泡,从而可以抑制流量压力的剧烈波动。在较高的运行压力下,流体需要通过更长的加

热段才能实现泡状流向弹状流的转变,因此产生汽弹的位置更高,其所能够托举的上方液柱长度也随之变短,这也是较高压力工况下振荡幅度明显减小的原因。

对于波动周期,主要与间歇沸腾过程中的沸腾延迟阶段有关,加热功率是影响波动频率的主要因素;在相同加热功率下,运行压力提高对波动周期无明显影响,仅因欠热度的增加而使波动周期略有增加。

4 结论和展望

参照研发中的新型堆芯捕集器设计方案,本文针对内置冷却管可能出现的间歇沸腾现象,基于RELAP5计算模型开展了模拟计算和机理分析,重点探讨了运行压力对流动换热的影响。主要结论如下。

(1) 综合利用RELAP5程序中的checked

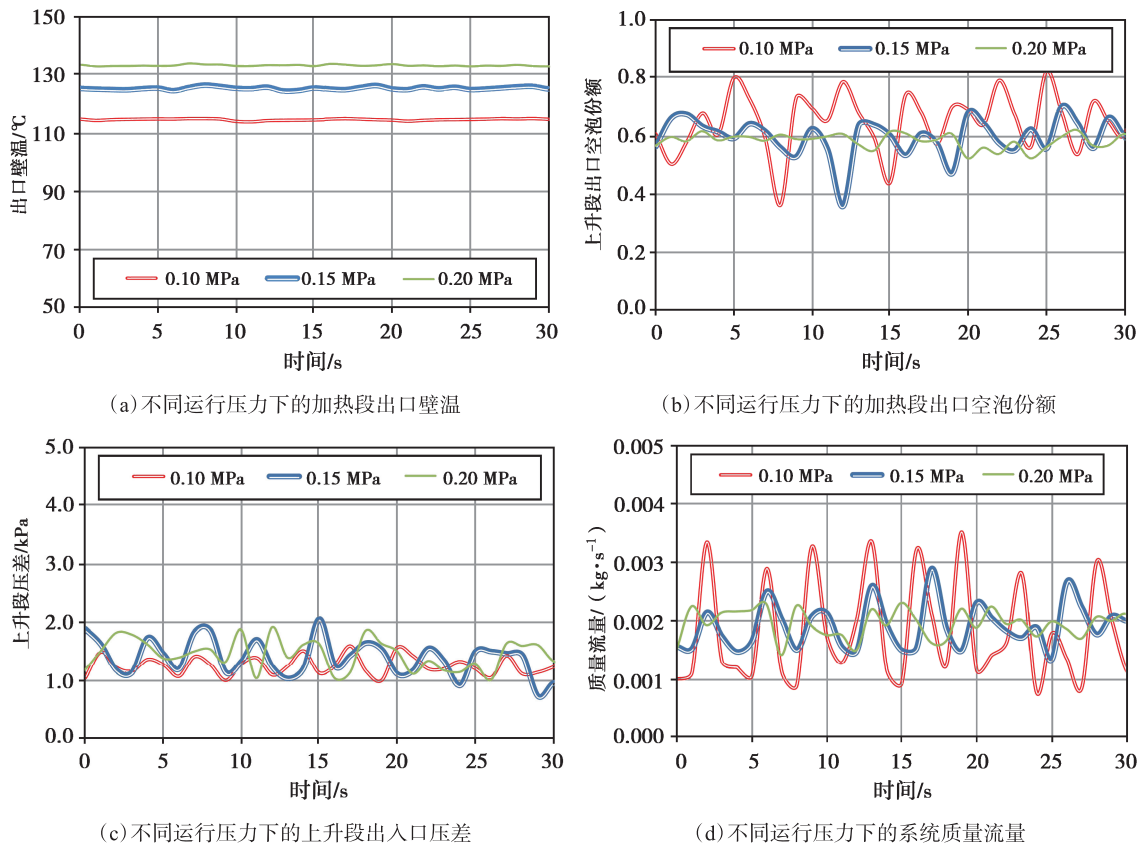


图 7 高功率工况 (Case 4) 的计算结果

Fig.7 Calculated results of case 4 with high heating power

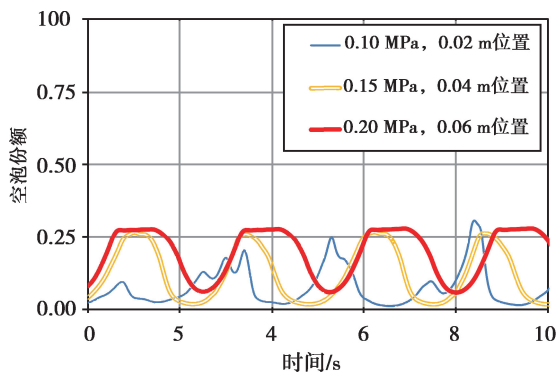


图 8 低功率工况 (Case 3) 加热段内发生弹状流型转换的位置

Fig.8 Transition locations of developing slug flow in the heating pipe on condition of low heating power (case 3)

flow、CCFL 和水锤模型,可以对竖直管内低压间歇沸腾现象进行仿真模拟,相关计算结果与常压实验的测量值符合性较好。

(2) 运行压力提升,竖直管内间歇沸腾导致

的压力、流量波动幅度会减小,加热段出口的壁温增大,两相流空泡份额略有降低。

(3) 竖直管内间歇沸腾的波动周期,主要受加热功率的影响,与运行压力无明显相关性。

未来可以基于 RELAP5 计算模型研究更多参数的影响规律,其作为实用高效的研究工具,可进一步支撑新型堆芯捕集器的研发和设计工作。

参考文献

- [1] Manfred Fischer, Sevostian V. Bechta, Vladimir V. Bezlepkin, et al. Core Melt Stabilization Concepts for Existing and Future LWRs and Associated Research and Development Needs [J]. Nuclear Technology, 2016, 196 (3): 524-537. <https://doi.org/10.13182/NT16-19>.
- [2] Muritala Alade Amidu, Samuel Abiodun Olatubosun, Abiodun Ayodeji, et al. Severe accident in high-power light water reactors: Mitigating strategies, assessment methods and research opportunities [J]. Progress in Nuclear Energy, 2022, 143:

- Article 104062. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.104062>.
- [3] Khabensky Vladimir Benzianovich, Granovsky Vladimir Semenovich, Bechta Sevostian Victorovich, et al. Severe Accident Management Concept of the VVER-1000 and the Justification of Corium Retention in a Crucible-Type Core Catcher [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2009, 41 (5): 561-574. <https://doi.org/10.5516/NET.2009.41.5.561>.
- [4] Bittermann D., Fischer M. Development and Design of the EPR™ Core Catcher. In: Saito T., Yamashita J., Oka Y., Ishiwatari Y. (eds) Advances in Light Water Reactor Technologies [M]. New York: Springer, 2011. https://doi.org/10.1007/978-1-4419-7101-2_4.
- [5] Hwan Yeol Kim, Kwang Soon Ha, Jong Hwan Kim, et al. A Core Catcher Concept and First Experimental Results [C]. Proceedings of the 18 th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE18). Xi' an, China. 2010; 673-680. <https://doi.org/10.1115/ICONE18-30038>.
- [6] R. Hamazaki, T. Nakagawa, N. Katagiri, et al. Evaluation on Core Melt Retention in Core Catcher of Toshiba' s EU-ABWR [C]. Proceedings of the International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP) 2011, Nice, France. 2011: Paper 11414.
- [7] International Atomic Energy Agency, No. SSR-2/1 (Rev. 1) Safety of Nuclear Power Plants: Design [S]. Vienna IAEA, 2016. <https://www.iaea.org/publications/10885/safety-of-nuclear-power-plants-design>.
- [8] 国家核安全局. 关于发布《核动力厂设计安全规定》的通知 [J/OL]. 国家核安全局 [2016-10-28]. https://www.mee.gov.cn/gkml/sthjbgw/haq/201611/t20161102_366723.htm.
- [9] 马卫民, 元一单, 郭强, 等. 一种带有内部冷却管的双层坩埚堆芯熔融物捕集装置. 中国专利, 201910598267.8 [P]. 2019.11.15.
- [10] 元一单, 李炜, 张丽, 等. 一种多重防御和冷却的堆芯捕集器. 中国专利, 202011477623.X [P]. 2021.04.23.
- [11] 刘云, 李志刚, 李玉华, 等. 环路热虹吸管间歇沸腾可视化实验研究 [J]. 工程热物理学报, 2021, 42 (1): 215-221.
- [12] 陈金波, 杨生兴, 佟立丽, 等. 系统压力对间歇流动沸腾特性影响的实验研究 [J]. 核科学与工程, 2015, 35 (4): 616-623.
- [13] D.Barnea, L.Shémer. Void fraction measurements in vertical slug flow: applications to slug characteristics and transition [J]. International Journal of Multiphase Flow, 1989, 15 (4): 495-504. [https://doi.org/10.1016/0301-9322\(89\)90049-9](https://doi.org/10.1016/0301-9322(89)90049-9).

Simulation on the Geyserboiling Phenomenon in a Vertical Pipe of the Innovative Core-catcher

Guo Qiang*, Sun Jing, Liu Zhuo, Yuan Yidan, Li Wei

(China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China)

Abstract: An innovative design of core-catcher uses vertical pipes for cooling enhancement. The geyser boiling phenomena may occur in the pipes during the early phase of the hypothetical severe accident scenarios. A RELAP5 model was developed and validated, which showed good consistency with the experimental data at aspects of typical parameters, such as water temperature at inlet of the heating pipe, wall temperature at outlet of the heating pipe, pressure difference through the heating pipe, and the rising pipe. Taking advantage of the RELAP5 simulation, the geyser boiling phenomena were studied on the conditions above the standard atmosphere pressure, and the effect of operation pressure was analyzed. This study helps to understand better the physical mechanism of geyser boiling and paves the way for further engineering design of core-catcher.

Key words: geyser boiling; vertical pipe; oscillation; RELAP5; Simulation; core-catcher

(责任编辑: 徐晓娟)

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.

Hong Ningning, Liu Jingping, Zhang Hongyu. Research on Multi-parameter Comprehensive Monitoring Method based on the Consistency of Non-metallic Materials of Nuclear Power Plant Cables [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (3): 93-98.

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

洪宁宁, 刘旌平, 张洪宇

(上海电缆研究所有限公司, 特种电缆技术国家重点实验室, 上海 200093)

摘要: 鉴于传统核电厂实际供货电缆与质量鉴定电缆一致性监管存在的问题, 本研究基于核电厂电缆非金属材料体系的特点, 选取材料典型微观性能指标, 采用数理统计与分析方法, 经过离群值剔除、精密度和准确度检查、相关度检验、准确率验证等过程, 建立了一种采用多重参数评价核电厂电缆用非金属材料一致性的系统分析方法, 包括密度、傅立叶变换红外光谱 (FTIR)、差示扫描量热 (DSC)、氧化诱导温度 (OITP)、热重 (TG) 和电感耦合等离子体-发射光谱 (ICP-OES) 性能指标。与传统单一检测手段或简单组合相比, 本评价方法经过系统论证和检验, 能够有效、快速、准确地监测不同批次实际供货电缆与质量鉴定电缆非金属材料一致性, 具有样品量小、微损、测试周期短、价格低等优点, 为实现核级电缆一致性监管提供优化方案。

关键词: 核电厂电缆; 一致性; 准确率; 监管

中图分类号: X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 03-0093-06

核电厂电缆的工作环境十分严酷, 在整个寿命期内, 必须经受核环境条件下电场、温度、氧气、核辐射、蒸汽湿气、臭氧、化学药品, 以及机械应力、热变形、震动磨损疲劳、蠕变等物理原因交集于一体的综合作用^[1]。为了保证产品设计性能和安全性能的可靠性、耐久性、符合环境保护的要求, 通常对质量鉴定电缆进行型式试验来进行质量把控。由于型式试验时间长、费用高且对部件造成破坏性损失, 对实际供货电缆材料采取抽样试验, 但这无法监管实际供货电缆与质量鉴定电缆是否一致, 同一厂家不同批次供货电缆的质量稳定性也无法保证^[2]。

如何对核电产品的身份进行有效鉴定, 确保在役核电产品的安全性和可靠性, 引起了国际原子能机构 (International Atomic Energy Agency, IAEA) 和世界核电大国的关注, 并已开展了广泛的工作^[3]。美国 UL 实验室制定了 UL 746 A, 采用聚合物快速检测评价方法对高分子材料进行质量控制就是采用材料图谱指纹一致性分析技术^[4]。中国质量认证中心 (China Quality Certification Centre, CQC) 也颁布了家用和类似用途设备强制性认证中非金属材料材质一致性控制标准, 通过傅立叶变换红外光谱 (FTIR)、热重 (TG)、差示扫描量热 (DSC)、密度

收稿日期: 2021-09-09 修回日期: 2022-03-17

作者简介: 洪宁宁 (1987—), 男, 工程师, 博士, 电线电缆专业, 现主要从事装备线及材料的研发与标准化工作

* 通讯作者: 洪宁宁, E-mail: hongningning@secrri.com

和 / 或矿物质填料含量等微观和宏观表征手段相结合实现一致性管控^[5]。

核电厂电缆用非金属材料体系复杂,主要是由高分子基材,复配无机组分(阻燃剂、填料、增塑剂等)和少量助剂(防老剂、加工助剂)形成的均质混合体。国内外研究者报道通过 FTIR、DSC 或 TG 等手段,对质量鉴定电缆、不同批次实际供货电缆用非金属材料的一致性进行监管^[6-7]。但大多数方法只是几种表征手段的简单组合,并未从理论角度进行系统论证,其有效性和准确性也并未经过检验。因此,亟待建立一套能有效、快速、准确地监管核电厂电缆用非金属材料一致性的方法规范,解决一致性多维度监测参数系统设计、获得的各监测参数具体指标和范围以及准确率等问题,以填补核电厂电缆用非金属材料一致性评估方法的不足,为产品质量提供进一步保障。

1 实验部分

1.1 实验样品

核电厂电缆至少应包括:

(1) 质量鉴定电缆样品:至少 0.5 米;

(2) 某一批次实际供货电缆样品:至少 0.5 米;

(3) 另一批次实际供货电缆样品:至少 0.5 米。

将收集的电缆样品置于 $23\text{ }^{\circ}\text{C} \pm 2\text{ }^{\circ}\text{C}$ 和 $50\% \pm 10\%$ 环境下调节至少 24 h。

1.2 实验方案

密度试验参照标准 GB/T 1033.1-2008 中 A 法, FTIR 试验参照标准 GB/T 6040-2002, DSC 试验参照标准 GB/T 19466.3-2004, 氧化诱导 (OIT/OITP) 试验参照标准 GB/T 19466.6-2009, TG 试验参照标准 GB/T 33047.1-2016, 电感耦合等离子体 - 发射光谱 (ICP-OES) 试验参照标准 GB/T 23942-2009, 矿物质填料含量试验参照标准 GB/T 2951.41-2008。

分别在核电厂电缆(质量鉴定电缆、不同批次实际供货电缆)的共计 n 个取样位置取非金属材料试样,并做性能指标测试 x , 每种性能指标进行试验处理 m 次;将试样分别进行第 j 个位置的第 i 次测量,获得性能测量值 x_{ij} , 其中 $1 \leq j \leq n, 1 \leq i \leq m$; 所述性能指标选自密度、FTIR、DSC、OIT/OITP、TG、ICP-OES 和矿物质填料含量中的一种或多种。

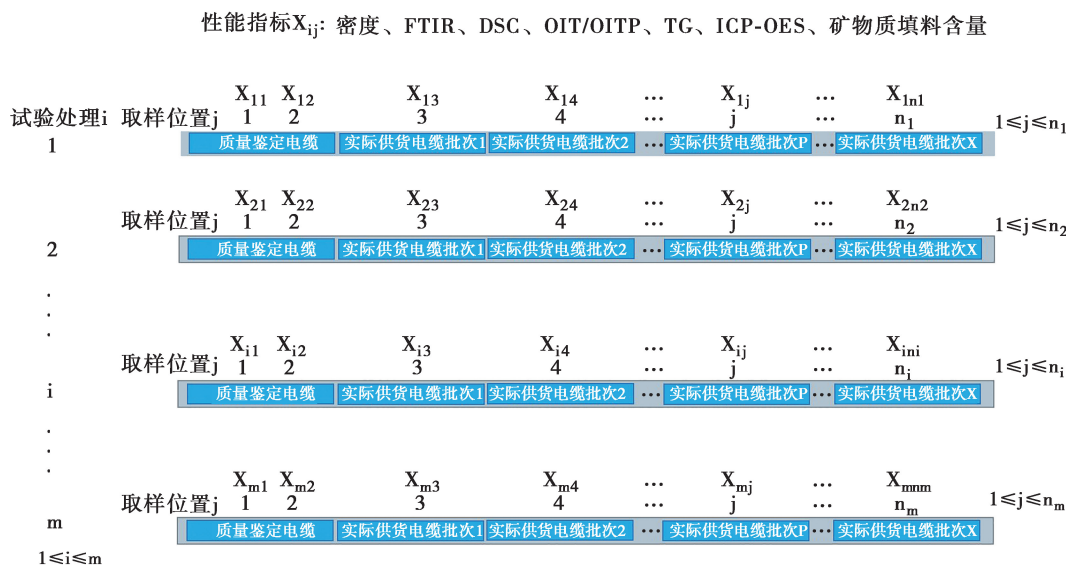


图 1 核电厂电缆样品性能指标示意图

Fig.1 Schematic diagram of performance indicators of nuclear power plant cables

2 结果与讨论

2.1 一致性多重参数预立

以某型号规格核电电缆(质量鉴定电缆、不同批次实际供货电缆)为研究对象,在 $n(n=9)$ 个取样位置取非金属材料试样,并做性能指标测试,分别进行试验处理 $m(m=3)$ 次。以密度试验结果为例,进行以下步骤处理数据,其他试验项目数据进行同样处理,最终获得极差值(率)参数。

2.1.1 离群值剔除

将3次处理获得的密度测量值按从小到大的顺序排列(见表1),那么最小值或最大值可能为离群值 ρ_{iout} ,具体进行以下处理。

$$\bar{\rho}_1 = \frac{1}{n_1} \sum_{j=1}^{n_1} \rho_{1j} = \frac{1.619+1.623+\dots+1.675}{9} = 1.647$$

$$\bar{\rho}_2 = \frac{1}{n_2} \sum_{j=1}^{n_2} \rho_{2j} = \frac{1.623+1.633+\dots+1.673}{9} = 1.646$$

$$\bar{\rho}_3 = \frac{1}{n_3} \sum_{j=1}^{n_3} \rho_{3j} = \frac{1.619+1.642+\dots+1.675}{9} = 1.650$$

$$\sigma_1 = \sqrt{\frac{\sum_{j=1}^{n_1} (\rho_{1j} - \bar{\rho}_1)^2}{n_1 - 1}} =$$

$$\sqrt{\frac{(1.619-1.647)^2+(1.623-1.647)^2+\dots+(1.675-1.647)^2}{9-1}} = 0.01948$$

$$\sigma_2 = \sqrt{\frac{\sum_{j=1}^{n_2} (\rho_{2j} - \bar{\rho}_2)^2}{n_2 - 1}} =$$

$$\sqrt{\frac{(1.623-1.646)^2+(1.633-1.646)^2+\dots+(1.673-1.646)^2}{9-1}} = 0.01645$$

$$\sigma_3 = \sqrt{\frac{\sum_{j=1}^{n_3} (\rho_{3j} - \bar{\rho}_3)^2}{n_3 - 1}} =$$

$$\sqrt{\frac{(1.619-1.650)^2+(1.642-1.650)^2+\dots+(1.675-1.650)^2}{9-1}} = 0.01449$$

$$T_1 = \frac{|\rho_{1out} - \bar{\rho}_1|}{\sigma_1} = \frac{|1.675 - 1.647|}{0.01948} = 1.4374$$

$$T_2 = \frac{|\rho_{2out} - \bar{\rho}_2|}{\sigma_2} = \frac{|1.673 - 1.646|}{0.01645} = 1.6413$$

$$T_3 = \frac{|\rho_{3out} - \bar{\rho}_3|}{\sigma_3} = \frac{|1.619 - 1.650|}{0.01449} = 2.1394$$

式中: ρ_{ij} 为第 i 次处理的第 j 个位置的密度测量值,单位为 $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$; n_i 为第 i 次处理的密度测量值样本容量; $\bar{\rho}_i$ 为第 i 次处理的密度测量值样本平均值,单位为 $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$; σ_i 为第 i 次处理的密度测量值样本标准差; T_i 为第 i 次处理的密度测量值样本统计量。相应处理结果如表1所示。

在给定的显著性水平 $\alpha=0.05$ 和样本容量 $n(n=9)$ 条件下,可查格拉布斯(Grubbs)检验临界值表(参照GB/T 4883-2008)获得 $T_{0.95}(9)=2.110$,发现 T_1 和 T_2 均小于 $T_{0.95}(9)$,说明未发现统计离群值^[8]。

发现 T_3 大于 $T_{0.95}(9)$,被判为统计离群值,进行剔除,样本容量减少为 $n'_3=8$ 。再经过处理:

$$T'_3 = \frac{|\rho_{3out} - \bar{\rho}'_3|}{\sigma'_3} = \frac{|1.675 - 1.654|}{0.01006} = 2.0875$$

发现 T'_3 大于 $T_{0.95}(8)=2.032$,被判为统计离群值,进行剔除,样本容量减少为 $n''_3=7$ ^[8]。再经过处理:

表1 核电厂电缆用非金属材料密度测量值

Table 1 Density of non-metallic materials of nuclear power plant cables

处理/次	样本 n_i /个	密度测量值 $\rho_{ij}/(\text{g}\cdot\text{cm}^{-3})$	平均值 $\bar{\rho}_i/(\text{g}\cdot\text{cm}^{-3})$	标准差 σ_i	统计量 T_i
1	9	1.619, 1.623, 1.632, 1.638, 1.648, 1.655, 1.662, 1.673, 1.675	1.647	0.01948	1.4374
2	9	1.623, 1.633, 1.634, 1.639, 1.640, 1.641, 1.655, 1.672, 1.673	1.646	0.01645	1.6413
3	9	1.619, 1.642, 1.645, 1.647, 1.650, 1.652, 1.659, 1.661, 1.675	1.650	0.01449	2.1394

$$T_3'' = \frac{|\rho_{3\text{out}} - \bar{\rho}_3''|}{\sigma_3''} = \frac{|11.661 - 1.651|}{0.00653} = 1.5314$$

发现 T_3'' 小于 $T_{0.95}(7) = 1.938$, 说明未发现统计离群值^[8]。

2.1.2 精密度检验

对于以上进行 3 次处理获得的某型号规格电缆样品密度试验结果, 采用柯克伦 (Cochran) 检验方法检验样本数据标准差齐性, 具体进行以下处理。

$$C = \frac{\sigma_{\max}^2}{\sum_{i=1}^m \sigma_i^2} = \frac{0.01948^2}{0.01948^2 + 0.01645^2 + 0.00653^2} = 0.5478$$

式中, σ_{\max} 为诸 σ_i^2 中的最大值。

在给定的显著性水平 $\alpha = 0.05$ 和 3 次处理次数条件下, 可查 C 检验的临界值表 (参照 GB/T 10092-2008) 得 $C_{0.95}(3, 9) = 0.6333$, 发现 C 值小于 $C_{0.95}(3, 9)$, 表明 3 次处理数据结果没有显著差异, 精密度好^[9]。

2.1.3 正确度检验

对于以上进行 3 次处理获得的某型号规格核电厂电缆样品密度试验结果, 经过离群值检验、精密度检验后, 再进行正确度检验, 具体进行以下处理。

$$v_{12} = n_1 + n_2 - 2 = 9 + 9 - 2 = 16$$

$$v_{13} = n_1 + n_3'' - 2 = 9 + 7 - 2 = 14$$

$$v_{23} = n_2 + n_3'' - 2 = 9 + 7 - 2 = 14$$

$$\sigma_{12} = \sqrt{\frac{(n_1 - 1)\sigma_1^2 + (n_2 - 1)\sigma_2^2}{n_1 + n_2 - 2}} =$$

$$\sqrt{\frac{(9-1)0.01948^2 + (9-1)0.01645^2}{9+9-2}} = 0.01803$$

$$\sigma_{13} = \sqrt{\frac{(n_1 - 1)\sigma_1^2 + (n_3'' - 1)\sigma_3''^2}{n_1 + n_3'' - 2}} =$$

$$\sqrt{\frac{(9-1)0.01948^2 + (7-1)0.00653^2}{9+7-2}} = 0.01533$$

$$\sigma_{23} = \sqrt{\frac{(n_2 - 1)\sigma_2^2 + (n_3'' - 1)\sigma_3''^2}{n_2 + n_3'' - 2}} =$$

$$\sqrt{\frac{(9-1)0.01645^2 + (7-1)0.00653^2}{9+7-2}} = 0.01315$$

$$t_{12} = \frac{|\bar{\rho}_1 - \bar{\rho}_2|}{\sigma_{12} \times \sqrt{\frac{1}{n_1} + \frac{1}{n_2}}} = \frac{|1.647 - 1.646|}{0.01803 \times \sqrt{\frac{1}{9} + \frac{1}{9}}} = 0.11766$$

$$t_{13} = \frac{|\bar{\rho}_1 - \bar{\rho}_3''|}{\sigma_{13} \times \sqrt{\frac{1}{n_1} + \frac{1}{n_3''}}} = \frac{|1.647 - 1.651|}{0.01533 \times \sqrt{\frac{1}{9} + \frac{1}{7}}} = 0.51776$$

$$t_{23} = \frac{|\bar{\rho}_2 - \bar{\rho}_3''|}{\sigma_{23} \times \sqrt{\frac{1}{n_2} + \frac{1}{n_3''}}} = \frac{|1.646 - 1.651|}{0.01315 \times \sqrt{\frac{1}{9} + \frac{1}{7}}} = 0.75438$$

式中, v_{ij} 为第 i 和 j 次处理数据的合自由度, σ_{ij} 为第 i 和 j 次处理数据的合标准差, t_{ij} 为 t 检验的统计量。

在给定的显著性水平 $\alpha = 0.05$ 和合自由度 $v_{ij} = 16$ 条件下, 可查 t 检验临界值表 (GB/T 4889-2008) 得到 $t_{0.95}(16) = 1.7459$, 发现 t_{12} 、 t_{13} 、 t_{23} 均小于与 $t_{0.95}(16)$, 表明任意两次处理数据的平均值无显著性差异, 正确度高^[10]。

2.1.4 极差值和 / 或极差率确立

由此, 某型号规格核电厂电缆密度测量值的总平均值为:

$$\bar{\rho} = \frac{1}{3} \sum_{i=1}^3 \bar{\rho}_i = \frac{1.647 + 1.646 + 1.651}{3} = 1.648$$

式中, $\bar{\rho}$ 的单位为 $\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$ 。对于以上密度测量值通过精密度检验和正确度检验后, 将其按从小到大的顺序排列, 进行以下处理。

$$\rho_{\text{极}} = \bar{\rho}_3 - \bar{\rho}_1 = 1.651 - 1.646 = 0.005$$

$$\text{RD} = \frac{\bar{\rho}_3 - \bar{\rho}_1}{\bar{\rho}} \times 100\% = \frac{1.651 - 1.646}{1.648} \times 100\% = 0.30\%$$

式中, $\rho_{\text{极}}$ 为所有密度测量值的极差值, 单位为 $\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$; RD 为所有密度测量值的极差率。

对于某一型号规格核电厂电缆 (包括绝缘和护套), 对于性能指标包括密度数据、FTIR、DSC、OIT/OITP、TG、ICP-OES 和矿物质填料含量, 均分别按照以上 2.1.1-2.1.4 步骤进行数据处理, 可获得各性能指标的极差值或极差率参数。

统计 N ($N \geq 10$) 个不同型号规格核电厂电缆的各性能指标的极差值或极差率参数。

统计以上获得的多重试验结果参数, 将核电厂电缆的各性能指标的极差值或极差率汇总, 以最大的极差值或极差率作为该性能指标

试验一致性的极差值或极差率指标。

2.2 一致性多重参数相关性确立

(1) 至少收集已知配方和(或)工艺存在不同一致性程度的核电厂电缆样品。

(2) 统计核电厂电缆用非金属材料的性能指标测量值,若其中有任意两项性能指标同时一致或不一致的频次达到 95%,说明该两项性能指标参数的相关性达到 95%,则认为其中两项性能指标是冗余的,舍弃其中较复杂的性能指标项目;如本研究中发现矿物质填料含量与 TG 试验项目相关性高,舍弃矿物质填料含量试验项目。

(3) 最终获得评价核电厂电缆用非金属材料一致性分析方法,如表 2 所示。

表 2 基于多重参数评价核电厂电缆用非金属材料一致性的分析方法

Table 2 Analysis method for evaluating the consistency of non-metallic materials of nuclear power plant cables using multiple parameters

性能指标	曲线形状	极差值或极差率
密度	—	密度数值 $\pm 5\%$
FTIR	一致	特征吸收峰波数 $\pm 5 \text{ cm}^{-1}$
DSC	一致	玻璃化转变温度、熔融温度或结晶温度 $\pm 5^\circ\text{C}$
OITP	一致	OITP $\pm 5^\circ\text{C}$
TG	一致	起始热分解温度、各区间最大热分解温度、终止温度 $\pm 20^\circ\text{C}$ 分解区间降解量和残余质量 $\pm 8\%$
ICP-OES	—	主要特征元素含量 $\pm 20\%$

2.3 方法有效性和准确率验证

为了验证此研究建立的一致性方法体系用于评估核电厂电缆非金属材料一致性的有效性和准确率,进行以下步骤:

(1) 选取若干组待评估的核电厂电缆样品,其中每组中将符合要求的样品作为基准样品,其他的作为待试样品。

(2) 将基准样品的非金属材料(包括绝缘和护套)进行上述一致性分析方法(表 2)测试,形

成基准图库。

(3) 对待试样品进行相同条件下的测试,并与基准图库进行对比。

(4) 若待试样品与基准样品的非金属材料性能指标满足表 2 中参数要求,则认为该组待评估核电厂电缆非金属材料一致,否则认为不一致。

相比传统型式试验和抽样试验而言,本评估方法从电缆非金属材料中切取少量样品,样品量大于 10 g,整个试验过程 3~5 个工作日,价格约几千元。统计所有组待评估样品的结果,一致性识别准确率达 95% 以上,因此认为本研究中分析方法用于核电厂电缆非金属材料一致性评估是有效和准确的,可作为型式试验后不同批次供货电缆抽样试验的重要补充和质量保障。

因此,本研究中分析方法对于核电厂电缆非金属材料一致性分析方法的准确率高,可用于快速、准确监测不同批次实际供货电缆与质量鉴定电缆非金属材料一致性,具有样品量小、微损、测试周期短、价格低等优点。

3 结论

本文选取不同型号规格的质量鉴定和不同批次实际供货核电厂电缆,通过数理统计与数据分析,对核电厂电缆非金属材料的微观性能指标经过离群值剔除、精密度检验、正确度检查、极差值(率)确立以及有效性验证等过程,建立核电厂电缆用非金属材料的一致性多重参数综合监测方法,包括密度、FTIR、DSC、OITP、TG 和 ICP-OES 综合性能指标。本方法能够快速、准确、有效地对质量鉴定电缆和不同批次实际供货电缆用非金属材料一致性进行评估,为核电厂电缆的质量监管提供系统性的方法规范。

参考文献

- [1] 顾申杰. 核电厂 1 E 级电气设备环境鉴定 [J]. 核安全, 2005 (2): 31-40.
- [2] 李世欣, 郑睿鹏, 郎爱国, 等. 核电厂 1 E 级电缆一致性判别方法的研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (3): 12-17.
- [3] IAEA. Assessment and management of ageing of major nuclear

- power plant components important to safety In-containment instrumentation and control cables: IAEA-TECDOC-1188[R]. Vienna: IAEA, 2000.
- [4] UL. Polymeric Materials-Short Term Property Evaluations[S]. US: UL, 2003.
- [5] 中国质量认证中心. 非金属材料及其零部件性能安全认证规则: CQC13 - 036047-2009[S]. 北京: 中国质量认证中心, 2009.
- [6] 罗浩, 楚纪正, 张洪一. 基于图像处理的非金属材料分析图谱一致性比对系统的研究[J]. 自动化技术与应用, 2016, 35(1): 43-49.
- [7] 徐焕翔, 蔡颖颖. 非金属材料材质一致性确认的重要性[J]. 电子质量, 2013(4): 78-83.
- [8] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准化管理委员会. 数据的统计处理和解释 正态样本离群值的判断和处理: GB/T 4883-2008[S]. 北京: 中国标准出版社, 2008.
- [9] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准化管理委员会. 数据的统计处理和解释 测试结果的多重比较: GB/T 10092-2009[S]. 北京: 中国标准出版社, 2009.
- [10] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准化管理委员会. 数据的统计处理和解释 正态分布均值和方差的估计与检验: GB/T 4889-2008[S]. 北京: 中国标准出版社, 2008.

Research on Multi-parameter Comprehensive Monitoring Method based on the Consistency of Non-metallic Materials of Nuclear Power Plant Cables

Hong Ningning, Liu Jingping, Zhang Hongyu

(Shanghai Electric Cable Research Institute Co., Ltd., State Key Laboratory of Special Cables, Shanghai 200093, China)

Abstract: In view of the problems in the conventional supervision of the consistency between the actual supply and the quality identification for nuclear power plant cables, based on the characteristics of the non-metallic material system of the cables, typical micro-performance indicators of the materials were selected, mathematical statistics and analysis methods were adopted, through the processes of elimination of outliers, precision and accuracy inspection, correlation inspection, accuracy rate verification, etc., thereafter a systematic analysis method for evaluating the consistency of non-metallic materials for nuclear power plant cables using multiple parameters has been established, including density, FTIR, DSC, OITP, TG and ICP-OES performance indicators. Compared with the conventional single detection method or their simple combinations, this consistency evaluation method has been systematically demonstrated and tested, which can effectively, quickly and accurately monitor the consistency of the non-metallic materials of the actual supply cables of different batches and the quality identification cables, and has advantages of small sample volume, micro-loss, short test cycle, low price, etc., to provide optimization scheme for the implementation of nuclear-level cable compliance supervision.

Key words: nuclear power plant cable; consistency; accuracy; supervision

(责任编辑: 许龙飞)

张亚平,李国健,李锴,等.VVER 机组反应堆压力容器 neutron 输运计算程序系统的验证[J].核安全,2022,21(3):99-106.

Zhang Yaping, Li Guojian, Li Kai, et al. A Verification of Neutron Fluence Rate Calculation Code System for VVER Reactor Vessel [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (3): 99-106.

VVER 机组反应堆压力容器 neutron 输运计算程序系统的验证

张亚平, 李国健, 李 锴, 王东辉

(国核电站运行服务技术有限公司, 上海 200233)

摘要: 反应堆压力容器 neutron 注量是评价其辐照损伤状态的基础。本文基于 Balakovo-3 VVER-1000 基准算例提供的数据, 采用针对 VVER-1000 机组开发的堆芯 neutron 源项计算软件, 配合 DOORS neutron 输运理论计算程序系统, 计算了基准算例中各探测片位置的 neutron 能谱以及各探测片的反应率。通过与基准算例中的参考结果进行比较, 验证该 neutron 输运计算程序系统对 VVER-1000 机组的适用性。结果表明, 各探测片的理论计算结果与基准算例中提供的实测结果符合良好, 证明新开发的 neutron 源项计算程序可为 VVER-1000 机组的 neutron 输运理论计算提供准确的 neutron 源项, 同时也验证了该 neutron 输运计算程序系统对 VVER 机组的适用性。

关键词: VVER 机组; 反应堆压力容器; neutron 注量率; 基准算例; 程序系统; 验证

中图分类号: TL375 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 03-0099-08

压水反应堆压力容器(Reactor Pressure Vessel, RPV)是核电厂最关键的设备,其寿命基本决定了核电厂的寿命。其服役过程中因为受高注量快中子辐照,会发生材料性能劣化,给 RPV 安全服役带来风险。因此,RPV 辐照损伤监督及评价是核电厂安全监管部门和业主共同关注的问题^[1-3]。准确的快中子注量是对 RPV 辐照损伤进行可靠评价的基础^[4-6]。

RPV 快中子注量无法直接测量,需采用 neutron 输运理论计算方法获得,主要包括几何建模、源项计算、截面混合以及输运计算等环节。计算得到的 RPV neutron 注量需要用 neutron 测量探测片的结果加以验证,以保证计算结果的准确性。

国核电站运行服务技术有限公司针对 VVER-1000 型反应堆主持开发了 neutron 源项计

算程序,配合美国橡树岭国家实验室发布的确定论 neutron 输运计算 DOORS 程序系统,可完成 VVER-1000 型反应堆压力容器 neutron 注量理论计算。本文针对 Balakovo-3 VVER-1000 基准算例,开展了几何建模、neutron 源项计算、反应截面处理、输运计算等工作,获得所关注位置的 neutron 注量率以及各探测片的测量结果,并与基准算例中提供的标准解进行了比较,以检验该 neutron 注量率理论计算程序系统对 VVER-1000 型反应堆的适用性。

1 neutron 输运计算程序系统组成

本次采用的 neutron 输运理论计算程序系统由表 1 所列程序及数据库组成,其数据处理及计算流程如图 1 所示。

收稿日期: 2021-12-28 修回日期: 2022-03-14

基金项目: 国家压水堆核电重大专项, 项目编号: 2019ZX06005002

作者简介: 张亚平(1982—), 男, 硕士, 现主要从事 RPV neutron 注量计算及测量、RPV 辐照损伤评估工作

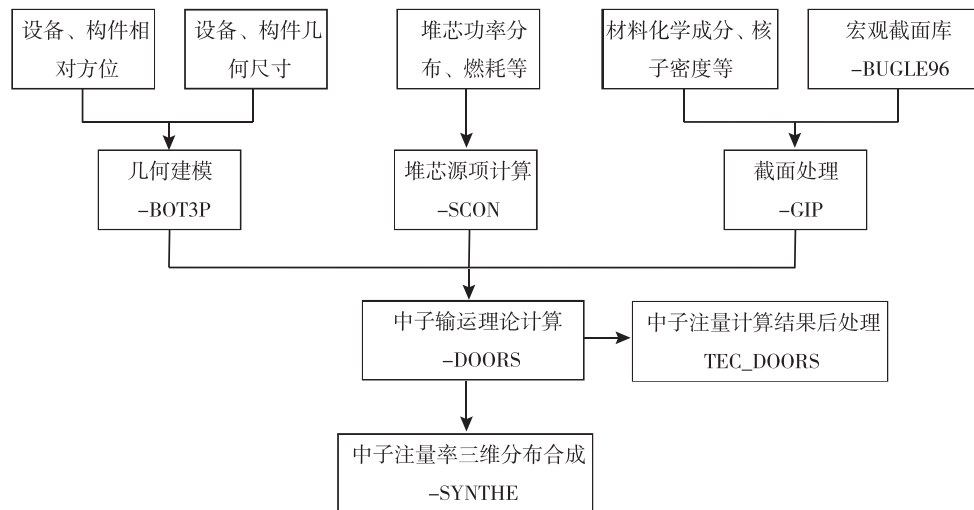


图1 中子输运理论计算程序系统组成

Fig.1 Configuration of Neutron Transport Calculation Code System

表1 本次中子输运理论计算程序系统组成
Table 1 Codes and Data Library Used in the Neutron Fluence Calculation System

软件名	版本	发布单位	主要功能
BOT3 P5.3	5.3	美国橡树岭国家实验室	几何建模程序
BUGLE96	96	美国橡树岭国家实验室	中子注量计算用宏观截面数据库
GIP	1.0	美国橡树岭国家实验室	中子注量计算宏观截面数据库制作程序
SCON	1.0	国核电站运行服务技术有限公司	中子注量计算堆芯中子源项计算程序
DOORS	3.2 a	美国橡树岭国家实验室	确定论中子输运计算主程序
SYNTHE	1.0	西屋公司	二维中子输运结果合成三维中子注量分布程序
TEC_DOORS	1.0	西屋公司	中子输运计算结果后处理程序

2 Balakovo-3 基准算例

Balakovo-3 基准算例由俄罗斯核与辐射安

全科学与工程中心于2002年在Balakovo-3堆外中子注量测量基准试验的基础上开发,主要用于反应堆屏蔽计算程序及相关反应截面数据库的有效性验证^[7]。

该算例提供了RPV外不同轴向、周向位置的多组中子活化探测片的测量结果,为中子输运计算程序和相关数据库的验证提供实测数据。同时,该算例还提供了用于RPV中子输运理论计算的全套资料。

该基准算例在国际上得到了广泛应用。大量验证结果显示,采用该算例中所列数据,计算结果与实测结果的偏差在 $\pm 12\%$ ^[8,9]。

3 基准算例验证过程

3.1 几何建模

采用几何建模程序BOT3P^[10],基于基准算例中给出的机组重要部件几何形状、结构尺寸等信息,建立R-T和R-Z两个二维模型。考虑到VVER-1000机组堆芯燃料组件排布的对称性,R-T模型仅建立了角度为 60° 的扇面,径向从中轴线至336 cm处。R-T模型中径向网格数为213,角度方向网格数为197,如图2所示。R-Z模型如图3所示,其中径向网格数为185,轴向网格数为222。

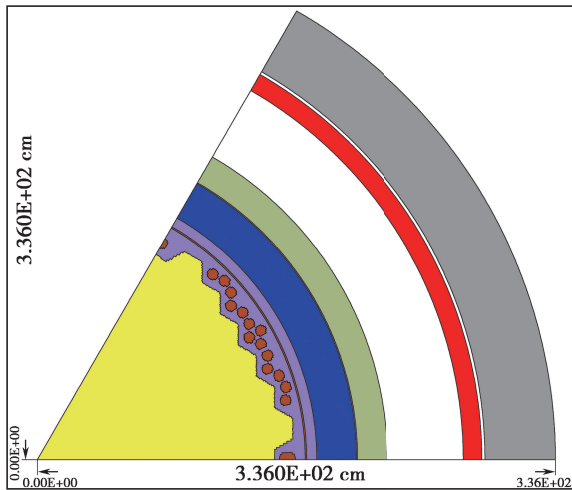


图 2 R-T 几何模型示意图

Fig.2 R-T model

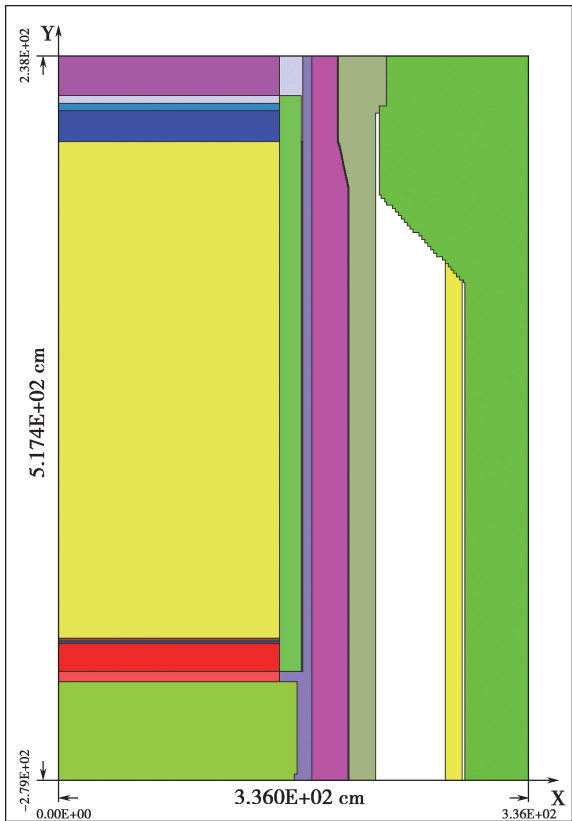


图 3 R-Z 几何模型示意图

Fig.3 R-Z model

3.2 中子源项计算

中子源项计算是中子输运理论计算的关键步骤,其结果的可靠性决定了 RPV 中子注量分布计算结果的准确性。中子源项计算需要考虑堆

芯功率分布、组件排布及燃耗、裂变中子数随燃耗的变化等多个因素,还要考虑中子源项与输运计算模型的坐标转换等,过程比较复杂,很难手工完成。因此,针对 VVER-1000 机组专门开发了源项计算程序 SCON。源项计算程序开发中考虑了 U-235、U-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Pu-242 6 种裂变核素。采用了网格细化和蒙特卡洛投点法实现坐标转换过程中的源项守恒。

基于基准算例中给出的机组运行燃料组件功率分布、燃耗分布以及外围组件 pin-by-pin 功率分布等数据,计算得到机组在等效满功率水平运行时的堆芯中子源项及分布,如图 4、图 5 所示。

3.3 反应截面处理

采用 BUGLE96 宏观截面库^[11]以及截面混合处理程序 GIP^[12],基于算例中提供的各子区域材料及化学成分数据,经混合处理得到各子区域的宏观中子反应截面。

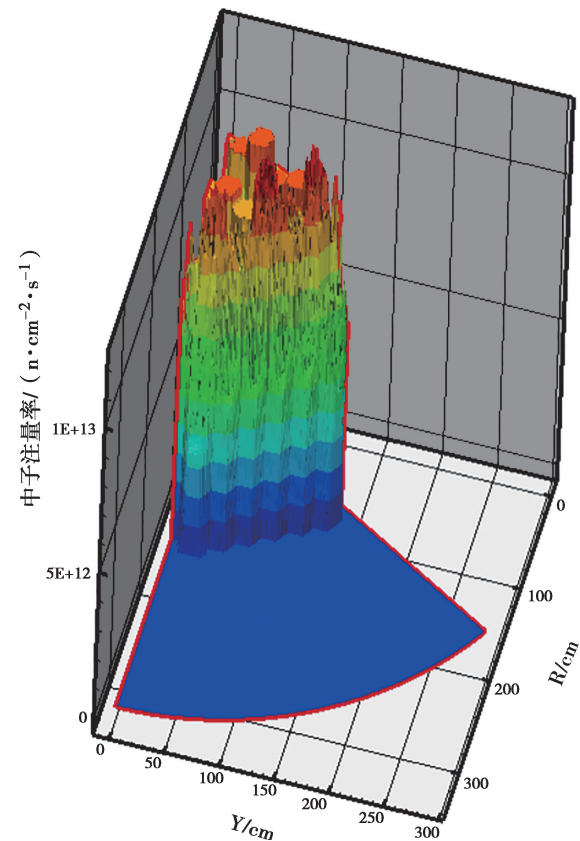


图 4 R-T 模型下的中子源项

Fig.4 Neutron source for R-T model

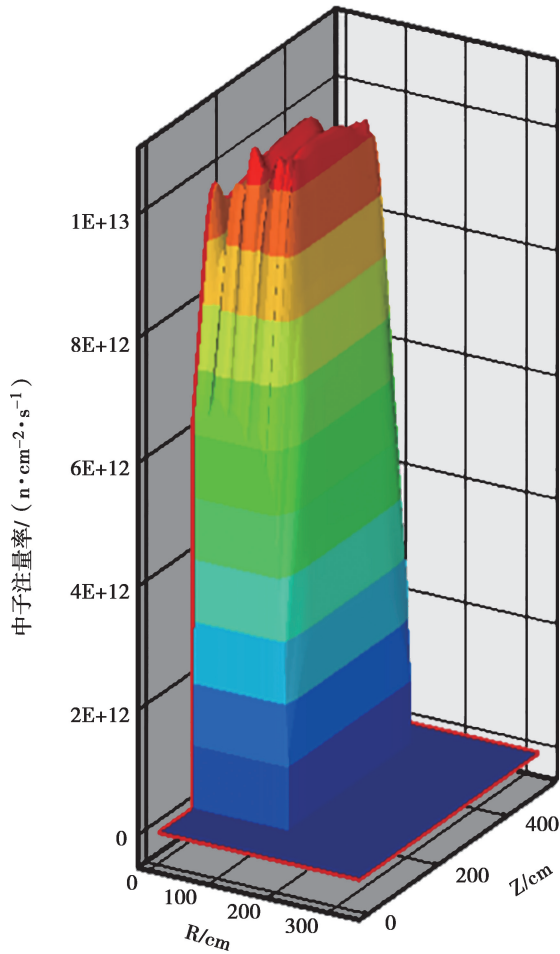


图5 R-Z模型下的中子源项
Fig.5 Neutron source for R-Z model

3.4 中子输运计算

采用 DORT 程序分别完成了 R-T、R-Z 及 R 模型下的中子注量率分布计算,采用 S16 求积组、P5 勒让德散射^[13]。获得二维结果后,采用式(1)所示方法获得所建模型的中子注量率三维空间分布,该过程用 SYNTH 程序完成^[14]。

$$\phi(r, t, z) = \frac{\phi(r, t) \cdot \phi(r, z)}{\phi(r)} \quad (1)$$

式中, $\phi(r, t, z)$ 为三维空间点 (r, t, z) 所在网格的中子注量率, $\phi(r, t)$ 为 R-T 模型下计算得到的 (r, t) 所在位置的中子注量率, $\phi(r, z)$ 为 R-Z 模型下计算得到的 (r, z) 所在位置的中子注量率, $\phi(r)$ 为一维模型中对应径向位置 r 的中子注量率。这里中子注量率的单位均为 $\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 。

3.5 解谱计算

采用 SFI 程序序列^[15],以本次中子输运理论计算的各探测片位置的中子能谱为初值,基于各监测位置探测片的测量结果进行了解谱计算,得到各探测片的反应率最佳估计值。解谱计算中采用美国 Sandia 国家实验室开发的 SNLRML 活化截面数据库^[16]。同时,基于解谱计算所得的中子能谱最佳估计值统计得到快中子注量率及铁原子离位率 DPA/s 的最佳估计值。计算 DPA/s 时采用 ASTM E693 中的响应截面^[17]。本文中利用堆芯活性区底端向上 149 cm、径向 228.0 cm、周向 37° 及 47° 两个位置探测片组的测量数据开展解谱计算,对各组探测片的测量值、最佳估计值以及理论计算值进行了比较。

表 2 列出了轴向为堆芯活性区底端向上 149 cm、径向 228.0 cm、周向 37° 处的最佳估计值及其与基准算例中测量值与计算值的比较。表 2 中测量值 M 为根据基准算例中的测量结果得到的各探测片的反应率,计算值 C 为由中子输运理论计算得到的各探测片的反应率或该位置中子能谱、中子注量率、DPA/s 等值,最佳估计值 BE 为解谱计算得到的各探测片的反应率或该位置中子能谱、中子注量率、DPA/s 等值。此外,表 2 还列出了 G.Borodkin 等人基于本基准算例的计算结果,其中 M/C_s 为测量值 M 与其计算值 C_s 的比值^[8]。本文中其他部分 C、M、BE、 C_s 代表的值与表 1 中相同。图 6 为该位置中子能谱的理论计算和最佳估计值。表 3 为该位置快中子注量率、DPA/s 等参数的理论计算值 C 和最佳估计值 BE。

表 4 列出了轴向为堆芯活性区底端向上 149 cm、径向 228.0 cm、周向 47° 处的最佳估计值及与基准算例中测量值与计算值的比较。图 7 为该位置中子能谱的理论计算和最佳估计值。表 5 为该位置快中子注量率、DPA/s 等参数的理论计算值 C 和最佳估计值 BE。

4 验证结果分析

本文根据 Balakovo-3 基准算例提供的数

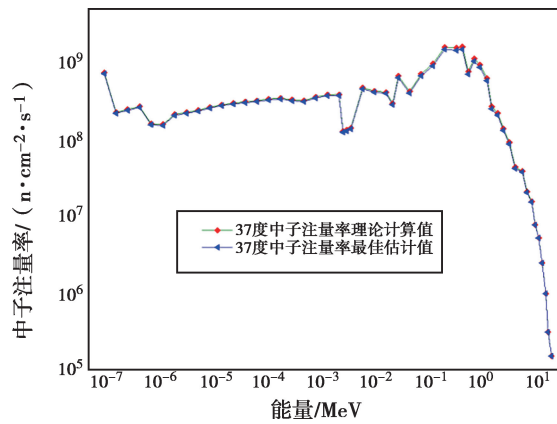


图 6 活性区底端向上 149 cm、径向 228.0 cm、周向 37° 处的中子能谱

Fig. 6 Spectrum at Reactor Radius of 228.0 cm and Height of 149.0 cm from Core Bottom and Angle of 37 Degree

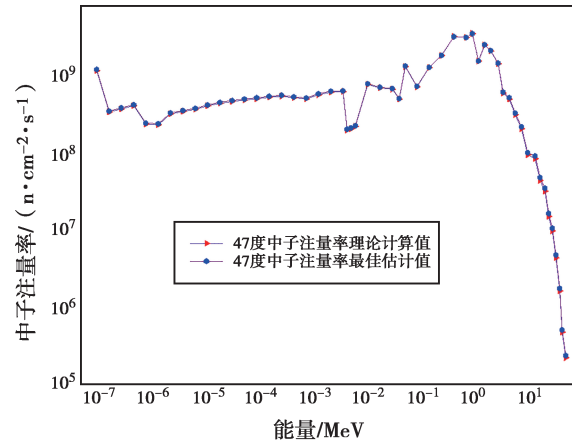


图 7 活性区底端向上 149 cm、径向 228.0 cm、周向 47° 处的中子能谱

Fig.7 Spectrum at Reactor Radius of 228.0 cm and Height of 149.0 cm from Core Bottom and Angle of 47 Degree

表 2 活性区底端向上 149 cm、径向 228.0 cm、周向 37° 处各探测器反应率计算结果的比较

Table 2 Comparizon of Calculated Results at Reactor Radius of 228.0 cm, Height of 149.0 cm from Core Bottom and Angle of 37 Degree

探测片	测量值 M	本次计算结果			基准算例结果		
		计算值 C	最佳估计值 BE	M/C	BE/M	BE/C	M/C _s
铜	6.58 E-19	6.75 E-19	6.64 E-19	0.98	1.01	0.98	1.01
钛	9.63 E-18	9.40 E-18	9.37 E-18	1.02	0.97	1.00	1.02
铁	5.05 E-17	5.47 E-17	5.25 E-17	0.92	1.04	0.96	1.02
镍	7.83 E-17	7.81 E-17	7.62 E-17	1.00	0.97	0.98	0.92
铀 238	2.95 E-16	3.07 E-16	2.92 E-16	0.96	0.99	0.95	0.92
镎 237	4.24 E-15	4.59 E-15	4.25 E-15	0.92	1.00	0.93	1.04
铈	2.25 E-16	2.47 E-16	2.27 E-16	0.91	1.01	0.92	1.05
		均值		0.96	1.00	0.96	1.00

表 3 活性区底端向上 149 cm、径向 228.0 cm、周向 37° 处中子注量率及 DPA/s 的结果

Table 3 Resultls of Neutron Fluence Rate and DPA/s at Reactor Radius of 228.0 cm and Height of 149.0 cm from Core Bottom and Angle of 37 Degree

	理论计算值 C	最佳估计值 BE	BE/C
中子注量率, E> 1.0 MEV	1.07 E+09	1.01 E+09	0.94
中子注量率, E> 0.1 MEV	9.31 E+09	8.64 E+09	0.93
中子注量率, E< 0.414 EV	1.48 E+09	1.44 E+09	0.97
DPA/s	3.24 E-12	3.02 E-12	0.93
中子注量率, E> 0.0 MEV	2.03 E+10	1.92 E+10	0.95

表 4 活性区底端向上 149 cm、 径向 228.0 cm、 周向 47° 处各探测器反应率计算结果的比较

Table 4 Comparizon of Calculated Results at Reactor Radius of 228.0 cm, Height of 149.0 cm from Core Bottom and Angle of 47 Degree

探测片	本次计算结果						基准算例结果
	测量值 M	计算值 C	最佳估计值 BE	M/C	BE/M	BE/C	M/C _s
铜	1.10 E-18	1.04 E-18	1.12 E-18	1.06	1.02	1.07	1.02
钛	1.68 E-17	1.48 E-17	1.63 E-17	1.13	0.97	1.10	1.03
铁	8.96 E-17	8.70 E-17	9.27 E-17	1.03	1.03	1.07	1.01
镍	1.39 E-16	1.24 E-16	1.34 E-16	1.12	0.97	1.09	0.92
铀 238	5.04 E-16	4.82 E-16	5.08 E-16	1.05	1.01	1.05	0.91
镎 237	6.66 E-15	6.70 E-15	6.76 E-15	0.99	1.02	1.01	1.02
铈	3.79 E-16	3.71 E-16	3.81 E-16	1.02	1.01	1.03	1.01
	均值			1.06	1.00	1.06	0.99

表 5 活性区底端向上 149 cm、 径向 228.0 cm、 周向 47° 处中子注量率及 DPA/s 的结果

Table 5 Result of Neutron Fluence Rate and DPA/s at Reactor Radius of 228.0 cm and Height of 149.0 cm from Core Bottom and Angle of 47 Degree

	理论计算值 C	最佳估计值 BE	BE/C
中子注量率 / ($\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$), $E>1.0$ MEV	1.66 E+09	1.72 E+09	1.04
中子注量率 / ($\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$), $E>0.1$ MEV	1.28 E+10	1.29 E+10	1.01
中子注量率 / ($\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$), $E<0.414$ EV	1.56 E+09	1.60 E+09	1.03
DPA/s	4.56 E-12	4.65 E-12	1.02
中子注量率 / ($\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$), $E>0.0$ MEV	2.50 E+10	2.54 E+10	1.02

据,采用中子输运理论计算程序系统,完成了基准算例中各探测片位置的中子能谱、探测片反应率等,同时利用探测片测量结果开展了中子解谱计算,获得中子能谱及各探测片反应率的最佳估计值。

从表 2、表 4 对 37° 和 47° 两组探测片结果的比较可以看出,本次计算得到的各探测片反应率与基准算例中给出的探测片反应率测量结果符合良好。除 47° 处的钛和镍两个探测片外,其余探测片的测量值 M 与计算值 C 的偏差都在 10% 以内。所有探测片的最佳估计值 BE 与计算值 C 的偏差、最佳估计值 BE 与测量值 M 的偏差均在 10% 以内,绝大部分的偏差在 5% 以内。三组探测片的结果都与 G. Borodkin 等

人基于本基准算例的计算值与测量值偏差情况相当。

同时,从表 3、表 5 中可以看出,两组探测片监测位置的快中子注量率、DPA/s 等最佳估计值 BE 与理论计算值 C 之间的偏差也在 10% 以内。此外,从图 5、图 6 可以看出,中子能谱的最佳估计值与理论计算值在全能量范围都符合良好。

5 结论

本文采用 Balakovo-3 VVER-1000 机组基准算例对 RPV 中子注量率理论计算程序系统进行了验证。验证结果表明,计算所得的中子能谱、探测片反应率等与基准算例给出的计算结果和实测结果符合良好,探测片计算值与实

测值的偏差绝大多数在 10% 以内。快中子注量率及 DPA/s 等最佳估计值和理论计算值的偏差也在 10% 以内。这说明,该中子输运理论计算程序系统的计算结果准确可靠,适用于 VVER 机组 RPV 中子输运理论计算。

参考文献

- [1] 吴庆. VVER 型反应堆压力容器材料化学成分对辐照脆化的影响 [J]. 中国核电, 2019, 12 (1): 74-80.
- [2] 初起宝, 刘维平, 马静娴, 等. 田湾核电站反应堆压力容器承压热冲击分析 [J]. 原子能科学技术, 2015, 49 (9): 1619-1623.
- [3] 佟振峰, 崔贞北, 赵继松, 等. VVER-1000 型反应堆压力容器热老化分析评估 [J]. 原子能科学技术, 2015, 49 (5): 903-908.
- [4] OKB 水轮机设计院. Tianwan NPP Topic Report: Result of the reactor pressure vessel brittle failure resistance calculation: 428-II p-385 [R]. 圣彼得堡: OKB 水轮机设计院, 2000.
- [5] OKB 水轮机设计院. Tianwan NPP Topic Report: Physical and Mechanical Properties of the Reactor Vessel Materials Including T_{K0} , A_F , Shift of T_K , K_{IC} : 428-II p-368 [R]. 圣彼得堡: OKB 水轮机设计院, 2000.
- [6] OKB 水轮机设计院. Tianwan NPP Topic Report: Assessment of the reactor pressure vessel radiation life: 428-II p-399 [R]. 圣彼得堡: OKB 水轮机设计院, 2000.
- [7] Gennady Borodkin, Bertram Boehmer, Klaus Noack, et al. Balakovo-3 VVER-1000 Ex-Vessel Neutron Dosimetry Benchmark Experiment [R]. Forschungszentrum Rossendorf e V, November 2002.
- [8] Boehmer B, Borodkin G I, Manturov G N. Improved Covariance Analysis and Spectrum Adjustment for VVER-1000 Pressure Vessel Fluences [C]. The Tenth International Symposium on Reactor Dosimetry, Sep 12-17, 1999, Osaka, Japan: 508-515.
- [9] Borodkin G, Khrennikov N, et al. Balakovo-3 Ex-Vessel Exercise: Analysis of Calculation Results Inter-comparison and Comparison with Reference Data [C]. Reactor Dosimetry in the 21 st Century, June 2003. DOI: 10.1142/9789812705563_0083.
- [10] Orsi Roberto. BOT3P Version 5.3: Code System for 2 D and 3 D Mesh Generation and Graphical Display of Geometry and Results for Radiation Transport Codes [R]. OECD Nuclear Energy Agency Data Bank, September 2008.
- [11] Oak Ridge National Laboratory. BUGLE96: Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications: DLC-185 BUGLE-96 [R]. Radiation Safety Information Computational Center, 1996.
- [12] Oak Ridge National Laboratory. GIP: Group-Organized Cross-Section Input Program: PSR-229 GIP [R]. Radiation Safety Information Computational Center, 1989.
- [13] Rhoades, Childs R. TORT/DORT: Two-and Three Dimensional Discrete Ordinates Transport: CCC-650 DOORS3.2a [R]. Radiation Safety Information Computational Center, 1991.
- [14] Disney R K. Release of SYNTHES 1.0: LTR-REA-00-637 [R]. Westinghouse Electric Company LLC, 2000.
- [15] Perock G D. Release of SAND 4.1/FERRET2.1/INTVAL1.1 Code Sequence: SAE-REA-97-171 [R]. Westinghouse Electric Company LLC, 1997.
- [16] Griffin P I, Kelly J G, Luera T F, Van Denburg J. SNL RML Recommended Dosimetry Cross Section Compendium: DLC-178 SNLRML [R]. Sandia National Laboratory, 1993.
- [17] ASTM. Standard Practice for Characterizing Neutron Exposures in Iron and Low Alloy Steels in Terms of Displacements Per Atom (DPA): E693-2001 [S]. West Conshohocken: ASTM, 2001.

A Verification of Neutron Fluence Rate Calculation Code System for VVER Reactor Vessel

Zhang Yaping, Li Guojian, Li Kai, Wang Donghui

(State Nuclear Power Plant Service Company, Shanghai 200233, China)

Abstract: Neutron fluence rate is the basis for reactor vessel embrittlement surveillance and assessment. Based on the data provided in Balakovo-3 VVER-1000 benchmark problem, reactor vessel neutron fluence rate calculation was implemented to verify the availability of a neutron fluence rate calculation code system for VVER-1000 reactor. The neutron spectrum and neutron sensor reaction rates were compared during the work. The comparisons show that calculated neutron spectrum and sensor reaction rates agree very well. It proves that the neutron fluence rate calculation code system is reliable to be used in RPV neutron fluence rate calculation for VVER units.

Key words: VVER unit; reactor vessel; neutron fluence rate; benchmark problem; calculation code system; verification

(责任编辑: 许龙飞)

《核安全》近年可被引文献目录

为更好地服务作者与读者,便于广大科研工作者查阅、引用《核安全》近年文章,减少作者在编写参考文献时的工作量,本刊编辑部对近年发表在《核安全》的论文进行了整理,参考国标 GB/T7714-2015,给出了各篇文章的参考文献标准格式。各位作者在撰写论文、引用文献时,可直接参考此目录。

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,孙雪霁,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] 湛登华,姜宏,张翔宇,等. 英国通用设计审查 (GDA) 初探 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 42-49.
- [9] 杨丽丽,宋大虎,张巧娥,等. 核电厂数字化仪控系统信息安全监管要求探讨 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 50-55.
- [10] 刘宇生,许超,谭思超,等. 矩形通道内脉动湍流流动特性实验研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 56-62.
- [11] 魏超,李铁萍,温爽,等. 堆芯下支承板应力评定等效模型的适用性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (2): 63-68.
- [12] 赵传奇,胡文超,刘健,等. 基于三维输运方法的压水堆主冷却剂 ~ (16) N 源项计算分析 [J]. 核安全, 2017,

16 (2) : 69-73, 79.

- [13] 徐小照, 潘保林. 基于BP神经网络的核电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.

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WVER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. WVER-1000反应堆APP工作棒组的选取及其氦瞬态过程 [J]. 核安全, 2017, 16 (3) : 90-94.

2017年第四期

- [1] 肖志, 陶书生, 韦力, 等. 关于加强国内核安全经验反馈工作的思考 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 1-5.
- [2] 袁嘉琪, 马刚, 杨志义. 核电厂后福岛时代的核安全独立监督 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 6-10.
- [3] 马凤金, 郭京, 陈荣达. 浅谈运行核电厂核安全监督的核安全文化建设 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 11-15.
- [4] 邓冬, 张发云, 赵立彬, 等. 核电厂稳压器SEBIM安全阀自主化检修经验反馈 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 16-21.
- [5] 冯燕, 路燕, 刘景宾, 等. 中国API1000的人因工程安全审评的几个问题 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 22-28.
- [6] 张瑾珠, 吕钢, 李佩, 等. 乏燃料海运实物保护系统初步设想 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 29-34.
- [7] 周卫国. 核电站控制棒驱动机构驱动杆组件锁紧销安装质量管理案例分析与回顾 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 35-38.
- [8] 孙树海, 马国强, 邹象, 等. 核电厂火灾异常重要性判定方法简介及适用性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 39-45.
- [9] 毕金生, 靖剑平, 乔雪冬, 等. 严重事故下安全壳内氢气行为与风险分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 46-52.
- [10] 卞玉芳, 周林, 李晶, 等. 国家核安全局核与辐射安全法规标准管理信息系统设计及关键技术研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 53-60.
- [11] 房永刚, 王庆, 苏岩, 等. LBB和BP在核电厂高能管道上应用的差异性研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 61-65.
- [12] 胡安中, 赵国斌, 黄炳臣, 等. 浅析我国焊工资格考核的技术区别 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 66-70.
- [13] 胡健, 温丽晶, 石兴伟, 等. 基于WGOthic程序的非能动安全壳冷却系统传热特性分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 71-77.
- [14] 胡文超, 靖剑平, 赵传奇, 等. 基于AP1000型反应堆嬗变~(237)Np制备~(238)Pu研究 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 78-83.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 中国散裂中子源辐射安全联锁门禁系统的设计 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 84-89, 94.
- [16] 赵勇. 核电厂堆芯补水箱抗震分析 [J]. 核安全, 2017, 16 (4) : 90-94.

2018 年第一期

- [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厂乏燃料水池事故缓解对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 44-51.
- [9] 黄力, 崔浩. 我国核电厂应急指挥部构建探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 52-57.
- [10] 刘宇生, 许超, 安婕伽, 等. 非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 58-65.
- [11] 陈超, 顾健. 核电厂人因事件趋势分析和管理策略研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 66-70.
- [12] 赵国志, 曲鹏. 铀浓缩系统事件/事故的思考与始发事件选取研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 71-75.
- [13] 陈志林, 池志远, 张晏玮, 等. 确定我国核电厂运行许可证延续安全论证基准的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 76-82.
- [14] 贺振宇, 张强升, 张发云, 等. 核级碳钢小径薄壁管冷弯拉伸试验不合格原因分析与质量控制措施 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 83-86.
- [15] 梁耀升, 张忠伟, 董海涛. 安全相关涂层管理策略研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (1): 87-94.

2018 年第二期

- [1] 姜子英. 浅议核能、环境与公众 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 1-5.
- [2] 张露, 汪洋, 彭浩. 加强核设施退役能力建设, 促进厂址

无限制开放利用 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 6-10.

- [3] 王娅琦, 李世欣, 庄少欣, 等. 浅谈美国核管会反应堆监督管理体系 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 11-17.
- [4] 刘宇, 崔贺锋, 庞宗柱, 等. 非能动核电厂非安全系统实施监管时的若干问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 18-25.
- [5] 孙頔, 刘锐, 杨未东, 等. 某研究堆一回路冷却剂泄漏事件的审评 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 26-30.
- [6] 焦振营, 张建文, 于枫婉, 等. CPR1000 核电厂乏燃料水池重力补水的有效性分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 31-37.
- [7] 贺振宇, 张发云, 邓冬, 等. 高温气冷堆压力容器内壁浅表性缺陷检验规则的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 38-42.
- [8] 俞杰, 吴振龙, 凌学会, 等. 碘吸附器有效性试验方法及评价 [J]. 核安全, 2018, 17 (2): 43-47.
- [9] 韦享雨. 快速提升功率速率对芯块—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物的放射性与重金属特性 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 40-46.
- [9] 吴耀, 李莉, 毛常磊, 等. 反应堆卸料燃料组件吊运跌落事故辐射安全分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 47-51.
- [10] 郑开云, 陈智. 非能动核电厂 1E 级阀门电动装置的鉴定与试验 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 52-57.
- [11] 芮晓明, 郝丽娜, 王昆鹏. 我国核电的效益及核安全保障基础概述 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 58-64.
- [12] 李小华, 杨钧翔, 李俊杰, 等. 2001 年格鲁吉亚 ~ (90) Sr 放射性同位素热源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 65-80.
- [13] 宋培峰, 王晓峰, 赵翰青, 等. 我国核科普面临的问题和建议 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 81-88.
- [14] 刘瑞桓, 张瀛, 戴文博, 等. 2018 年 4—5 月全国核与辐射安全舆情分析及研判 [J]. 核安全, 2018, 17 (3): 89-94.

2018 年第四期

- [1] 郝慧杰, 杜爱玲, 赵旭东, 等. 浅析 HAF603 与 ASME 差异 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 1-4, 23.
- [2] 付陟玮, 郑洁莹, 钱鸿涛, 等. F-C (频率后果) 曲线在风险指引型监管中的应用研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 5-9.
- [3] 鲍杰, 崔军, 付浩, 等. CPR1000 核电厂 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, 戈佳龙. 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, 李天鹄, 尤晓健, 等. 海洋核动力平台前期执照申请的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 26-31.
- [6] 马波, 倪南, 褚艳春, 等. 核电锚固技术与标准的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 32-39.
- [7] 宋晓涛, 陈宝文, 袁其斌, 等. 核电厂复杂工况下运行团队的高效运作 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 40-46.
- [8] 杜颖. 核电厂核探测技术的应用 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 47-52.
- [9] 王珏, 胡晨, 王琮, 等. 核电厂与核动力船舶执照申请事故分析的对比研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 53-57.
- [10] 宋辉, 杨晓强, 叶刘锁, 等. 灰色系统理论在核动力领域的应用分析与探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 58-64.
- [11] 殷德建, 芮晓明, 王昆鹏. 关于重要核设施规划限制区的几点思考 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 65-70.
- [12] 上官志洪, 黄彦君, 姜秋, 等. 美国核电厂取用水量及水资源条件的研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 71-79.
- [13] 李小华, 李俊杰, 陈维, 等. 2000 年泰国北榄府医用

⁶⁰Co 源辐射事故介绍 [J]. 核安全, 2018, 17 (5): 80-94.

2018 年第六期

- [1] 汤搏. 正确的指导思想才能引导正确的行动——《核安全》杂志创刊十五周年有感 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 1-2.
- [2] 张天祝. 立足新时代坚持新理念再创新辉煌——庆祝《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 3-5.
- [3] 柴建设, 王晓峰, 许龙飞, 等. 创刊十五载助力核安全——《核安全》杂志十五年发展综述 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 6-10.
- [4] 苏圣兵, 王彦东, 李斌, 等. 安全文化是一种生活方式 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 11-17.
- [5] 周永平. 克难起步创刊创新发展再造佳绩——写在《核安全》创刊 15 周年 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 18-19.
- [6] 陈刚.《核安全法》的若干看点 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 20-24.
- [7] 杨丰兆, 李学法, 周鑫, 等. 高温气冷堆核电厂建造阶段的核安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 25-31.
- [8] 毛欢, 别业旺, 张舟, 等. 我国核电厂运行技术规格书现状分析及对策 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 32-36.
- [9] 刘宇, 杨鹏, 冯进军, 等. AP1000 非能动堆芯冷却系统热态性能试验的安全监管 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 37-43.
- [10] 曹杰, 查卫华, 高斌, 等. 基于关键链技术的核电大修进度管理方法研究 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 44-55.
- [11] 张仰程. 运行技术规范中的一回路压力定值 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 56-60.
- [12] 刘运陶, 吕丹, 赵善桂, 等. 核燃料循环设施高效空气过滤器使用问题的探讨 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 61-65.
- [13] 张博平, 初永越, 黄志超, 等. 《改进核电厂维修有效性的技术政策 (试行)》的解读 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 66-71.
- [14] 刘宇生, 薛艳芳, 马帅, 等. 热工水力验证试验评价的关键问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 72-78.
- [15] 马应林, 王庆斌, 王宇飞, 等. 一种硼中子俘获治疗装置的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 79-84.
- [16] 刘单, 陈祥磊, 毕明德, 等. 民用核安全辐射监测设备十年发展 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 85-90.
- [17] 王宏印, 毕涛, 宋东风, 等. 设备产业链质量管理评估标准的研究与建立 [J]. 核安全, 2018, 17 (6): 91-94.

2019 年第一期

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

2019 年第二期

- [1] 董晓璐, 刘景宾, 孔静. 小型模块堆的人因工程审评——以高温气冷堆示范工程为例 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 1-8.
- [2] 郑黄婷, 许明发, 向辉云, 等. 铀尾矿库辐射安全问题的现状分析及对策 [J]. 核安全, 2019, 18 (2): 9-13.
- [3] 李小花, 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. 双区氟盐快堆的增殖及嬗变性能力分析 [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] 李小花, 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核查 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 6-12.
- [3] 霍嘉杰, 郑岳山, 姚琳, 等. 乏燃料干法贮存标准和监管要求浅析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 13-18.
- [4] 赵潇, 闫平, 张国光. 移动式车辆检查系统调试场地的辐射安全联锁系统设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 19-25.
- [5] 孙娜, 王占元, 张杰. 核电厂仪控系统纵深防御体系 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 26-32.
- [6] 梁贵渊, 邓飞, 陈万良, 等. 大亚湾核电基地周围海洋沉积物的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 33-37.
- [7] 黄魁. 基于TXS/T2000核电厂DCS信号失效下质量位设置 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 38-42.
- [8] 张适, 张博平, 初永越, 等. M310机组维修风险评价和管理的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 43-48.
- [9] 杨智, 吴彩霞. 维修规则功能失效判断准则研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 49-53.
- [10] 王飞, 宋辉, 毛伟. 基于神经网络的核电厂环境监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 54-61.
- [11] 张祥, 薛艳芳, 刘宇生, 等. 压力容器外部冷却沸腾临界过程数值模拟研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 62-67.
- [12] 陈文涛, 陈万良, 李灵娟. 应急情景下便携式高纯锗 γ 能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

2019年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能

[J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.

- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等. γ 射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. API1000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, 潘昕译, 赵传奇, 等. 核电厂反应堆小幅功率提升技术的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 85-90.

2020年第一期

- [1] 张子杰, 赵坤, 刘勇, 等. 以案例来探讨人员素质与辐射安全的关系 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 1-7.
- [2] 李中华, 王超, 任廷伟, 等. 一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 8-31.
- [3] 黄高峰, 官宇, 方立凯, 等. CANDU6核电厂无过滤安全壳通风模式的研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 32-35.
- [4] 米宇豪, 以恒冠, 廖运璇, 等. 油气工业中放射性废物的处理和处置 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 36-42.
- [5] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 摇摆条件下两环路自然循

- 环回路特性分析 [J].核安全, 2020, 19 (1): 43-49.
- [6] 夏凡, 廉超, 王明煌, 等. 空气污染排放视角下中国核电的健康效益 [J].核安全, 2020, 19 (1): 50-57.
- [7] 陈永祁, 崔禹成, 马良喆. 核电厂阻尼器的应用及创新 [J].核安全, 2020, 19 (1): 58-67.
- [8] 王璟增. 一回路核级设备磨损的监测模型 [J].核安全, 2020, 19 (1): 68-74.
- [9] 徐园, 孔海宇, 王希涛, 等. 水体环境中的放射性污染及测量 [J].核安全, 2020, 19 (1): 75-79.
- [10] 马谷剑, 魏松林, 陈平. 核电厂埋地管的综合监测及评估 [J].核安全, 2020, 19 (1): 80-84.

2020 年第二期

- [1] 王海峰, 于家欢, 赵锋, 等. 新冠肺炎疫情响应与核应急的异同及经验互鉴 [J].核安全, 2020, 19 (2): 1-6.
- [2] 邹屹峰. 新冠肺炎给核应急工作带来的三点启示 [J].核安全, 2020, 19 (2): 7-12.
- [3] 肖鹏, 张文芊, 喻正伟, 等. 雄安新区 γ 辐射剂量率水平初步调查 [J].核安全, 2020, 19 (2): 13-17.
- [4] 熊铁军, 钟丁生, 蔡小杰, 等. 核辐射探测实验中核辐射场模拟与安全研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 18-22.
- [5] 黄伊林, 陈宝才, 冯亮亮, 等. 海域自动连续监测辐射剂量率影响机制初步研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 23-28.
- [6] 林天龙, 苏志勇, 王用超, 等. 减少反应堆内活化腐蚀产物进入保存水池的方案研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 29-32.
- [7] 李华, 赵英昆, 孟祥盖, 等. 核电站关键设备存储装置的抗震性能研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 33-38.
- [8] 傅小城, 黄晓冬, 杜风雷. 城镇化对我国核电厂厂址选择的影响研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 39-44.
- [9] 刘燕芳, 李楠, 田瑞. 提高核电站 DCS 机柜中保险丝检测效率的一种方法研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 45-50.
- [10] 王登辉, 赵宗方, 何振林, 等. 锂玻璃探测器辐射特性的试验研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 51-55.
- [11] 赵培祥, 江俊, 曾毅, 等. 实物保护系统的定量评估模型之研究现状及发展 [J].核安全, 2020, 19 (2): 56-63.
- [12] 徐智, 高泉源. 熔盐堆非安全级电源向安全级仪控系统供电的设计评估 [J].核安全, 2020, 19 (2): 64-71.
- [13] 邓纯锐, 张明, 张航. 概率安全评价在核电厂安全设计中的应用研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 72-77.
- [14] 吴鹏, 王冠一, 张阳. CPR1000 核电厂全厂断电事故情况下严重事故缓解措施有效性研究 [J].核安全, 2020, 19 (2): 78-85.

2020 年第三期

- [1] 邹屹峰. 普及核安全知识助力全面建成小康社会 [J].核安全, 2020, 19 (3): 1-5.
- [2] 陈小兰, 伍则文, 蓝浩洋, 等. 公众对于核能利用的认知研究 [J].核安全, 2020, 19 (3): 6-13.
- [3] 杨丰兆, 周鑫, 李学法, 等. PSA 风险重要度分析在高温堆调试监督中的应用探索 [J].核安全, 2020, 19 (3): 14-18.
- [4] 韩凯. 国和一号与 CPR1000 的 SGTR 事故响应比较 [J].核安全, 2020, 19 (3): 19-25.
- [5] 张瑞光, 刘瑞翔, 李中林. 热带气旋对田湾核电站的影响 [J].核安全, 2020, 19 (3): 26-33.
- [6] 李小华, 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. 模块化小堆稳压器安全阀容量设计方法研究 [J].核安全, 2020, 19 (3): 65-69.
- [10] 李志华, 刘敏, 曹俊杰. 对我国运行核电厂退役准备的思考与建议 [J].核安全, 2020, 19 (3): 70-75.
- [11] 韩良文, 高业栋, 夏星汉, 等. 基于 MCNP 的 HPGe 探测器无源效率刻度 [J].核安全, 2020, 19 (3): 76-80.
- [12] 李华, 霍嘉杰, 赵英昆, 等. 核电厂关键设备事故工况下密封性能研究 [J].核安全, 2020, 19 (3): 81-85.

2020 年第四期

- [1] 周兆宇, 王杰. 飞凤山低、中放固体废物处置场运行与处置管理实践 [J].核安全, 2020, 19 (4): 1-7.
- [2] 丁超, 徐朋, 杨志义. 严重事故氢气监测仪定期试验现场监督 [J].核安全, 2020, 19 (4): 8-12.
- [3] 郝丽娜, 柴蕊, 王茂杰, 等. 我国核电厂运行许可证内容演化概论 [J].核安全, 2020, 19 (4): 13-19.
- [4] 刘国柱. 1250MW 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, 封祎, 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] 卢俊品, 朱柏霖, 张天琦, 等. 熔融物与混凝土相互作用时熔池内的化学反应研究[J]. 核安全, 2020, 19(4): 63-70.
- [11] 胡玉杰, 王杰, 程芳权, 等. 一种基于AES和RSA的核应急安全数据通信系统[J]. 核安全, 2020, 19(4): 71-75.
- [12] 周家驹, KIKURA Hiroshige. LFCM炉内流动特性的数值分析[J]. 核安全, 2020, 19(4): 76-82.
- [13] 谢树青, 安宁, 吴磊, 等. 中子周围剂量当量率测量技术的发展与现状[J]. 核安全, 2020, 19(4): 83-87.

2020年第五期

- [1] 汤日辉. 核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨[J]. 核安全, 2020, 19(5): 1-4.
- [2] 程芳, 窦义芳, 王玉超. 辐射环境政府信息服务体系的建构研究[J]. 核安全, 2020, 19(5): 5-10.
- [3] 滕磊, 王帅, 彭婧. 浅谈我国核电厂退役安全监管现状[J]. 核安全, 2020, 19(5): 11-15.
- [4] 蔡军, 徐杰, 黄文博, 等. 电子辐照实验装置辐射安全连锁系统的设计与实现[J]. 核安全, 2020, 19(5): 16-21.
- [5] 陈德育, 汤泽平, 龚杰. 我国城市放射性废物库潜在污染因素分析及对策建议[J]. 核安全, 2020, 19(5): 22-26.
- [6] 黄彦君, 沙向东, 祝兆文, 等. 压水堆核电厂流出物监测的关键核素研究[J]. 核安全, 2020, 19(5): 27-34.
- [7] 丁超, 徐朋, 仇苏辰, 等. 核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨[J]. 核安全, 2020, 19(5): 35-40.
- [8] 官宇, 王宝祥, 詹文辉, 等. 风险指引型安全分级及应用研究[J]. 核安全, 2020, 19(5): 41-48.
- [9] 赵世成, 王凯佩, 杨静远. 经验反馈在核电厂建设过程中的作用[J]. 核安全, 2020, 19(5): 49-52.
- [10] 马帅, 魏超, 贾斌, 等. 核电厂主泵转子临界转速研究[J]. 核安全, 2020, 19(5): 53-57.
- [11] 刘宇生, 吴鹏, 刘希瑞, 等. 浮动小型堆堆芯热工水力验证能力分析[J]. 核安全, 2020, 19(5): 58-63.
- [12] 陈一伟, 张正春, 张强升, 等. 核级过滤器的抗震计算方法研究[J]. 核安全, 2020, 19(5): 64-68.
- [13] 刘春容, 陈薪正, 贺东钰, 等. CPR1000核电厂严重事故环境条件计算分析[J]. 核安全, 2020, 19(5): 69-74.
- [14] 乔宁, 刘景宾. 故障树方法计算核电厂数字化保护系统可靠性[J]. 核安全, 2020, 19(5): 75-79.

2020年第六期

- [1] 项媛媛. 浅谈核电工程EPC和独立监理模式下的业主质量管理[J]. 核安全, 2020, 19(06): 1-5.
- [2] 栾海燕, 封祎, 韩福春, 余少青, 逯馨华. 全球新冠肺炎疫情时期的核安全监管[J]. 核安全, 2020, 19(06): 6-11.
- [3] 殷彦祺, 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] 姜韶望, 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, 曾骁, 元一单. 压水堆核电站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. 全国核电站关键物项材料老化数据平台建设分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 111-115.
- [21] 王杨, 王海理, 蕙瑾. ^{60}Co 辐照装置退役存在的问题及解决对策 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 116-120.
- [22] 刘景宾, 乔宁, 董晓璐, 陈子溪. 核电站仪控系统的网络安全等级防护研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 121-126.
- [23] 刘健, 李帷, 张琨, 王一川, 李扬, 兰兵. 压水堆核电站氙产生量的影响因素计算与分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 127-132.
- [24] 张强升, 王德军, 史强, 陈一伟, 沈伟, 李亮. 核电站空调水系统弹簧式安全阀结构设计与抗震分析研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 133-141.
- [25] 程芳, 姜启英, 阚丽萍, 窦义芳. 微塑料污染防治的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 142-146.
- 不利影响及防治措施研究进展 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 22-26.
- [6] 郑成成, 陈永祁, 郑久建, 等. 核电站主蒸汽管道阻尼减振与抗震分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 27-35.
- [7] 白日亮, 原瑜. 核电仪表罐焊接工艺研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 36-40.
- [8] 史国宝, 郭东海, 陈松, 等. 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. 美国核安全管理体系与法律体系探究及启示 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 48-53.
- [10] 刘姚锋, 耿波, 高星, 等. 核电站高风险作业项目跟踪管理系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 54-58.
- [11] 孙明, 郁杰. 铅铋快堆一回路充排系统可靠性分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 59-64.
- [12] 李冲, 高业栋, 韩良文, 等. HFETR 热功率测量系统误差分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 65-69.
- [13] 王铁骊, 高山, 刘永, 等. 核安全文化与核安保文化的共生性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 70-75.
- [14] 赵鹏, 李松发, 韩良文, 等. 状态报告管理在 HFETR 上的应用分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 76-81.
- [15] 赵国志, 郝悦, 曲鹏, 等. 浅谈除核电外核燃料循环中物料泄漏事故的隐患排查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 82-86.
- [16] 戴立操, 高山, 刘永. 核安全科学的未来发展方向——组织弹性研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 87-92.
- [17] 中核建中核燃料元件有限公司. 初心与使命铸就最强“核能芯” [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 93-95.
- [18] 广西壮族自治区辐射环境监督管理站. 落实监测监管技术帮扶帮助企业发展成效显著 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 96-97.

2021 年第二期

- ### 2021 年第一期
- [1] 孙海涛, 吴彩霞, 马若群, 等. 核电站通用老化经验报告分析与编制建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 1-5.
- [2] 张发云, 张强升, 贺振宇, 等. 民用核安全设备许可评审中的常见问题及建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 6-10.
- [3] 苏超丽, 梁明浩, 邓飞, 等. 浅析锆钛矿选矿工艺的辐射防护和辐射环境安全 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 11-16.
- [4] 高鹏, 刘陆, 甘睿琳, 等. 北京市地铁站台及车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
- [1] 刘成运, 张国旭, 李学法, 等. 安全性能指标在核安全监管中的应用实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 1-6.
- [2] 李宁, 徐俊龙, 崔毅, 等. 优化核级阀门变更审查流程, 提高核安全治理精细化水平 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 7-11.
- [3] 王鑫, 林权益, 王叶, 等. 推进海洋核应急能力建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 12-17.
- [4] 刘新利. 海阳核电站设备监造管理实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 18-24.
- [5] 凌礼恭, 李小龙, 贾盼盼. 滨海核电机组海水系统部件腐蚀与防护现状 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 25-31.

- [6] 谢梅, 张远奎, 刘亚军, 等. 核安全设备竣工文件质量改进建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 32-37.
- [7] 赵玄, 周小龙. 蒸汽发生器传热管氨检漏定量定位技术分析 & 验证 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 38-43.
- [8] 李小华, 王翊年, 李俊杰, 等. 1998 年伊斯坦布尔 ^{60}Co 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.
- 值模拟研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 41-45.
- [9] 王臣, 张锴, 刘畅, 等. 我国核电厂役前检查异常情况汇总与典型案例分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 46-52.
- [10] 杨永灯. 核电厂系统设备不可用管理问题分析与改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 53-58.
- [11] 郑军伟, 赵东阳, 刘东亮. 某核电机组汽轮机超速保护控制反复动作原因分析与处理 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 59-64.
- [12] 王进, 马成辉, 邹青. 华南地区核电厂冷源安全保障能力现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 65-71.
- [13] 包博宇, 郝建生, 姚琳. 乏燃料容器垂直吊具衬套变形事件分析和设计优化 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 72-77.
- [14] 李志刚, 韦应靖, 张庆利, 等. 基于蒙特卡罗方法的 HPGe 探测器模型参数优化方法研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 78-85.
- [15] 刘帅, 唐兴龄, 姚琳. 浅析乏燃料转运容器制造过程中的设计改进 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 86-90.
- [16] 李炳营, 刘焯, 黄国庆, 等. 2MWt 液态燃料钍基熔盐实验堆仪控系统纵深防御设计与分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 91-97.
- [17] 张鹏, 郑兴国, 赵幽竹, 等. 环境地表 γ 辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 98-103.
- [18] 徐学敏. 核电厂安全级电气设备热老化试验方法概述解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 104-107.
- [19] 不忘初心逐梦前行复兴核能创新奉献 —— 华中科技大学核工程与核技术系 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 108-109.

2021 年第三期

- [1] 项建英, 王进, 杨凯, 等. EPR 首堆机组调试监督及经验浅谈 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 1-6.
- [2] 高思旖, 刘婷, 龚宇, 等. 我国放射性同位素和射线装置监督管理系列法规标准体系现状和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 7-11.
- [3] 王茂杰, 郝丽娜, 徐晋, 等. 核电厂流出物监督性监测实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 12-16.
- [4] 王天运, 王世琦, 高纓. 环境污染事故放射性气溶胶扩散的应急控制及消除方法 [J]. 核安全, 2021, 20 (3): 17-24.
- [5] 赖立斯, 夏星汉, 韩良文, 等. 基于 MCNPX 的 HFETR 典型裂变产物逃逸率系数分析 [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

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. 聚变堆氦材料衡算测量系统研究初探 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 51-55.
- [10] 李红波, 胡攀. 核电厂人因事件定义及原因因素分类研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 56-60.
- [11] 宋慧斌. 人因工程人员绩效监督大纲在核电厂的应用概述 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 61-65.
- [12] 赵木, 范仲, 石伯轩, 等. 核设施退役专业化成套装备研制总体考虑 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 66-71.
- [13] 杨震, 连茜雯, 沈钢, 等. 气态流出物取样不具代表性的案例浅析 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 72-76.
- [14] 邓云李, 韩良文, 李子彦, 等. HFETR 的老化管理研究与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 77-83.
- [15] 王韶轩, 郭丁情, 李学礼, 等. 动态故障树技术及其在复杂核能系统概率安全评估中的应用展望 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 84-91.
- [16] 李文蛟. 冬季 SEC 泵备用状态下积气形成机理的理论及模拟实验研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 92-99.
- [17] 中国核动力创新发展之路——从第一度核电到“华龙一号” [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 100-103.
- [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 年第五期

- [1] 侯癸合, 刘桐, 刘建, 等. 某核电基地设备应急抢修人力资源管理现状和风险分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 1-8.
- [2] 刘畅, 王娟, 刘建华, 等. 湖北省伴生放射性矿开发利用的放射性水平调查与评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 9-15.
- [3] 童一周, 徐俊龙, 崔毅. 基于模糊层次分析法的核安全设备持证单位量化评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 16-20.
- [4] 杨安义, 邹宇飞. 浅谈设计基准威胁 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 21-26.
- [5] 郑丽馨, 陶书生, 王倩, 等. 核电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.

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, 刘莹, 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. 核电厂开放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, 荀渊, 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.



美丽中国·我是行动者

倡导简约适度、绿色低碳、文明健康的生活方式

ADVOCATE A SIMPLE, MODERATE, GREEN, LOW-CARBON AND HEALTHY LIFESTYLE

共建 清洁 美丽 世界



WORK TOGETHER
TO BUILD A CLEAN AND
BEAUTIFUL WORLD



中华人民共和国生态环境部



美丽中国·我是行动者

让锦绣河山造福人民

LET BEAUTIFUL RIVERS AND MOUNTAINS BENEFIT THE PEOPLE

共建 清洁 美丽 世界



WORK TOGETHER
TO BUILD A CLEAN AND
BEAUTIFUL WORLD



中华人民共和国生态环境部



美丽中国·我是行动者

开启人类高质量发展新征程

PUT HUMANITY ON A NEW JOURNEY OF HIGH-QUALITY DEVELOPMENT

共建清洁 美丽世界



WORK TOGETHER
TO BUILD A CLEAN AND
BEAUTIFUL WORLD

中华人民共和国生态环境部

