

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2期 总第85期

双月刊 公开发行

2022年4月30日出版

阅读·检索



中国知识基础设施工程



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 铎
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)

◆ 监督管理

- 1 铀浓缩厂事故安全监管分析·····杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等

◆ 政策法规

- 8 浅析核安全责任主体的几个问题·····黄力, 刘婷, 常猛, 等

◆ 辐射安全

- 14 核电厂核级金属石墨密封垫片国产化替代核安全审查要点·····吴利杰, 李文宏, 曾珍, 等

◆ 核电厂实践

- 20 上海市高风险移动放射源在线监控系统设计及应用·····朱毅
26 台山核电厂一号机组部分冷却首堆试验与理论预测分析比较·····梁任, 李润骋, 魏来, 等
32 ACPR1000 热态满功率 MSLB 事故分析·····林燕, 罗汉炎, 李强, 等
38 华龙一号蒸汽发生器传热管 6 mm 破口事故放射性后果分析·····刘建昌, 陈韵茵, 陈忆晨, 等
43 重水堆核电厂压力管泄漏的识别与处理·····王常明

◆ 研究与探讨

- 51 固态陶瓷氙增殖剂释氙实验研究综述·····王海霞, 曾正魁, 张思纬, 等
62 蒸汽发生器传热管破裂事故缓解措施研究·····徐苗苗, 乐志东, 林支康, 等
68 核电厂观察指导数据趋势分析方法研究·····刘姚锋
76 高温气冷堆核电厂事故规程体系分析·····于洋, 李源, 吴静, 等

◆ 公众沟通

- 84 核安全文化建设示范基地浅析和思考·····常腾宇, 张玮

◆ 一线风采

- 90 心系“国之大者”, 谋改革、铸重器
92 深耕精细管理 全力打造核安全领域全球标杆

◆ 参考文献

- 95 《核安全》近年可被引文献目录

(执行编辑: 徐晓娟)

- 7 Analysis on Safety Supervision of the Biggest Nuclear Accident in Uranium Enrichment Plant
(Yang Zhen, Lian Qianwen, Yang Zhangzhong, Zhang Shucong, Shen Gang)
- 13 A Brief Analysis of Several Issues Concerning the Subject of Responsibility for Nuclear Safety
(Huang Li, Liu Ting, Chang Meng, Wang Xun, Bai Gang, Dong Yiman)
- 19 Key Points of Nuclear Power Plants Metal Graphite Sealing Gasket Substitution for Nuclear Safety Review
(Wu Lijie, Li Wenhong, Zeng Zhen, Zhang Qixian, Xue Yuan, Liu Jingui, Che Shuwei,)
- 25 Design and Application of High-Risk Mobile Radioactive Sources Online Monitoring System in Shanghai
(Zhu Yi)
- 31 Analysis of Partial Cooldown Test Results of Taishan Nuclear Power Plant Units 1
(Liang Ren, Li Runcheng, Wei Lai, Chen Huafa, Lin Zhikang, Shen Yonggang)
- 37 Break Spectrum Analysis for ACPR1000 MSLB under Hot Full Power condition
(Lin Yan, Luo Hanyan, Li Qiang, Zhang Guanzhong, Han Zhennan, Wang Xiong)
- 42 Radiological Consequence Analysis of a 6mm Diameter Break on HPR1000 Steam Generator Heat Transfer Tube
(Liu Jianchang, Chen Yunyin, Chen Yichen, Shen Yonggang, Lu Xianghui)
- 50 Identification and Treatment of Pressure Tube Leakage in Heavy Water Reactor Nuclear Power Plant
(Wang Changming)
- 61 Status Analysis of Tritium Release Experiments for Solid Tritium Breeders
(Wang Haixia, Zeng Zhengkui, Zhang Siwei, Han Jincheng, Chen Size, Li Taosheng, Yu Jie)
- 67 Study on Steam Generator Tube Rupture Mitigation
(Xu Miaomiao, Le Zhidong, Lin Zhikang, Shen Yonggang)
- 75 Research and Application of Trend Analysis Method of Observation and Couch Data in Nuclear Power Plant
(Liu Yaofeng)
- 83 Analysis on Accident Procedures System of High Temperature Gas Cooled Reactor Nuclear Power Plant
(Yu Yang, Li Yuan, Wu Jing, Xu Xiaofei, Chen Xuanxiang)
- 89 Analysis and Reflection on Demonstration Base of Nuclear Safety Culture Construction
(Chang Tengyu, Zang Wei)

杨震, 连茜雯, 杨掌众, 等. 铀浓缩厂事故安全监管分析[J]. 核安全, 2022, 21(2): 1-7.

Yang Zhen, Lian Qianwen, Yang Zhangzhong, et al. Analysis on Safety Supervision of the Biggest Nuclear Accident in Uranium Enrichment Plant [J].

Nuclear Safety, 2022, 21(2): 1-7.

铀浓缩厂事故安全监管分析

杨震*, 连茜雯, 杨掌众, 张树丛, 沈钢

(生态环境部西北核与辐射安全监督站, 兰州 730020)

摘要: 通过分析铀浓缩厂核与辐射安全方面的因素, 判断铀浓缩厂发生核事件或事故的危险等级, 以便于在核安全监管中做出合适的监督。对 UF₆ 泄漏事故的分类、对 UF₆ 泄漏量的分析计算、人为介入和环境影响情况等方面对可能发生的事故进行了浅析, 进而从核安全监管的角度提出了预防铀浓缩厂核事故的意见建议。分析发现, 铀浓缩厂存在的可能事故中最主要、最大的是液化均质厂房 UF₆ 泄漏。因此, 核与辐射安全监管的重点应该放在液化均质厂房的液化均质操作上。

关键词: 铀浓缩; UF₆ 泄漏; 核事故

中图分类号: TL25+2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 02-0001-07

核燃料循环设施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, 按照合理简化的方法, 铀浓缩厂属第三类, 即具有潜在厂内显著辐射风险或后果, 并具有核临界危害^[1]。铀浓缩厂是核燃料循环中的主要环节^[2], 也是最“干净”的环节, 正常运行情况下对人和环境的影响可以忽略不计^[3]。铀浓缩厂放射性主要核素是 ²³⁴U、²³⁵U 和 ²³⁸U (见表 1), 其比活度都不大, 特别是 ²³⁵U 和 ²³⁸U。

表 1 铀同位素比活度与半衰期^[4]

Table 1 Specific activity and half-life of uranium isotopes

核素	半衰期 /a	比活度 / (TBq·g ⁻¹)
²³⁴ U	2.46 × 10 ⁵	2.30 × 10 ⁻⁴
²³⁵ U	7.04 × 10 ⁸	8.00 × 10 ⁻⁸
²³⁸ U	4.47 × 10 ⁹	1.24 × 10 ⁻⁸

铀浓缩厂的工作介质是六氟化铀 (UF₆), 贯穿于离心机分离、天然铀供料、精料产品取料以及贫料贮存等重要工艺环节。固体 UF₆ 是一种白色的高密结晶体, 在常压下只能升华成气体, 不会出现液体形态。固体 UF₆ 的密度随温度升高而升华为气体 (如图 1 所示), 因此 UF₆ 产生的膨胀会对容器和连接弯管等造成破裂隐患, 导致 UF₆ 释放出来^[5,6]。

它的三相点出现在 0.15 MPa 和 63.9 °C (如图 2 所示), 这是三相 (固、液、气) 同时平衡共存的唯一条件^[7]。

UF₆ 具有较强的化学毒性, 在空气中遇到水分能形成氢氟酸 (HF) 微滴而产生烟雾, 且反应非常剧烈。氢氟酸对人体的呼吸系统和黏膜有较强的刺激和腐蚀作用^[8]。UF₆ 被吸入体内, 会造成内照射危害。因此, 铀浓缩厂必须采取有效的防护设施和净化控制措施以应对 UF₆。

收稿日期: 2021-06-24 修回日期: 2021-12-22

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@nwro.mee.gov.cn

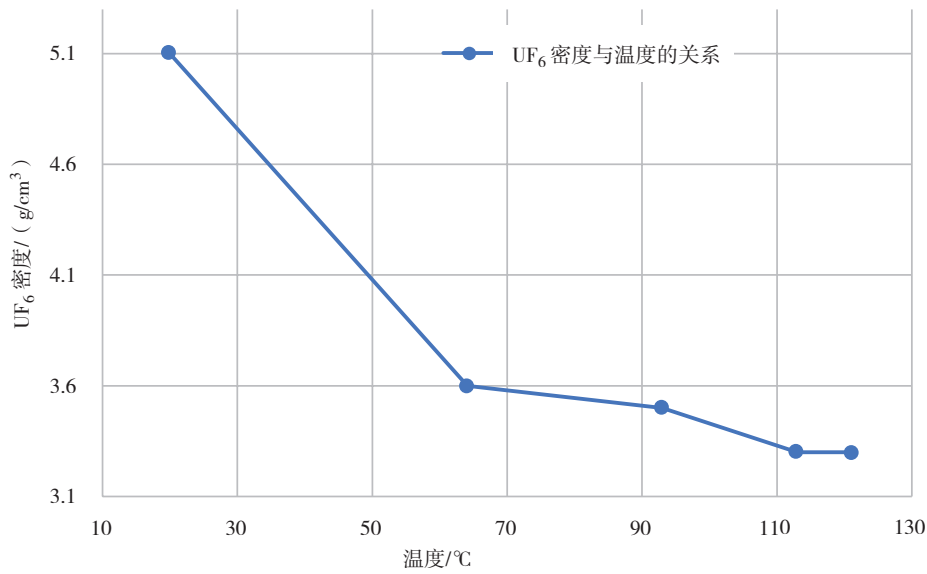
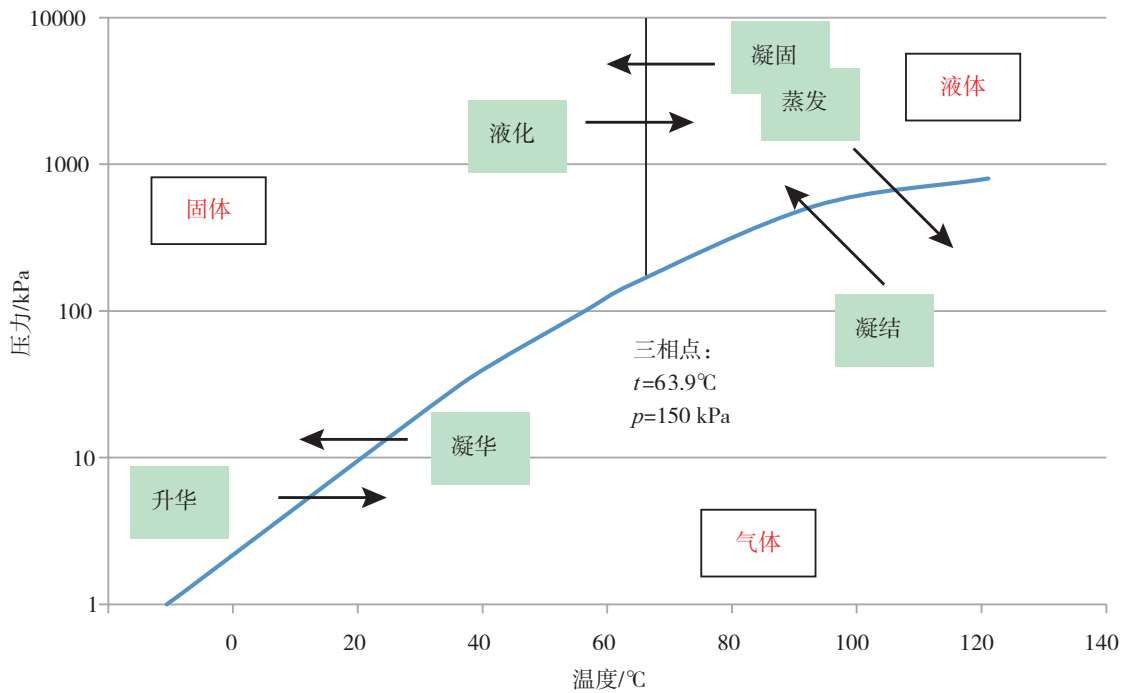
图1 UF₆的密度变化曲线^[9]Fig.1 Density curve of UF₆图2 UF₆三相图

Fig.2 Triphase diagram of uranium hexafluoride

泄漏。

为便于监管,调配合适的人力、物力、监管频次和监管深度等,需要对铀浓缩厂最大核事故进行判断。根据 INES 事件分级准则,每起事件需要对照以下 3 个方面进行考虑:人和环境、辐射屏障和控制、纵深防御^[10]。事件

定级就是从这三个方面考虑后得出的最高级别。一般情况下,铀浓缩厂只涉及人和环境因素。根据相关法规、案例(发生频率和造成后果等),辐射屏障和控制失效造成放射性物质大规模排放(UF₆泄漏)是主要且最大的铀浓缩厂事故^[11]。

1 铀浓缩厂 UF₆ 泄漏事故分类

铀浓缩厂可能发生的 UF₆ 泄漏事故或事件^[8]有以下几类。

1.1 级联大厅 UF₆ 泄漏

级联大厅内包含的 UF₆ 物料总量很小,且处于负压的工艺管线和设备内。若发生管道或设备破口,其泄漏速率也很小,一昼夜泄漏总量不超过 5.14 kg UF₆ 物料^[12]。考虑级联厂房本身的屏障以及负压作用,UF₆ 泄漏造成的影响就更小。

同时,从单台气体离心机至整个级联系统都具有高效的联锁保护,加之操纵员的实时干预(如图 3 所示),很难出现 UF₆ 泄漏失控的情况。因此,在实践中,级联大厅也是最“干净”的生产厂房。

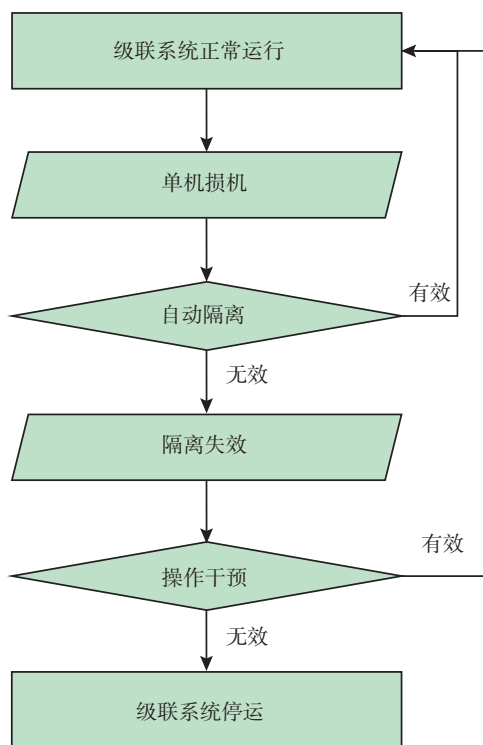


图 3 单机损机影响逻辑图

Fig.3 Logic diagram of single machine loss impact

1.2 供取料厂房 UF₆ 泄漏

供取料厂房因有大量的拆装作业,相对来说是铀浓缩厂最不“干净”的区域。但从事故角度出发,也是受控、可接受和易处理的。由于精、

贫料系统的取料压力是负压,且对级联系统的正常运行有直接和迅速的影响,极容易被探测发现,因此 UF₆ 泄漏量较小。

供料系统发生 UF₆ 泄漏,主要是由于供料容器温度上升失控和压力过高,同时供料管线堵塞,导致连接管等薄弱部位破裂所致,这种情况也易被操作员发现。其事故原理与液化均质厂房类似,但因供料物料主要是天然铀丰度,一般不存在液化现象,所以造成的影响不如液化均质系统大。

吊运摔裂的容器,因处于常温条件,UF₆ 泄漏速率不大,且可以使用液氮、湿毛毯等堵住,只要处理及时得当,泄漏量也不会大。

1.3 液化均质系统 UF₆ 泄漏

液化均质系统,是将精料 UF₆ 产品进行液化,取样合格后分装至标准的 UF₆ 产品交付容器内。UF₆ 液化后,具有高温、高压且物料体积膨胀的特点,容器内的压力会明显大于外部大气压。发生管线破口或阀门密封破坏时,可导致物料喷射而出,液化均质厂房将会瞬间充满 UF₆、UO₂F₂ 和 HF 白雾,不但会造成现场空气污染,危及工作人员安全,而且还会造成厂房地面和设备表面污染。

因此,铀浓缩厂最大的事故通常发生在液化均质厂房,其性质是 UF₆ 泄漏。

2 液化均质厂房 UF₆ 泄漏事故分析

液化均质系统的一般工艺简图如图 4 所示^[13]:3 m³ 精料产品容器从供取料厂房运送至液化均质厂房,放入压热罐中;收料管线分别连接 3 个产品容器,事故卸料管线分别连接 2 个收料容器。

检查相关线路、阀门准备完毕,压热罐加热,使 3 m³ 容器液化。恒温一定时间后,通过液态取样器取样。取样合格后,由 3 m³ 容器向 3 个产品容器分装。因此,液态取样器、金属连接软管、相关阀门都是液化均质操作的风险点。

根据 1977 年 7 月 1 日法国皮埃尔拉特的 UF₆ 释放事件^[14]进行模拟、推演,按照分装

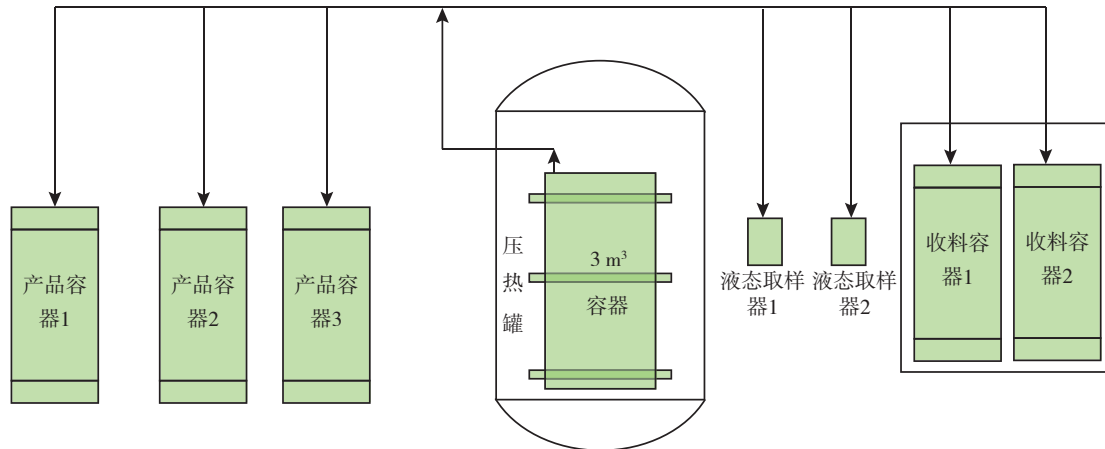
图4 液化均质示意图^[13]

Fig.4 Schematic diagram of liquefaction homogenization

3瓶30B容器来推算3m³容器装料^[15],即约有6800kg UF₆物料。工艺设备或容器泄漏量按照案例(8827kg UF₆容器,释放到大气中为7106kg UF₆)进行等效保守计算并取整为4437kg UF₆(3t金属铀),以此泄漏量作为设施可能发生的最大假想事故。对最大假想事故可进行如下分析与计算。

2.1 泄漏量计算

厂房暂不考虑滞留量,则排放到环境中的量为3t金属铀。

排放的3t金属铀按²³⁵U富集度3%计算,此富集度低于目前核电厂普遍使用的富集度^[2],为偏保守计算。

2.2 比活度计算

根据《辐射安全手册》表2.11,在3%富集度铀中,²³⁴U、²³⁵U和²³⁸U摩尔质量分别为0.03%、2.96%、97.01%。则3t金属铀中,²³⁴U为0.89kg,²³⁵U为87.71kg,²³⁸U为2911.40kg。

根据《辐射安全手册》表2.1,²³⁴U比活度为 2.30×10^8 ,²³⁵U比活度为 8×10^4 ,²³⁸U比活度为 1.24×10^4 ,单位为Bq·g⁻¹。则²³⁴U、²³⁵U和²³⁸U的核素活度为 2.04×10^{11} 、 7.02×10^9 和 3.61×10^{10} ,单位为Bq。

2.3 金属铀与¹³¹I换算关系

根据《INES国际核和放射性事件分级表使用者手册》^[16]表15“大气释放:来自地面沉积

和吸入的剂量”可知,²³⁵U和²³⁸U对于¹³¹I的乘数分别为980和920。

²³⁴U的乘数需要计算得到。根据《INES国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录I“放射性当量的计算”,已知²³⁴U呼吸率和沉积速度 V_g 分别为 $3.3 \times 10^{-4} \text{ m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ 和 $1.5 \times 10^{-3} \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$ 。根据《IAEA-TECDOC-1162》^[17]第100页表3暴露于地面污染的沉积转换因子,²³⁴U的50年沉积转换因子 $D_{\text{地面}}$ 为 $1.6 \times 10^{-6} \text{ Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{m}^2$ 。根据《电离辐射防护与辐射源安全基本标准GB18871-2002》^[18]表B7吸入:公众成员吸入单位摄入量所致的待积有效剂量,²³⁴U吸入剂量因子 $D_{\text{吸入}}$ 为 $9.4 \times 10^{-6} \text{ Sv} \cdot \text{Bq}^{-1}$,则根据《INES国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录I放射性当量的计算:

$$\begin{aligned} \text{总剂量 } D_{\text{总}}/QX &= D_{\text{吸入}} \times \text{呼吸率} + V_g \times D_{\text{地面}} \\ \text{^{234}U的总剂量 } D_{\text{总}}/QX &= 9.4 \times 10^{-6} \times 3.3 \times 10^{-4} + 1.5 \times \\ & 10^{-3} \times 1.6 \times 10^{-6} = 5.5 \times \\ & 10^{-9} \text{ Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{m}^3 \end{aligned}$$

根据《INES国际核和放射性事件分级表使用者手册》附录I放射性当量的计算表15,¹³¹I的总剂量为 $5.14 \times 10^{-12} \text{ Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{m}^3$,则:

$$\text{^{234}U对于^{131}I的乘数} = \frac{\text{^{234}U的总剂量}}{\text{^{131}I的总剂量}} = 1070。$$

2.4 计算结果

3t富集度为3%的铀泄漏释放的放射性活度的数量(相当于大气释放¹³¹I)为:

$$2.04 \times 10^{11} \times 1070 + 7.02 \times 10^9 \times 980 + 3.61 \times 10^{10} \times 920 = 2.58 \times 10^{14} \text{Bq}$$

即 258 TBq。

2.5 上限计算

排放的 3 t 金属铀按 ^{235}U 富集度 5% 计算, 此富集度为商用铀浓缩的最大值。根据《辐射安全手册》表 2.11, 在 3% 富集度铀中, ^{234}U 、 ^{235}U 和 ^{238}U 摩尔质量分别为 0.048%、5.043%、94.909%。同理, 可计算得到 3 t 铀泄漏释放的放射性活度的数量(相当于大气释放 ^{131}I):

$$3.23 \times 10^{11} \times 1070 + 1.20 \times 10^{10} \times 980 + 3.53 \times 10^{10} \times 920 = 3.90 \times 10^{14} \text{Bq}$$

即 390 TBq。

根据 INES 的第 4 级事故, 即没有明显场外风险、影响范围有限的事故(一般事故)的解释: “导致放射学上相当于向大气释放几十到几百 TBq ^{131}I 的放射性量(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 TBq ^{131}I 、5000 TBq ^{131}I 和 50000 TBq ^{131}I) 相应的事件”^[10], 铀浓缩厂区最严重的事故为国际核事件分级表的 4 级——高于严重事件(INES 表第 3 级)的一般事故, 定级说明见表 2。

表 2 定级说明
Table 2 Grading instructions

准则	说明
实际后果	根据人和环境影响、设施放射性屏障和控制影响的实际情况进行评定
最大潜在后果	不超过 4 级的严重后果
确定安全保护层的数目	不包括最终应急规程在内的独立安全保护层是: 气体泄漏探测器和报警器; 操作员的监督; 通风系统等
初步定级	有 X 个留存的安全保护层, 级别为 n 级
附加因素	定级不能提升至超出纵深防御的最高级
最终定级	不超过 4 级

铀浓缩厂的最大假想事故及相关计算的结果同时验证了国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-5 号^[19] 2.5 条: “在铀转化和铀浓缩设施, 不存在能导致放射性物质严重场外释放(总量相当于活度达几千 TBq 量级的 ^{131}I 释放到空气中)的事故造成的潜在放射性危害”。详细计算过程见表 3。

3 人为介入和环境影响情况分析

(1) 若发生泄漏, 事故探测仪能及时发出事故信号, 操纵员能够及时发现并进行处理, 将 UF_6 物料卸载至事故容器, 可以最大限度减少泄漏量。

(2) 若泄漏点发生在压热罐内, 而此时压热罐处于密闭状态且密闭性能良好、耐高压, 可以将泄漏的 UF_6 全部包容起来, 则可使环境排放量为 0, 减少事故影响。

(3) 若泄漏点发生在压热罐外的管线或阀门处, 而厂房大门处于关闭状态并密闭良好, 全面排风和局部排风都能及时停止运行, 也可以极大减少环境排放量。同时, 应急抢险人员按要求做好自身防护, 不盲目进入充满 UF_6 烟雾的厂房内抢险, 不产生额外的人员受照剂量, 能将事故的影响及级别降到最低(人和环境、辐射屏障和控制、纵深防御取最高级别^[9])。

根据法国皮埃尔拉特的 UF_6 释放事件约 7 t UF_6 释放到大气中, UF_6 水解所产生的 HF 在顺风 15 km 的范围内都能被检测到, 在 1000 m 之外土壤中铀的含量相当大。600 m 处肾脏可以接受 1.5 mSv 的剂量, 但此处仍处于工厂的控制范围内, 没有对社会造成恐慌。

4 法规监管要求

企业、事业单位和其他生产经营者应当防止并减少环境污染和生态破坏, 对所造成的损害依法承担责任。特别是核设施营运单位, 应当依照法律、行政法规和标准的要求, 设置核设施纵深防御体系, 有效防范技术原因、人为原因和自然灾害造成的威胁, 确保核设施安全。因此, 铀浓缩厂有必要评估各类事故及其影响, 做出全面的安全分析, 采取充分的管理和技术上的措施, 确保液化均质厂房、压热罐、容器、工艺

表3 放射性活度数量计算过程表 (3% 富集度)
Table 3 Quantity calculation process table of radioactivity (3% enrichment)

计算过程	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁸ U	备注
摩尔百分比	0.030%	2.960%	97.010%	查《辐射安全手册》表 2.11
质量百分比	0.00029507	0.029237947	0.970466983	换算可得
重量/kg	0.885208692	87.71384137	2911.40095	3 t 金属铀里各同位素的质量
比活度 / (Bq·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	2.04 × 10 ¹¹	7.02 × 10 ⁹	3.61 × 10 ¹⁰	由质量 × 比活度可得
吸入剂量因子 / (Sv·Bq ⁻¹)	0.0000094	0.0000085	0.000008	《电离辐射防护与辐射源安全基本标准 GB 18871-2002》的表 B7
呼吸率 / (m ³ ·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·Bq ⁻¹ ·m ²)	0.0000016	0.0000015	0.0000014	《IAEA-TECDOC-1162》第 100 页表 3
沉积速度 / (m·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·Bq ⁻¹ ·s ⁻¹ ·m ³)	5.502 × 10 ⁻⁹	5.055 × 10 ⁻⁹	4.74 × 10 ⁻⁹	总剂量 $D_{总}/QX=D_{吸入} \times \text{呼吸率} + Vg \times D_{地面}$
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
各核素当量活度 / Bq	2.1785 × 10 ¹⁴	6.87677 × 10 ¹²	3.32133 × 10 ¹³	由核素活度 × 与 ¹³¹ I 之比
总当量活度 /Bq	2.5794 × 10 ¹⁴			各组分活度之和

管线以及连接软管等所有包容屏障有效,预防泄漏事故的发生。

核设施营运单位发生导致密封屏障失效或损坏的事件,使工艺容器或管道密封失效或损坏造成泄漏的,应按要求及时报告国家核安全局和所在地区监督站。

5 结论与建议

(1) 巩固屏障。从管理体系上,应确保厂房在 UF₆ 液化时,所有出入口处于关闭状态。应尽可能提升液化均质厂房的密闭性;应按照核质保和安全分级对液化均质压热罐进行定期压力及密封性试验。

(2) 增加连锁。在 HF 等物料泄漏探测仪探测到信号后,可以做出准确、迅速的连锁反应,及时关闭全面排风和局部排风系统,并发出声

光报警。

(3) 质保有效。为确保产品生产质保大纲的要求得到有效执行,在级联系统供取料厂房,应控制精料产品收料不超限,防止液化时容器破裂。液化均质厂房接受精料产品容器和使用 30 B 产品容器时,应当认真复核总重、净重、残料量及丰度等。

(4) 操作规范。确保操作规程及应急预案的可操作性,严格按规程执行。例如,在操作 UF₆ 液化工作时,不能随意减少保温时间就进行更高温度的升温;在发生厂房内 UF₆ 泄漏事故时,应根据预案正确判断情形,不可盲目进入现场,导致不必要的人员伤亡。

参考文献

- [1] 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.
- [2] 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.
- [3] 顾杰兵.铀浓缩设施的辐射防护[D].兰州:兰州大学, 2019.
- [4] 潘自强.辐射安全手册[M].北京:科学出版社, 2011.
- [5] 郝雷生.铀转化生产中UF₆泄漏事故分析与预防[D].衡阳:南华大学, 2016.
- [6] 胡凯光, 郝雷生.铀转化厂六氟化铀泄漏事故初步分析[J].辐射防护通讯, 2016, 36(3): 25-30.
- [7] 环境保护部核与辐射安全中心.核安全专业实务[M].北京:中国原子能出版社, 2018.
- [8] 马捷, 邓津菊, 吴健, 等.氢氟酸吸入性损伤的诊断及治疗研究进展[J].中华烧伤杂志, 2020, 36(10): 975-978.
- [9] 申红, 张春龙, 杨晓伟, 等.UF₆物理化学特性对核燃料循环设施的影响[J].核科学与工程, 2015, 35(4): 702-704.
- [10] 国家核安全局.NNSA-HAJ-0001-2020 国际核与辐射事件分级手册[S].北京:国家核安全局, 2020.
- [11] 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.
- [12] 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[M].北京:中国原子能出版社, 2017: 124-128.
- [13] 刘振林, 王振南, 闫汉洋.铀浓缩工厂液化均质生产工艺设计[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), 2019-08, 中国内蒙古包头[M].北京:中国原子能出版社, 2019: 309-316.
- [14] 环境保护部核与辐射安全中心.核安全案例分析[M].北京:中国原子能出版社, 2018.
- [15] 国家国防科技工业局.EJ T 307-2014 六氟化铀容器使用要求[S].北京:国家国防科技工业局, 2014.
- [16] 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.
- [17] 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.iaea.org/Article/A274716>.
- [18] 嵯凤官.《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002)介绍[J].核标准计量与质量, 2004(4): 41-48.
- [19] 国际原子能机构.国际原子能机构安全标准 第SSG-5号出版物[S].维也纳:国际原子能机构, 2011.

Analysis on Safety Supervision of the Biggest Nuclear Accident in Uranium Enrichment Plant

Yang Zhen*, Lian Qianwen, Yang Zhangzhong, Zhang Shucong, Shen Gang

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

Abstract: By analyzing the factors of nuclear and radiation safety in uranium enrichment plant, the risk level of nuclear events or accidents in uranium enrichment plant can be judged, so as to make appropriate supervision in nuclear safety supervision. Based on the classification of UF₆ leakage accidents, the analysis and calculation of UF₆ leakage, human intervention and environmental impact, this paper analyzes the possible accidents, and then puts forward some suggestions to prevent nuclear accidents in uranium enrichment plant from the perspective of nuclear safety supervision. It is found that there is a risk of accidents in the uranium enrichment plant, and the most important and largest accident is caused by UF₆ leakage in the liquefaction homogenization plant. Therefore, nuclear and radiation safety should focus on the liquefaction homogenization operation of the liquefaction homogenization plant.

Key words: uranium enrichment; UF₆ leakage; nuclear accident

(责任编辑: 徐晓娟)

黄力,刘婷,常猛,等.浅析核安全责任主体的几个问题[J].核安全,2022,21(2):8-13.

Huang Li,Liu Ting,Chang Meng, et al.A brief analysis of several issues concerning the subject of responsibility for nuclear safety [J]. Nuclear Safety, 2022,21(2):8-13.

浅析核安全责任主体的几个问题

黄力,刘婷*,常猛,王逊,白刚,董毅漫

(生态环境部核与辐射安全中心,北京 100082)

摘要:核能在任何特定国家的安全与和平利用只有通过颁布和实施有效的国家核法律体系才能得到保证,2017年《中华人民共和国核安全法》的出台为我国核能安全利用夯实了良好的法制基础,但在核安全责任方面对涉及的诸多责任主体和情形未进行详细明确。本文通过对目前业界争议较多的涉核集团公司、小业主单位、运营单位的主体责任,以及核设施营运单位和供方等各核安全责任主体的责任进行了探讨,并结合新颁布的核安全法规《核动力厂管理体系安全规定》在编制过程中所遇到的问题和实践,为进一步厘清各方主体责任提供参考。

关键词:核安全;主体责任;全面责任;相应责任;监督责任

中图分类号: TL71 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)02-0008-06

《中华人民共和国核安全法》(以下简称《核安全法》)中,除我国行政机关监管职责以及公众相关责任外,主要针对核设施营运单位的全面责任及供方的相应责任进行了规定。但核能的开发利用通常涉及多方主体,如核设施营运单位所属的集团公司、总承包单位等。另外,各核设施业主方运营模式也不尽相同,在这些相关主体中,其核安全责任应当如何配置的问题并未在我国《核安全法》中予以明确,为进一步明晰相关责任的概念和范畴,本文将在《核安全法》范畴内对以上相关问题予以讨论。

1 核安全责任的基本概念

在我国核安全法规中,核安全的概念是:完成正确的运行工况、事故预防或缓解事故后果,从而实现保护厂区人员、公众和环境免遭过量辐射危害^[1]。此处核安全的定义源于国际原子

能机构 IAEA,主要是保障核设施安全可控运行,保护从业人员、公众和环境。按照《核安全法》草案中对核安全所作出的解释,基本可以将《核安全法》范畴内的核安全理解为,为了防止技术、人为以及自然灾害等原因造成核事故,而对核设施、核材料及相关放射性废物采取相应的安全措施,并减轻核事故状况下的放射性后果^[2]。法律责任,泛指所有人或者法律意义上的法人及组织应当按照法律的规定履行相应义务,承担相应责任,狭义上来说,如违反了法律规定,则应承担法律上所规定的相应后果,另外相对于核设施营运等存在高危的活动,还存在严格责任。

因此,在《核安全法》范畴内,可以理解为核安全责任贯彻在了整部《核安全法》中,第一章到第六章明确了责任主体的法律义务,第七章明确了对责任主体的处罚和赔偿责任,前后相

收稿日期:2021-06-16 修回日期:2022-03-05

作者简介:黄力(1981—),男,硕士,高级工程师,现从事核安全法规研究相关工作

*通讯作者:刘婷, E-mail: liuting@chinansc.cn

结合,即为各责任主体的核安全责任。

2 集团公司的核安全责任

《核安全法》中的核安全责任主体主要分为政府机构、企事业单位、公众三类,我国核安全相关法律法规中,极少对营运单位所涉及的上级集团公司所应承担的核安全责任进行明确。

集团公司作为核设施营运单位的领导方或控股方,与下级的营运单位之间是投资和控制的属性,对营运单位的董事会组成、高管人员的任免、财务盈利、供方选择、企业发展等各方面有着决定性或重要作用。同时作为经国家核准的具有核设施投资控股资质的主体,代表我国核产业的产业集团力量,掌握相应的技术和物质资源,是我国核能事业发展的主要载体,对营运单位也承担着行政领导管理和协调保障责任^[3]。

对核设施营运单位来说,他的责任明确是全面的、全方位的,但在人财物等方面又受制于集团公司,普遍反映集团公司管得多,责任没有,不符合“责权利一致”的原则。近年来,政府机构和各集团公司也在进一步研究相关问题,探索厘定集团公司的核安全责任。

2.1 民商范畴内的法律责任规定

我国民商法范畴中,作为有限公司的营运单位(法人)属于独立主体,以其全部财产独立承担民事责任,同时也对法人的出资人、控股方或实际控制人等的责任予以了明确,但主要局限于对法人、债权人造成损失的债务问题和赔偿责任,相关适用情形也较为严格,需达到滥用权利或严重损害利益。

我国民法典说明了营利法人的投资方不得滥用投资人的权利。滥用投资人权利造成损失的,应当依法承担民事责任,严重损害法人债权人的利益的,应当对法人债务承担连带责任^[4]。同时也对其关联关系的责任进行了规定。

在公司法中,由于民法典的相关要求也来源于公司法,因此公司法中的相关要求与民法典基本一致。对于股东来说,应当遵章守纪,不得滥用权利,对于滥用权利而严重损害单位利益的,应承担相应责任。

2.2 核损害责任

虽然我国法律规定由营运单位承担核损害赔偿赔偿责任,但根据民商法法律规定、国际上环境保护归责原则的发展和相关实际案例,作为控制人,集团公司仍然面临负有核损害赔偿赔偿责任及相关责任的可能性。在对集团公司的归责方面,主要聚焦于如何界定集团公司的实际控制程度,是否为子公司的实际控制人,是否高管混同、财务混同、直接经营等,典型的案例如印度帕博尔案、美国诉贝斯特福德案等。

在追溯母公司损害赔偿赔偿责任方面,一般存在事实控制标准说、有控制权利说和“刺破公司面纱”等理论。在印度帕博尔案中,当地法院支持了对作为控股方的美国联合碳化物公司对其在印度的投资公司所造成的损害应承担赔偿责任的诉求,法院支持的依据即认为美国联合碳化物公司对其印度子公司行使了全面的商业控制,且控制着子公司与安全等有关方面的事务,因而也对危险活动起到了实际控制作用,子公司的行为实际上是母公司的行为,那么当发生归责情况时,即可否定印度子公司的独立法人地位。

2.3 《核电管理条例(送审稿)》的探索

2016年,国务院法制机构对制定过程中的核电管理条例在网上进行了公开征集。送审稿中规定了核电实际控制方承担核安全管理责任,突破了子公司营运单位作为全面责任主体的范畴。类似模式的如日本福岛核电与东京电力的关系,东京电力作为许可证持有者承担全面核安全责任,福岛核电仅作为其项目公司进行运营管理,那么在发生事故或需进行归责时,在项目公司无力担负的情况下,则由作为集团公司的东京电力来承担全面责任。此条例由于各界反馈意见分歧较大,目前尚在进一步的论证修订过程中。

2.4 《安全生产法》的规定

按照我国安全生产法中的要求,在一个单位的安全生产投入上,主要由一个单位的决策方来保障,例如董事会或实际控制人,如果对安全投入的资金不够,则应承担相应责任^[5]。

按照以上规定,股东方需在安全生产资金投入方面承担相应责任。由于目前我国核电营运单位一般由集团公司所设立的二级公司控股,如中国核电等(见图1),因此一般不会溯及集团公司的责任,在相关安全生产事故案例的处罚中,一般限于独立法人单位的董事会成员。在集团公司层面,一般是对相关分管领导和人员进行内部处分。

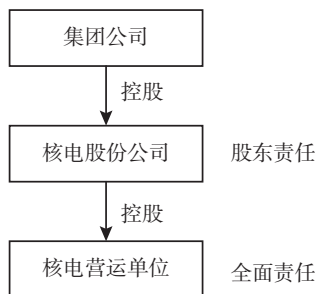


图1 核电公司营运单位控股架构
Fig.1 Ownership Structure of nuclear power company operators

2.5 归责集团公司存在的问题

《核安全法》中未将集团公司作为责任主体,相关主要原因如下:

(1) 有限责任是公司法理论的基石,法人独立承担相应责任,股东作为投资人承担投资责任,如果要求股东方成为核安全责任主体,则可能使股东承担了超过其投资额度的无限责任,破坏了公司法所有权与经营权相分离及有限责任的基本原则。

(2) 目前各核设施营运单位虽然反映集团管得多,但基本上各核设施营运单位均保持了公司独立法人主体的特征,拥有相对独立的高管层、独立的财务核算、独立开展生产经营活动,集团的领导管理未实质上取代或改变各营运单位的法人主体地位。

(3) 从促进核能高效发展的角度来说,如果要求集团公司承担核安全责任,将一定程度上降低投资核电的积极性,特别是在目前核电走出去战略的大环境下,要求集团公司承担全部责任将会加大国际诉讼和承压风险。

(4) 目前各集团公司层面尚未形成需承担

核安全责任的统一意见,业界对此的研究也不够充分。

2.6 目前我国行政实践与展望

在2020年12月出台的生态环境部部门规章《核动力厂管理体系安全规定》中,首次在核安全法规层面对核电集团公司的责任予以明确规定,要求企业集团应从人力资源、财务管理以及安全管理等方面进行保障^[6]。同时在罚则中规定了责令限期整改和对其主要负责人进行约谈的方式。笔者也参与了本规章的制定工作,规章的规定仍然建立在以子公司营运单位为全面责任承担者的基础上,集团公司的责任主要是在人力、管理和资金上的保障责任,以及对子公司的监督职责,在罚则上,由于并无上游法规的明确授权,因此也只是采用了非典型的行政处罚方式。对于相关的规定,行业内虽然仍存在一定的质疑,但基本符合我国法律法规的内涵,也符合我国目前核行业的实际情况。

2021年1月,我国国家能源局、生态环境部联合印发《关于加强核电工程建设质量管理的通知》,对核电工程质量责任制的落实作出了规定,在文件中明确了集团公司对核电工程质量负有领导责任。

可以看出,随着行业和社会形势的发展变化,我国行政管理机关对涉核集团公司也在进一步明确责任和加强约束。除商业角度上的投资、管理责任外,在我国的政治经济环境下,央企身份的集团公司无疑也有更强的人事、财务和经营控制权,但为保障子公司营运单位的独立法人地位,集团公司应进一步限定自身权利边界,明晰集团公司与子公司的业务范围,保障子公司的财务和经营的独立性,切实维护子公司的法人利益,这样不仅有利于压实核设施营运单位的主体责任,更可以加强集团自身的风险抵抗水平,提升现代化管理能力。

3 “小业主”与运营商的核安全责任

3.1 联合持照模式

从2003年国家核安全局批准岭澳核电有限公司和大亚湾运营公司联合持照伊始,我国

便正式开启了核电业主委托专业化公司运营的模式,即核电集团公司投资成立核电项目公司作为小业主,通过合同等方式将核电站运行委托给专门从事核电运行的独立法人管理,此时专业运营商成为市场主体之一^[7]。为强化核安全责任,在实践中国家核安全局将核电运行许可证同时颁发给业主和运营商,形成联合持照,并产生了多主体的核安全责任分配问题。

3.2 核安全责任分配

按照我国核安全法规规定,核设施营运单位的概念包括两方面:一是申请或持有许可证;二是可以经营和运行核设施,其应对核安全负全面责任。在小业主和专业运营商联合持照的情况下,两者均符合相应规定,同为核设施营运单位,均应对核安全负全面责任。按此理解两者之间承担连带责任,但是小业主仅作为核电项目的所有人,其人力、物力和技术资源均不足以承担全面的核安全责任,按照“权责利一致”的概念,应对相应的核安全责任进行分配。

原则上,小业主和运营商共同对核设施的核安全承担全面责任。换言之,小业主和运营商之间,应通过合同等方式明确各自职责,清晰分配核安全责任。其中,运营商一般承担核设施的运行责任,在《核电管理条例(送审稿)》43条也有类似规定,“受委托的专业化核电运行公司应当根据有关法律法规及委托合同承担相应的运行责任”。小业主作为核电项目的所有人和获利方,应承担相应的管理责任和核损害赔偿连带责任,相关关系见图2。

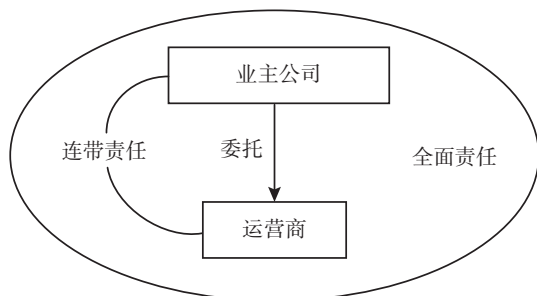


图2 联合执照模式责任关系

Fig.2 Joint license model responsibility relationship

4 营运单位与承包商、供方的核安全责任

4.1 营运单位的核安全全面责任

《核安全法》中,核设施营运单位明确负有全面责任。作为持证的法人单位,是核设施生产营运最为重要的责任主体,负有维护核设施安全,保障核设施安全可靠运行,避免发生核事故,一旦发生核事故后启动应急,减轻放射性后果,以及进行核损害赔偿的责任。

(1) 全面责任与首要责任

在国际公约等国际法律规范中,提及营运单位的核安全责任一般使用 Primary,即首要责任,而在我国使用了全面责任的概念。可以认为,首要责任强调的是责任顺序,一方面,核设施营运单位作为首要主体通过合同等方式分配权利义务,使相对方承担相应的责任;另一方面,国际社会更倾向于关注核损害赔偿的问题,强调营运单位在核损害赔偿中的首要责任、严格责任。全面责任更强调责任范围,从我国核安全监管的角度来说,更倾向于督促营运单位全面、系统地审视、保障核设施的核安全,全面责任并不代表全部责任。

(2) 法定责任

我国核安全法律法规以及相关文件对营运单位的职责进行了较为体系性的规定,明确了相应的责任。另外,我国相关法律法规也对营运单位作为民事主体、生产经营单位、建设单位主体进行了相应规定,明确了相应的责任,如《民法典》规定的核事故损害侵权责任、《安全生产法》规定的生产经营单位的主体责任、《建设工程安全生产管理条例》中关于建设责任主体所应承担的责任均进行了明确要求。

4.2 承包商、供方的相应责任

《核安全法》明确规定,核设施营运单位的承包单位和合作方应当负相应责任。承包商、供方等提供的设备、工程以及服务,一般来说以合同为承载,依质量来衡量,作为安全的基础,此处的相应责任也可以理解为质量责任和由质量导致的安全责任。

(1) 总承包商的责任

我国目前核设施建设多采取总承包模式,总承包商负责设计、施工、建造,我国未制定核设施建设的专项法规,相关安全质量工作除核安全相关法规的要求外,适用于我国建设工程领域相关法规,工程质量上的负责方为工程总承包单位。在《中华人民共和国建筑法》中,对工程总承包单位的责任进行了明确要求,并规定应依据合同约定负责。

(2) 承包商、供方的责任

我国核安全法规规定了为核设施营运单位提供设备、工程以及服务等单位申请许可注册、培育建设核安全文化、建立实施质量保证体系、聘用具有资质的人员等相关责任。我国其他相关法律法规的规定还包括《消防法》《建筑法》《产品质量法》等。相关关系见图3。

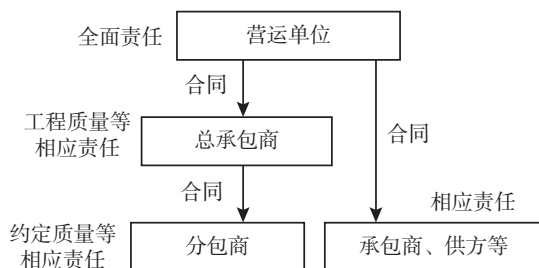


图3 营运单位与承包商、供方责任关系

Fig.3 The relationship of responsibility between operating unit and contractor and supplier

5 结论

责任明确是核安全工作的基本原则之一,

厘清各责任主体的核安全责任,既是贯彻《核安全法》的基本要求,也是落实各项核安全工作的基础。对于集团公司、项目单位、运营单位、核设施营运单位以及供方等各责任主体来说,应当按照我国法律法规的要求和内涵,进一步明确自身权利和责任,同时也应保障各核设施营运单位作为独立法人的市场主体地位,落实核安全主体责任,切实保障核安全。

参考文献

- [1] 国家核安全局.核动力厂质量保证安全规定[S].北京:国家核安全局,1991.
- [2] 许安标,刘华,王毅初.中华人民共和国核安全法释义[M].北京:中国民主法制出版社,2017.
- [3] 王佳.实践中的困惑:浅谈我国核安全责任主体[C]//中国核科学技术进展报告(第三卷)——中国核学会2013年学术年会论文集第10册(核情报分卷、核技术经济与管理现代化分卷),2014-05,中国黑龙江哈尔滨:中国原子能出版社,2013:274-278.
- [4] 佚名.中华人民共和国民法典[N].人民日报,2020-06-02.
- [5] 中国工人出版社.安全生产法[M].北京:中国工人出版社,2013.
- [6] 生态环境部.核动力厂管理体系安全规定[J/OL].生态环境部官网(2021-1-4)[2021-1-22].http://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk02/202101/t20210104_815858.html.
- [7] 赵兵,赵晓岚.联合持照模式下业主对运行机组的监督定位与实践[C]//中国核学会核能动力分会核电质量保证专业委员会第十三届年会暨学术报告会论文集,2017-03-30,中国江苏苏州:《核动力运行研究》编辑部,2016:182-185.

A Brief Analysis of Several Issues Concerning the Subject of Responsibility for Nuclear Safety

Huang Li,Liu Ting ,Chang Meng,Wang Xun,Bai Gang,Dong Yiman

(Nuclear and Radiation Safety Center,MEE,Beijing 10082)

Abstract: The safe and peaceful use of nuclear energy in any given country can only be guaranteed through the enactment and implementation of an effective national nuclear legal system, the promulgation of the Nuclear Safety Law of the People's Republic of China in 2017 provides a strong legal guarantee for the safe use of nuclear energy in China, but it does not specify in detail the subjects and circumstances of various responsibilities involved. This paper discusses the main responsibilities of the Nuclear Group Company, the small owner unit and the operating unit, as well as those of the operators and suppliers of nuclear facilities, combined with the problems and practice in compiling the new nuclear safety regulation "safety regulation of Nuclear Power Plant Management System", it provides a reference for clarifying the responsibilities of each party.

Key words: Nuclear Safety;Subject Responsibility;overall responsibility;corresponding responsibility;supervisory responsibility

(责任编辑：梁 晔)

吴利杰,李文宏,曾珍,等. 核电厂核级金属石墨密封垫片国产化替代核安全审查要点[J]. 核安全,2022,21(2):14-19.

Wu Lijie, Li Wenhong, Zeng Zhen, et al. Key Points of Nuclear Power Plants Metal Graphite Sealing Gasket Substitution for Nuclear Safety Review [J]. Nuclear Safety, 2022, 21 (2): 14-19.

核电厂核级金属石墨密封垫片国产化替代核安全审查要点

吴利杰¹, 李文宏¹, 曾珍², 张其先¹, 薛源¹, 刘金贵¹, 车树伟^{2,*}

(1. 中广核工程有限公司, 深圳 518116; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 本文介绍了国产化核级金属石墨密封垫片的密封原理和技术概况, 通过对稳压器及蒸汽发生器相关密封垫片国产化替代的核安全审查, 提出应从标准及规范符合性、设备鉴定、失效分析及跟踪检查措施等方面进行全面的核安全审查, 以期对后续的国产化设备替代核安全审查提供借鉴。

关键词: 国产化; 核级; 金属石墨垫片; 设备鉴定; 核安全审查

中图分类号: TH137 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 02-0014-06

金属石墨密封垫片具有耐高温和辐照、蠕变松弛率低、可靠性高等优良特征, 在核电站的压力容器、管道系统中得到广泛应用^[1]。

核级金属石墨密封垫片被大量应用于稳压器及蒸汽发生器的密封, 其中稳压器和蒸汽发生器一次侧的人孔密封垫片用于密封一回路的工作介质, 蒸汽发生器二次侧的人孔和手孔密封垫片用于密封二回路工作介质。因此, 核级金属石墨密封垫片属于稳压器和蒸汽发生器的重要密封元件, 是稳压器和蒸汽发生器在试验和运行工况下不发生放射性物质泄漏的重要保证。我国以往的核电项目, 上述密封垫片由国外公司供货, 在国际形势变化的情况下可能存在供货风险, 因此推进国产化替代就变得非常必要。

国内某核电厂拟实施该密封垫片国产化替代, 选用国内研制的核级金属石墨垫片用于稳压器及蒸汽发生器的密封, 可降低采购成本及减少供货周期, 同时可确保供货的

稳定性, 为核电机组的安全稳定运行夯实基础。

结合目前核安全监管工作的要求和核级金属石墨密封垫片的特点, 本文提出了国产化核级金属石墨密封垫片核安全审评需重点关注的内容。

1 核级金属石墨垫片的结构及密封原理

1.1 核级金属石墨垫片的结构形式

稳压器及蒸汽发生器的密封采用螺栓-连接件-垫片的结构, 此种密封结构分为金属-金属接触型和金属-金属不接触型两种形式^[2]。核级金属石墨垫片属于金属-金属接触型, 同时具备柔性石墨填料环的特性, 可达到核电厂高温高压条件下高可靠性, 低泄漏率的密封要求^[3]。

核级金属石墨密封垫片由金属内环、金属外环和石墨密封环三部分组成^[4], 如图1所示。其中内环和外环应采用相同牌号的材料。

收稿日期: 2021-09-29 修回日期: 2022-01-04

作者简介: 吴利杰(1988—), 男, 工程师, 硕士, 现主要从事核电厂大宗材料与仪表管阀件研究工作

* 通讯作者: 车树伟, E-mail: cheshuwei@chinansc.cn

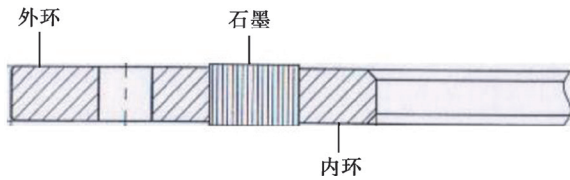


图1 核级金属石墨垫片结构图

Fig.1 Structure drawing of metal graphite gasket

从设计理念上说明,该类型垫片达到密封后垫片内金属环与密封面之间形成“金属碰金属”状态,可有效避免石墨层直接受到内部介质的压力导致松脱。

1.2 核级金属石墨垫片的密封原理

稳压器人孔的密封结构如图2所示,螺栓属于紧固件,垫片属于密封件,人孔盖及人孔座属于连接件。

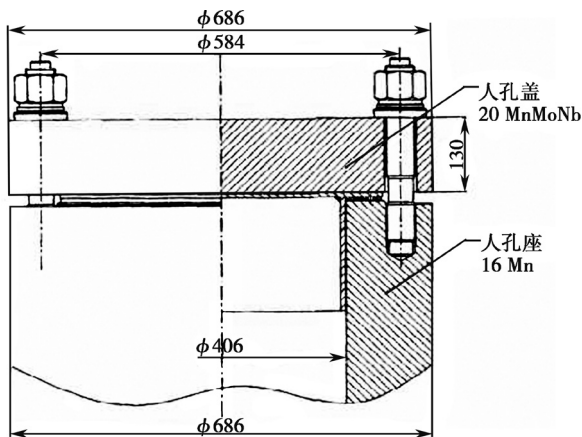


图2 稳压器人孔密封结构示意图

Fig.2 Schematic diagram of manhole sealing structure of voltage regulator

如图3所示,核级金属石墨垫片中石墨密封环的厚度略大于金属内外环,石墨密封环被金属环包容支撑,同时金属外环限制其压缩。

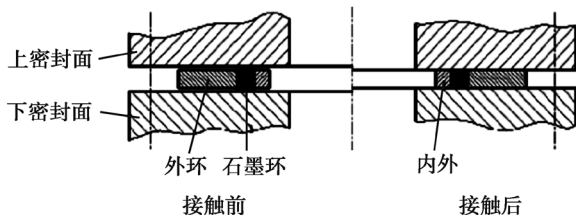


图3 金属-金属接触前后示意图

Fig.3 Diagram of metal to metal before and after contact

首先对螺栓进行预紧(如图4所示),螺栓拧紧产生的压力迫使石墨密封环首先与人孔密封面产生接触,伴随螺栓继续拧紧,石墨密封环从厚度方向上压缩变形,导致金属石墨垫片的金属内外环与人孔密封面产生接触,即产生上文所述的金属-金属接触型密封。

此时再继续拧紧螺栓所产生的压力作用在金属环与人孔密封面接触的金属面上,因此可保持作用在石墨环上的力不变,核级金属石墨垫片的应力不再随着外力的变化而改变,保障了密封结构的完整性,提升了密封性能。



图4 螺栓预紧

Fig.4 Bolt preload drawing

如果核级金属石墨密封垫片服役期间发生接触的密封面松动或螺栓卸载的情形,垫片的回弹性可弥补由于外力减小所回复的变形,从而继续保持密封结构的密封能力^[5]。

2 核级金属石墨垫片国产化研发的技术要求

国内研究院编制了《ACP1000 蒸汽发生器和稳压器用核级石墨密封垫片研制技术规格书》,规格书中明确了相关的研发技术要求,详述如下。

2.1 主要技术要求

- (1) 工作介质为水、蒸汽,或汽水混合物;
- (2) 相应的密封配合面表面粗糙度应符合标准 NFE05-15 的要求,垫片的清洁度等级为 A₂₁ 级;

(3) 按图加工,垫片的尺寸及公差应满足设计图纸的要求。

2.2 材料要求

核级金属石墨垫片内环和外环材料应采用 Z2CND17-12 或 Z2CND18-10, 按照 RCCM M3307 的要求进行,也可使用国标等效的材质。

用于制作石墨密封环的材料需是高纯度石墨,该石墨不含任何添加剂,且需严格控制腐蚀性元素硫和卤素的含量。

2.3 鉴定要求

对于核级金属石墨垫片,为确保其能在规定的运行和环境条件下实现可靠密封,还需完成如下鉴定试验:

- (1) 压缩回弹试验;
- (2) 应力松弛试验;
- (3) 密封性能试验;
- (4) 热循环试验;
- (5) 耐压试验。

部分鉴定试验装置图(如密封性能试验)如图 5 所示,国内制造厂承诺国产化替代的核级金属石墨密封垫片已按照研制规格书的要求完成了鉴定试验,且试验结果满足技术要求。

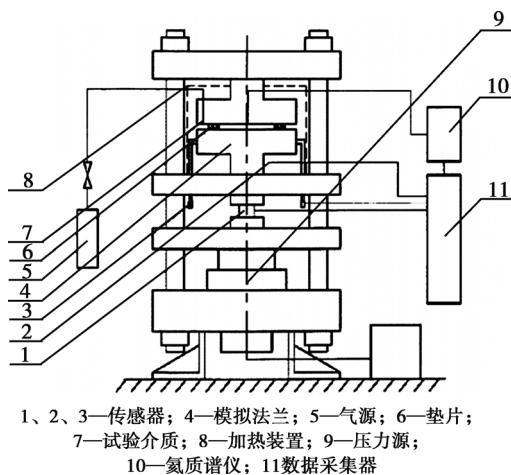


图 5 密封性能试验装置图

Fig.5 Diagram of sealing performance test device

3 核级金属石墨垫片国产化替代核安全审查依据

在对核级金属石墨垫片国产化替代核安

全审查的过程中,审评的依据主要涵盖核安全法规、标准和导则,同时还需参考其所执行的法国《压水堆核岛机械设备设计和建造规则》(RCCM)及美国机械工程师协会(The American Society of Mechanical Engineer, ASME)等相关技术规范^[6]。主要执行的审查依据如下:

- (1) 核动力厂设计安全规定(HAF102);
- (2) 核动力厂运行安全规定(HAF103);
- (3) 核电厂质量保证安全规定(HAF003);
- (4) 核电厂换料、修改和事故停堆管理(HAF103/01);
- (5) 核电厂设计总的安全原则(HAD 102/01);
- (6) 核电厂的最终安全分析报告;
- (7) 压水堆核岛机械设备设计和建造规则(RCCM,2000+2002 补遗);
- (8) 压水堆核电站核岛机械设备在役检查规则(RSE-M,1997+2000 补遗)。

4 核级金属石墨垫片国产化替代核安全审查要点

根据核安全法规《核电厂换料、修改和事故停堆管理》(HAF103/01)的相关规定,申请者向国家核安全局提交了国产化密封垫片物项替代的请示。核级金属石墨密封垫片属于稳压器和蒸汽发生器的重要密封元件,该替代属于安全重要修改申请,所以应从以下几个方面进行核安全审评。其中设备鉴定是验证密封垫片能够在其整个设计运行寿期内满足处于需要起作用的环境条件下执行其安全功能要求的重要举措,应予以重点关注。

4.1 技术要求及标准规范符合性审查

核级金属石墨垫片技术要求主要参照 RCCM 和 ASME 锅炉及压力容器规范,申请方依据 RCCM 及 ASME 规范编制了相应的垫片技术规格书,因此核安全审查首先应关注国产化的密封垫片是否满足相应技术规格书及标准规范的要求,确保稳压器及蒸汽发生器的功能不受影响。

RCCM-M3307 中规定了用于制造垫片金

属内环及外环的材料 Z2CN18-10 或 Z2CND17-12 所应执行的冶炼工艺、理化性能、制造工艺、验收准则及质量保证等方面的要求。

技术规格书在规范要求的基础上,增加了腐蚀性元素卤素及硫元素的化学成分要求,以及金属内外环材料应补充进行高温(360℃)拉伸试验的要求。

在审查核级金属石墨垫片技术要求符合性时,需首先明确垫片制造所依据的规范和技术规格书的要求,然后对其关键技术参数(如尺寸、RCCM 等级、材料、石墨回弹量、应力松弛率、适用的压力及温度等)进行逐项符合性审查。其中材料方面除了关注技术规格书补充要求的卤族元素及硫元素外,还需关注易导致冷脆的磷元素和辐射环境下氮元素的化学成分要求。

4.2 鉴定试验完整性和符合性审查

HAF102《核动力厂设计安全规定》中明确:必须采用设备鉴定的程序来确认安全重要物项能够在其整个设计运行寿期内满足处于需要起作用的环境条件下执行其安全功能的要求。

申请方需依据法规和标准的要求编制相应的垫片鉴定大纲和鉴定试验报告,核级金属石墨垫片是否能够通过鉴定试验,是验证其在核电厂高温高压条件下能否实现可靠密封的重要依据。因此,设备鉴定是核安全审查的重点关注内容,需重点审查以下几个方面内容。

(1) 鉴定试验项目是否完整。比如是否能充分验证垫片在高温高压条件下的密封、压缩回弹等关键性能。

(2) 鉴定试验设置的参数是否合理。比如耐压试验的压力是否满足设计压力,部分高温下的试验项目(如压缩回弹试验)的试验温度是否满足设计温度等。

(3) 鉴定试验样件的选择是否完整并具有代表性。若稳压器及蒸汽发生器人孔密封垫片与蒸汽发生器手孔密封垫片的规格不一致,是否存在替代进行试验的情况。申请方在鉴定试验报告中提出在垫片规格一致的前提下,稳压人孔密封垫片试验温度高于蒸汽发生器一次侧人孔垫片,故试验时仅选择稳压器人孔垫片

进行试验。

(4) 鉴定试验选取的每一件样件是否均完成了所有的鉴定试验项目。如果申请方采取覆盖性原则,对每一件样件仅选取一项或者几项试验项目,但全部样件可完成所有鉴定试验项目,申请方需说明其覆盖性原则的合理性,并提供充分的证明文件作为支撑。

(5) 验收准则是否完整合理。可进行定性及定量的判断,满足相关技术标准及规范的要求。

(6) 是否进行了相应的物性参数测定以及合理的密封计算。例如,垫片的初始比压。垫片系数以及石墨材料在不同温度下的热导率,定压比热、线膨胀系数等物性参数的测定,可为密封计算提供准确合理的参数。

4.3 失效分析及预防措施审查

申请方提出核级金属石墨垫片的主要失效点为石墨层松脱和腐蚀性元素不达标。石墨层松脱后将在一回路及二回路产生异物,给维修带来困难,腐蚀性元素不达标将导致密封面腐蚀。

审评者需关注上述失效分析是否全面,以及是否有相应的预防失效措施。例如,随着垫片使用时间的增加,在高温的条件下,密封组件可能会造成蠕变,导致垫片回弹性能下降。此外,还应考虑前期核电厂核级金属石墨垫片在使用过程中是否产生了符合项,如有,则结合不符合项缺陷的性质和原因来综合分析失效点是否包络^[7]。

4.4 监督与应急措施审查

HAF103《核动力厂运行安全规定》中明确了应急状态时需要使用的仪器、工具、设备、文件和通信系统必须妥为保管和维护,使之处于随时可用状态,并在假想事故条件下不至于受到影响或失效。

核安全审查需关注国产化替代的密封垫片运行后,核电厂如何监督垫片的失效情况以及采取的应急措施。一般来说,在核电厂功率运行的模式下,检测稳压器及蒸汽发生器密封垫片泄漏可以通过每日测量反应堆冷却剂泄漏

率,以及部分厂房(如RX厂房)地坑液位变化趋势等方式来实现。

在垫片到达现场后,需关注核电厂验收检查的措施,包括但不限于:尺寸与外观检查,确认表面无松脱等缺陷,完工文件的审查,安装检查,确认密封面状况良好,衬板及密封垫片安装到位,实施辐射防护,等等。对于容易引起密封垫片失效的腐蚀性元素卤素和硫元素含量(卤素含量 $<0.02\%$,硫元素含量 $<0.02\%$)需严格控制,除了在垫片出厂前在材料源头上进行把关外,在电厂运行期间还需有定期检测措施。

4.5 垫片试用经验反馈审查

申请方提出国产化的核级金属石墨垫片在其他核电厂进行了试用,情况见表1。

表1 垫片试用情况表
Table 1 Gasket trial fact sheet

序号	试用场合	试用情况
1	某电厂相关机组冷试	运行正常
2	某电厂相关机组热试	运行正常
3	某电厂相关机组装料首循环运行	运行正常

《核动力厂设计安全规定》(HAF102)3.3节——经验证的工程实践中提到“只要可能,安全重要构筑物、系统和部件就必须按照经批准的最新的或当前适用的规范和标准进行设计;其设计必须是此前在相当使用条件下验证过的”,因此以往的实践应用情况往往是最有力的论据,且核电厂运行的经验反馈是维持其安全运行的重要基石^[8]。核安全审查需重视申请方关于国产化核级金属石墨密封垫片在其他电厂试用所做的经验反馈工作,包括运行检查的情况,以及制定的监督跟踪管理措施是否能得到有效应用等。

5 结论

(1) 核级金属石墨密封垫片采用金属-金属接触型密封形式,可保持密封结构的完整性,具备耐高温和辐照、可靠性高等性能。

(2) 对于国产化替代的核级金属石墨密封垫片,应进行全面细致的核安全审查,包括材料的性能及制造工艺、可靠的设备鉴定、有效的防失效及监督检查措施等,保证稳压器及蒸汽发生器密封结构的完整性及可靠性,进而保障核电机组的安全稳定运行。

(3) 国产化替代的核级金属石墨密封垫片已成功通过了设备鉴定试验,性能满足我国核电厂相关垫片的使用要求,具备了进行国产化替代的条件。

参考文献

- [1] 孙振国, 顾伯勤. 高温螺栓法兰连接垫片轴向接触应力计算方法 [C]. 2014年全国特种设备安全与节能学术会议论文集, 广东东莞, 2014.
- [2] 文卫朋. MMC垫片性能分析及其螺栓预紧力计算 [D]. 东营: 中国石油大学(华东), 2016.
- [3] 王乐勤, 杨晖, 励行根, 等. 柔性石墨密封垫片的研究现状及发展趋势 [J]. 流体机械 2013, 41 (06): 37-41+78.
- [4] 杨书益. 核电用石墨密封垫片的试验方法研究 [J]. 流体机械 2015, 43 (01): 47-50+86.
- [5] 李毅, 陈聪, 傅孝龙, 等. 稳压器人孔楔形石墨密封结构设计及验证 [J]. 核动力工程 2015, 36 (S2): 55-59.
- [6] 郎爱国. 核电厂1E级电缆的核安全审查 [J]. 核安全, 2006, 1 (01): 30-33.
- [7] 孙海涛, 王臣, 郑丽馨, 等. 核安全设备重大不符合项典型案例分析与核安全审评关注点 [J]. 核安全, 2014, 13 (3): 1-6.
- [8] 孙国臣, 朱立新, 王小海. 对美国核管会运行经验反馈的研究 [J]. 核安全, 2011 (1): 65-73.

Key Points of Nuclear Power Plants Metal Graphite Sealing Gasket Substitution for Nuclear Safety Review

Wu Lijie¹, Li Wenhong¹, Zeng Zhen², Zhang Qixian¹, Xue Yuan¹, Liu Jingui¹, Che Shuwei^{2,*}

(1. China Nuclear Power Engineering Co.,Ltd., Shenzhen 518124, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: This paper introduces the sealing principle and technical situation of domestic nuclear grade metal graphite sealing gasket. Through the nuclear safety review of the replacement of manhole and hand hole sealing gaskets for the regulator and steam generator, It is suggested that a comprehensive nuclear safety review should be carried out from the aspects of standard and specification conformance, equipment appraisal, failure analysis and follow-up inspection measures, In order to provide reference for the follow-up nuclear safety review of domestication equipment replacement.

Key words: nuclear safety; metal graphite sealing gasket; equipment qualification ; Nuclear safety review

(责任编辑：许龙飞)

朱毅. 上海市高风险移动放射源在线监控系统设计及应用[J]. 核安全, 2022, 21(2): 20-25.

Zhu Yi. Design and Application of High-Risk Mobile Radioactive Sources Online Monitoring System in Shanghai [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(2): 20-25.

上海市高风险移动放射源在线监控系统设计及应用

朱毅

(上海市辐射环境安全技术中心, 上海 200065)

摘要: 为了降低高风险移动放射源的辐射安全风险, 设计了上海市高风险移动放射源在线监控系统。系统硬件采用地理信息定位和辐射剂量率检测集成设备方案, 系统软件设计实现放射源实时定位和移动轨迹回看、作业流程合规性检查、放射源失控等报警及辅助搜寻等功能, 有效地提升了高风险移动放射源的管理水平。

关键词: 放射源; 在线监控; 移动式探伤

中图分类号: X591 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)02-0020-06

高风险移动放射源是指在非固定场所使用的高活度放射源, 常见为 γ 源移动探伤和放射源测井^[1]等行业的II类放射源, 含源设备均为手持式便携设备, 易于取用、移动, 在作业使用过程中需要将源移出源容器^[2]。工业 γ 源移动探伤被广泛应用于化工、造船、压力容器制造等行业中, 应用范围广、频次高、所含的放射源体积小、作业一般在深夜开展, 一般使用 ^{192}Ir 、 ^{75}Se 、 ^{60}Co 等高 γ 射线能量的放射源, 源一旦失控将难以搜寻, 安全风险尤为突出^[3]。我国在2004—2013年发生了17起工业 γ 射线探伤辐射事故^[4], 上海市曾在2004—2006年连续发生三起 γ 探伤源被盗事件, 其中一起造成了一人超剂量辐射照射。

“实现高风险移动源在线实时监控, 提高核技术利用安全水平”^[5]是《中国的核安全》白皮书提出的承诺, 为实现实时监控, 建立一套高风险移动放射源在线监控平台刻不容缓。本文介绍上海市高风险移动放射源在线监控系统的设计

和实施方案。

1 系统硬件选型

1.1 源机监控设备选型

源机监控设备是在线监控系统获取数据的基础硬件。高风险移动放射源的源本体极小且储存于源机内, 裸源 γ 辐射剂量率极高, 监控设备只能安装在源机外部。目前的地理信息定位方案已较为成熟^[6], 有部分实践^[7]实施了地理信息定位和剂量率联合监控的方案。考虑到放射源在实际使用过程中需脱离源机, 系统应要求可以同时实现对源机的地理位置信息、对源是否在源机内或是否有效回收的判断信息的采集, 以及对上述采集数据的实时传输。因此, 在源机监控设备选型上, 要求同时具备地理信息定位模块、 γ 辐射剂量率监控模块(高量程)、4G或NB-IOT^[8]数据传输模块及供电模块。同时, 考虑到探伤、测井作业工况环境恶劣, 对监控设备防水、跌落及防震、阻燃及防爆提出一定要求, 详见表1。

收稿日期: 2021-12-13 修回日期: 2022-02-09

基金项目: 上海市生态环境局青年科研项目, 项目编号: 2022-13

作者简介: 朱毅(1976—), 男, 硕士, 现主要从事辐射安全管理方面的工作

表 1 监控终端选型要求

Table 1 Functional requirements for monitoring equipment

指标体系	项目	选型参数	
基础功能	网络制式	4G 或 NB-IOT	
	定位模块	北斗（强制）、GPS	
	剂量监测	量程宽于 $1 \text{ Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 相对固有误差 $< \pm 15\%$	
	供电模块	待机时间	$>15 \text{ d}$
		单次连续工作时间	$>24 \text{ h}$ 支持外接移动电源应急供电
安全参数	防水	不低于 IP65	
	跌落及抗震	一米跌落正常使用	
		200 Hz 三方向震动测试 连续 8 h 以上功能正常	
	外壳阻燃	满足灼热丝试验 $300 \text{ }^\circ\text{C}$, 10 s 不燃	
	防拆除	安装防拆装置, 强制拆除 立即通过系统报警	

1.2 源库数传环境部署

贮存放射源的源库具备良好的辐射防护屏蔽,且含源源机一般贮存在库内的源坑或密闭源柜内,在屏蔽 γ 射线的同时,也造成源机监控设备地理信息定位困难、无线网络信号微弱。目前的解决方案有源库电子围栏^[9]、电子标签管理^[10]、源库数传中继设备^[11]等。

本系统主要采用了源库数传中继设备的方案,在库内增设基于远距离无线电^[12](Long Range Radio, LoRa)网关定制硬件设备,针对源库内无信号区域,实现基于中继数据的转发和接收功能,有效地监督源机在库状态。

2 系统软件功能

2.1 业务流程分析

系统提供了企业端和管理端的界面,实现对高风险源贮存和使用状态全过程监控。企业通过系统填报作业计划,计划包括作业时间、地点、放射源类型和数量等信息,通过移动终端可查看各关键环节的源机定位和实时剂量率信息,移动端可提供上传现场照片远程备查;生态环境主管部门可通过实时信息远程进行的作业

的全过程管理,可开展关键环节的现场检查,也可通过回放的方式进行事后检查。此外,一旦发生放射源被盗、失控事故,可以快速定位事故地点,便于进行快速现场处置。系统架构见图 1。

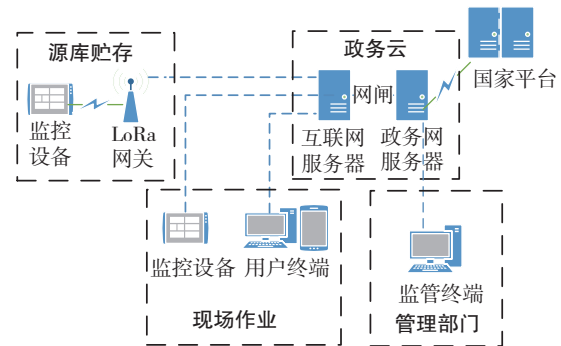


图 1 系统架构图

Fig.1 System architecture

2.2 子系统应用功能

设计了含源设备终端数据采集(地理定位和辐射剂量物联网接入)、企业作业流程报送、在线监管应用和决策辅助等子系统,各子系统包含功能见表 2。

表 2 子系统功能模块

Table 2 Subsystem function modules

子系统名称	功能模块
含源设备终端数据采集	库内源信息调用
	定位数据采集
	辐射剂量数据采集
	定位终端状态数据采集
	数据校核验证
企业作业流程报送	待作业源出入库报送
	作业现场信息报送
	作业完成放射源归位确认报送
在线监控应用和决策辅助	放射源作业和运输路径查询回看
	源储存状态查询
	源作业合规性检查
	放射源失窃失控和作业故障报警及辅助搜寻
	现场监管辅助决策和快速定位
	作业行为数据分析和评价

(1) 含源设备终端数据采集

库内源信息调用模块通过对 LoRa 网关的开发,实现对源库内无信号区域基于中继数据的转发和接收功能;定位数据采集模块实现放射源运输和作业阶段的定位数据,包含经度、纬度、定位数据类型、数据时间等数据的接收和处理;辐射剂量采集模块实现对放射源运输和作业阶段的源机表面剂量的数据接收和处理;定位终端数据采集模块实现对定位终端电池电量、拆除信息、网络状态参数等终端数据的接收和处理;数据校验验证模块实现对采集数据的编码解码、数据验证、数据归集、特征信号提取和安全认证,用于保证数据收发的完整性和有效性。

(2) 企业作业流程报送子系统

系统主要面向企业使用。待作业源出入库报送模块通过信息录入或者已建作业备案平台数据调用方式,实现对放射源作业信息预报,源出入库登记信息录入与显示,查询使用放射源归属单位、作业人员、作业对象、作业位置等信息,以及放射源出入库台账管理等功能;作业现场信息报送模块实现系统自动检验与作业备案信息的一致性,现场作业启动时间报送,作业控制区与监督区辐射剂量率水平报送,放射源实时状态报送以及警械设备和人员疏散确认报送等;放射源归位确认报送模块实现作业停止时间报送、源归位后环境剂量率水平报送、归位逻辑判定(剂量率变化、源位置信息)以及提供基于放射源编号、作业时间、企业信息检索条件的报表生成和浏览等。

(3) 在线监管应用和决策辅助子系统

该子系统主要面向生态环境管理部门使用。包括放射源作业和运输路径的查询和回看、源储存状态查询等常规功能。定制功能包括:源作业合规性检查模块须与上海市放射性同位素移动使用备案系统(探伤当日作业备案系统)实现联动,系统根据备案信息,对源出库、现场作业地址、作业时间等要素进行匹配性检查,一旦发现与备案信息不一致,系统会发出警报;放射源失控失窃和作业故障模块可根据源机监控

数据异常变化快速提供报警信息,并提供下一步与企业确认或应急搜寻的决策;现场监管辅助和快速定位模块可为监管人员跟踪源作业或运输的位置,便于开展现场监管。

3 应用成效和特色

3.1 应用成效

上海市高风险移动放射源在线监控系统集成了放射源信息数据库、移动放射源企事业单位数据库、放射源运行轨迹数据库、作业信息数据库、数据分析数据库等;实现了放射源地理位置展示、移动轨迹展示、放射源信息管理及录入、企事业单位信息管理及录入、作业信息录入/导入、分级权限管理、第三方平台数据同步(适应不同源机监控设备供应商)、报表生成、放射源异常状态分析、作业信息查询统计、终端信息维护、终端数据日志等功能。系统首年采用政府采购数据服务的方式,实现源机终端安装和源库数据中继部署的全覆盖。具体情况见表 3。

表 3 监控终端安装情况

Table 3 Monitoring equipment statistics

单位类型	企业数	安装数(动态变化)
γ 源探伤单位	8	77~91
测井单位	2	1~3

2021 年 12 月对 8 家探伤单位开展调查,调查采用对企业现场访谈调研、结合系统后台数据调阅验证的方式,系统实际使用情况调查见表 4。从调查结果看,需要进一步加强立法和使用培训,以提升使用覆盖度。

运行首年监控硬件故障情况见表 5,故障率总体在可控范围,从故障类型统计上看,提升监控终端的耐辐照性能仍是下阶段需要重点克服的技术难点^[13]。软件方面,放射源在贮存、出入库、运输、作业各环节的操作流程均可追溯,加强了企业合规作业的自觉性;系统开发了基于 GIS 的“一屏展示”信息联动展板,直观呈现企业和放射源的监控信息和统计信息、当日作业信息和各类报警信息等,给监管人员提供了明晰的管理界面。

表 4 系统实际使用情况调查
Table 4 Survey of actual usage

调查项目	指标	使用量 (企业数)	使用率
人员	最高管理者	2	25%
	辐射安全负责人	8	100%
	作业人员 (工长)	5	63%
功能	基础信息录入	7	88%
	作业计划信息报送	3	38%
	源库贮存状态查看	8	100%
	作业流程 (含运输流程) 查看	5	63%
	报警信息查看和处理	4	50%
	管理要求 (通知) 查看	1	13%

表 5 硬件故障情况
Table 5 Hardware failure statistics

硬件故障种类	发生数 (台·次)
剂量率探头高剂量暴露击穿	12
未及时充电 (长时间亏电)	9
充电线 (接头) 损坏	9
强拆导致防拆功能损坏	6
通信模块故障	3
撞击损坏	1
进雨水损坏	1
合计	41

3.2 系统特色

除了在线监控系统常规的定位监控、流程

管理和轨迹回看等常规功能外,系统还设计了以下特色功能:

(1) 源回收确认辅助功能

作业人员误以为放射源已回收是移动探伤作业事故常见的原因之一^[14]。本系统利用监控终端的剂量率监测设备,实现对源在作业现场是否有效回收的确认,设计了双峰值判定、上下限判定的报警逻辑。

双峰值判定利用了每次操作源摇出探伤机、摇回探伤机,对应了放射源逐渐远离、靠近设备的过程,故有两次剂量率峰值,如系统判定仅有一次大剂量数据,则可辅助判断作业完成时放射源未有效回收。如图 2 所示,为某探伤源 2 次探伤作业过程剂量率变化,每次都呈现两次峰值,展现了放射源摇出、回收接近监控终端设备的情景。

由于不同厂商监控设备数采频次的差异性,双剂量峰判定在实际应用中的实现效果有所差异。系统也可定义储源状态的剂量率正常波动上下限,通过剂量率异常报警功能给予提示。工作人员操作源回收后,如系统报警提示现场剂量率水平仍高于上限,则说明未有效回收;如离开作业场所后系统报警剂量率低于下限,则说明源机内未回收放射源。

(2) 提供多种报警功能

除非合规作业报警、剂量率异常报警外,系统还提供了管控电子围栏报警,结合地理信息系统的基础功能实现放射源管控电子围栏,可根据对特殊地块管理要求,在地图上预设管控

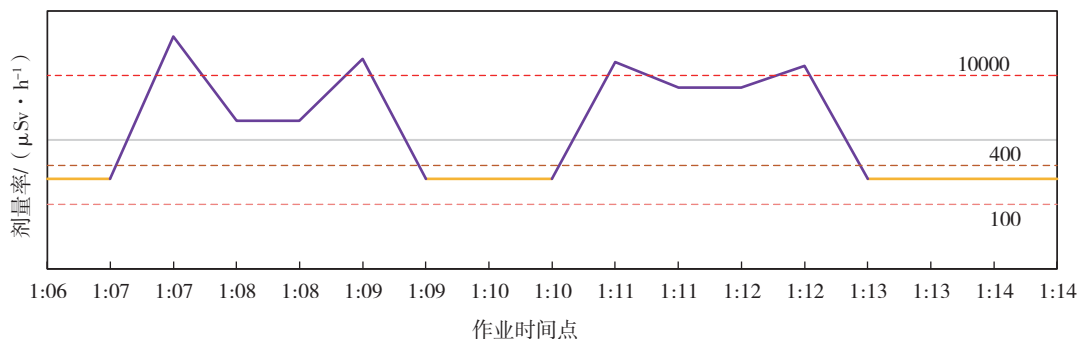


图 2 探伤作业时剂量率监控变化示例

Fig. 2 Examples of dose-rate monitoring changes during defect detecting

区域、管控时间,禁止放射源在特定区域内作业或途经运输一旦进入围栏区域,系统会触发报警。此外,系统还提供了监控设备低电量报警、非法拆除报警、规定时间未入库报警、放射源机安全检验过期报警等附加功能。所有报警信息可通过短信机、移动客户端、网页端推送给企业和监管部门的相关人员。

4 结论和讨论

上海市高风险移动放射源在线监控系统采用了地理信息和辐射剂量率“双定位”、源库中继器的硬件方案,系统软件实现跟踪定位、流程管理、多维报警等功能,提升了上海市高风险移动放射源安全保障水平。放射源在线监控作为一项新的管理要求和定制化的信息技术应用,在试运行期间也遇到了各种问题,包括企业重视程度不一产生的使用效果差异^[15]、源机监控终端厂商和数传策略不一致产生的数据质量差异、源机监控终端本身的可靠性和成本问题等,建议下阶段着力加强以下工作:

(1) 开展相关法律法规规章的修订,进一步完善高风险移动放射源在线监控的法定要求,使之成为使用单位的法定责任。

(2) 研究制定在线监控技术规范,将基于在线监控技术的放射源贮存、使用、监控数据传输和监管措施标准化、规范化,用标准化的终端设备规范和接入规范进一步加强全国省级平台与国家平台的数据交互。

(3) 持续开展放射源源机监控设备性能改进研究和测试,不断提高源机监控数据传输稳定性、加强设备防跌落防冲撞防爆性能,并在保障安全的前提下延长源机电力续航,探索设备受高剂量辐射照射减寿的破解方法。

(4) 建议将源机监控终端装置作为新探伤机的出厂标准配置。

参考文献

- [1] 李豫海,曾志刚,张雪萍.从一起放射源失控事故看流动放射源安全监管[J].核安全,2009(02):35-36.
- [2] 周晓剑,杜江,唐罡,等.高危险移动放射源综合监控系统的设计与研制[J].核电子学与探测技术,2013,33(10):1256-1259.
- [3] 付杰,宋培峰,刘怡刚,等.从工业 γ 射线探伤应用中的辐照事故看企业放射源管理[J].核安全,2009(04):28-32.
- [4] 彭建亮,陈栋梁,姜文华,等.我国2004—2013年工业 γ 射线探伤辐射事故回顾与分析[J].辐射防护,2015,35(04):248-252.
- [5] 中华人民共和国国务院新闻办公室.中国的核安全[M].人民出版社,2019.
- [6] 王骅,胡家胤,郑笑楚.浙江省高风险移动放射源在线监控系统探讨与建议[J].信息技术与信息化,2020(04):34-36.
- [7] 王鑫,孙冶,周晓剑,等.高风险移动放射源在线监控系统设计[J].核电子学与探测技术,2018,38(06):818-822.
- [8] 张政阳,刘智慧,张睿,等. γ 探伤机放射源脱落预警与NB-IoT实时监控系统的探究[J].新型工业化,2019,9(10):5-12.
- [9] 乐华峰,李大军,聂欣然,等.基于OpenLayers的放射源在线监控管理系统的设计与研究[J].江西科学,2017,35(04):629-633.
- [10] 王海山,闫德坤,郑舒绮,等.甘肃省高风险移动放射源在线监管系统总体设计[J].甘肃科技,2021,37(12):6-7.
- [11] 郑楚悦,赵琛,张益,等.基于STM32的放射源在线监控系统设计[J].工业控制计算机,2021,34(05):37-39.
- [12] 侯跃新,肖丹,李钢,等.基于蓝牙和Lora技术的移动放射源监管系统设计[J].自动化技术与应用,2020,39(04):58-60.
- [13] 杜迎,蔡荻,朱卫良.电离辐射对集成电路的影响[J].电子与封装,2005(07):23-27.
- [14] 李小花,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(03):34-52.
- [15] 赵德伟.工业 γ 射线探伤辐射防护意识问题及对策[D].山东大学,2021.

[1] 李豫海,曾志刚,张雪萍.从一起放射源失控事故看流动放

Design and Application of High-Risk Mobile Radioactive Sources Online Monitoring System in Shanghai

Zhu Yi¹

(Shanghai Technology Center of Radiation Environment Safety, Shanghai 200065)

Abstract: In order to reduce the radiation safety risk of high-risk mobile radioactive sources, an online monitoring system for high-risk mobile radioactive sources in Shanghai was designed. The hardware of the system adopts the integrated equipment scheme of geographic information positioning and radiation dose rate detection, and the system software offers the real-time location and the tracking back of mobile radioactive sources, the compliance check of operation process, the alarm and auxiliary search of radioactive sources occurring out of control. The system effectively improves the management capacity of high-risk mobile radioactive sources.

Key words: Radioactive Source, Online Monitoring, Mobile Defect Detecting

(责任编辑：梁 晔)

梁任,李润骋,魏来,等.台山核电厂一号机组部分冷却首堆试验与理论预测分析比较[J].核安全,2022,21(2):26-31.

Liang Ren, Li Runcheng, Wei Lai, et al. Analysis of Partial Cooldown Test Results of Taishan Nuclear Power Plant Units 1 [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(2):26-31.

台山核电厂一号机组部分冷却首堆试验与理论预测分析比较

梁任¹, 李润骋^{1,*}, 魏来², 陈华发¹, 林支康¹, 沈永刚¹

(1. 中广核研究院有限公司, 深圳 518000; 2. 台山核电合营有限公司, 台山 529200)

摘要: 台山核电厂一号机组是欧洲压水堆核电厂(EPR)堆型的全球首堆,部分冷却试验作为该堆型的首堆试验,目的是验证二回路蒸汽大气排放系统(VDA)的设计和控制在快速降温降压安全功能要求的情况,是安全系统设计验证的重要依据。本文叙述了台山核电厂一号机组部分冷却首堆试验过程,并通过热工水力系统程序CATHARE建立了理论预分析模型,预分析与试验值的对比结果可为华龙一号自主核电型号首堆试验提供重要参考。结果表明,理论预测值与实测结果符合良好,试验偏差满足验收准则。可见,部分冷却安全功能可靠有效,理论分析程序适用准确。

关键词: 台山EPR; 首堆试验; 部分冷却; 预分析

中图分类号: TL **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)02-0026-06

一回路安注系统与二回路VDA系统相互配合是EPR核电厂的重要设计特征。当发生一回路冷却剂丧失、蒸汽发生器传热管破裂(SGTR)等失水类事故时,在触发安注信号后,自动开启二回路VDA系统阀门执行部分冷却安全功能,通过调整VDA阀门开启整定值和阀门开度,实现250℃/h的冷却速率,直至所有蒸汽发生器(SG)的压力降至6.0 MPa。部分冷却通过二次侧蒸汽释放带走一回路热量,使一回路快速降温降压至一回路安注系统可以注入的水平,最终达到可控状态。可见,部分冷却过程会直接影响一回路降温降压的效果,进而影响安注系统的注入时间,因而受到安审当局的高度重视。

针对EPR改进型压水堆,部分新设计和新

特性需要通过调试试验进行验证,而我国目前的规定和导则尚未对调试首堆试验作具体规定^[1-2]。根据IAEA NS-G-2.9的要求^[3],针对新系列机型的第一台机组,为验证新概念设计和新设计特性需进行相关试验,即为首堆试验。美国核管会(NRC)的RG 1.68中,定义首堆试验为根据《联邦法规》第10章第52部分设计的新反应堆的构筑物、系统或部件相关的新设计特点的全新的、独特的或者特殊的试验^[4,5]。部分冷却首堆试验主要验证VDA阀组通过250℃/h的降温速率来实现SG二次侧降压的能力,验证部分冷却功能的总体行为。在调试运行之前,根据相关调试大纲、试验导则和细则等性能参数,分析了部分冷却试验所涉及的各项测量参数的理论预测值(包括SG压力、稳压器压力、一

收稿日期: 2021-03-31 修回日期: 2021-12-20

作者简介: 梁任(1989—),男,工程师,硕士研究生,现主要从事核电安全分析工作

* 通讯作者: 李润骋, E-mail: liruncheng@cgnpc.com.cn

回路温度、降温速率等)。部分冷却试验的理论分析一方面可以对试验实施进行指导,另一方面通过理论预测值与实测值的比较,可以达到验证设计正确性以及分析方法和程序适用性的目的。

台山核电站一号机组于2017年7月10日21时19分至34分顺利进行了TP RCP 204部分冷却首堆试验。本文将介绍该试验的方案、理论分析结果及其与实测值的比较。此外,本文还可为华龙一号自主核电机型号首堆试验方案设计及预分析提供重要参考。

1 VDA 系统及部分冷却功能介绍

VDA 系统由一个蒸汽大气排放隔离阀(MSRIV)、一个蒸汽大气排放控制阀(MSRCV)、消音装置以及相应的管线及控制系统组成。

1.1 蒸汽大气排放隔离阀

该阀门连接在主蒸汽管线的管嘴上,该管嘴位于安全壳贯穿件和VVP主蒸汽隔离阀之间。该阀门的驱动机构由二回路的蒸汽驱动,在正常运行状态下常关。

1.2 蒸汽大气排放控制阀

在反应堆功率运行工况下,该阀门以40%开度保持常开。在蒸汽大气排放隔离阀开启后,通过调节控制阀开度,保证电厂能够以某个冷却速率进行降温降压。

安注系统由中压安注(MHSI)、低压安注(LHSI)及安注箱组成。MHSI注入压头低于一回路正常运行压力,当发生中小破口或SGTR事故时,需要通过部分冷却功能将一回路压力快速降至MHSI的注入压头保证硼水及时注入一回路以缓解事故后果。部分冷却启动后,自动打开蒸汽大气排放隔离阀,调低所有SG的VDA整定值,同时调整VDA控制阀开度以实现250℃/h的速率冷却SG,进而冷却一回路冷却剂系统。“SI信号”(P25不存在或RIS不以RHR模式运行)或“SG水位(NR)高2信号”将触发部分冷却功能。

2 试验方案及验收准则

2.1 试验目的及验收准则

部分冷却试验主要验证VDA阀组通过250℃/h的降温速率来实现SG二次侧降压的能力,验证部分冷却功能的总体行为。该试验验收准则为:部分冷却试验过程中,执行部分冷却功能的SG的压力测量值与对应VDA的开启整定值之间的差值保持在 ± 1.5 bar范围内(不含SG压力测量不确定性)。另外,试验期间应避免触发安注信号。

2.2 试验初始状态

一回路处于热停状态,4台主泵在运行,1台上充泵在运行;二回路主蒸汽隔离阀开启(并在试验过程中保持开启),SG压力由大气排放系统(GCT)控制。下列一、二回路的主要参数稳定,并处于名义值附近:

(1) 稳压器(PZR)压力:15.5 MPa;PZR液位:40%(试验前需禁用稳压器高液位控制功能,并手动调整到70%,待系统稳定后进行试验,以保证在试验结束后PZR液位不低于30%)。

(2) 一回路平均温度:303.3℃。

(3) SG液位:15.7 m。

(4) SG压力:9.0 MPa。

四列VDA处于隔离状态,即所有MSRIV关闭,所有MSRCV处于40%开度;试验期间,保持PZR压力自动控制功能在运行,并在试验结束后通过PZR加热器稳定一回路压力。

2.3 试验过程

在试验过程中,采用4台主泵运转产生的热量加热一回路,待达到试验要求的初始状态后,开始瞬态试验。试验中仅开启一列VDA进行部分冷却,试验中实际采用的是MSRIV2和MSRCV2。

试验通过修改SG窄量程水位高2定值,继而触发SG窄量程水位高2保护信号,即开启MSRIV2隔离阀,将MSRCV2控制阀调至F1A安全功能状态,并以250℃/h的降温速率调整阀门开启整定值。试验开始后,恢复SG水位高2定值,同时实时监测一、二次侧压力变化、一回

路温度、稳压器液位、蒸汽发生器液位、给水流量等参数变化。试验期间,一回路压力需保持在 11.5 MPa 以上,以防止触发安注信号(稳压器压力低 3 信号)。直到蒸汽发生器二次侧压力达到目标压力 6.6 MPa 后,即终止部分冷却过程,整个试验过程持续约 5 分钟。当试验期间 SG 二次侧压力低于目标压力值,一回路压力接近安注压力时,调试人员必须采取各种措施停止冷却并稳定一回路压力,避免达到 SI 启动阈值。

另外,试验期间,可能会触发 SG 宽量程水位高 1 信号进而导致隔离 SG。因此需注意监控 SG 水位,并在必要时隔离主给水系统低负荷管线。

试验结束后,通过 PZR 加热器稳定一回路压力。

3 试验预分析程序及模型

采用最佳估算程序 CATHARE 对此试验过程进行了预分析,在预分析计算过程中堆芯功率为零,一次侧热量主要由主泵产生。

表 1 给出了分析模型的稳态参数及其与试验开始时刻机组初始状态的对比。

表 1 预分析初始状态参数偏差
Table 1 The initial state error of CATHARE model

一二回路参数	分析模型 稳态数值	试验开始时刻 实际读数	偏差
稳压器压力	15.5 MPa	15.4 MPa	0.6%
稳压器水位	70.0%	70.0%	0.0%
一回路平均温度	304.1℃	304.3℃	0.1%
二回路压力	9.0 MPa	8.9 MPa	1.1%
二回路水位	15.7 m	15.7 m	0.0%

在预测分析中,并未模拟对于 VDA 阀门开度的控制(类似于给定一个滑移的二回路压力边界条件,等效认为 VDA 阀门控制误差为零),但模拟了上充和下泄的控制逻辑,并在试验结束后,重点比对了一回路注入总流量的预测值与试验值的差异,以保证其他预测数据的准确性。这是由于 VDA 阀门开度控制目标为二次

侧压力,与等效模拟方法差异较小,而上充流量和下泄流量的控制和模拟影响一回路水装量,将对一回路压力的预测产生较大影响。在预测分析模型中,图 1 给出了一回路注入总流量的预分析值及试验值的对比,可见,一回路注入流量的模拟与试验实际情况基本保持一致,一回路注入总流量的差异对于一回路压力响应的影响可忽略。另外,预分析中未模拟稳压器加热器的压力控制作用。

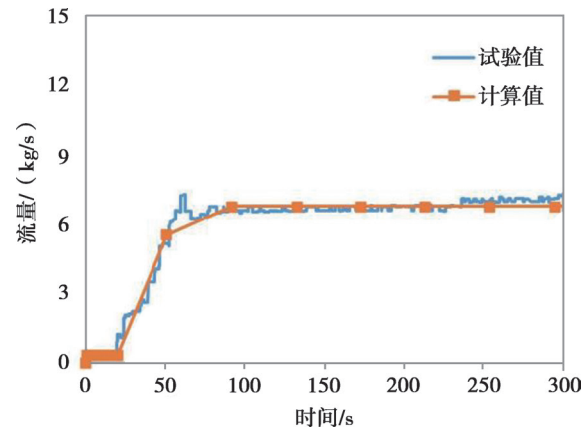


图 1 一回路注入总流量的预分析值及试验值

Fig.1 The calculated and test result of injection flow-rate to the primary

4 预测值与实测值比较

首堆机组的实际运行和瞬态数据具有较高的价值,对程序适用性论证和设计验证很有意义。部分冷却首堆试验结果的数据采样频率为 10 HZ,即 0.1 s 采集一次数据。但不同的传感器敏感度和死区有所不同,如部分数据在长达 4.2 s 的时间间隔内保持不变。因此,受限于传感器的精度和敏感度,试验实测数据曲线呈现阶梯形状。

4.1 验收准则符合情况

由于 CATHARE 程序针对台山 EPR 部分冷却试验过程的建模类似于给定一个滑移的压力边界条件,等效认为 VDA 阀门控制误差为零,因此预分析结果并不能验证本试验的验收准则。本节仅给出实测试验数据与验收准则的符合情况。

图 2 给出了部分冷却试验过程中 SG 的压

力测量值与VDA系统整定值的差值,SG的压力测量值与VDA系统整定值的最大偏差值约为0.75 bar,即保持在 ± 1.5 bar范围内,满足验收准则。可见,VDA系统的设计能够有效控制SG压力,达到了设计要求。

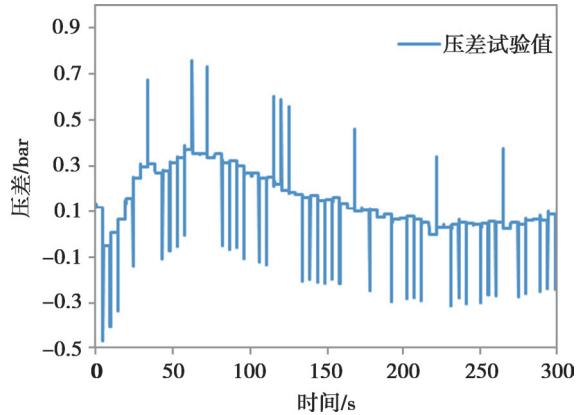


图2 SG压力与VDA整定值的试验差值
Fig.2 The difference between SG pressure and VDA setpoint of the test

图3给出了部分冷却试验过程中一回路冷却速率的计算值。其中,给出了DCS系统的输出值,以及分别以5 s、10 s、20 s为时间间隔计算的冷却速率。可见,虽然VDA系统能够较好地控制SG压力以 $250^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 的速率下降,但一回路冷却速率需要经过一段时间才能达到 $250^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 的理论值。

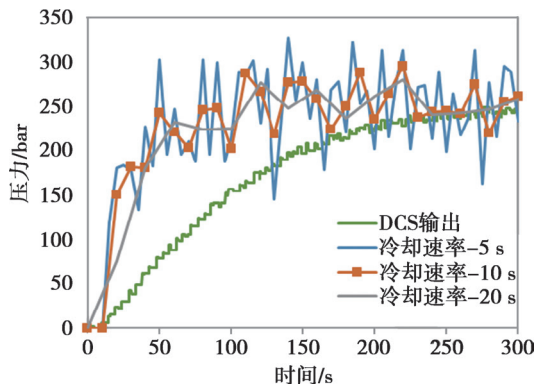


图3 不同时间步长计算得到的试验冷却速率
Fig.3 The cooling rates calculated by different time step of the test

4.2 SG压力

图4给出了部分冷却试验过程中SG压力的预分析计算值与试验值,两条压力曲线保持平行,其差值是由于初始状态的差异造成的。可见,理论预分析模型对于质能释放、二回路压力的预测是准确的。

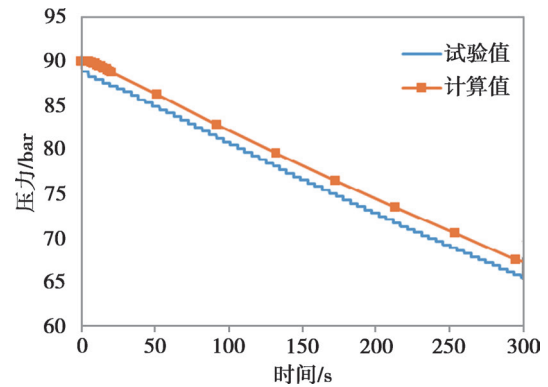


图4 SG压力的预分析值及试验值
Fig.4 The calculated and test result of SG pressure

4.3 一回路平均温度

图5给出了部分冷却试验过程中一回路平均温度的预分析计算值与试验值。一回路平均温度分析结果与试验结果符合较好,说明理论预分析模型对于部分冷却过程中一、二次侧传热的计算是准确适用的。

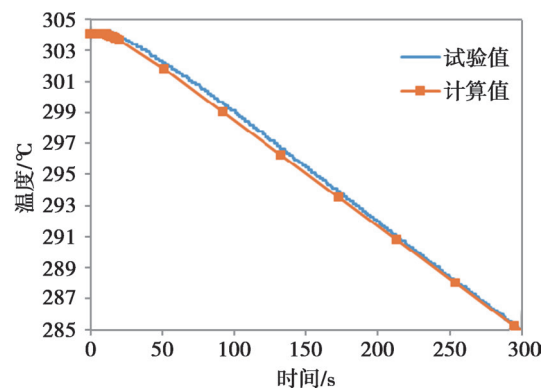


图5 一回路平均温度的预分析值及试验值
Fig.5 The calculated and test result of primary average temperature

4.4 稳压器压力

图6给出了部分冷却试验过程中稳压器压

力的预分析计算值与试验值。对于一、二次侧压力, CATHARE 计算得到的一次侧压力变化与试验结果相当。可见, 通过二回路降温降压进而带动一回路降温降压的措施是有效的, 可以降低一回路压力保证安注系统的有效注入; 理论预分析模型对于一回路压力的模拟是准确且适用的, 因而对一回路安注系统注入缓解事故后果等分析是可信的。

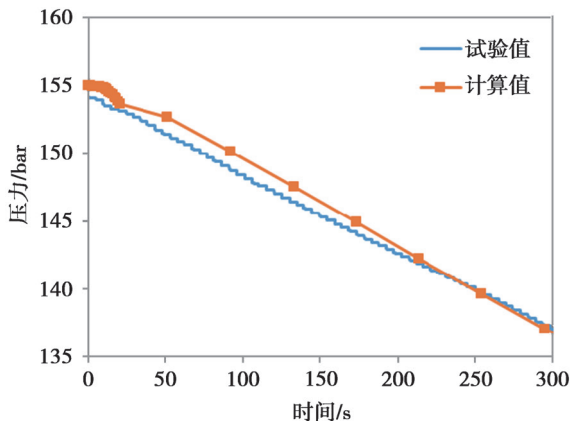


图 6 稳压器压力的预分析值及试验值

Fig.6 The calculated and test result of PZR pressure

值得注意的是, 在试验的后半段过程, 稳压器压力计算值下降较快, 并最终略微低于试验值。经校验, 发现在试验后期, PZR 压力自动控制功能在运, 稳压器加热器启动。而在理论计算分析中, 未模拟稳压器压力控制逻辑和加热器投运, 导致后半段试验过程的压力下降幅度较大。

图 7 给出了部分冷却试验过程中稳压器水位的预分析计算值与试验值。可见, 由于一回路总注入流量的模拟稍有差异, 导致一回路水装量有所偏差, 进而导致了稳压器水位的偏差。另外, 也可能受到稳压器波动管阻力、热分层等

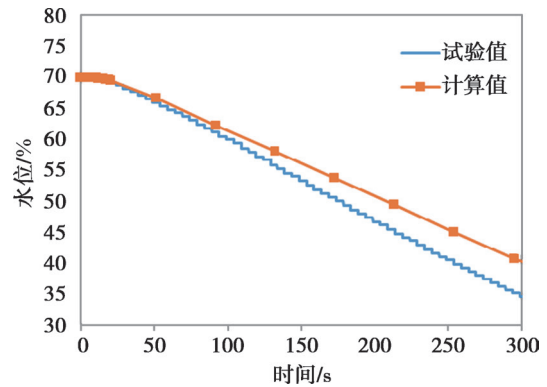


图 7 稳压器水位的预分析值及试验值

Fig.7 The calculated and test result of PZR water level

可能存在的差异影响。

5 结论

本文介绍了台山核电厂部分冷却首堆试验的方案、理论预分析结果及其与实测值的比较, 结果表明, 理论预测值与实测结果符合良好, 试验偏差均满足验收准则。可见, 部分冷却安全功能可靠有效, 理论分析程序适用准确。

参考文献

- [1] 国家核安全局. 核动力厂运行安全规定: HAF103 [S]. 北京: 2004: 1-25.
- [2] 国家核安全局. 核电厂调试程序: HAD103/02 [S]. 北京: 1987: 1394-1426.
- [3] NS-G-2.9. Commissioning for nuclear power plants [S]. Vienna: IAEA, 2003: 3-6.
- [4] SSG-28. Commissioning for nuclear power plants [S]. Vienna: IAEA, 2014: 35-36.
- [5] 黄宗人, 刘昌文, 赖建永, 等. 华龙一号调试首堆试验研究与设计 [J]. 核动力工程, 2019, 40 (05): 184-186.

Analysis of Partial Cooldown Test Results of Taishan Nuclear Power Plant Units 1

Liang Ren¹, Li Runcheng¹, Wei Lai², Chen Huafa¹, Lin Zhikang¹, Shen Yonggang¹

(1. China Nuclear Power Technology Research Institute, China General Nuclear Power Corporation, Shenzhen 518000, China, 2. Taishan Nuclear Power Joint Venture Co., Ltd., Taishan, Guangdong, 529200, China)

Abstract: Taishan Nuclear Power Plant is the world's first reactor of the European Pressurized water Reactor (EPR) reactor type, and partial cooldown test is one of the First-Plant-Only-Tests (FPOT) to verify that the design and control capability of VDA meets the safety requirements for rapid temperature reduction, which is an important design verification for safety system. This paper describes the test process of the partial cooldown at Unit 1 of the Taishan Nuclear Power Plant and establishes the theory model through the thermal hydraulic code CATHARE. Analysis was performed to obtain a comparison of the prediction analysis results with the test results, which can provide an important reference for the FPOT of HPR1000. The results show that the theoretical prediction is in good agreement with the test results, and the acceptance criteria is met. Therefore, the partial cooldown safety function is reliable and effective, and the theory model is applicable and sufficiently accurate.

Key words: Taishan Nuclear Power Plant; First-Plant-Only-Tests; partial cooldown; pre-analysis

(责任编辑: 徐晓娟)

林燕, 罗汉炎, 李强, 等. ACPR1000 热态满功率 MSLB 事故分析[J]. 核安全, 2022, 21(2): 32-37.

Lin Yan, Luo Hanyan, Li Qiang, et al. Break Spectrum Analysis for ACPR1000 MSLB under Hot Full Power condition [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(2): 32-37.

ACPR1000热态满功率MSLB事故分析

林燕, 罗汉炎*, 李强, 张冠中, 韩圳南, 王雄

(中广核研究院有限公司, 深圳 518028)

摘要: 针对 ACPR1000 反应堆, 本文采用 THEMIS 程序和 FLICA III-F 程序进行了热态满功率工况下主蒸汽管道破裂事故的破口谱分析, 并且就最恶劣工况下的 SG 蒸汽流量、反应堆冷却剂入口温度、堆芯热功率、堆芯压力等关键参数的变化情况进行了介绍。结果如下: 随着破口直径的减小, 停堆时间逐渐推迟, 当主蒸汽管道破口直径 $DN \leq 200$ mm 时, 反应堆不触发停堆; 当 $DN=300$ mm、250 mm 和 230 mm 时, 反应堆由高中子注量率触发停堆; 当 $DN=407$ mm 和 350 mm 时, 反应堆由安注信号触发停堆。此外, 从堆芯后果方面考虑, DNBR 值随着破口尺寸的减小而先减小后增大, 并且在 $DN=230$ mm 时达到最小值 1.50, 满足验收准则。

关键词: MSLB; 破口谱; 满功率; DNBR

中图分类号: TM623 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 02-0032-06

作为设计基准事故之一, 主蒸汽管道破裂 (Main Steam Line Break, MSLB) 事故是核电厂安全分析报告中必不可少的一部分, 其分析的假设和结果均受到核安全监管部门的关注^[1]。

主蒸汽管道破裂使得二回路蒸汽流量突然增大, 随着事故的发展, 蒸汽发生器压力逐渐减小, 蒸汽流量随之降低。一、二回路之间的换热量增加, 导致一回路冷却剂的温度和压力下降, 由于负的慢化剂温度系数的存在, 冷却剂温度的下降使得堆芯引入正反应性^[2]。如果在紧急停堆之后, 一组最大价值的控制棒棒束组件卡在堆外, 这将使得停堆深度减小, 从而导致反应堆重返临界。另外, 反应堆内可能出现很高的热通道因子, 从而导致偏离泡核沸腾 (Departure from Nucleate Boiling, DNB)。

张森如^[3]针对小型核热电厂, 开展了热态零功率工况下限流器面积对 SLB 事故重返临界的影响, 结果显示, 限流器面积的增大使得事故后果越加严重。J.R. Jonnet^[4]模拟了初始功率为 0.8% 的工况下大型试验平台 PKL 主蒸汽管道破裂事故, 并且与实验结果进行了比较。俞尔俊^[5]采用 RETRAN/MOD2 程序对比分析了零功率工况下反应性系数、停堆深度和破口面积等对事故后果的影响。葛莉^[6]通过三维水力部件模型, 分析了满功率工况下 CPR1000 反应堆在发生 MSLB 事故后, 堆芯入口的温度分布情况及其形成原因。庄少欣^[7]采用 RELAP5/MOD3.3 程序计算分析了 CAP1400 主蒸汽管道破裂事故的破口谱, 发现 DNBR 结果最恶劣工况是破口尺寸为 0.105 m^2 时。目前, 国内关于

收稿日期: 2021-05-19 修回日期: 2021-12-21

作者简介: 林燕 (1995—), 女, 工程师, 硕士, 现主要从事核电厂的安全分析工作

* 通讯作者: 罗汉炎, E-mail: luo.hanyan@cgnpc.com.cn

ACPR1000 反应堆 MSLB 事故的研究主要是针对热态零功率工况开展的,关于热态满功率工况的研究还相对较少。

因此,本文针对 ACPR1000 反应堆热态满功率工况,进行了主蒸汽管道破裂事故的破口谱分析,并且分析了最恶劣工况下的关键参数。

1 计算程序

法国的 THEMIS 程序是核电厂安全分析的热工水力程序,已被广泛用于大亚湾、岭澳、红沿河等核电厂的安全分析,并且计算结果得到国家核安全局的认可^[8]。其可用于各种反应性事故的分析计算,如二次侧排热增大、反应堆冷却剂流量变化等。

FLICA III-F 子通道程序通过质量方程、动量方程以及能量方程等对堆芯流场进行模拟计算,其对于 DNBR 值的计算关系式包含了 W-3、FC、WLOP 等^[9]。

因此,本文采用 THEMIS 程序进行热工水力瞬态分析,采用 FLICA III-F 程序的 FC 关系式对 DNBR 值进行计算。

2 初始工况与基本假设

2.1 初始工况

在保守考虑计算结果的前提下,本文所分析的初始工况见表 1。

表 1 MSLB 初始工况
Table 1 Initial state of MSLB

参数	单位	数值
功率 (+2% 不确定性)	%FP	102
初始稳压器水位 (-4% 不确定性)	% 量程	58.7
初始稳压器压力 (-0.21 MPa 不确定性)	MPa	15.29
初始冷却剂温度 (+2.2℃ 不确定性)	℃	312.2

2.2 基本假设

本文所采用的主要基本假设如下。

2.2.1 初因事件和功能假设

蒸汽管道破裂在时间 $t=0$ 时刻发生,假设给水流量等于蒸汽流量。

2.2.2 堆芯相关假设

(1) 最大的慢化剂密度系数(绝对值)对堆芯后果最不利;

(2) 最小的硼微分价值(绝对值)对堆芯后果最不利;

(3) 最大的多普勒温度系数(绝对值)对堆芯后果最不利;

(4) 最小的多普勒功率亏损(绝对值)对堆芯后果最不利;

(5) 考虑堆芯余热。

2.2.3 保护系统相关假设

反应堆紧急停堆信号为 MSLB 事故提供保护,这些信号包括高中子注量率、中子注量率正变化率高、超功率、超温和安注等。

主蒸汽管道破裂根据破口当量直径分为 PCC-P 工况 III 类事故和 IV 类事故,本文采用 II 类事故的限制准则:DNBR 必须始终高于限值 1.18。

3 计算结果

本文进行了 ACPR1000 反应堆热态满功率工况下 MSLB 事故的破口谱分析,破口等效直径(以下简称为破口直径)分别为 $DN=407$ mm、350 mm、300 mm、250 mm、230 mm、200 mm 和 150 mm,其中 $DN=407$ mm 为双端剪切断裂大破口,其面积为限流器的总面积。

3.1 破口谱分析

图 1 为停堆时间随破口直径的变化曲线。如图所示,随着破口直径的减小,停堆时间逐渐推迟,当主蒸汽管道破口直径 $DN \leq 200$ mm 时,反应堆不触发停堆。对于主蒸汽管道破口直径 $DN=407$ mm 和 350 mm 的工况,随着二回路蒸汽流量的增大,蒸汽管线压力在短时间内迅速降低,从而由低补偿蒸汽管线压力信号触发安注,继而,反应堆由安注信号触发停堆;对于主蒸汽管道破口直径 $DN=300$ mm、250 mm 和 230 mm 的工况,其破口尺寸相对较小,蒸汽管线压力减

小速度较慢,反应堆由高中子注量率触发停堆,其停堆时间相对较晚。

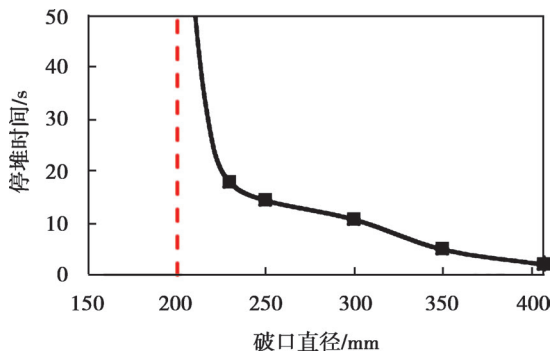


图1 停堆时间
Fig.1 Time of shutdown

图2为DNBR值随破口直径的变化曲线。如图所示,对于热态满功率工况下的任一破口尺寸, DNBR值均大于限值1.18, 满足验收准则, 表明了ACPR1000反应堆在MSLB事故下的安全性。此外,随着破口尺寸的减小, DNBR值呈现出先减小后增大的规律, 并且在 $DN=230$ mm工况下, DNBR达到最小值1.50。从DNB后果考虑, $DN=230$ mm为最恶劣工况尺寸。

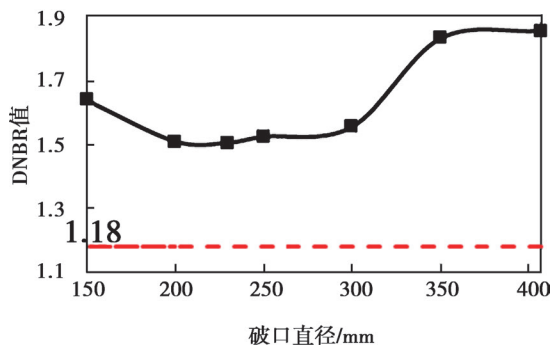


图2 DNBR值
Fig.2 Value of DNBR

堆芯压力越小、反应堆冷却剂入口温度越高,堆芯热功率越大,相应的DNBR值越小。表2给出了最小DNBR时刻,不同破口尺寸下堆芯的关键参数。

随着破口直径的增大,相应的最小DNBR时刻的堆芯压力与反应堆冷却剂入口温度均呈现先减小后增大的规律,且均在 $DN=300$ mm时达到最小值。对于 $DN>300$ mm的工况,随着破

口直径的减小,停堆时间逐渐推迟,主蒸汽管道破裂引起的蒸汽排放量随之增大,堆芯过冷现象加剧。对于 $DN<300$ mm的工况,破口直径的减小使得蒸汽排放能力减弱,堆芯过冷现象减轻。

随着破口直径的减小,相应的最小DNBR时刻的堆芯热功率呈现出先增大后减小的规律,并且在 $DN=230$ mm时,堆芯热功率达到最大值, DNBR随之达到最小值。对于反应堆不发生停堆保护的工况,其堆芯热功率达到一个新的与蒸汽增加相对应的功率水平。对于反应堆发生停堆保护的工况,这主要是由于停堆时间随破口尺寸的减小而增大,堆芯热功率随之而逐渐增大所导致的。在本文研究的范围内,堆芯热功率是影响ACPR1000反应堆热态满功率工况下MSLB事故后果的重要因素。

表2 关键参数
Table 2 Key parameters

参数	最小DNBR时刻/s	堆芯热功率/份额	堆芯压力/MPa	反应堆冷却剂入口温度/℃
$DN=407$ mm	1.6	1.018	15.26	294.2
$DN=350$ mm	5.6	1.041	15.12	291.8
$DN=300$ mm	11.6	1.151	14.99	288.9
$DN=250$ mm	15.0	1.158	15.07	289.6
$DN=230$ mm	18.2	1.163	15.11	289.9
$DN=200$ mm	/	1.156	15.17	290.7
$DN=150$ mm	/	1.101	15.26	292.2

3.2 最恶劣工况

从DNB后果考虑, $DN=230$ mm为最恶劣工况尺寸,因此本文选取 $DN=230$ mm工况进行详细的瞬态分析说明,对破口所在环路的关键参数进行介绍。

表3给出了 $DN=230$ mm工况(最恶劣工况)的事件序列。蒸汽管道破裂在 $t=0$ s时刻发生,二回路蒸汽流量增大,但由于破口尺寸相对较小,蒸汽管线压力减小速度相对较小,反应堆在

$t=17.77$ s 时刻由高中子注量率触发停堆。随后,在 $t=97.47$ s 时刻,反应堆由于低稳压器压力信号触发安注。

表 3 事件序列 ($DN=230$ mm)
Table 3 Sequence of events ($DN=230$ mm)

事件	时间 /s
主蒸汽管道破裂时间	0
停堆时间	17.77
停机时间	18.62
安注触发时间	97.47
主给水隔离时间	140.47
主蒸汽隔离时间	458.75

当反应堆产生停堆保护时,在停堆后的短暂时间内,最小 DNBR 值便产生,因此本文仅关注 $t=0\sim 30$ s 时间范围内关键参数的变化情况。

图 3 为蒸汽发生器(Steam Generator, SG)的蒸汽流量随时间的变化曲线。如图所示,蒸汽管道破裂在 $t=0$ s 时刻发生,蒸汽从破口排放,SG 蒸汽流量在破裂发生后的短暂时间内迅速增大。随着 MSLB 事故的发展,由于蒸汽压力的减小,SG 蒸汽流量略微减小。当 $t=17.8$ s 左右时,反应堆由高中子注量率触发停堆,继而触发汽机跳机,SG 蒸汽流量在短时间内迅速减小,随后稳定在一个较小值。

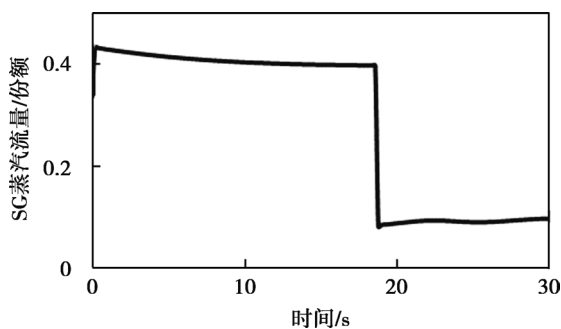


图 3 SG 蒸汽流量
Fig.3 Steam flow of SG

图 4 为 SG 压力随时间的变化曲线。在事故初期,主蒸汽管道破裂导致蒸汽从破口排放,SG 压力随之减小。随后,由于汽机跳机导致

SG 蒸汽流量迅速减小,但此时堆芯仍具有较大热量,一、二回路之间的换热仍较为剧烈,仍有较多蒸汽在 SG 中产生,因此 SG 压力转而增大。此后,堆芯热量逐渐减小,一、二回路之间的换热量随之减小,SG 蒸汽产量减小,因此 SG 压力减小。

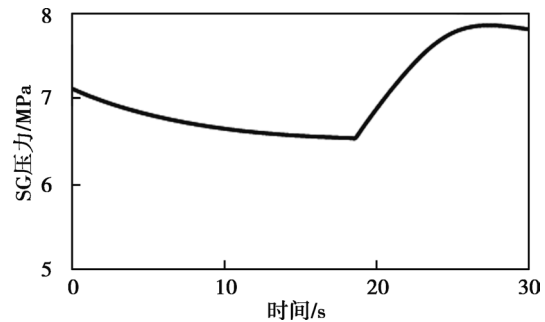


图 4 SG 压力
Fig.4 Pressure of SG

图 5 为反应堆入口温度随时间的变化曲线。如图所示,蒸汽流量在短时间内的突增,使得一、二回路之间的换热量增大,反应堆冷却剂入口温度随之减小。随后,汽机跳机引起的蒸汽流量减小,使得一、二回路之间的换热量减小,反应堆冷却剂入口温度随之增大。随着事故的继续发展,堆芯产热逐渐减小,反应堆冷却剂入口温度逐渐减小。

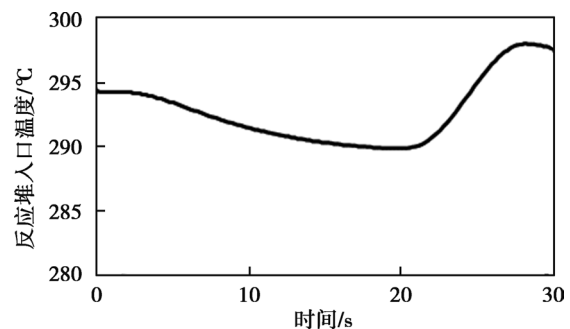


图 5 反应堆入口温度
Fig.5 Inlet temperature of reactor

图 6 为反应性随时间的变化曲线。反应性是评价反应堆状态的物理参数,是事故分析的重要参数。在事故初期,一、二回路之间换热量的增大,使得堆芯出现过冷现象。此时,由于负的慢化剂温度系数的存在,冷却剂温度的下降使得堆芯引入正反应性,并且随时间的推移,堆

芯反应性逐渐增大。随后,反应堆达到高中子注量率的停堆整定值,控制棒开始下落,在短时间内引入了大量的负反应性,反应堆反应性迅速减小。

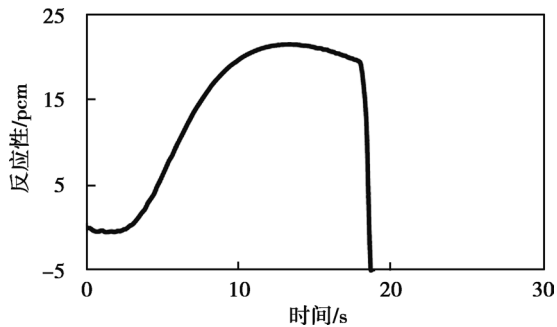


图6 反应性

Fig.6 Reactivity

图7为堆芯热功率随时间的变化曲线。在本文所研究的范围内,堆芯热功率是影响反应堆热态满功率工况下MSLB事故后果的重要因素。如图所示,由于正反应性的引入,堆芯热功率随时间的延续而逐渐增长。随后,在17.8 s左右时,因停堆保护动作而引入的大量负反应性,使得堆芯热功率迅速减小,此后,逐渐趋于稳定。从图中还可以看出,堆芯热功率在 $t=18.2$ s左右时达到峰值, DNBR 随之达到最小值。

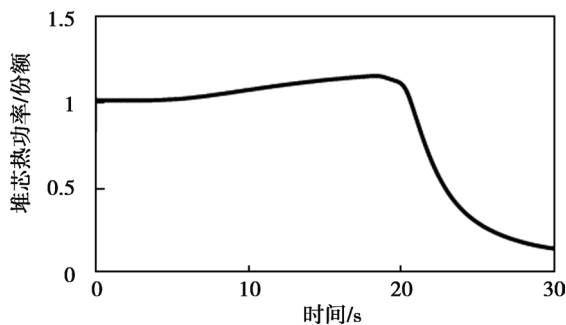


图7 堆芯热功率

Fig.7 Thermal power of reactor

图8为堆芯压力随时间的变化曲线。事故发生后,一、二回路之间的换热量增大,反应堆冷却剂入口温度随之减小,使得堆芯压力不断减小。随后,由于正反应性的引入,堆芯功率逐渐增大,产热量随之增大,堆芯压力的下降趋势逐渐减缓,甚至出现略微增大的现象。此后,由

于停堆保护动作,使得堆芯功率迅速减小,产热量减小,反应堆冷却剂入口温度逐渐减小,堆芯压力随之减小。

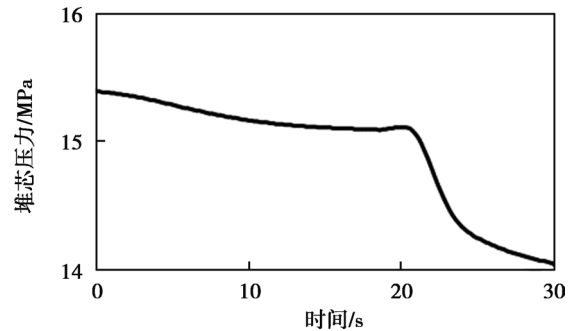


图8 堆芯压力

Fig.8 Pressure of reactor

4 结论

本文采用 THEMIS 程序和 FLICA III-F 程序对 ACPR1000 反应堆进行了热态满功率工况下 MSLB 事故的破口谱分析,并且分析了最恶劣工况下 RCS 系统关键参数的变化情况。

(1) 对于主蒸汽管道破口直径 $DN=407$ mm 和 350 mm 的工况,反应堆由安注信号触发停堆;对于主蒸汽管道破口直径 $DN=300$ mm、250 mm 和 230 mm 的工况,反应堆由高中子注量率触发停堆;对于主蒸汽管道破口直径 $DN \leq 200$ mm 的工况,反应堆不触发停堆。

(2) 从 DNB 和堆芯后果出发, $DN=230$ mm 为最恶劣工况尺寸,其 DNBR 值为 1.50,满足验收准则。

参考文献

- [1] U.S.NRC.NUREG/CP-0047 (1983). Washington, DC: U.S.NRC, 1983.
- [2] 李冬生. 主蒸汽管道破裂事故的安全评价 [J]. 核动力工程, 1997, 31 (4): 303-306.
- [3] 张森如, 李元慧. 核电站二回路主蒸汽管道破裂事故分析 [J]. 核科学与工程, 1986, 6 (1): 29-35.
- [4] J.R. Jonnet, M.M. Stempniewicz, A. de With, P.H. Wakker. RELAP5 [9] analysis of PKL, main steam line break test [J]. Nuclear Engineering and Design, 265 (2013) 755-764.
- [5] 俞尔俊. 秦山核电厂主蒸汽管道破裂事故的分析研究 [J].

- 原子能科学技术, 1989, 23 (5): 15-22.
- [6] 葛莉, 单建强. 用三维水力部件程序对 CPR1000 反应堆主蒸汽管道破裂事故的模拟 [J]. 现代应用物理, 2017, 8 (4): 1-5.
- [7] 庄少欣. CAP1400 MSLB 事故破口谱分析及极限工况瞬态分析 [J]. 中国核电, 2018, 12 (1): 41-45.
- [8] 张亚培, 田文喜. CPR1000 全厂断电事故瞬态特性分析 [J]. 原子能科学技术, 2011, 45 (9): 1056-1059.
- [9] 黄树亮, 冯进军. AP1000 全失流事故 DNBR 计算分析 [J]. 核动力工程, 2015, 36 (2): 33-36.

Break Spectrum Analysis for ACPR1000 MSLB under Hot Full Power condition

Lin Yan, Luo Hanyan, Li Qiang, Zhang Guanzhong, Han Zhennan, Wang Xiong

(China Nuclear Power Technology Research Institute Co. Ltd, Shenzhen 518028, China)

Abstract: According to ACPR1000, this paper uses THEMIS and FLICA III-F to analyze the break spectrum of Main Steam Line Break accident under Hot Full Power condition. And it introduces key parameters of the worst condition with time, such as SG steam flow, reactor coolant inlet temperature, core thermal power, core pressure, etc. As the results show, with the decrease of the break diameter, the shutdown time is gradually delayed. When the break diameter $DN \leq 200$ mm, the reactor will not shut down; When the $DN=300$ mm, 250 mm and 230 mm, the high neutron flux rate will trigger the reactor trip; When the $DN=407$ mm and 350 mm, the reactor will shut down by safety injection signal. In addition, for the core consequences, the DNBR value decreases first and then increases with the decrease of the break diameter, and reaches the minimum value at $DN=230$ mm, with a DNBR value of 1.50, which meets the acceptance criteria.

Key words: MSLB; break spectrum; full power; DNBR

(责任编辑: 徐晓娟)

刘建昌,陈韵茵,陈忆晨,等. 华龙一号蒸汽发生器传热管6 mm 破口事故放射性后果分析[J]. 核安全,2022,21(2):38-42.

Liu Jianchang, Chen Yunyin, Chen Yichen, et al. Radiological Consequence Analysis of a 6mm Diameter Break on HPR1000 Steam Generator Heat Transfer Tube [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(2): 38-42.

华龙一号蒸汽发生器传热管6 mm破口事故放射性后果分析

刘建昌, 陈韵茵, 陈忆晨, 沈永刚, 卢向晖

(中广核研究院有限公司, 深圳 518000)

摘要: 当蒸汽发生器传热管发生6 mm的小破口时,在控制系统的作用下,一、二回路热工水力参数将不会触发热工保护信号。在瞬态过程中,带放射性的一回路冷却剂通过破口进入二回路系统,导致二回路放射性水平升高,触发二回路放射性高报警系统,操纵员根据放射性报警信号采取相应的缓解手段,将机组后撤到安全停堆状态。本文采用CATHARE程序开展了热工水力分析,结合分析结果,采用保守的源项分析方法,评价了该事故瞬态导致的放射性后果。分析结果表明,通过放射性报警信号,操纵员及时识别并隔离破损的蒸汽发生器(SG),瞬态过程不会对公众造成严重的放射性后果。

关键词: SGTR; 源项; 放射性后果

中图分类号: TL38+3 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)02-0038-05

蒸汽发生器(SG)传热管是一回路系统的压力边界,当传热管上出现破口时,放射性核素通过破口直接进入二回路系统,随后通过蒸汽释放阀或者安全阀释放到环境中,对公众造成一定的放射性后果。

蒋立国等^[1]针对一体化反应堆直流蒸汽发生器传热管破裂进行了分析,通过对破口位置、传热管破裂根数对事故后果的影响进行了分析。王忠毅^[2]采用RELAP5程序对AP1000单根和多根传热管破裂的事故后果进行了分析。柯晓^[3]通过对不同状态下SGTR事故进行了分析,分析结果表明,在全功率范围内发生SGTR事故,CAP1000都不会发生SG满溢。贾斌等^[4]从放射性释放和SG满溢两种工况,采用RELAP5/mod3.3程序对SGTR事故开展了分析。

在上述文献中,针对单根或多根传热管破裂情况下的事故后果进行了分析。事故导致一回路系统压力下降,一回路冷却剂进入SG二次侧后,导致二次侧水位上升。事故过程中,通过一、二回路热工保护信号缓解事故后果。

当传热管上出现较小尺寸的破口时,在一回路上充和二回路水位控制系统正常运行的情况下,破口流量可以被一回路上充补偿,一回路压力基本维持不变,而通过自动调节给水流量,二回路水位也能维持在正常运行范围内。在这种情况下,传热管上较小尺寸的破口不会自动触发一、二回路热工保护信号。操纵员需要根据二回路放射性监测信号及时识别出破损蒸汽发生器(SGa),通过执行隔离SGa、一回路降压等手动操作,将机组带到安全停堆状态。

收稿日期: 2021-01-09 修回日期: 2021-11-24

作者简介: 刘建昌(1990—),男,工程师,硕士,现主要从事事故源项和放射性后果分析、海洋条件影响研究等工作

对于华龙一号传热管上 6 mm 破口,一回路上充可以补偿破口流量,不会引起一回路状态的剧烈变化。本文采用 CATHARE 程序^[5],对该事故开展了热工水力分析;根据热工水力分析结果,采用保守的源项分析方法评估事故后向环境的放射性释放,并针对我国南方某电厂进行了放射性后果评估。

1 蒸汽发生器传热管 6 mm 破口事故热工水力分析

假设事故发生前,机组正在以满功率运行。当传热管上发生 6 mm 破口时,由于一回路上充可以补偿该破口流量,通过调节下泄流量,可以维持一回路压力和水装量在正常运行范围内。而通过自动调节主给水流量,破损 SG (SGa) 二回路水位维持在正常运行范围内。

带放射性的一回路冷却剂通过破口泄漏到二次侧后,导致 SGa 二次侧放射性水平升高,触发放射性高报警系统。放射性高报警信号出现后,操纵员开始手动将机组负荷降到 10%FP,随后手动停堆,并隔离 SGa,利用两个完好的 SG 进行一回路降温。当一回路温度降到 180℃以下时,操纵员停运中压安注系统(MHSI),并手动开启 SGa 的蒸汽释放阀(VDA),对 SGa 进行降压,直至一回路系统达到余热排出系统(RHR)接入条件。RHR 系统接入后,放射性释放终止。图 1 给出了蒸汽发生器传热管上发生较小尺寸破口时的事故进程示意图。

由于事故发生初期,一、二回路状态基本维持不变,操纵员根据二回路放射性监测信号识别出 SGa,并根据事故规程进行事故处理。与放射性释放相关的主要操纵员动作包括:

- (1) 降负荷和手动停堆:操纵员以 5%FP/min 速率进行降负荷,直至堆芯功率降到 10%FP 以下,随后操纵员手动停堆;
- (2) 隔离 SGa:手动停堆后,操纵员手动隔离 SGa;
- (3) 一回路系统硼化;
- (4) 一回路冷却:通过两台完好 SG 执行一回路冷却;

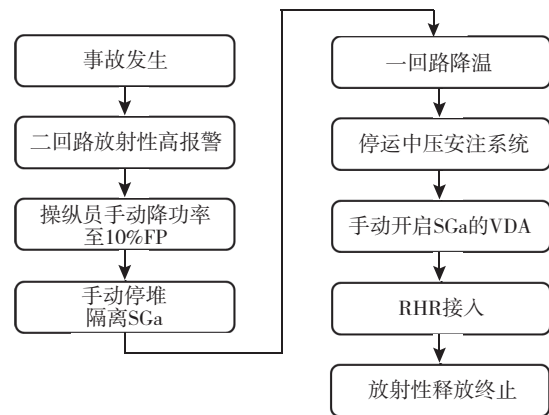


图 1 蒸汽发生器传热管较小尺寸破口事故进程示意图

Fig.1 Accident Process Diagrammatic Sketch of a Relative Small Break on the SG Heat Transfer Tube

(5) 一回路和 SGa 降压:当达到最终降压条件时,操纵员打开 SGa 的 VDA,将一回路压力降低,直至满足 RIS,以 RHR 模式接入的条件;

(6) RIS 的 RHR 模式接入。

在采用 CATHARE 程序进行事故分析时,保守假设事故发生后 120 s 出现二回路放射性高报警信号,并假设在放射性高报警信号触发后 30 min,操纵员开始进行第一个操作。在事故分析中,保守假设操纵员进行降负荷期间,一回路功率维持不变,以使放射性释放量最大。

事故序列如表 1 所示,瞬态分析结果如图 2 至图 4 所示。

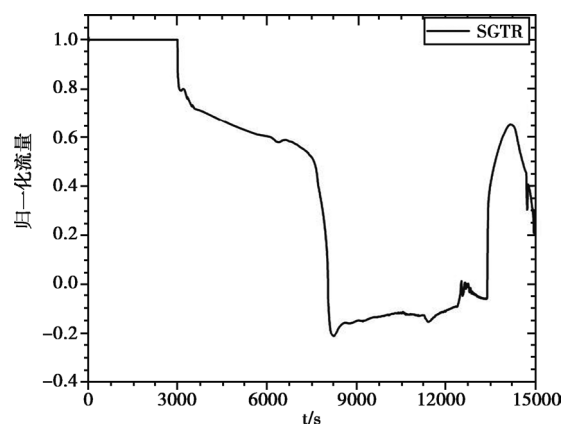


图 2 蒸汽发生器传热管 6mm 破口事故 - 一、二回路压力

Fig.2 primary and secondary pressure of a 6mm diameter break on the heat transfer tube

表 1 蒸汽发生器传热管 6 mm 破口事故 - 事故序列
Table 1 Transient results of a 6mm diameter break on the heat transfer tube

事件	时间 /s
事故开始	0
二回路放射性高报警信号	120
机组降负荷	1920
操纵员干预	3000
- 手动停堆	
- 隔离 SGa	
- 一回路降温	
- 启动应急硼化系统	
停运中压安注系统	13310
开启 SGa 的 VDA	13310
RHR 接入	14995

在停堆前,一、二回路状态基本维持不变(图 2),破口流量基本不变(图 3)。操纵员手动停堆并隔离 SGa 后,一回路压力下降,SGa 压力上升,破口流量下降。通过开启完好 SG 的 VDA,对一回路进行降温,VDA 流量如图 4 所示。

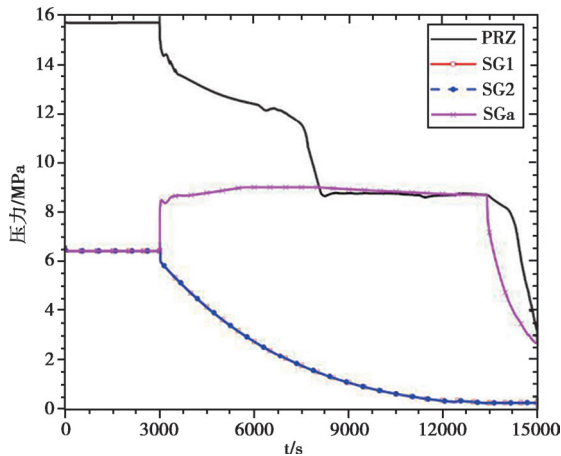


图 3 蒸汽发生器传热管 6mm 破口事故 - 破口流量
Fig. 3 break flow of a 6mm diameter break on the heat transfer tube

13310 s 时,一回路温度降到 180℃,操纵员停运中压安注系统,开启 SGa 的 VDA 进行降压。

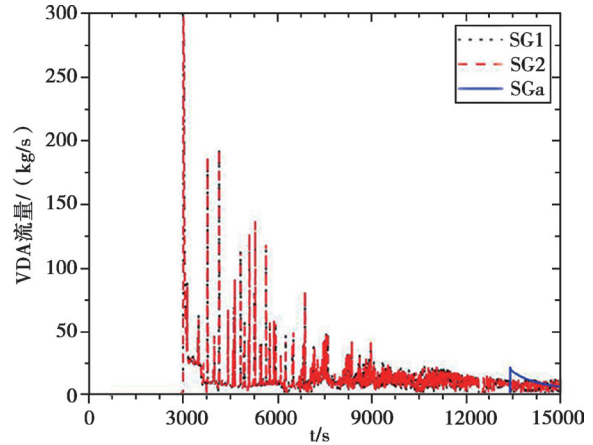


图 4 蒸汽发生器传热管 6mm 破口事故 - VDA 流量
Fig.4 VDA flow rate of a 6mm diameter break on the heat transfer tube

2 源项和放射性后果分析

2.1 事故源项计算的主要参数和假设

在分析事故源项时,根据参考文献[6]中给出的源项分析方法,假设事故发生前,一回路源项为 37GBq/t ^{131}I 当量。在操纵员开始降负荷前,一、二回路状态维持不变,碘的释放速率应维持不变,但是源项分析中仍保守假设事故发生时刻发生碘峰现象,碘从燃料包壳释放到冷却剂中的速率上升为正常运行过程中的 335 倍^[6],根据碘的释放速率计算瞬态过程中一回路碘的活度变化。

在计算二回路活度变化时,保守假设泄漏到二回路的惰性气体全部释放到环境中。碘和碱金属释放到二回路后,与二回路水均匀混合。根据蒸汽流量和汽水分配系数(汽相和液相中核素活度之比)计算释放到环境中的碘和碱金属。在分析中,碘的汽水分配系数为 0.01^[6],碱金属的汽水分配系数保守取蒸汽发生器出口最大含湿率为 0.0025,具体见表 2。当 RHR 接入后,放射性释放终止。

2.2 事故源项和放射性后果

事故源项分析结果如表 3 所示。以我国南方某典型核电厂为例,采用参考文献[7]中给出的剂量分析方法,计算得到该厂址在发生传热管 6 mm 破口事故时的放射性后果^[7]。分析结果

表 2 破口事故源项计算主要假设

Table 2 Main Assumptions of Accident Source Term Analysis

参数	数值
一回路初始比活度	37GBq/t ¹³¹ I 当量 事故并发碘峰假设
SGTR 破口流量	由事故分析得出
VDA 流量	由事故分析得出
汽水分配系数	
- 碘	0.01
- 碱金属	0.0025

表明,事故后 2 h 内非居住区边界上方位最大个人有效剂量和甲状腺当量剂量分别为 0.12 mSv 和 0.065 mSv, 事故期间规划限制区边界上方位最大个人有效剂量和甲状腺当量剂量分别为 0.026 mSv 和 0.14 mSv。

表 3 破口事故源项计算结果

Table 3 Results of Accident Source Term Analysis

核素	活度 /GBq	
	0~2 h	2~8 h
^{85m} Kr	1.02×10^3	2.12×10^2
⁸⁵ Kr	1.16×10^1	2.41×10^0
⁸⁷ Kr	1.11×10^3	9.31×10^1
⁸⁸ Kr	2.27×10^3	4.53×10^2
^{133m} Xe	4.85×10^2	8.90×10^1
¹³³ Xe	1.46×10^4	3.04×10^3
¹³⁵ Xe	8.09×10^3	1.69×10^3
¹³⁸ Xe	1.25×10^3	2.60×10^2
¹³¹ I	1.50×10^0	3.40×10^1
¹³² I	4.20×10^{-1}	1.33×10^1
¹³³ I	1.27×10^0	4.10×10^1
¹³⁴ I	3.64×10^{-1}	6.56×10^0
¹³⁵ I	6.70×10^{-1}	3.18×10^1
¹³⁴ Cs	1.80×10^{-2}	4.15×10^{-2}
¹³⁶ Cs	9.51×10^{-3}	2.44×10^{-2}
¹³⁷ Cs	2.42×10^{-2}	5.94×10^{-2}
¹³⁸ Cs	1.41×10^{-2}	1.06×10^{-1}

GB 6249—2011^[8]中给出了稀有事故和极限事故应满足的放射性后果验收准则:对于稀有事故,非居住区边界上公众在事故后 2 h 内以及规划限制区外边界上公众在整个事故持续时间内可能受到的有效剂量应控制在 50 mSv 以下,甲状腺当量剂量应控制在 500 mSv 以下;对于极限事故,非居住区边界上公众在事故后 2 h 内以及规划限制区外边界上公众在整个事故持续时间内可能受到的有效剂量应控制在 0.1 Sv 以下,甲状腺当量剂量应控制在 1 Sv 以下。

从剂量分析结果可以看出,事故发生后,非居住区边界在事故后 2 h 内以及规划限制区外边界上在整个事故期间的剂量结果,远小于 GB 6249—2011 中稀有事故的放射性后果验收准则中的限值。考虑到事故分析和源项分析中采用了非常保守的分析假设,如保守的操纵员干预时间、一回路源项等,可以预测在实际发生此类事故时,对环境的放射性释放将是非常有限的。

3 结论

本文采用 CATHARE 程序,针对华龙一号蒸发器传热管上 6 mm 破口事故进行了热工水力分析,利用分析结果,采用保守的源项分析方法进行了源项和放射性后果分析。分析结果显示:尽管事故不会触发一、二回路热工水力保护信号,但在二回路放射性报警系统触发后,操纵员根据放射性报警信号及时识别并隔离 SGa,通过对一回路进行降温,将机组及时带到安全停堆状态,在瞬态过程中对公众造成的剂量后果,远小于 GB 6249—2011 中稀有事故的放射性后果验收准则。

参考文献

- [1] 蒋立国,彭敏俊,刘建阁,等.传热管破裂位置及根数对 SGTR 事故进程的影响[J].核科学与工程,2012,32(1):44-49.
- [2] 王忠毅.AP1000 蒸发器传热管破裂事故分析及敏感性研究[D].哈尔滨:哈尔滨工程大学,2014.
- [3] 柯晓.CAP1000 核电厂全功率范围 SGTR 事故研究[J].原子能科学技术,2014,48(6):1031-1037.
- [4] 贾斌,吴晗,乔雪冬,等.基于 RELAP5 的大功率非能动

- 核电厂 SGTR 事故分析研究 [J]. 核科学与工程, 2016, 36 (5) : 683-692.
- [5] 黄彦平, 曹念, 文彦, 等. CATHARE 程序的主要特征及应用 [J]. 核动力工程, 2003 (6) : 540-544.
- [6] Nuclear Regulatory Commission. US NRC Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors [S].
- [7] Nuclear Regulatory Commission. US NRC Regulatory Guide 1.195, Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors [S].
- [8] 环境保护部. GB6249—2011, 核动力厂环境辐射防护规定 [S].

Radiological Consequence Analysis of a 6mm Diameter Break on HPR1000 Steam Generator Heat Transfer Tube

Liu Jianchang, Chen Yunyin, Chen Yichen, Shen Yonggang, Lu Xianghui

(China Nuclear Power Technology Research Institute Co.,Ltd, Shen Zhen 518000,China)

Abstract:When a 6 mm diameter break occurs on the steam generator (SG) heat transfer tube, the thermal-hydraulic safety signals cannot be triggered due to the operation of the control system. During the transient, the contaminated primary coolant transfer to the secondary side of affected steam generator (SGa) through the break, causing the activity increase on the SGa. The radioactivity high signals of the secondary side are triggered. Mitigation actions are taken by operators to bring the reactor to safety shutdown states. In the present paper, the accident is analyzed using CATHARE code. The transient analysis results are used to evaluate the source terms released to the environment and corresponding radiological consequence on the public. The results show that SGa can be identified and isolated manually in time. The radiological release to the environment during the transient is limited.

Key words: SGTR;source Term;radiological consequence

(责任编辑:徐晓娟)

王常明. 重水堆核电站压力管泄漏的识别与处理[J]. 核安全, 2022, 21(2): 43-50.

Wang Changming. Identification and Treatment of Pressure Tube Leakage in Heavy Water Reactor Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(2): 43-50.

重水堆核电站压力管泄漏的识别与处理

王常明

(中核核电运行管理有限公司, 海盐 314300)

摘要: 为兼顾中子经济性, 重水堆核电站在建造时就会严格控制压力管壁厚, 这使得压力管成为重水堆核电站一回路压力边界的薄弱环节。本文从压力管泄漏的现象入手, 通过材料力学分析、系统配置和国际同行经验, 阐述了如何识别缺陷、定位缺陷以及处理缺陷, 深入分析了缺陷可能引发的核安全风险, 旨在提醒从业人员高度重视压力管缺陷, 科学合理地跟踪和处理缺陷, 确保机组的安全运行。

关键字: 重水堆; 压力管; 泄漏识别; 泄漏处理

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 02-0043-08

在全球 442 座在运核电机组中, 就包括 48 座重水堆核电机组。重水堆除使用天然铀作为核燃料, 使用重水作为冷却剂和慢化剂外, 最大的特点就是堆芯水平布置了 380 个燃料通道。每个燃料通道包含一根压力管和排管, 每个压

力管内均匀装载着 12 个燃料棒束, 高温高压重水冷却剂流经压力管, 将燃料裂变产生的热能带出堆芯, 通过蒸汽发生器传递给二次侧的轻水, 由其产生高温高压蒸汽, 驱动汽轮发电机组发电 (如图 1 所示)。

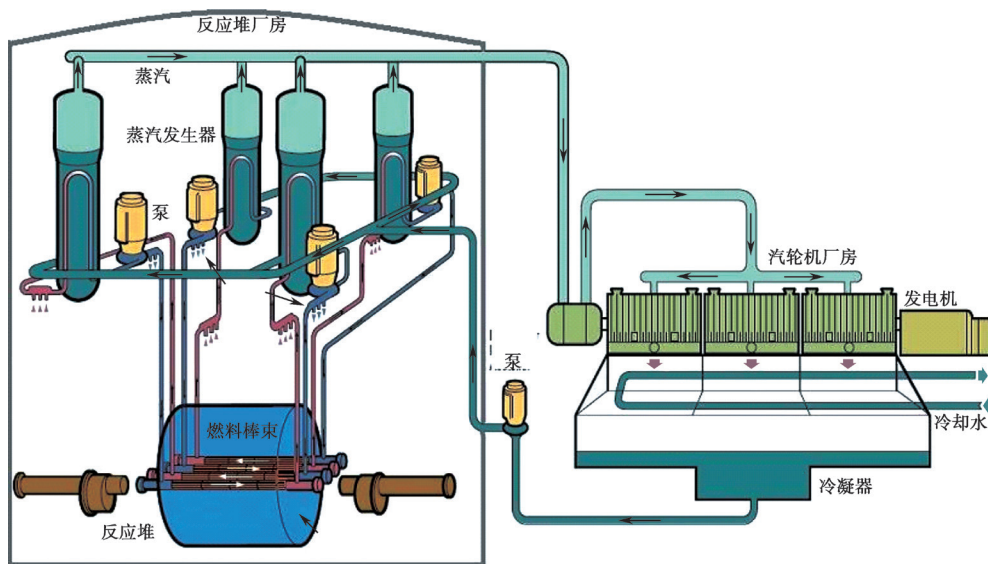


图 1 重水堆核电站系统简图

Fig.1 System diagram of heavy water reactor nuclear power plant

收稿日期: 2021-12-20 修回日期: 2021-12-31

作者简介: 王常明 (1974—), 男, 高级工程师, 学士, 现主要从事核安全管理、经验反馈方面的工作

重水堆压力管长 6.3 m, 内径 103.38 mm, 壁厚 4.19 mm, 一般采用 Zr-2.5 Nb 合金制造。Zr-2.5 Nb 合金不仅具有较小的中子吸收截面, 还具有高强度、好韧性和耐腐蚀等特点。但是, 这种材料也有显著的吸氢特性, 在一定应力和氢浓度条件下, 压力管会吸收氢同位素, 生成氢化锆, 当氢化锆浓度超过其固溶度时, 就会不断析出, 生成延迟氢化裂纹, 严重威胁堆芯安全。所幸, 压力管还有较好的延展性, 满足 LBB(先漏后破 Leak before Break) 准则, 即使压力管出现了较小裂纹, 只要运行人员正确响应, 及时将反应堆置于安全停堆状态, 就可以避免压力管发生断裂。所以, 第一时间探测到压力管泄漏, 并正确、及时地响应, 对确保堆芯安全具有至关重要的作用。

1 压力管泄漏的识别

为及时探测到可能的压力管泄漏, 压力管和排管之间设计了环隙气体系统。它是一个由 CO₂ 加压气体进行循环的系统, 可通过 CO₂ 露点变化探测压力管或排管的泄漏。

1.1 环隙气体系统工作原理

正常运行期间, CO₂ 经过压缩机加压后通过

44 个转子流量计被送入 44 个网络入口, 然后从 44 个网络入口进入压力管和排管之间的环形气隙内。从堆芯环形气隙内出来的气体经过两个泄漏指示计, 然后进入一个热交换器使 CO₂ 冷却, 并经过过滤器过滤后直接回到压缩机的入口, 构成一个循环回路, 如图 2 所示。

反应堆有 380 个燃料通道, 排成一个点阵。垂直方向排成 22 排, 每排含 6~22 个通道。通道的环隙空间之间以串并联方式连接。在每一个竖排中, 每隔一个通道串联连接。这样, 每一个竖排就有两个通道网络, 每个网络通过一个转子流量计给 3~11 个通道供 CO₂ 气体。每个竖排有两个并联的入口接口, 分别连接两个顶部通道的环隙空间; 每个竖排还有两个并联的出口接口, 分别连接两个底部通道的环隙空间。这样就保证了任一燃料通道都有环隙气体流过, 任一压力管的泄漏都能得到有效的监视。

为了能探测压力管出现的泄漏, 系统安装了两个露点分析仪, 正常露点范围为 -40℃ ~ -10℃。在正常运行期间, 穿过压力管和排管的氘(D) 粒子会和氧(O) 粒子结合生成水, 气体露点逐渐上升, 大约一周时间, 环隙气体露点会从 -40℃ 上升到 -10℃, 运行人员执行扫气操作,

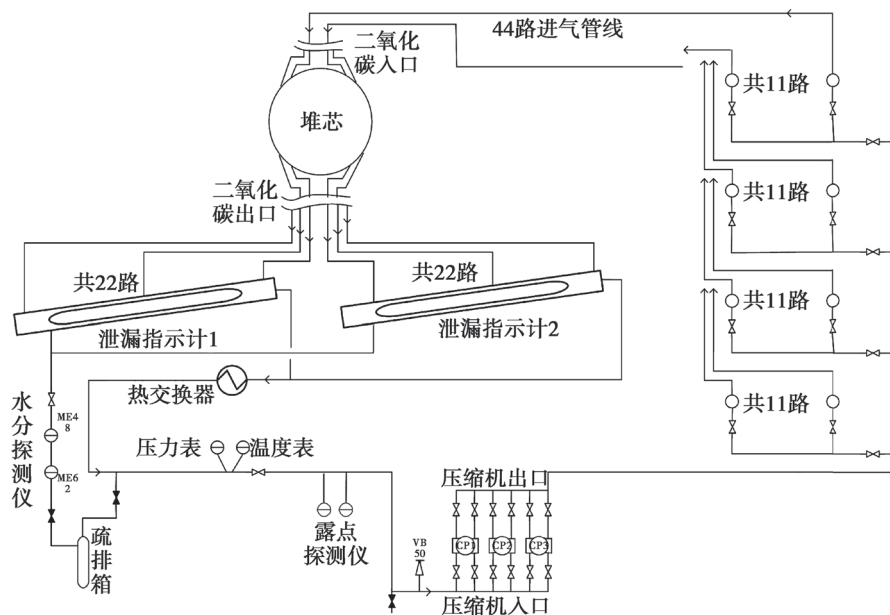


图 2 环隙气体系统流程图

Fig.2 Flow chart of annular gas system

通过气瓶中干燥的 CO_2 置换, 将环隙气体露点降到 -40°C 。随后, 气体露点又逐渐上升, 再次执行扫气操作, 周而复始, 始终将系统保持在一个相对稳定状态。当气体露点上升速率过快或过慢时, 意味着系统出现了异常。当露点上升速率明显加快时, 可能有水进入了系统, 需要调查水的来源, 其中就包括可能的压力管泄漏; 当露点上升速率明显减慢时, 系统可能发生了气体外漏, 同样需要查找泄漏点, 尽快将系统恢复到正常动平衡状态。

为确保及时探测到可能的压力管泄漏, 在重水堆核电厂主控室可以实时监测环隙气体露点, 同时, 设置了诸多的报警点:

(1) 露点上升速率大于 $3^\circ\text{C}/\text{h}$ 时, 露点上升速率高报警;

(2) 露点速率大于 $4.5^\circ\text{C}/\text{h}$ 时, 露点上升速率高高报警;

(3) 疏水管线上的两个水分探测器报警;

(4) 重水收集箱液位超过 120 mm 时, 在主控出现液位高报警, 液位达到 700 mm 时, 主控出现高高报警;

(5) 重水收集箱液位上升速率大于 $220\text{ mm}/\text{h}$ (泄漏率大于 $2\text{ kg}/\text{h}$) 时, 主控出现疏水箱液位上升速率高报警。

当上述报警出现时, 则意味着可能有水漏入环隙气体系统, 压力管可能存在泄漏。需要运行人员高度关注, 立即响应。

1.2 泄漏水来源分析

由于环隙气体系统是一个相对闭式循环系统, 露点上升, 意味着系统内液体含量上升, 要么有外部液体进入系统, 要么系统内部复合生成液体速率加快, 如图 3 所示, 共有 6 种可能的水源。

(1) 主系统重水通过压力管裂纹漏入环隙气体系统。压力管一边是 300°C 高温和 10 MPa 高压的重水, 一边是低温低压的环隙气体, 压力管承受着巨大的热应力。装卸料操作期间, 燃料棒束衬垫与压力管内表面摩擦, 可能导致压力管内表面出现划痕, 主热传输系统中的异物(碎片等)也有可能造成压力管内表面缺陷。在这些缺陷处, 应力集中, 压力管锆合金材料吸氢生成延迟氢化裂纹, 可能发展成穿壁裂纹, 引起重水冷却剂泄漏到环隙气体系统中。

(2) 主系统重水通过滚胀区域漏入环隙气体系统。由于锆合金的焊接性能较差, 压力管与端部件采用的是滚压膨胀连接(如图 4 所示)。端部件内侧端加工三个环向槽, 依靠滚压膨胀器从压力管内表面将压力管端部膨胀压入环向槽。密封靠压力管挤压变形呈隆起状紧贴在环槽的齿根与齿顶, 压力管与端部件的滚压部位残余应力较大。由于滚压膨胀在径向和轴向的挤压均导致了滚压部件压力管的壁厚减薄, 减薄 $13.5 \pm 1.5\%$ 。同时, 滚压部位存在锆合金和不锈钢两种材料, 容易发生电化学腐蚀, 导致该

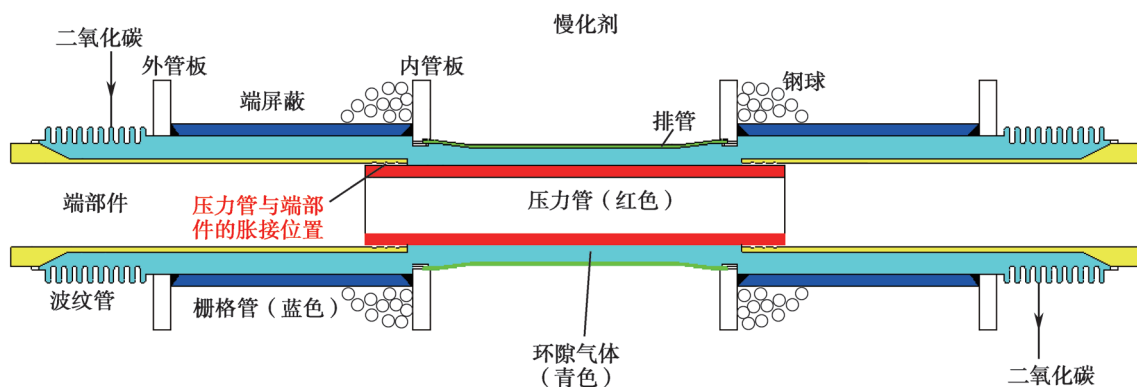


图 3 压力管结构示意图

Fig.3 Schematic diagram of pressure tube structure

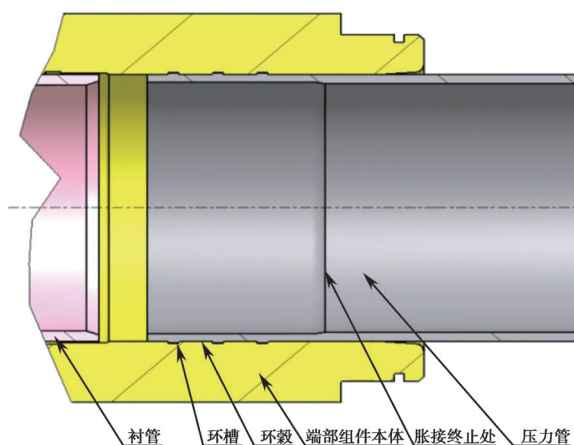


图4 压力管与端部件滚胀连接示意图

Fig.4 Schematic diagram of rolling expansion connection between pressure tube and end parts

部位的吸氢较其他部位严重。根据国内外重水堆运行经验,随着机组运行时间的增加,滚压胀接接头可能会出现微量渗漏现象,是压力管泄漏的多发部位。

(3) 栅格管与内外管板的连接处存在漏点,端屏蔽轻水漏入环隙气体系统。栅格管与内外管板的连接方式是焊接,当泄漏微小,环隙气体系统参数能够维持在正常范围时,机组可以保持继续运行。如果泄漏扩大,环隙气体系统无法保证正常运行时,需要手动停堆。拆除单根压力管,对存在缺陷的栅格管焊接部位进行修复。由于该处区域低温低压,也不存在异常应力,泄漏概率较小。

(4) 排管与内管板的胀接位置。排管与内管板采用滚压膨胀连接,连接处存在残余应力,但由于慢化剂为低温低压系统,从行业实践来看,此处泄漏概率较小。

(5) 排管存在漏点,慢化剂高氘重水漏入环隙气体系统。排管浸泡在低温低压的慢化剂中,一般不易出现泄漏,但在寿期末,在中子辐照作用下,受自身重力和四个定位环传导的作用力影响,排管也会发生下垂弯曲变形,如果超过设计允许值(78 mm),排管将会与二号停堆系统的毒物喷射管接触,发生磨损,造成排管泄漏。

(6) 加氢过多,引起环隙气体露点上升过

快。为降低主热传输系统中游离氧浓度,减少对系统的腐蚀,运行人员会定期向主热传输系统添加氢气,将氘气含量控制在 $3\text{ mL}\sim 10\text{ mL D}_2/(\text{kg D}_2\text{O})$ 。如果加氢过多,氢原子穿透压力管,与环隙气体的氧气发生化学作用,生成轻水和重水,造成环隙气体的露点上升。

1.3 泄漏点定位

环隙气体系统不仅可以探测可能的压力管和排管等的泄漏,还可以定位泄漏点所在的管线。

(1) 冷指取样。确认来水是主热传输系统中的重水或慢化剂中的重水还是端屏蔽的轻水。

(2) 组的确定。隔离四组管线中的两组,以扫气的模式通过露点分析仪确定泄漏通道位于哪两组,然后隔离有泄漏两组中的任意一组,通过露点分析最终确定泄漏位于哪一组。

(3) 管线的确定。通过隔离其他管线的方法使扫气流依次通过剩下那组的11个入口,然后通过露点分析确定哪条管线内有泄漏,从而将泄漏范围缩小到几个串联的通道上。

(4) 通道最终确定。如果泄漏源是排管,可逐步降低慢化剂液位,监测慢化剂覆盖气体中的 CO_2 气体,则可以确定泄漏通道。

如果压力管泄漏较大,则可用通道出口的温度图来最终确定泄漏通道;如果泄漏量较小甚至微小,那么确定具体的泄漏通道是非常困难的。我们可以利用冷指取样的原理来判断泄漏压力管。在环隙气体下游管线上,安装上冰塞装置,形成局部低温。如果该压力管存在渗漏,环隙气体中的水分会迅速冷凝,环隙气体的露点上升速度会明显降低。如果该压力管没有泄漏,环隙气体的露点上升速度会较以往保持基本一致。

综上所述,针对环隙气体露点的异常上升,可以采用冷指取样法迅速定位水源,通过环隙气体系统逐步定位泄漏管线。根据重水堆多年的运行经验,环隙气体露点的异常上升大多是由于压力管泄漏所致,所以,本文将重点讨论压力管泄漏的处理原则及预防措施。

2 压力管泄漏的处理

压力管泄漏第一时间被探测到后,如果泄漏量较小,工作人员需要通过计算泄漏率大小及发展趋势判断压力管泄漏部位,根据不同的压力管泄漏部位,采用相应的处理措施。

2.1 压力管泄漏率计算

在发生压力管破口事故情况下,压力管泄漏率是根据主热传输上充流量变化和重水储存箱液位变化来计算的。一般情况下,压力管泄漏率可以根据环隙气体露点变化速率计算。

正常运行期间,由于补气流量很小,相对环隙气体系统 11 m^3 的总容积,可以忽略不计,重水泄漏率就等于 CO_2 气体露点上升对应的水分增加率。假如 10 个小时,露点从 -10°C 上升到 -40°C , -10°C 对应的水分含量为 2.35 g/m^3 , -40°C 对应的水分含量为 0.23 g/m^3 , 则泄漏率: $Q_1 = (2.35 \text{ g/m}^3 - 0.23 \text{ g/m}^3) \times 11 \text{ m}^3 / 10 \text{ h} = 2.3 \text{ g/h}$ 。

在线扫气运行模式下,环隙气体系统压力基本保持稳定,补气流量约等于扫气流量,如果露点保持稳定,重水泄漏率就约等于 CO_2 扫气所带出的水分。泄漏率简单计算如下。

已知环隙气体系统总容积约为 11 m^3 , 根据气体中绝对湿度, CO_2 气瓶的露点约为 -40°C , 对应的水分含量为 0.236 g/m^3 , 在线扫气后,系统露点维持在 -12°C , 对应的水分含量为 2.34 g/m^3 , 如果扫气流量维持在 100 ml/sec , 则泄漏率为: $Q_2 = (2.34 \text{ g/m}^3 - 0.236 \text{ g/m}^3) \times 100 \text{ ml/sec} = 0.75 \text{ g/h}$ 。

如果在线扫气运行模式下,环隙气体露点依然保持一定速度的上升,泄漏率计算时,再加上引起露点上升的这部分重水即可,计算公式则为 $Q = Q_1 + Q_2$ 。

2.2 压力管泄漏部位的判断

重水冷却剂通过压力管漏入环隙气体,只能通过两个途径:压力管裂纹或压力管与端部件间的滚胀区域,虽然流入的重水冷却剂相同,但泄漏的发展趋势及后续响应均有所不同。

压力管设计上满足 LBB 准则,一旦压力管

本体产生延迟氢化裂纹,会按照一定速度发展,随着时间的推移,裂纹逐渐扩展,泄漏率也逐渐增大。延迟氢化裂纹扩展速度如下。

径向上:

$$\text{平均速度 } V_r = 5.3 \times 10^{-2} \exp(-56120/RT)$$

95% 最大可信速度

$$V_r = 13.9 \times 10^{-2} \exp(-56120/RT)$$

轴向上:

$$\text{平均速度 } V_a = 2.4 \times 10^{-3} \exp(-41445/RT)$$

95% 最大可信速度

$$V_a = 5.2 \times 10^{-3} \exp(-41445/RT)$$

V 单位是 m/s , R 是气体常数, T 是开氏温度。

根据上述公式算下来,如果延迟氢化裂纹出现在 310°C 的压力管出口端,95% 最大可信径向扩展速度为 $1.006 \times 10^{-6} \text{ m/s}$, 从实验数据看,当裂纹长度达到 20 mm 时,即可以发展成穿壁裂纹,出现重水冷却剂通过压力管向环隙气体系统的泄漏。由于压力管锆合金的延展性,压力管满足 LBB 准则,当裂纹长度小于临界破裂长度 ($CCL = 42 \text{ mm}$) 时,压力管不会发生突然断裂,压力管泄漏尚处于正常可控状态。

我们很难测量裂纹长度,但可以通过环隙气体露点变化、疏水箱液位变化等计算出压力管的重水泄漏率,通过泄漏率大小估算出压力管裂纹长度。根据机组正常运行期间一回路压力和温度,裂纹长度与压力管泄漏率的对应公式为: $Q = -11.2 + 0.0014(L)^3$, Q 单位为 kg/h ; L 单位为 mm 。

综上所述,如果压力管本体出现裂纹,泄漏率会逐渐增大,环隙气体露点变化率快速上升 (大于 4.5°C/h)。换言之,如果泄漏率按照一定速度快速增大,我们一般可以认定压力管本体出现了穿壁裂纹。

压力管与端部件通过滚压胀接连接是重水堆机组的通用设计结构,由于压力管的辐照变形和通道换料引起的外力作用等因素,滚胀区域容易出现重水冷却剂向环隙气体的渗漏现象。根据重水堆核电机组运行经验,目前发生的压力管泄漏,基本上发生在压力管与端部件滚胀区域。该处泄漏的主要特点是泄漏率较小

(小于 2.2 g/h), 环隙气体露点变化较为缓慢, 没有明显的快速恶化趋势。如果环隙气体出现上述现象, 可初步判断泄漏点在压力管与端部件的滚胀区域。

2.3 压力管泄漏处理方案

根据压力管泄漏部位不同, 处理方案也不尽相同。

2.3.1 压力管本体泄漏的处理方案

根据机组正常运行期间一回路压力和温度, 裂纹长度与压力管泄漏率的对应公式计算, 压力管裂纹从最初产生扩展到 20 mm, 发展成穿壁裂纹, 最少需要 5.5 h。裂纹再扩展到 42 mm, 发展到临界破裂长度, 最少需要 6.1 h。换句话说, 一旦出现压力管延迟氢化裂纹引起的泄漏, 我们必须在 6.1 h 内, 将机组安全停堆并置于冷态卸压的安全状态。

如果环隙气体露点上升速率大于 4.5 °C/h 并持续 30 min 以上, 或环隙气体系统压力超过 90 KPa 且温度超过 65 °C, 需要立即手动降功率到 2% FP 以下, 将机组置于冷态卸压状态。在事件处理过程中, 需要特别关注响应速度、理论计算, 如果压力管本体出现穿壁裂纹, 泄漏率最快可以在 18 min 内达到 2 kg/h。按照技术规格书要求, 需要立即停机停堆, 并将机组置于冷态卸压状态。

2.3.2 压力管与端部件滚胀区域泄漏的处理方案

如果压力管与端部件滚胀区域出现泄漏, 泄漏率基本维持稳定或呈现非常缓慢的增长趋势, 可通过调节环隙气体系统运行方式来进行应对, 择机进行压力管更换。

(1) 保持环隙气体系统在正常运行模式。如果环隙气体露点变化缓慢, 通过 3 天一次扫气, 即可将环隙气体的露点维持在 $-40\text{ °C} \sim -10\text{ °C}$, 建议将环隙气体系统保持在正常运行状态即可, 工作人员密切跟踪露点变化趋势, 定期计算泄漏量变化, 编制压力管更换方案, 做好故障压力管更换的准备工作。

(2) 将环隙气体系统调整至在线扫气运行模式, 如图 5 所示。如果 3 天一次正常扫气依然

不能维持环隙气体露点在正常运行范围, 机组也暂不具备更换压力管条件, 可以将环隙气体系统调整至在线扫气运行模式, 在维持泄漏探测功能的前提下, 降低运行人员扫气频度。在环隙气体系统正常运行状态下, 通过微开环隙气体手动扫气阀和手动补气阀, 让补气与扫气保持平衡, 维持系统压力和露点的稳定。由于在线扫气运行模式下, 干燥的 CO_2 补气和扫气抵消了部分重水泄漏, 系统在线露点变化率指示出现了负偏差, 需要根据计算的泄漏率大小补偿该偏差, 确保系统的泄漏探测功能不降级。同时, 为保证泄漏率计算的准确性, 需要将环隙气体系统每月一次恢复到正常运行状态, 计算系统的重水泄漏率, 确保两种运行模式下, 计算的重水泄漏率保持一致, 并适度调节在线扫气流量到合理大小。

如果系统的泄漏量小于 2.2 g/h, 并且长时间保持稳定或上涨速度极慢, 保持密切关注即可, 工作人员预先做好更换压力管的准备工作, 一旦具备压力管更换机会, 则按照预案更换压力管即可。

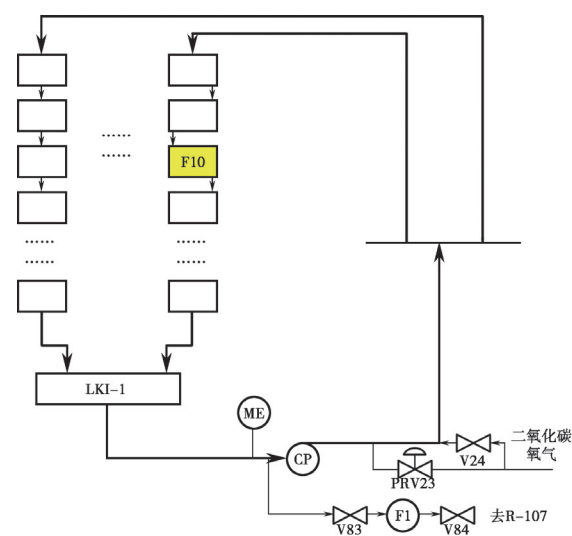


图 5 在线扫气示意图

Fig.5 Schematic diagram of on-line scavenging

2.3.3 压力管泄漏的安全风险

压力管作为主热传输系统的压力边界, 一旦发生大的泄漏, 不仅会造成核电厂第二道屏障失效, 重水冷却剂流失, 如果处理不当, 还会

引发潜在的辐射安全和核安全风险。

压力管本体出现穿壁裂纹以后,如果响应不及时,一旦发生断裂,大量的高温高压重水冷却剂涌入环隙气体区域,环隙气体系统压力骤升,当压力达到 414 KPa 时,该压力管的密封波纹管将发生破损,引起高水平放射性重水泄漏到反应堆厂房中。由于泄漏的冷却剂来不及排出,主热传输系统的高压力使该压力管外的排管也发生破损,高温高压的冷却剂排入低温低压的慢化剂,使慢化剂压力和温度升高,水位上升,反应堆平台的四个慢化剂系统爆破盘破裂(128 KPa)。大量的慢化剂排到反应堆厂房,造成放射性物质泄漏。同时,压力管和排管破裂产生的二次飞射物 and 高压水流可能引起堆芯结构的损坏,如临近的燃料通道、一号停堆系统停堆棒导向管、二号停堆系统毒物注射管等堆内机构,给机组的故障处理带来巨大的麻烦。

2.3.4 防范压力管泄漏的运行策略

从国内外重水堆运行经验看,对 CANDU 压力管结构完整性构成最大威胁的就是延迟氢化裂纹(DHC)。延迟氢化裂纹在情况严重时,可能发展为穿壁裂纹,造成压力管泄漏。而避免 DHC 产生就要防止在压力管潜在裂纹末梢处接连产生氢化物,因为氢化锆的产生速率与应力大小、氢元素浓度和温度变化等因素有关。我们需要制定防范压力管泄漏的运行策略,一方面从防止压力管裂纹产生和减少压力管吸氢量来降低延迟氢化裂纹产生的可能,另一方面通过定期压力管基准检查和无损检测来监督压力管运行状况,及早发现压力管异常状况。

(1) 严格控制堆内异物,仔细检查新燃料表面,防范划伤压力管表面。在运行过程中,装卸料操作有可能导致燃料棒束衬垫与压力管内表面摩擦,导致压力管内表面出现划伤;主热传输系统中的异物(碎片等)也有可能造成压力管内表面划伤。这些划痕处容易造成应力集中,在压力管腐蚀吸氢(氘)过程中,氢或氘扩散到高应力区域(划痕或裂纹尖端)并形成氢化物。在某些条件下,裂纹尖端的氢化物可能发生破裂,主裂纹会继续向前推进。氢化物形成及氢化物

破裂的过程会在裂纹尖端不断重复发生,严重情况下,压力管会生成延迟氢化裂纹。

(2) 重视运行期间主系统的化学控制,减小压力管的腐蚀,减少压力管的吸氢。根据锆氢化学反应 $Zr + H_x \rightarrow ZrH_x$, 严格控制一回路冷却剂氢浓度在 3~7 mL/kg,可以有效降低压力管吸氢速率。环隙气体扫气后,及时添加氧气,使氧浓度维持在 0.5%~5% 体积浓度,维持压力管外表面的保护性氧化层,防止管道的腐蚀,同时降低环隙气体系统的氘气浓度。

(3) 保持一回路运行在压力/温度包络线范围内,严禁压力管在低温高压下运行。由于氢在锆合金中的溶解度与温度有关,温度越低,氢在锆合金中的固溶度越小,越容易导致氢化锆的析出,在温度梯度和应力作用下,氢化锆不断从内壁向外壁扩散,在内壁生成延迟氢化裂纹。所以,在机组功率运行时,尽量保持一回路温度稳定。当一回路加热或冷却时,尽量以最大允许速度达到目标温度,缩短温度变化时间,并将一回路压力保持在可能的最低值,减缓氢化物在压力管潜在裂纹末梢的增长^[1]。

(4) 定期开展压力管预防性检查,跟踪压力管运行状态。按照“反应堆部件定期检查”(CSAN285.4)和“秦山 CANDU-6 反应堆定期检查大纲”(PIP-001)的规定,进行压力管在役检查。定期开展压力管基准检查、含氢量测定和无损检测,监督压力管运行状况,尽可能早期发现压力管裂纹,防范发生压力管泄漏事件。

(5) 运行人员应建立压力管 LBB 概念,重视环隙气体系统露点变化率的监测。运行人员应高度重视环隙气体露点的非预期变化,结合压力管材料特性,分析变化原因,及时采取应对措施。

3 小结

压力管泄漏作为核电厂设计基准事件,属于寿期内预计可能发生的事件。核电厂设计了环隙气体系统、主热传输装量控制系统和应急堆芯冷却系统等,可以有效地进行泄漏监测和事故应对。

一旦机组出现环隙气体露点异常变化,核电运行人员既不能惊慌失措,盲目处理,也不能不以为然,置之不理。只要按照运行规程要求,结合本文的一些实践经验,积极响应,沉着应对,一定能及时、妥善地处理好压力管泄漏事件,避免其发展成为堆内冷却剂丧失事故。

参考文献

- [1] 唐炯然. CANDU-6型核电站压力管寿命管理. 秦山三期重水堆核电站建设经验汇编(技术改进与设计审查)[M]. 原子能出版社, 2003: 32-50.

Identification and Treatment of Pressure Tube Leakage in Heavy Water Reactor Nuclear Power Plant

Wang Changming

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

Abstract: In order to take into account the neutron economy, the wall thickness of the pressure tube will be strictly controlled when the power plant built, which also makes the pressure tube a weak link in the primary pressure boundary of the heavy water nuclear power plant. Based on the material mechanical analysis, system configuration, and international operation experience, This article starts with the phenomenon of pressure tube leakage, state how to identify the defect, locate the defect and treat the defect. An in-depth analysis of the possible nuclear safety risks caused by the defects, aims to remind the practitioners to attach great importance to the pressure tube defects, to track and handle defects scientifically and reasonably, and to ensure the nuclear safety of the unit.

Key words: heavy water reactor; pressure tube; leakage identification; leakage treatment

(责任编辑:徐晓娟)

王海霞,曾正魁,张思纬,等. 固态陶瓷氚增殖剂释氚实验研究综述[J]. 核安全,2022,21(2):51-61.

Wang Haixia, Zeng Zhengkui, Zhang Siwei, et al. Status Analysis of Tritium Release Experiments for Solid Tritium Breeders [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(2): 51-61.

固态陶瓷氚增殖剂释氚实验研究综述

王海霞^{1,*}, 曾正魁², 张思纬¹, 韩锦程^{1,3}, 陈思泽¹, 李桃生¹, 郁杰¹

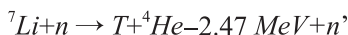
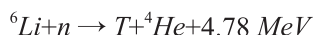
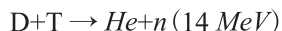
(1. 中国科学院合肥物质科学研究院, 安徽合肥 230031; 2. 湖北科技学院核技术与化学生物学院, 湖北咸宁 437100; 3. 中国科学技术大学, 安徽合肥 230026)

摘要: 氚自持是氚氘聚变能实现工程应用和稳态运行必须解决的关键问题之一, 氚增殖剂是实现氚自持的关键功能材料。锂基陶瓷固有的热稳定性和化学惰性使其在安全性能方面具有独特的优势, 被视为非常具有发展前景的氚增殖剂材料。氚增殖剂不仅要求产氚率高, 还要将氚尽可能多地从陶瓷增殖剂中释放出来。本文初步梳理了国内外关于固态氚增殖剂主要释氚实验, 总结分析氚增殖剂材料、辐照装置及释氚实验平台等的研究进展及现状, 以期对未来聚变氚增殖剂释氚实验研究及相关装置和技术的发展提供借鉴和参考。

关键词: 氚自持; 固态氚增殖剂; 释氚实验; 聚变中子; 释氚平台

中图分类号: TL64+2 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 02-0051-11

核聚变能是解决人类未来能源问题的理想途径之一。氘氚反应是最易实现的人工核聚变, 但燃料氚在地球上含量极微, 且具有 β 放射性(半衰期仅为 12.33 年)。要实现聚变能的工程应用和稳态运行必须解决氚自持的问题。因此, 在聚变堆设计中, 将含锂材料布置在聚变包层中, 利用氘氚聚变反应产生的中子轰击包层中的含锂材料进行产氚。



用来产氚的含锂材料称为氚增殖剂。锂基陶瓷固有的热稳定性和化学惰性使其在安全性能方面具有独特的优势, 被视为非常具有发展

前景的氚增殖剂材料^[1]。氚增殖剂材料的核心功能是为聚变堆的运行提供燃料氚, 其选择不仅要求产氚率高, 还要将氚尽可能多地从陶瓷增殖剂中释放。为评价各种锂陶瓷氚增殖剂材料应用于聚变堆的可行性, 世界上进行了大量释氚实验, 研究氚增殖剂材料中氚的释放与滞留行为及影响因素。

本文梳理了国内外固态氚增殖剂释氚研究的实验进展, 旨在分析研究现状以及可能的趋势, 以期对未来聚变氚增殖剂释氚实验研究及相关装置和技术的研究提供借鉴和参考。同时, 国内外采用高能离子、电子、 γ 射线、其他氢同位素等开展了大量实验, 模拟释氚性能及可能影响机制, 这部分研究不在本文讨论范围内。

收稿日期: 2021-05-25 修回日期: 2022-03-08

基金项目: 国家重点研发计划政府间国际科技创新合作专项磁约束核聚变能发展研究, 项目编号: 2017YFE0300305; 中国科学院仪器设备功能开发技术创新项目, 项目编号: E0AS0F112T1; 中国科学院合肥物质科学研究院“十三五”规划专项软科学研究课题, 项目编号: GH201805

作者简介: 王海霞(1983—), 女, 副研究员, 博士, 现主要从事氚自持与氚安全研究

* 通讯作者: 王海霞, E-mail: haixia.wang@inest.cas.cn

1 国内外固态氚增殖剂主要释氚实验

1.1 国外主要实验

陶瓷增殖剂的研究始于20世纪70年代。世界上进行了大量锂陶瓷材料的辐照产氚释氚实验,涉及的增殖剂材料类型十分广泛。主要实验代号有 BEATRIX、EXOTIC、TRINE、CRITIC、LILA、LISA、VOM、FUBR、TRIO、TTTE_x 等。

BEATRIX (Breeder Materials Experimental Matrix) 于20世纪80年代由国际能源署 (International Energy Agency, IEA) 组织开展,涉及材料交换和共同辐照试验^[2]。参与者包括加拿大、欧洲共同体、日本和美国,共同参与的实验室包括法国原子能委员会 CEA (现法国原子能和替代能源委员会)、德国 Karlsruhe 核研究中心 KFK (现 KIT)、日本原子力研究所 JAERI (现 QST)、美国桑迪亚国家实验室 SNL、意大利新能源及环境委员会 ENEA 的 CRE Casaccia 实验室、美国阿贡国家实验室 Argonne 和西屋公司 Westinghouse 的 Hanford 基地。允许对材料制备和制造方法、辐照技术和氚提取方法进行比较,一方准备的材料将在另一方的反应堆中进行辐照。辐照试验分为两种:评估材料寿命的密闭容器试验和评估氚在线回收的开放容器试验。涉及实验 EXOTIC、CRITIC、LILA、LISA、VOM、FUBR 等。BEATRIX-II 辐照实验用于评估快中子辐照下聚变固体增殖材料的氚释放特性^[3]。由国际能源署 IEA 赞助,参与者含日本 JAERI、加拿大原子能有限公司 AECL 和美国能源部 DOE^[4]。包括两个阶段单独的堆内实验组件,分别为第一阶段和第二阶段。第一阶段于1990年1月至3月进行,增殖剂为 Li_2O ; 第二阶段于1991年5月至1992年3月进行,增殖剂含 Li_2O 和 Li_2ZrO_3 , 在不同温度和吹扫气体成分下辐照至4%~5%锂燃烧。

欧洲增殖剂辐照产氚计划 (EXtraction Of Tritium In Ceramics, EXOTIC) 始于20世纪80年代中期,在荷兰 Petten 高通量反应堆 HFR 上共进行了9个代码的在线产氚实验^[5-8],研究了各种陶瓷增殖剂的辐照行为。

EXOTIC-1~6 中研究的材料主要有 Li_2O 、 Li_2SiO_3 、 LiAlO_2 、 Li_2ZrO_3 、 Li_8ZrO_6 和 Li_4SiO_4 ^[1]; 其中,EXOTIC-5 堆内辐照实验研究了温度对晶粒中氚扩散和表面氚同位素交换速率的影响。EXOTIC-7 实验第一次模拟了高锂燃烧的堆内辐照^[6],基体包括 Li_2ZrO_3 、 Li_8ZrO_6 、 LiAlO_2 颗粒及 Li_2ZrO_3 和 Li_4SiO_4 小球。EXOTIC-1~7 的研究结果与材料其他有关特性(如热机械稳定性和导热性)一起用于缩小锂化陶瓷的选择范围。在欧洲包层项目选择 HCPB 作为单一固体增殖剂概念后,EXOTIC-8 和 EXOTIC-9 系列集中在 Li_4SiO_4 、 Li_2TiO_3 和 Li_2ZrO_3 样品上:EXOTIC-8 始于1997年,结束于2002年,包括十个实验,分别命名为 EXOTIC-8/1 到 EXOTIC-8/10,针对两类实验^[1]:一类主要关注热瞬态时和1%~3%低中等锂燃烧下的氚释放特性;另一类使用50%富集度 ^6Li 增殖剂球床,主要集中在相对恒定温度的高锂燃烧下(11%的 Li_4SiO_4 和17%的 Li_2TiO_3) 的实验。EXOTIC-9/1 是在 Petten 高通量反应堆中辐照的一系列 EXOTIC 中的最新实验。为研究含锂陶瓷球中氚的释放和储存性能,开发了新的制备路线,使其具有不同的热机械性能和氚释放性能。新开发的 Li_2TiO_3 在堆内的辐照始于2005年3月24日,持续到2006年底^[8],温度在340℃~580℃。结果表明,EXOTIC-9/1 辐照的新一批高密度 Li_2TiO_3 小球的氚释放比 EXOTIC-8/1 缓慢很多^[8];同时还研究了增殖剂释放的氚在欧盟聚变堆结构材料 EUROFER97 壁中的渗透^[9]。

TRINE 辐照实验 (Tritium Recovery and permeation Integrated Experiment) 由意大利 ENEA 发起并于1994年开展^[10],在前人对吹扫气体研究的基础上,测试了更复杂的吹扫气体成分对氚释放的影响。

21世纪以来,国外主要释氚实验还包括:日本利用 JMTR 堆对 Li_2TiO_3 小球进行了综合实验^[11],评估了吹扫气体流速、氢气量和温度等因素对氚释放的影响。哈萨克斯坦国立大学在 WWR-K 反应堆进行了 Li_2TiO_3 陶瓷的辐照试

验,同位素 ^6Li 富集率达96%^[12]。通过在不同温度和功率水平下从锂陶瓷 Li_2TiO_3 中提取氚的实验研究,阐述了反应堆辐照过程中陶瓷氚产率随时间的变化规律,估算了反应堆辐照下陶瓷表面氚和氢原子的近表面浓度。

1.2 国内主要实验

中国在陶瓷增殖剂方面的研究起步较晚,自20世纪90年代中期至末期,主要是中国工程物理研究院核物理与化学研究所、中国原子能科学研究院两家单位针对 $\gamma\text{-LiAlO}_2$ 和 Li_2SiO_3 开展了释氚实验^[13]。沈文德、曹小华等^[14]利用在线产氚回路研究了几个关键因素(增殖剂温度、载带气体成分和流量)对 $\gamma\text{-LiAlO}_2$ 释氚的影响,发现HT占总量的97.5%,且释氚行为强烈地依赖于增殖剂的温度, $\gamma\text{-LiAlO}_2$ 的释氚温度窗口下限值为 $400\text{ }^\circ\text{C} \pm 5\text{ }^\circ\text{C}$ 。杨本福等^[15-16]通过堆外实验研究了 $\gamma\text{-LiAlO}_2$ 增殖剂的释氚行为,根据所测样品释氚曲线确定了在748–873 K范围内氚在 $\gamma\text{-LiAlO}_2$ 中的扩散系数常数 D_0 和活化能 Q 。毛世奇等^[17]研究了 Li_2SiO_3 的释氚行为,在反应堆中照射10小时和100小时后,在 $100\text{ }^\circ\text{C} - 800\text{ }^\circ\text{C}$ 范围内用氦气载带法研究了氚释放规律,实验发现,高温时氚基本上以氚气形态释放出来,常温下氚以离子形态存在于晶格中,不易释放。

21世纪以来,在国际热核实验堆(ITER)实验包层模块(Test Blanket Module, TBM)等相关项目支持下,我国陶瓷增殖剂的产氚释氚性能研究取得了一些新进展,也有更多单位加入该研究队列。中国工程物理研究院核物理与化学研究所康春梅等研究了晶粒表面吸附/解吸反应以及同位素交换反应对 Li_4SiO_4 释氚行为的影响,并根据实验数据分析了各表面反应同时存在情况下的竞争机制及优先反应类型^[18]。肖成建等采用热中子辐照-堆外离线释氚的实验方案,系统开展 Li_4SiO_4 的辐照释氚行为及其影响因素研究^[19],掌握氚释放过程的速控步骤。冉光明等采用离线释氚实验方案,针对影响 Li_4SiO_4 释氚行为的强磁场、表面杂质和材料属性等因素展开系统研究^[20],并开展高剂量中子

辐照($10^{18}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}$ 量级),发现了辐照缺陷的演化过程与之前研究存在差别,被认为可能是由于不同的辐照剂量引起不同种类和浓度的缺陷造成的^[21]。中国科学院合肥物质科学研究院罗广南研究室近几年利用研究堆开展中子辐照 Li_2TiO_3 微球,并运用释氚平台分析氚释放行为^[22],获得了 Li_2TiO_3 微球中氚的激活能为 0.42 eV 及氚释放温度主要在 $200\text{ }^\circ\text{C} - 500\text{ }^\circ\text{C}$,并研究了氢同位素离子辐照对释放行为的影响^[23]。

2 释氚实验研究主要结论

2.1 氚增殖剂材料释氚影响因素

国内外通过开展堆内外释氚实验等研究,对于陶瓷增殖剂的释氚行为已有一定程度的认识。氚在材料中的迁移和释放过程十分复杂(如图1所示),主要包括晶内扩散、晶界扩散、表面吸附/解吸、同位素交换、孔隙迁移和载气对流等。

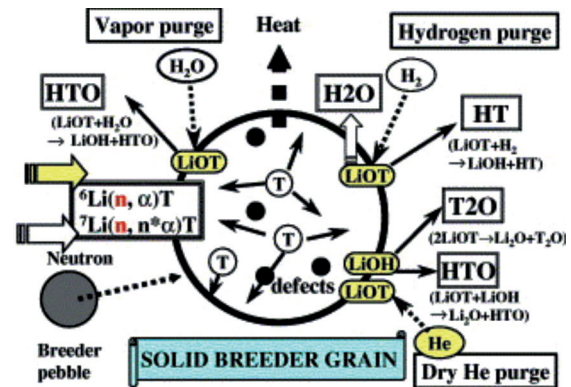


图1 陶瓷增殖剂氚释放过程示意图^[1]

Fig.1 Schematic of tritium transfer phenomena through the ceramic breeder structure

氚释放行为受到多种因素的影响:

(1) 温度: 氚在增殖剂材料晶内的扩散系数和在表面的解吸速率常数都是温度的函数,温度越高,氚的释放速率越快。此外,温度还会影响表面解吸反应机制,从而影响氚的释放化学形态。

(2) 载气组分: 载气组分对于氚释放行为的影响十分显著。载气中加入一定量(0.1%–1%)

的氢气可提高氙的释放速率,减少氙在材料中的滞留量,同时提高氙气(Q_2)的释放比例。这得益于氢气的化学吸附和材料表面氙与氢气之间的同位素交换反应,但氢气对氙释放的促进作用存在饱和效应。载气中加入少量水蒸气也可以提高氙释放速率,且水蒸气对氙释放速率的促进作用比氢气更强,提高的是氙水(Q_2O)的释放比例。与氢气之间的同位素交换反应一般需要在 400℃ 以上才能进行,而与水蒸气之间的同位素交换反应在常温下即可。载气中的氢气在陶瓷增殖剂材料的表面被氧化生成水,这是一个二级反应,且与材料表面活性氧浓度和载气中氢气浓度有关。

(3) 中子辐照:中子辐照对释氙行为的影响体现在释氙温度、释氙化学形态、氙滞留量、氙扩散化学能等。影响机制主要归结于辐照缺陷与氙之间的相互作用,与中子能量、中子注量有关。此外,中子辐照会造成锂基陶瓷中锂的消耗,随着锂消耗的逐渐增加,锂基陶瓷中会产生新的物相,对释氙等各方面性能也会产生影响。

(4) 磁场:在真实聚变堆包层中,陶瓷氙增殖剂不仅面临高温和强流中子辐照,且处于强磁场环境中。磁场会使初级激发子发生自旋转换,从而促进陶瓷增殖剂材料的辐解,增加氙的捕获位点。另外,由于拉莫尔进动效应,即磁场改变带电氙粒子(T^+ 、 T^-)在晶粒内部的扩散路径,从而影响氙在晶内的扩散过程,磁场强度越高、晶粒尺寸越大,磁场效应就越显著。

(5) 材料性质:包括增殖剂材料的化学组分、微观结构等。氙在不同增殖剂材料中扩散系数的一般规律为,锂密度越高,氙的扩散系统越大,通过对化学组分进行控制和优化,有可能改善氙的释放行为。在陶瓷增殖剂表面负载钯(Pd)、铂(Pt)等活性粒子可以促进增殖剂表面氙与载气中氢气之间的同位素交换反应,从而影响氙的释放行为。微观结构主要指晶粒尺寸、密度/孔隙率、孔隙大小及其分布、比表面积等,这些参数之间相互存在关联。晶粒是影响释氙行为的重要因素,一般认为小晶粒尺寸有利于氙的释放,但晶粒尺寸并非越小越好,晶粒尺寸

越小其表面因氙水吸附导致的氙滞留量就越大。孔隙率分为开孔率和闭孔率两种,一般认为前者利于释氙,而后者易导致氙滞留。

(6) 表面杂质:陶瓷增殖剂材料一般具有较强的吸湿性,材料在储存和转移的过程中很容易吸附环境中的水蒸气和二氧化碳,并在材料表面形成 LiOH 和 Li_2CO_3 等化学杂质。水蒸气吸附杂质会使氙气释放比例降低,而在低温区的氙水释放比例增加。碳杂质的存在使主要的释氙峰向高温区移动。因此,增殖剂在服役前需要对表面杂质进行预处理。

2.2 氙增殖剂候选材料研究重心发生转变

前期,国际上针对主要的候选增殖剂材料开展了广泛实验研究,涉及材料种类繁多,含 Li_2O 、 Li_2ZrO_3 、 $LiAlO_2$ 、 Li_2SiO_3 、 Li_4SiO_4 、 Li_2TiO_3 等。随着研究的逐步深入,对各种候选材料的重视程度也在发生变化^[1]。早期重点关注 Li_2O 和 $LiAlO_2$,是因为在众多候选材料中, Li_2O 的锂密度最高,而 $LiAlO_2$ 的热机械稳定性最好。后来发现, Li_2O 存在吸湿性较强、在高温下的锂蒸发严重,同时易发生辐照肿胀等问题;而 $LiAlO_2$ 的主要问题在于释氙性能较差。 Li_2ZrO_3 在热稳定性、吸湿性、抗辐照及释氙性能方面均表现优异,但是存在 Zr 严重活化的问题。目前,国际上把目光集中在了 Li_4SiO_4 和 Li_2TiO_3 ,详见表 1。

表 1 ITER-TBM 固态氙增殖剂候选方案^[24]

Table 1 Candidates of the ceramic breeders for ITER-TBM

国家/组织	TBM 概念	氙增殖剂	中子倍增剂
欧盟	HCPB	Li_4SiO_4 或 Li_2TiO_3	Be
日本	WCCB	Li_2TiO_3	Be
韩国	HCCR	Li_2TiO_3	Be
印度	HCSB	Li_2TiO_3	Be
	LLCB	Li_2TiO_3	—
中国	HCCB	Li_4SiO_4	Be

我国前期增殖剂研究重点在 γ - $LiAlO_2$ 和 Li_2SiO_3 ,近期研究聚焦在 Li_2TiO_3 、 Li_4SiO_4 ,与国

际主流固态包层增殖剂选择的步调一致。中国 ITER 氦冷固态实验包层模块(HCPB TBM) 选用 Li_4SiO_4 小球作为氚增殖剂材料(见表 1)^[24]。中国聚变工程实验堆(CFETR) 采用氦冷固态增殖剂产氦包层和水冷固态增殖剂产氦包层两种概念,基本确定以 Li_4SiO_4 和 Li_2TiO_3 为氚增殖剂^[25]。

3 释氦研究实验装置进展

释氦性能实验研究装置主要分为两大部分:中子辐照装置和释氦实验平台。首先利用中子辐照装置的中子,轰击氚增殖剂进行产氦;然后利用释氦实验平台研究氦释放性能。

3.1 中子辐照装置

3.1.1 现用主要中子辐照装置

(1) 国外主要实验所用装置

迄今为止,绝大多数氚释放实验使用裂变反应堆作为中子源。例如, BEATRIX-II 基于美国 FFTF^[4], EXOTIC 基于荷兰 Petten 的高通量反应堆 HFR^[5-9], 意大利 TRINE 实验/德国释氦实验 LISA1^[26]/法国实验 LILA1^[26]均基于法国 CEA 在 Grenoble 建造的 SILOE 反应堆^[26], 日本释氦实验 VOM 基于日本 JAEA 的 JRR 堆^[27], 释氦实验 TTTEx 基于日本东京大学的 YAYOI 研究堆^[28], 美国在线氦实验 TIRO 基于橡树岭实验堆 ORR^[29], 辐照实验 FUBR-1B 基于美国增殖快堆 EBR-II^[30], 加拿大 CRITIC 氦实验基于加拿大乔克河实验室的 NRU 堆等^[31]。

(2) 国内主要实验所用装置

中国同样采用非聚变中子开展固态氚增殖剂释氦实验研究。20 世纪 90 年代中期至末期, 沈文德、曹小华等研究 $\gamma\text{-LiAlO}_2$ 的释氦行为^[14] 是基于混合堆在线产氦模拟装置 300# 堆, 杨本福等开展 $\gamma\text{-LiAlO}_2$ 实验研究时将样品放置在游泳池式轻水反应堆内辐照^[15-16]; 2000 年后, 康春梅、肖成建、冉光明及罗广南研究室等开展的氚增殖剂释氦实验研究, 均基于 909 反应堆、中国绵阳研究堆、中国岷江反应堆、日本京都大学研究堆等裂变堆, 辐照中子均为热中子^[18-22], 详见表 2。

表 2 国内释氦实验研究主要单位及所用中子辐照装置
Table 2 Main research institutions of tritium release experiment in China and neutron irradiation devices used

研究单位	增殖剂	中子辐照实验装置 (非 DT 聚变中子)
中国工程物理研究院核物理与化学研究所	$\gamma\text{-LiAlO}_2$ 、 Li_2SiO_3 、 Li_2O 、 Li_4SiO_4 、 Li_2TiO_3	混合堆在线产氦模拟装置 300# 堆、909 反应堆、中国绵阳研究堆 (CMRR)、中国岷江反应堆 ^{注 1}
中国原子能科学研究院	Li_2SiO_3 Li_4SiO_4	$1.2 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$ 反应堆, 未提供堆名称 中国先进反应堆 (CARR)
中国科学院合肥物质科学研究院	Li_2TiO_3	日本京都大学研究堆 ^{注 2}

注 1: 中国岷江反应堆的运营单位为中国核动力研究设计院, 这里的单位指开展释氦实验的研究单位。

注 2: 日本京都大学研究堆的运营单位为日本京都大学, 这里的单位指开展释氦实验的研究单位。

近几年来, 在国家磁约束核聚变能发展研究专项等支持下, 中国两大反应堆中子源装置——中国绵阳研究堆 (CMRR) 和中国先进反应堆 (CARR) 已建成固态氚增殖剂在线产氦与提氦实验平台。目前, CMRR 堆内辐照实验回路对不同 ^6Li 富集度的 Li_4SiO_4 和 Li_2TiO_3 进行了系列辐照实验, 研究了载气流量及成分、堆功率及样品温度对释氦行为的影响^[32-33]; 并完成了 CMRR 百居里级在线产氦实验研究平台 (100 Ci/次) 的升级设计^[34]。CARR 堆由中国原子能研究院自主研发、设计和建造, 2019 年完成锂陶瓷靶件堆内辐照考核^[35], 但目前尚未看到实验数据及处理结果的相关报道。

3.1.2 聚变中子源研发进展

上述裂变堆中子能谱与聚变中子存在巨大差异, 导致中子辐照锂的氚增殖性能与释氦性能可能不同。

日本原子能机构 JAEA 从 2009 年开始采用 $10^{11-12} \text{n} \cdot \text{s}^{-1}$ 聚变中子源 FNS 进行氦释放实

验^[36-39],主要针对日本水冷测试包层 WCCB TBM 首选氦增殖剂 Li_2TiO_3 小球,研究其氦释放行为对温度的依赖性,测试了吹扫气体的影响。同时研究中子辐照过程中和辐照后 Li_2TiO_3 中氦的瞬态行为,包括氦的化学形态信息等。该聚变中子源几年前已关闭^[40]。鉴于聚变电站开发项目计划在 2035 年前后获取氦氘聚变示范堆材料的初始辐照数据,从而确定聚变示范堆的建造,日本已经启动先进聚变中子源 A-FNS 项目^[41]。A-FNS 是一种加速器驱动中子源,利用 $\text{Li}(d, xn)$ 核反应模拟 DT 聚变中子,用于测试和鉴定日本聚变示范堆概念的组件结构和功能材料。目前已经完成 A-FNS 的概念设计,预计氦与锂发生核反应后,靶上将产生 $6.8 \times 10^{16} \text{ n} \cdot \text{s}^{-1}$ 中子,能量峰值约为 14 MeV,工程设计将于 2025 年完成^[42]。专设氦释放测试模块 (TRTM) (见图 2)^[41],利用在线测量方法,对辐照卵石的氦释放特性和氦回收特性进行评价,使用电离室测量氦吹扫气体中的氦,辐照温度为 $300^\circ\text{C} - 1000^\circ\text{C}$ 。

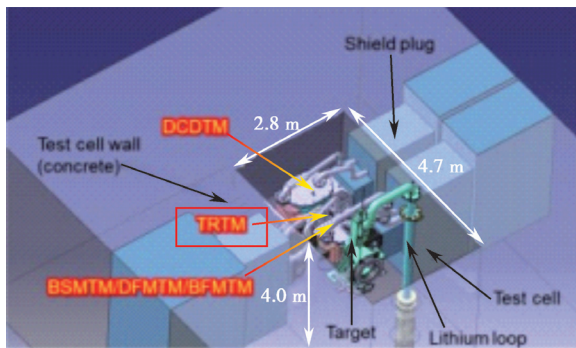


图 2 日本先进聚变中子源 A-FNS 测试模块布局图
Fig.2 Arrangement of the test modules in the test cell of A-FNS

欧洲也正在设计类似于 A-FNS 的设施,即国际聚变材料辐照设施-示范中子源 IFMIF-DONES^[43]。这两个设施的设计都是基于 IFMIF 的初步工程设计报告^[44]。

韩国目前还未开展聚变固态氦增殖剂的产氦释氦实验,但近期已经在洽谈利用中国的聚变中子源开展相关实验。同时,为缩小 ITER 与韩国 DEMO 之间的差距,韩国原子能研究所

KAERI 近几年制定了发展聚变中子源的路线图,计划并开始实施聚变中子源 V-FNS 开发项目^[45],其主要用来开展 ITER 试验包层模块 (TBM) 之外的氦增殖试验、材料辐照试验和整体组件试验。

我国从 20 世纪 80 年代开始氦氘聚变中子源的研制,中子产额较高的包括中国原子能科学研究院 CPNG-6^[46]、兰州大学 ZF-300/400^[47]、中国工程物理研究院 PD-300^[48]、中国科学院合肥物质科学研究院 HINEG,均为加速器型中子源,中子流强 $10^{10-12} \text{ n} \cdot \text{s}^{-1}$;部分聚变中子源已开展氦增殖包层中子学模块产氦性能实验研究^[49-51],可利用该宝贵的聚变中子源提供辐照条件,研究氦增殖剂的释氦性能。此外,为提供更加真实的聚变堆环境(中子/离子辐照、磁场、温度场等)、更大的测试体积,解决聚变堆工程化应用面临的材料/部件服役性能验证问题,2018 年中国科学院合肥物质科学研究院和俄罗斯布德科尔核物理研究所联合发起国际大科学计划倡议——国际高通量聚变中子源 ALIANCE (Axisymmetric Linear Advanced Neutron source, 寓意盟友、倡导合作)^[52]。ALIANCE 是基于气动磁镜 (Gas Dynamic Trap, GDT) 的聚变中子源,目标为每秒产生 10^{18} 个 D-T 中子,可为氦增殖剂性能测试提供聚变堆真实辐照环境。目前该装置已完成初步概念设计(见图 3)。

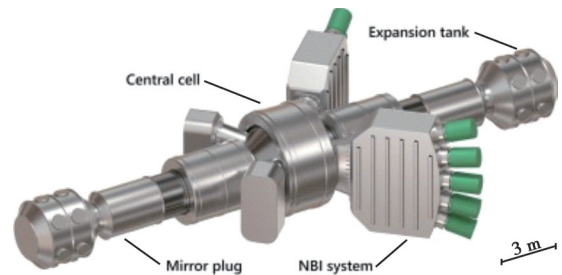


图 3 国际高通量聚变中子源 ALIANCE 示意图
Fig.3 Schematic view of the ALIANCE

3.2 释氦实验平台

国内外目前关于释氦性能实验的主要流程大同小异:加热辐照后的氦增殖剂样品释放出氦,通过气体吹扫将释放出的氦输送至氦测量系统,氦测量系统甄别氦的化学形态。

3.2.1 氚测量技术

氚测量技术是释氚实验平台的核心技术, 可通过在线和离线两种方式, 或两种方式组合:

(1) 在线测量方式。通常首先利用正比计数器或电离室等在线测量到氚的总量 (Q_2O+Q_2 , 即氚水 + 氚气), 再利用冷阱或鼓泡器收集 Q_2O 后, 通过测量 Q_2 量, 从而分别获得氚水和氚气的含量。

(2) 离线测量方式。通常将含氚气体 (Q_2+Q_2O) 中的 Q_2O 通过冷阱或鼓泡器收集, 未被收集的 Q_2 被催化氧化为 Q_2O 后再被收集; 分别测量两级氚水收集系统中的氚水量, 即可获得氚水和氚气的含量。目前释氚系统中主流采用鼓泡器作为氚水的收集器, 离线采用液体闪烁计数器测定鼓泡器收集氚的活度, 进而推导获得氚水的含量。

日本原子能机构于 2016 年报道了电离室在线测量、鼓泡器结合液闪离线测量结果的对比: 其释氚平台中^[38]使用两级电离室在线测量含氚气体, 并同时采用两级鼓泡器结合液体闪烁计数器进行离线测量。第一级电离室位于第一个鼓泡器前, 监测总的氚比活度; 第二级电离室位于第一个鼓泡器后, 监测 Q_2 形式的氚。电离室测到的氚释放曲线与液闪测量输出相互校核时发现, 对于延迟的 Q_2 气, 电离室测得的总氚放射性比液闪大 6 倍 (见图 4); 如使用电离室用于在线氚探测, 需分清两者差别的来源。中

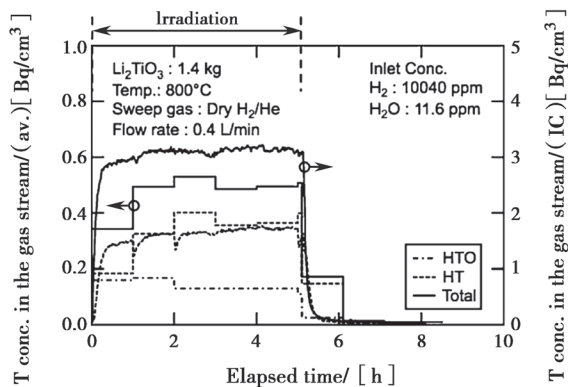


图 4 电离室测量与液闪测量结果对比 (左右轴分别为液闪所测鼓泡器数据、电离室测量数据)^[39]

Fig.4 Comparison between IC and LSC (right axis and left one are from ICs and bubblers, respectively)

国工程物理研究院核物理与化学研究所 2018 年报道其释氚平台采用两种电离室, 一种为“套筒”电离室, 另一种为“丝壁”电离室, 分别测量载气中的总氚和载气中的氚气, 指出电离室的记忆效应和杰西效应使其检测限升高, 或电离室信号增加^[20], 不太适合作为释氚实验的精确测量。

关于 Q_2 催化氧化技术, 释氚实验平台上多采用氧化铜小颗粒作为氧化剂^[19-20,37]。2016 年, 日本原子能机构报道了聚变中子源上新的释氚系统, 使用疏水性重金属有机催化剂代替 CuO ^[38]; 如图 5 所示, 对比实验证明, 氚化水首先被吸附在 CuO 的亲水表面, 造成从 CuO 表面解吸较晚, 从而使 Li_2TiO_3 的释氚行为发生延迟^[39]。

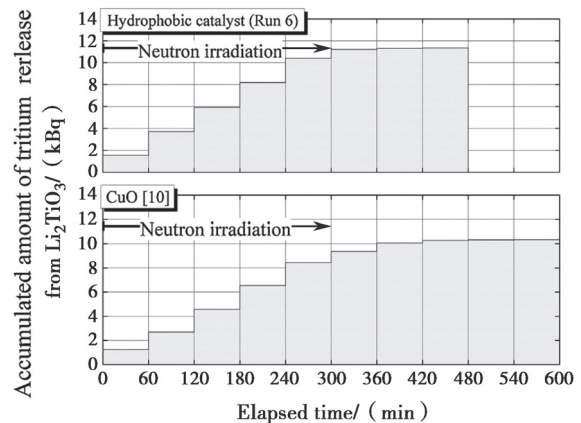


图 5 Li_2TiO_3 在 723 K 温度、 H_2/He 混合气体吹扫下, 累计释氚量随时间的变化情况

Fig.5 Variation of the accumulated amount of tritium released from Li_2TiO_3 during the purge by H_2/He mixture gas at 723 K

为了对氚增殖剂表面发生的过程进行完整的分析, 哈萨克斯坦国立大学于 2021 年公开报道了一种真空萃取联用质谱控制方法^[12]。实验设备包括安瓿装置、抽真空系统、信息和测量系统。其中, 实验安瓿装置由不锈钢管制成, 安装在加载通道中, 确保试样位于 WWR-K 堆芯中心位置; 整个高真空系统采用 QCF 标准 (快速熔接) 元件连接; 测量设备提供设施系统参数的控制和记录, 包括四极质谱仪用于分析反应堆实验期间设施体积中的残余气体、热电偶测量样品位置的温度。利用该方法得到了反应堆辐

照过程中,增殖剂陶瓷安瓿中气体成分变化的依赖关系。

3.2.2 聚变中子源释氦实验平台进展

裂变堆释氦实验平台研究氦的产生量和释放行为具有一定的参考价值。然而,实验条件与实际包层条件不同。堆内实验时氦测量系统的规模不可避免地变大,一方面成本昂贵,另一方面由于系统效应等导致氦增殖剂释氦行为评估遇到困难。为此,日本原子能机构 JAEA 基于聚变中子源建设释氦系统,并开展多次氦释放实验,研究影响释氦性能因素及释氦测量相关技术。

中国科学院合肥物质科学研究院基于已建的强流氦聚变中子源(如图 6 所示),正在研制固态氦增殖剂球床先进释氦平台。拟制定鼓风机系统控制与更换规则,并开发鼓风机在线更换技术,不仅可以探测总的释氦量,而且可以获得不同的氦化学形态随时间的变化数据。初步选择疏水性重金属有机催化剂作为备选,避免常用 CuO 使氦增殖剂释氦行为发生延迟的问题,并进一步调研测试更环保、经济且成熟的方案(如疏水性无机催化剂)。目前该装置已完成详细工程设计和主体结构搭建,预计 2022 年完成建造。



图 6 强流氦聚变中子源

Fig.6 High intensity D-T fusion neutron generator

4 总结与展望

氦增殖与氦自持是聚变能工程应用和稳定运行必须解决的关键技术之一,固态氦

增殖材料的释氦性能是重要的研究课题。本文梳理分析了国内外固态氦增殖剂释氦研究实验。

(1) 国际上开展了大量释氦实验研究氦增殖材料中氦的释放与滞留行为及影响因素,涉及增殖剂种类繁多,如 Li_2O 、 Li_2SiO_3 、 LiAlO_2 、 Li_2ZrO_3 、 Li_8ZrO_6 、 Li_4SiO_4 和 Li_2TiO_3 等。中国在陶瓷增殖剂方面的研究起步较晚。

(2) 通过国内外的释氦实验研究,对于陶瓷增殖剂释氦过程及其影响因素已有一定程度的认识,关于氦增殖剂材料的关注重点也在发生变化。目前国内与国际主流固态包层增殖剂选择的步调一致,都把目光集中在 Li_4SiO_4 、 Li_2TiO_3 及基于该材料的先进氦增殖剂材料。

(3) 迄今为止开展的氦释放实验,大都使用反应堆提供中子进行产氦,是目前研究氦增殖剂辐照产氦和氦释放行为以及开发验证在线氦提取技术的有效途径,也获得了很多有意义的数据和成果。但裂变堆中子能谱与聚变中子存在巨大差异,日本、欧盟、韩国等国家和机构已开展和即将开展基于已有聚变中子源辐照释氦行为研究,并正在设计建造更高流强的聚变中子源用于氦增殖和释氦实验。

(4) 氦测量技术是释氦行为研究的核心技术。中国科学院合肥物质科学研究院基于已建并稳定运行的氦聚变中子源,正在研制先进的释氦性能实验平台,预计 2022 年完成建设。此外,为提供更加真实的聚变堆环境、更大的测试体积,联合发起了国际大科学计划倡议——ALIANACE,用以支撑研究聚变堆氦增殖与氦自持关键技术研究中所面临的相关科学和工程问题。

参考文献

- [1] J. G. van der Laan, J. Reimann, A. V. Fedorov. 6.05 Ceramic Breeder Materials [EB/OL]. Comprehensive Nuclear Materials (Second Edition), 2016, 6: 114-175.
- [2] C. E. Johnson, T. C. Reuther, J. M. Dupouy. BEATRIX—the International Breeder Materials Exchange [C]. Fusion

- Technology 1986, 1986, 1: 1197–1201.
- Fusion Technology 1986, Volume 1 contains the proceedings of the 14th Symposium on Fusion Technology held in Avignon, France, on September 8–12, 1986.
- [3] G. W. Hollenberg, H. Watanabe, I. J. Hastings, et al. BEATRIX-II: a multinational solid breeder materials experiment [J]. Journal of Nuclear Materials, 1992, 191–194 (Part A): 23–29.
- [4] T. Kurasawa, O. D. Slagle, G. W. Hollenberg, et al. BEATRIX-II, PHASE II: in situ tritium recovery from a thin-walled Li_2O ring irradiated in a fast neutron flux [C]. Fusion Technology 1992, 1993, 1: 1404–1408.
- Fusion Technology 1992, contains Proceedings of the 17th Symposium On Fusion Technology, Rome, Italy, 14–18 September 1992.
- [5] H. Kwast, R. Conrad, J. D. Elen. EXOTIC, an experimental programme on the development of ceramic tritium breeding materials [J]. Journal of Nuclear Materials, 1985, 133–134: 246–250.
- [6] H. K. Jeykamp. Chemical interactions in the EXOTIC-7 experiment [J]. Journal of Nuclear Materials, 1999, 273: 171–176.
- [7] G. Piazza, A. Erbe, R. Rolli. Post-irradiation examinations of Li_4SiO_4 pebbles irradiated in the EXOTIC-8 experiment [J]. Journal of Nuclear Materials, 2004, 329–333 (B): 1260–1265.
- [8] M. M. W. Peeters, A. J. Magielsen, M. P. Stijkel, et al. In-pile tritium release behavior of lithiummetatitanate produced by extrusion–spheroidisation–sintering process in EXOTIC-9/1 in the high flux reactor, Petten [J]. Fusion Engineering and Design, 2007, 82 (15–24): 2318–2325.
- [9] A. V. Fedorov, S. van Til, A. J. Magielsen, et al. Tritium permeation and desorption in reduced activation martensitic steels studied in EXOTIC-9/1 irradiation experiment [J]. Journal of Nuclear Materials 442 (2013) S723–S725.
- [10] C. Alvani, J. Avon, S. Casadio, et al. Effects of sweep gas oxidizing power on tritium release from Li–ceramics and on its permeation through 316L SS clads under irradiation (TRINE experiment) [J]. Journal of Nuclear Materials, 1996, 233–237: 1441–1445.
- [11] K. Tsuchiya, A. Kikukawa, D. Yamaki, et al. In-situ tritium release behavior from Li_2TiO_3 pebble-bed [J]. Fusion Engineering and Design, 2001, 58–59: 679–682.
- [12] P. Blynskiy, Ye Chikhray, T. Kulsartov, et al. Experiments on tritium generation and yield from lithium ceramics during neutron irradiation [J], International Journal of Hydrogen Energy, 2021, 46 (13): 9186–9192.
- [13] 侯京伟, 罗阳明, 陈晓军. 产氚锂陶瓷的研究现状 [J]. 核技术, 2010, 第 33 卷第 8 期: 631–635.
- [14] 沈文德, 曹小华, 姜亦祥, 等. 混合堆产氚演示回路及其氦释放实验 [J]. 核动力工程, 1994, 15 (6): 555–562.
- [15] 杨本福, 方竞平, 曹小华, 等. 锂陶瓷 $\gamma\text{-LiAlO}_2$ 放氦行为研究 [J]. 原子能科学技术, 1999, 33: 441–445.
- [16] 杨本福, 曹小华, 罗顺中. 用热解吸法研究锂陶瓷中氦扩散行为 [J]. 核技术, 2001, 24: 321–327.
- [17] 毛世奇, A. N. Krutiakov, E. I. Saunin, 等. 氦在 Li_2SiO_3 中释放行为研究 [J]. 原子能科学技术, 1997, 31 (5): 468–471.
- [18] 康春梅. 锂陶瓷增殖剂 Li_4SiO_4 表面释氦行为研究 [D]. 绵阳: 中国工程物理研究院, 2013.
- [19] 肖成建. 锂陶瓷微球释氦行为及其与辐照缺陷的相关性研究 [D]. 绵阳: 中国工程物理研究院, 2013.
- [20] 冉光明. 陶瓷增殖剂 Li_4SiO_4 释氦行为的关键影响因素研究 [D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2016.
- [21] G. M. Ran, C. J. Xiao, X. Chen, et al. Annihilation behavior of irradiation defects in Li_4SiO_4 irradiated with high thermal neutron fluence [J]. Journal of Nuclear Materials, 2017, 491: 43–47.
- [22] 汪京. 陶瓷增殖剂 Li_2TiO_3 中行为及其对氦同位素释放影响的研究 [D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2018.
- [23] S. X. Gu, B. L. Ji, Q. Qi, et al. The effects of irradiation and high temperature on chemical states in Li_2TiO_3 [J]. International Journal of Hydrogen Energy, 2019, 44: 32151–32157.
- [24] L. M. Giancarli, X. Bravo, S. Cho, et al. Overview of recent ITER TBM program activities [J]. Fusion Engineering and Design, 2020, 158: 111674.
- [25] Y. X. Wan, J. G. Li, Y. Liu, et al. Overview of the present progress and activities on the CFETR [J]. Nuclear Fusion, 2017, 57: 102009.
- [26] H. Werle, J. J. Abassin, M. Briec, et al. The LISA1 experiment: In-situ tritium release investigations [J]. Journal of Nuclear Materials, 1986, 141–143 (1): 321–326.
- [27] T. Kurasawa. The VOM/JRR-2 experiments; performance of in-situ tritium release from the lithium ceramics [J]. Journal of Nuclear Materials, 1994, 212–215 (Part B): 937–941.
- [28] S. Tanaka, T. Terai, M. Yamawaki. Study on tritium release from solid breeding materials using the research reactor

- “YAYOI” [J]. Progress in Nuclear Energy, 1998, 32(1-2): 71-95.
- [29] R.G. Clemmer, P.A. Finn, B. Misra, et al. The TRIO experiment [J]. Journal of Nuclear Materials, 1985, 133: 171-175.
- [30] G. W. Hollenberg, C. Alvani, B. Rasneur, et al. The FUBR-1B experiment in BEATRIX-I: design and materials characterization [J]. Journal of Nuclear Materials, 155-157 (Part 1): 563-567.
- [31] R. A. Verrall, J. M. Miller, P. Gierszewski. Performance of a Li_2TiO_3 pebble-bed in the CRITIC-III irradiation [J]. Journal of Nuclear Materials, 2000, 281(1): 71-79.
- [32] R. d. Li, X. Yang, G. B. Wang, et al. An in-pile experimental loop for the irradiation of tritium breeding ceramics in China Mianyang research reactor (CMRR) [J]. Fusion Engineering and Design, 2021, 164: 112192.
- [33] C. J. Xiao. In-pile irradiation and tritium extraction tests of tritium breeder [C]. 3rd Asia-Pacific Symposium on Tritium Science (APSOT-3), 2020, Toyama, Japan, November 3-6.
- [34] 彭述明. CFETR 增殖包层氚提取与测量系统关键工程技术研究进展 [C]. 第一届中国磁约束聚变能大会暨聚变能活动周 (CFEC 2019), 四川乐山, 2019-11-26.
- [35] 左彦慈, 李雪辉. 中国先进研究堆 2019 年度运行年报 [J]. 中国原子能科学研究院年报, 2019 年 00 期.
- [36] Y. Kawamura, K. Ochiai, T. Hoshino, et al. Effect of sweep gas species on tritium release behavior from lithium titanate packed bed during 14 MeV neutron irradiation [J]. Fusion Engineering and Design, 2012, 87: 1253-1257.
- [37] K. Ochiai, Y. Kawamura, T. Hoshino. DT neutron irradiation experiment for evaluation of tritium recovery from WCCB Blanket [J]. Fusion Engineering and Design, 2014, 89: 1464-1468.
- [38] K. Ochiai, Y. Edao, T. Hoshino, et al. A new blanket tritium recovery experiment with intense DT neutron source at JAEA FNS [J]. Fusion Engineering and Design, 2016, 109-111: 1143-1147.
- [39] Y. Edao, Y. Kawamura, T. Hoshino, et al. Evaluation of tritium release behavior from Li_2TiO_3 during DT neutron irradiation by use of an improved tritium collection method [J]. Fusion Engineering and Design, 2016, 112: 480-485.
- [40] Y. Kawamura, H. Tanigawa, T. Hirose, et al. Status of water cooled ceramic breeder blanket development [J]. Fusion Engineering and Design, 2018, 136: 1550-1556.
- [41] S. Sato, M. Nakamura, S. Kwon, et al. Overview of test modules for Advanced Fusion Neutron Source A-FNS [J]. Fusion Engineering and Design, 2020, 155: 111714.
- [42] Makoto M. Nakamura, S. Sato, M. Ohta, et al. Key conception of the remote maintenance for the target assembly of Advanced Fusion Neutron Source (A-FNS) [J]. Fusion Engineering and Design, 2019, 146: 1515-1519.
- [43] A. Ibarra, F. Arbeiter, D. Bernardi, et al. The IFMIF-DONES project: preliminary engineering design [J]. Nuclear Fusion, 2018, 58: 105002.
- [44] J. Knaster, P. Garin, H. Matsumoto, et al. Overview of the IFMIF/EVEDA project [J]. Nuclear Fusion, 2017, 57: 102016.
- [45] D. W. Lee, S. H. Kim, B. Jung et al. Plan and progress of the fusion neutron sources development at KAERI for fusion and fission applications [J]. Fusion Engineering and Design, 2019, 146 (Part B): 1419-1422.
- [46] 沈冠仁, 关遐令, 陈洪涛. CPNG 脉冲化装置的研制 [J]. 核技术, 2002, 25(9): 730-736.
- [47] 苏桐龄. 强流中子发生器及其应用 [J]. 核技术, 1989, 12(8-9): 553-556.
- [48] 刘荣, 亢武, 周长庚. 纳秒脉冲/直流强中子发生器及其性能测试 [J]. 中国工程物理研究院科技年报 (2008 年版), 2009: 39.
- [49] 陈舞辉. CFETR 水冷包层中子学模块设计与实验研究 [D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2020.
- [50] 熊厚华, 陈思泽, 王永峰, 等. 基于氘氚聚变中子源的双功能锂铅包层 (DFLL-TBM) 模型中子学实验 [J]. 核科学与工程, 2018, 38(1): 75-80.
- [51] 曾正魁. 双功能液态铅锂包层中子学实验与数值模拟研究 [D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2020.
- [52] W. J. Yang, Q. S. Zeng, C. Chen, et al. Shielding design and neutronics calculation of the GDT based fusion neutron source

ALIANCE [J] . Fusion Engineering and Design, 2021, 164: 112221.

Status Analysis of Tritium Release Experiments for Solid Tritium Breeders

Wang Haixia¹, Zeng Zhengkui², Zhang Siwei¹, Han Jincheng^{1,3}, Chen Size¹,
Li Taosheng¹, Yu Jie¹

(1. Hefei Institute of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei of Anhui Province 230031, 2. School of Nuclear Technology and Chemistry & Biology, Hubei University of Science and Technology, Xian'ning 437100, 3. University of Science and Technology of China, Hefei of Anhui Province 230026)

Abstract: Tritium self-sufficiency is one of the key technologies for engineering application and steady operation of deuterium tritium fusion energy, and tritium breeder is the critical functional material to realize tritium self-sufficiency. Due to its inherent thermal stability and chemical inertness, lithium-based ceramics have unique advantages in safety performance, and are regarded as tritium breeder materials with great development prospects. Not only high tritium production rate, but also release as much tritium as possible are required for ceramic breeders. In this paper, the main tritium release experiments of solid tritium breeders at home and abroad are summarized, and the research progress and status of tritium breeder materials, irradiation devices and tritium release experimental platform are analyzed, trying to provide reference for the future tritium release experimental research of fusion tritium breeders and the development of related devices and technologies.

Key words: Tritium self-sufficiency; Solid breeders; Tritium release experiment; Fusion neutrons; Tritium release platform

(责任编辑：梁 晔)

徐苗苗,乐志东,林支康,等.蒸汽发生器传热管破裂事故缓解措施研究[J].核安全,2022,21(2):62-67.

Xu Miaomiao, Le Zhidong, Lin Zhikang, et al.. Study on Steam Generator Tube Rupture Mitigation [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(2): 62-67.

蒸汽发生器传热管破裂事故缓解措施研究

徐苗苗, 乐志东, 林支康, 沈永刚

(中广核研究院有限公司反应堆工程设计与安全研究中心, 深圳, 518026)

摘要: 为降低蒸汽发生器传热管破裂(SGTR)事故放射性后果, 本文以华龙一号堆型为对象, 分析总结了 SGTR 事故缓解的特点, 使用成熟工程程序对 SGTR 事故缓解进行了优化分析。分析表明, 根据放射性报警信号识别 SGTR 事故, 并在停堆时隔离破损 SG, 可以显著降低破损 SG 的蒸汽排放量和破口流量, 是降低 SGTR 事故放射性后果的可行方向。

关键词: SGTR; 事故缓解; 放射性后果

中图分类号: TL364 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360(2022)02-0062-06

单根蒸汽发生器传热管破裂(SGTR)事故是压水堆核电厂的重要设计基准事故。由于传热管破裂和二次侧释放阀或安全阀的打开, 导致反应堆第二、三道(冷却剂压力边界和安全壳)完整性丧失, 放射性物质可能直接向环境释放^[1]。

蒸汽发生器传热管长期处于高温高压的环境下, 并且一、二回路水会对 U 型管产生腐蚀, 可能导致传热管破裂^[2]。依据核电厂运行经验, 单根 SGTR 事故定义为 III 类事故^[3]。SGTR 事故破口尺寸相对较小, 事故后堆芯一般保持淹没状态, 能够维持堆芯冷却。对于压水堆核电厂, 一回路压力高于二回路压力, SGTR 事故发生后, 带有放射性的一回路冷却剂通过破口流入蒸汽发生器(SG)二次侧, 通过二次侧管道、阀门, 排放至冷凝器或环境中, 引起放射性释放(见图 1)。

SGTR 事故是设计基准事故中最挑战安全准则的事故之一^[4]。为降低事故后果, 业界对事故缓解手段或者事故后源项分析方法开展了大量分析研究。在事故缓解方面, CPR1000 机

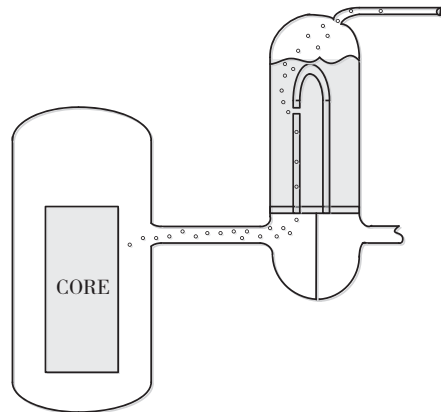


图 1 SGTR 事故示意图

Fig.1 Diagram for SGTR Accident

组可以通过减少辅助给水注入和 SGTR 破口泄漏流量来防止满溢^[5]。国内三代堆相比二代堆进行了改进, 包括放射性探测、蒸汽发生器设计和事故缓解的安全措施^[6-8]。由于 SGTR 事故放射性后果卡关, 在评价后果时应注意选择适当的源项分析方法^[9,10]。

本文基于对单根 SGTR 事故缓解特点的研究, 通过分析识别降低 SGTR 事故后果的策略、

收稿日期: 2021-06-23 修回日期: 2022-03-08

作者简介: 徐苗苗(1992—), 女, 安全分析工程师, 硕士研究生, 现主要从事反应堆安全分析方面的研究

方案,对不同事故缓解措施进行研究分析,从而为工程上提升 SGTR 事故后果裕量提供参考。

1 SGTR 事故缓解特点

SGTR 事故发生后,一回路冷却剂向二回路泄漏,导致一回路水装量减少、压力下降,二回路水装量增加、水位上升。本节将从反应堆三大安全功能角度,介绍 SGTR 事故缓解特点。

1.1 反应性控制

始发事件无正反应性引入,SGTR 事故对反应性控制功能挑战较小。但是,由于事故始发事件破口连通了一、二回路,因此应优先执行二回路降温降压,尽量避免事故处理过程中发生二次侧向一次侧的倒流,确保堆芯处于次临界状态。

1.2 余热排出

由于一回路存在水装量丧失,一回路水装量和堆芯冷却可能受到挑战,需要补水手段及热量排出手段。

对于一回路冷却剂丧失事故,破口流量由安注系统补偿,堆芯热量通过破口及二次侧带出。SGTR 事故引起一回路冷却剂丧失,但特殊在破口尺寸较小,破口流量较小,控制系统的补水流量有可能可以补偿破口流量。另外,其破口流量泄漏至蒸汽发生器内而非安全壳内,依靠破口带出的热量有限,主要通过二次侧或一回路余热排出带走堆芯热量。

1.3 放射性包容

SGTR 事故后,一回路边界及安全壳完整性丧失,由于一回路边界完整性短期内无法恢复,需及时限制安全壳旁通,平衡一、二回路压差,减少一回路向二回路泄漏,从而减少放射性释放。

SGTR 事故下需要二次侧带热,二次侧的释放阀或安全阀会打开以满足一回路带热需求。但是,如果使用破损环路的蒸汽排放列,会导致带有放射性蒸汽或液体直接释放至环境中。因此,为降低放射性释放,需尽可能减少使用破损列,尽量防止破损 SG 满溢,隔离破损 SG 的水侧和汽侧。

对于典型压水堆,满功率运行时一回路压力一般比二回路高约 8 MPa。为减少一回路向二回路泄漏,需要尽快平衡一、二回路的压差。因此,一回路需要尽快执行降压。SGTR 事故过程中,一、二回路压力变化示意图如图 2 所示。

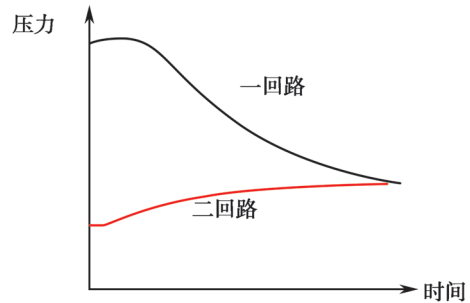


图 2 一、二回路压力变化示意图

Fig.2 Primary and Secondary Side Pressure Trends

2 SGTR 事故缓解策略

本节以华龙一号机组^[11]为研究对象。

2.1 缓解策略介绍

华龙一号是在 30 多年来我国核电设计、建设、运营及研发所积累的经验、技术和人才的基础上,研发的具有自主知识产权的三代百万千瓦级核电技术。对于华龙一号机组,SGTR 事故发生后,一回路水装量减少,泄漏到二回路,引发放射性报警,一回路压力下降,二回路破损,SG 水位上升,导致反应堆停堆,汽轮机停机,主给水隔离。此时,SG 压力迅速上升,当达到蒸汽大气排放系统(VDA)开启整定值时,VDA 打开,被污染的蒸汽通过破损 SG 的 VDA 排向大气。持续丧失水装量和冷却收缩导致稳压器排空,一回路降压,进而可能触发安注信号,但由于此时一回路压力高于中压安注(MHSI)压头,安注水并不会注入。中压快速冷却(MCD)因安注信号触发,MCD 通过降低 VDA 整定值,以 250℃/h 的速率降温,MCD 结束时,3 台 SG 的二次侧压力低于 MHSI 压头。

根据放射性信号或者 SG 水位信号,操纵员识别并隔离破损 SG。破损 SG 的隔离使其二次侧压力上升,当一、二次侧压力维持平衡时,破口泄漏终止。为达到安全停堆状态,需要继续对一

回路降温降压。操纵员通过完好 SG 进行冷却,同时保证一列 MHSI 运行,以维持破损 SG 一、二次侧的压力平衡,应急硼化系统(RBS)对一回路进行硼化。冷却阶段末期,一回路压力接近 MHSI 压头,高于安注余热排出模式(RIS/RHR)的接入压力。操纵员通过破损 SG 的 VDA 或稳压器喷淋进行最终降压,以达到余热排出系统接入条件。若此时破损 SG 水位过高,需先打开 SG 的转移管线,将破损 SG 中的水转移至完好 SG,为降压做好准备。最终降压后,便可达到余热排出系统接入条件。SGTR 事故缓解过程中的主要安全系统和功能总结见表 1。

表 1 主要安全系统和功能

Table 1 Main safety Functions and Safety Systems

三大安全功能	缓解手段	安全系统 / 功能
反应性控制	反应堆停堆 硼化	棒控和棒位系统 (RGL) 应急硼化系统 (RBS)
余热排出	安注注入 降温降压 安注余热排出	安全注入系统 (RIS) 应急给水系统 (ASG) 蒸汽大气排放系统 (VDA) 安注余热排出模式 (RIS/RHR)
放射性包容	平衡一、二回路压差 隔离破损 SG 防止破损 SG 满溢	VDA 对于破损环路: 隔离主蒸汽隔离阀 (MSIV) 调高 VDA 整定值 隔离 ASG 隔离主给水 (ARE) 隔离 ASG 蒸汽发生器排污系统 (APG) (SG 转水)

2.2 潜在优化策略

从上述缓解策略来看,降低 SGTR 事故后的放射性释放有两大方向:一是减少一回路向二回路的泄漏;二是减少二次侧向环境的释放。

华龙一号堆型在两方面均有考虑。在减少一、二回路泄漏方面,华龙一号取消了高压

安注,用 MHSI 和 MCD 保证小破口下的水装量要求,使得事故后一回路压力降低,并且通过 MHSI 压头的设计使得一回路压力维持在较低水平。在减少二次侧排放方面,通过设置自动隔离破损环路 ASG、SG 转水功能,华龙一号能够有效防止破损 SG 满溢。

考虑进一步降低华龙一号 SGTR 事故后果的主要方向为:(1)一、二回路泄漏由一、二次侧压力决定,目前华龙一号 SGTR 事故进程中,一、二次侧压力主要由系统初始压力、MHSI 压头、二次侧承压能力决定,与系统设计紧密相关,不具备实际可行的优化空间;(2)二次侧向环境的释放主要和破损 SG 的隔离时间有关,在现行华龙一号的缓解策略中,通过“MCD 结束后 SG 水位高 2”信号或操纵员手动操作,进行破损 SG 隔离。为可靠地识别 SGTR 事故,实际上,华龙一号堆型配备了安全一级的放射性检测,并能够很快探测到事故发生。结合这一信号,有可能较早隔离破损 SG。

若结合 SGTR 事故特有的放射性信号进行破损 SG 隔离,则只能使用完好 SG 进行 MCD。根据华龙一号设计,一列 SG 可以实现 MCD 降温速率。为降低保护信号变更对其他事故的影响,在发生其他非 SGTR 事故时,如失水事故,MCD 仍需通过所有 SG 执行。为评估破损 SG 不参与 MCD 的可行性和潜在的影响,根据 SGTR 事故进程,可评估如下四种情况:

工况 1:放射性报警出现且反应堆已停堆,隔离破损 SG,MCD 时使用完好 SG。

工况 2:放射性报警和 MCD 信号同时存在,隔离破损 SG,同时完好 SG 执行 MCD。

工况 3:放射性报警,操纵员手动使用完好 SG 执行 MCD。

基础工况:放射性报警,操纵员手动使用所有 SG 执行 MCD。

3 优化效应分析

为研究破损 SG 隔离对放射性后果的影响,可以使用 CATHARE 程序进行 SGTR 事故瞬态的模拟分析。CATHARE 程序是成熟的热工水

力系统程序,经过了大量实验验证,并且在国内核电工程项目中广泛使用。

假设功率运行状态下发生 SGTR 事故(单根),分别进行第 2 节中 4 个工况的分析,基础工况的主要稳态参数见表 2。此外,为惩罚事故后果,分析中叠加了单一故障和丧失厂外电源(LOOP);为惩罚一回路向二回路的泄漏,衰变热考虑正不确定性。

表 2 基础工况主要稳态参数

Table 2 Main Parameters for Steady State of Base Case

主要参数	初始条件
堆芯功率	正不确定性
一回路压力	正不确定性
冷却剂平均温度	负不确定性
一回路环路流量	热工设计流量
堆芯旁流	最大值
SG 水位	负不确定性

3.1 分析结果和讨论

通过分析得到四个工况下破损 SG 的蒸汽排放量,见表 3 和图 3。可以看出,随着隔离时间的增加,带有放射性的蒸汽排放量增加,所以尽早隔离破损 SG 对减少放射性释放效果明显。

表 3 4 个工况下破损 SG 蒸汽排放量

Table 3 Steam Release by Affected SG for Different Isolation Time

工况	执行破损 SG 隔离时间 (s)	破损 SG 蒸汽排放分量 (ton)	占基础工况的百分比
工况 1	259.0	22.2	29.8%
工况 2	924.2	52.5	70.5%
工况 3	1800.0	63.2	84.8%
基础工况	2162.3	74.5	100%

4 个工况的典型参数在瞬态过程中的变化见图 4 至图 6。从破损 SG 的压力变化可以看出,由于二次侧尚未执行降温降压,执行破损 SG 的隔离后,破损 SG 的压力迅速上升至 9.0 MPa,有利于平衡一、二次侧的压差,降低 SGTR 破口流量。对于优先隔离的工况 1、工况 2、工况 3,该

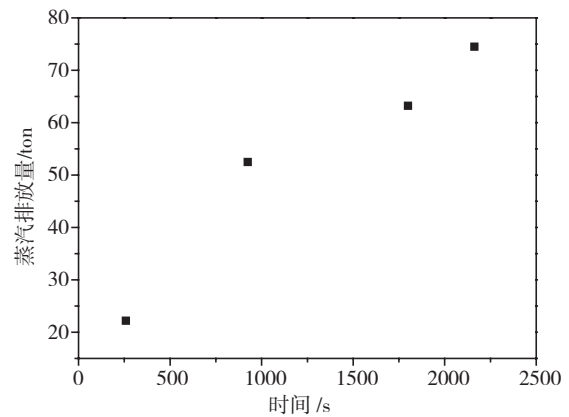


图 3 4 个工况下破损 SG 蒸汽排放量

Fig.3 Steam Release by Affected SG for Different Isolation Time

压力平台持续到 RBS 注入停止时刻(4000 秒左右);对于基础工况,由于破损 SG 参与了二次侧降温降压,隔离后压力上升相对缓慢,一、二回路平衡较晚达到。同时可以看出,对于工况 1、工况 2,一、二次侧平衡时的压力大小基本一致,高于工况 3 和基础工况的压力平台。这说明在二次侧排热条件变差的情况下(隔离破损 SG 时间不同),一、二次侧平衡的状态更高,对堆芯余热排出会有不利影响。从图 7 完好环路的温度曲线来看,隔离破损 SG 对完好环路冷管段温度的影响基本可以忽略。从图 8 破损环路的热管段温度曲线来看,隔离破损 SG 对破损环路热管段温度影响明显。由于存在 SGTR 破口,破损环路一回路与 SG 连通,破损 SG 隔离越早,其温度压力越高,进而一回路热管段温度也越高。

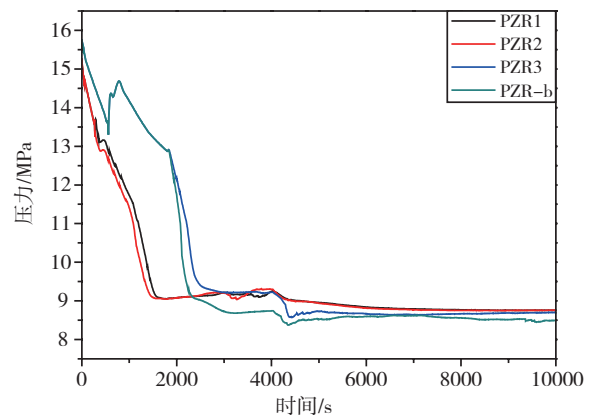


图 4 稳压器压力

Fig.4 Pressurizer Pressure

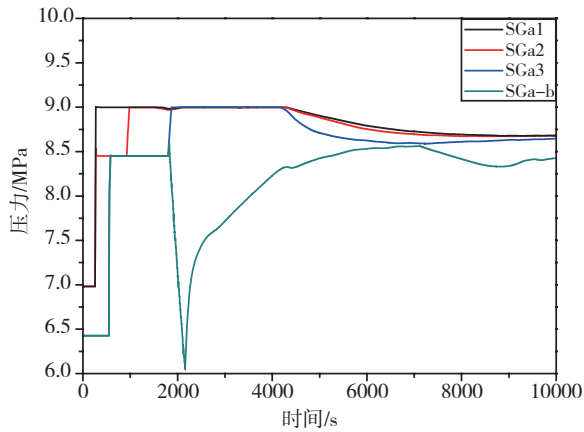


图5 破损SG顶部压力

Fig.5 Pressure at the Top of Affected SG

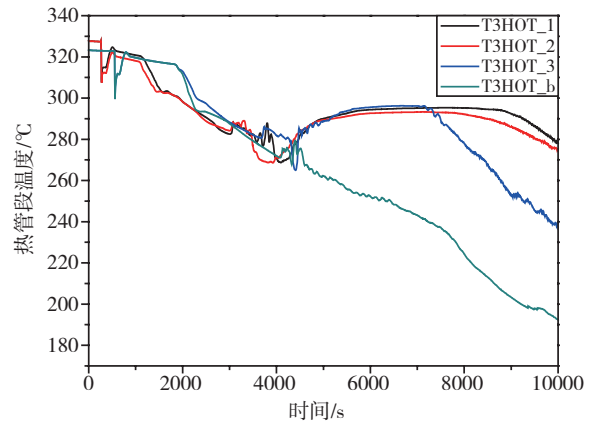


图8 破损环路热管段温度

Fig.8 Hot Leg Temperature in Affected Loop

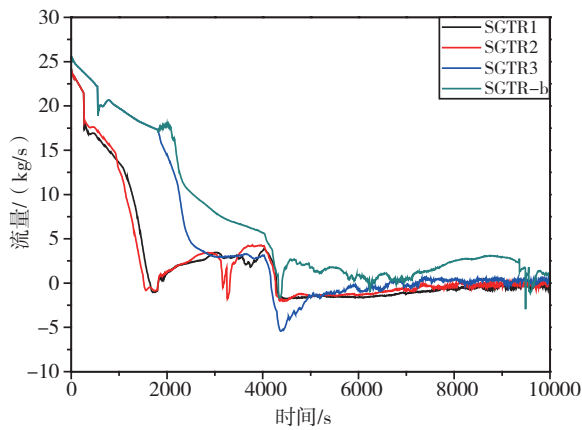


图6 SGTR破口流量

Fig.6 SGTR Break Flow

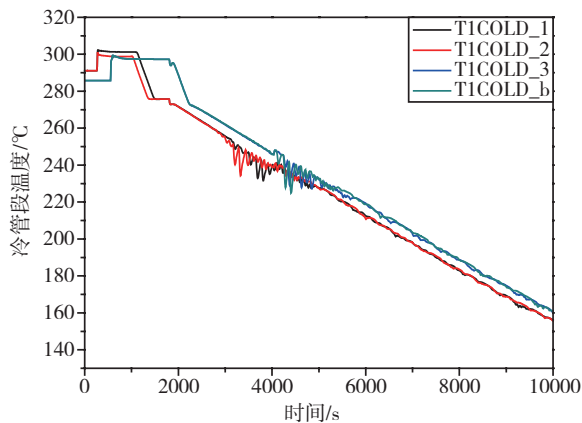


图7 完好环路冷管段温度

Fig.7 Cold Leg Temperature in Intact Loop

破损环路冷管段由于有安注注入,温度依然维持在较低水平。对于SGTR事故,为达到安全停堆状态,需在完好环路接入RIS/RHR,而完好环路温度基本不受隔离时间影响,因此,及时尽早隔离也可使机组达到安全停堆状态。

从图6的SGTR破口流量可以看出,在RBS停运时(4000秒左右),几个工况都出现了二次侧向一次侧的倒流。倒流流量幅值最大的工况约为5 kg/s。当RBS停止注入时,由于一次侧压力平台9 MPa高于中压安注压头,此时安注没有注入流量,一回路压力将会下降,引起倒流。从破口流量对比可以看出,倒流的幅值从工况1到工况3依次增大,这是因为破损SG隔离时间越晚,一回路压力、温度越低,停止RBS注入带来的效应越明显,倒流越大。对于基础工况,因为破损SG参与了降温降压过程,状态相对较低,所以倒流不明显。

综上所述,结合放射性信号隔离破损SG的影响主要有以下几点:明显降低放射性释放;破损环路降温降压减缓,但不影响安全停堆状态到达;增大二次侧向一次侧的倒流风险。

综合以上影响规律,以及从4个工况的对比结果来看,在SGTR事故中,根据放射性信号结合停堆信号进行破损SG的隔离,是相对较优的方案。

4 结论

本文通过研究 SGTR 事故的缓解策略,提出了降低放射性后果的潜在方案,并通过安全分析比较了几种优化方案的影响和差异,初步证明了优化方案的可行性和合理性。综合来看,结合放射性信号,在停堆时隔离破损 SG 的事故缓解方案效果较好。

参考文献

- 破裂事故后果分析中若干问题的讨论 [J]. 辐射防护通讯, 2011, 31 (06): 1-5.
- [5] 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 (04): 48-55.
- [6] 富宏利. 三代核电厂 SGTR 事故应对改进分析 [J]. 电工技术, 2021 (05): 132-134+148.
- [7] 贾斌, 高新力, 孟利利, 等. 国产先进压水堆核电厂 SGTR 事故质量释放与满溢分析研究 [J]. 核科学与工程, 2020, 40 (05): 836-843.
- [8] 韩凯. 国和一号与 CPR1000 的 SGTR 事故响应比较 [J]. 核安全, 2020, 19 (03): 19-25.
- [9] 陶俊, 宿健, 谢小飞, 等. “华龙一号” SGTR 事故源项分析方法研究 [J]. 核科学与工程, 2019, 39 (02): 267-273.
- [10] 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 (02): 49-53.
- [11] 邢继, 于沛, 李军. 华龙一号 SGTR 事故缓解措施及事故处理 [J]. 核动力工程, 2016, 37 (4): 58-62.
- [1] 俞冀阳, 俞尔俊. 核电厂事故分析 [M]. 北京: 清华大学出版社, 2012 年 9 月第 1 版.
- [2] 杨亚军, 詹文辉. 基于不同传热管材料的 SGTR 始发事件频率分析 [J]. 原子能科学技术, 2015, 49 (07): 1243-1246.
- [3] RCC-P, 法国 900 MWe 压水堆核电站系统设计和建造规则 (第四版), 1988 年 11 月.
- [4] 陈莹莹, 李冰, 陈晓秋. 压水堆核电厂蒸汽发生器传热管

Study on Steam Generator Tube Rupture Mitigation

Xu Miaomiao, Le Zhidong, Lin Zhikang, Shen Yonggang

(China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd, Shenzhen, 518026)

Abstract: In order to reduce the radiological consequences induced by Steam Generator Tube Rupture (SGTR), the characteristics in SGTR mitigation is studied for Hua-long Pressurized Reactor (HPR1000) and engineering used code is used to analyze the effects of potential improvements. The analyses show that isolation of affected SG on reactor trip and high activity can largely reduce the contaminated steam release and the break flow. And it is a practicable way to optimize SGTR mitigation process.

Key words: SGTR, Fault mitigation, Radiological consequence

(责任编辑: 梁 晔)

刘姚锋. 核电厂观察指导数据趋势分析方法研究[J]. 核安全, 2022, 21(2): 68-75.

Liu Yaofeng. Research and Application of Trend Analysis Method of Observation and Couch Data in Nuclear Power Plant [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(2): 68-75.

核电厂观察指导数据趋势分析方法研究

刘姚锋

(核动力运行研究所, 武汉 430223)

摘要: 借鉴美国核动力运行研究院出版物 INPO_07_007GP 和国家标准 GB/T4091—2001 中推荐的趋势分析方法, 笔者尝试采用常规控制图对核电厂观察指导数据开展趋势分析, 以有效判定人员行为异常趋势、分析人员行为共性偏差、定位人员行为弱项。本文验证该方法的可行性并确定合适的控制图种类、分析指标、分析周期、分析对象和分析范围, 选定适合观察指导数据的判异准则, 阐明异常趋势分析方法。通过数据实验笔者发现: 采用单值 X 图、以观察子项低于期望比率为分析指标、以月度为分析周期、以领域或部门为分析对象, 对核电厂观察指导数据开展趋势分析是可行且合适的。本文提出的核电厂观察指导数据趋势分析方法已在核电厂年度人员行为分析报告中使用, 并嵌入观察指导信息化系统。

关键词: 观察指导; 趋势分析; 常规控制图

中图分类号: TM623 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 02-0068-08

核电厂观察指导覆盖运行、维修、安全质量、培训等领域工作的方方面面, 记录了大量来自工作现场的人员行为相关数据。一个核电厂每月开展数百次观察指导, 年度记录观察指导数据甚至超过 20 万条, 这是十分宝贵的一手人员行为数据。目前, 核电厂主要从观察次数、观察指导完成率、观察项分值、观察子项分值、行为偏差事实等维度开展统计和分析工作, 尚未涉及观察指导数据的趋势分析。

2005 年, 国际原子能机构 (International Atomic Energy Agency, IAEA) 提出 Effective trending and analysis will provide early identification of the accumulating less significant, low impact events (low level events and near misses) and provide the opportunity to take

effective corrective actions prior to the occurrence of more significant events. It is strongly suggested that nuclear power plants increase the use of feedback from low level events in their day-to-day activities, as this is an important contributor in improving safety performance^[1]。2007 年, 美国核动力运行研究院 (Institute of Nuclear Power Operations, INPO) 提出 Trending is a method for finding and analyzing adverse trends before performance has a consequential decline. In this manner, trending contributes to reducing, but does not eliminate, the probability of consequential events^[2]。IAEA 描述了数据收集、评价和趋势分析三个过程, INPO 推荐采用常规控制图来跟踪某类低级别和未遂事件数量以发现异常趋

收稿日期: 2021-03-10 修回日期: 2021-12-08

作者简介: 刘姚锋 (1989—), 男, 工程师, 学士, 现主要从事核电厂经验反馈与人因管理工作

势,但均未提及核电厂观察指导数据的趋势分析方法及应用。

常规控制图在乳品企业质量控制^[3]、化学物质稳定性评估^[4]、核电厂反应堆压力容器螺栓预应力分析^[5]、财务危机预警模型搭建^[6]等方面均有应用。控制图作为一个有效的趋势监测手段,可以及时预警异常趋势,以便制定有针对性的纠正措施,防止不良趋势进一步恶化。

借鉴上述数据趋势分析实践,参考国家标准 GB/T4091—2001《常规控制图》^[7]中的要求,结合中国核能电力股份有限公司(以下简称中国核电)下属核电厂观察指导管理现状,笔者探索采用常规控制图对核电厂观察指导数据开展趋势分析的可行性,并期望提出具体的分析方法。

经大量数据实验与分析,本文提出了一套适用于核电厂观察指导数据的趋势分析方法,可以有效判定人员行为趋势异常、发现人员行为偏差、定位人员行为弱项,为核电厂观察指导数据趋势分析提供方法指引。目前,该方法已在核电厂年度人员行为分析报告编纂和观察指导信息化系统开发中得到应用。

1 趋势分析对象、指标、周期、范围

1.1 观察指导数据结构

核电厂观察指导数据包含观察人、观察对象和观察项三部分信息。观察人对照观察项包含的标准化观察子项(管理期望),给予观察对象行为评分(3分代表高于期望、2分代表满足期望、1分代表低于期望、NA代表不适用)。观察指导数据字段如表1所示:

表1 观察指导数据字段

Table 1 Fields of observation and couch data

字段名称	含义
观察日期	观察指导活动发生的日期
观察人	开展观察指导的人员
观察人所属领域	观察人所属的组织
观察人所属部门	观察人所属的组织

续表

字段名称	含义
观察人所属科值	观察人所属的组织
生产单元	群堆管理核电基地划分的生产单元
机组状态	日常/小修/大修/不相关
观察对象所属领域	被观察对象所属组织机构
观察对象所属部门	被观察对象所属组织机构
观察对象所属科值	被观察对象所属组织机构
工作活动简述	被观察的工作活动简述
录入人	观察指导记录的录入人
录入时间	信息录入系统时间
观察项	观察项名称
观察项分值	观察子项平均后的分值
观察子项	观察子项名称
期望分级	高于期望/满足期望/低于期望
行为事实描述	记录高/低于管理期望的行为事实

1.2 分析对象

分析对象需要能体现组织人员行为共性特征,宜将从事相似类型工作的人员作为一个整体开展趋势分析,从而保证分析结果的显著性。表1中能反映组织人员行为共性特征的字段有:生产单元、观察对象所属领域、观察对象所属部门、观察对象所属科值。

因为人员行为的趋同性,重点/共性问题隐藏在群体中,所以数据趋势分析群体对象不宜大也不宜小。群体过大会使统计数据很难解读,比如分析整个公司某个观察项数据,月度低于期望的数据由运行、维修等部门构成,贡献度大小不一,数据没有分层,甚至低于期望数量较少和低于期望数量较多的部门数据相互抵消,湮没了个别部门的异常趋势。即使出现异常趋势,也由于涉及众多部门和专业(包括承包商),因此很难发现是哪个部门、哪个群体造成了(贡献了)异常;群体过小则会出现支撑行为事实不够的情况,难以归纳和总结重点/共性问题。

管理决策和行动需要由归口组织来实施,

结合中国核电观察指导管理实际,宜将观察对象所属部门作为分析对象。

1.3 分析指标

分析指标既要能反映人员行为趋势,有利于发现人员行为偏差、定位人员行为弱项,也要满足常规控制图所要求的数据分布。

结合趋势分析量化需求,初步考虑选取表1中观察子项评分的平均分值、低于期望数量、低于期望比率3项指标选择一项作为观察指导趋势分析指标。

以某核电厂运行、维修等一线部门连续2年数据为实验样本,按周、半月、月为分析周期,采用上述3项分析指标,对样本数据进行大量分布拟合实验后发现:观察子项低于期望比率的正态分布显著性最高,有利于采用单值X图^[3]进行分析;观察子项低于期望数量随着时间变化波动较大,尤其是机组状态(大修、小修、日常运行)不同时差异较大,分析结果偏离真实情况的可能性较大;观察子项平均分有时不符合正态分布,根据数据不同需要采用C控制图、P控制图等进行趋势分析^[3],不便于数据分析和决策。

因此,宜选择观察子项低于期望比率作为趋势分析指标。

1.4 分析周期

分析周期选择主要考虑管理决策和行动开展的周期,兼顾数据分析的工作量。

实际工作中多以月度或季度为管理决策和行动周期,样本数据分析时发现月度数据的体量适中。另外,发现月度趋势异常后,能够定位到相应的观察项、观察子项和科值,便于进一步有针对性地开展管理行动。因此,选择月度为分析周期比较合适。

1.5 分析范围

依据分析目的不同,观察指导数据趋势分析范围主要分两种:特定观察项月度观察子项低于期望比率、部门月度观察子项低于期望比率。

之所以选取特定观察项月度观察子项低于期望比率作为分析范围,是因为核电厂人因管

理中需要跟踪某个特定观察项的行为趋势,以反应分析对象在观察项上的行为水平。该分析范围可以分两种情况:一种是按照抓多数重点的原则,选取观察子项低于期望数量较多的观察项作为趋势分析对象,筛选上年度或连续12个月被观察次数较多且观察子项低于期望数量较多的观察项作为趋势分析对象,以改善人员行为绩效水平;另一种是根据管理需要选取特定观察项作为趋势分析范围(如选取运行人员基本功作为运行部门趋势分析范围),以监测和分析特定观察项的趋势。

选取部门月度观察子项低于期望比率作为分析范围,是因为核电厂日常管理工作的开展均以部门为基础单元。建议选取运行、维修、保健物理等一线部门月度观察子项低于期望比率作为趋势分析对象,以便于从群体中发现共性问题。

2 趋势分析与异常趋势判定

2.1 趋势分析流程

确定趋势分析指标、周期、对象、范围后,制定观察指导数据趋势分析与判定流程,如图1所示。

观察指导数据趋势分析控制图作图包含如下5个过程。

(1)收集不少于12个月度、不多于25个月度的观察子项分值数据作为分析对象,剔除机组状态为“大修”“小修”“不相关”的数据条目。

(2)计算观察子项分值的月度均值和移动极差均值,得出单值X图的中心线数值、上控制限数值和下控制限数值,作分析用控制图。

(3)将月度观察子项低于期望比率标注在分析用控制图上,判定趋势是否异常。如果出现趋势异常数据点,则剔除后继续重复步骤(2),直至全部数据点趋势正常,将该分析用控制图的控制限采纳为控制用控制图控制限。

(4)将新增数据点标注在控制用控制图上,判定趋势是否异常。趋势正常则持续跟踪和标注新的数据点,趋势异常则分析异常数据点。

(5)每12个月检验(t检验)月度数据差异性,

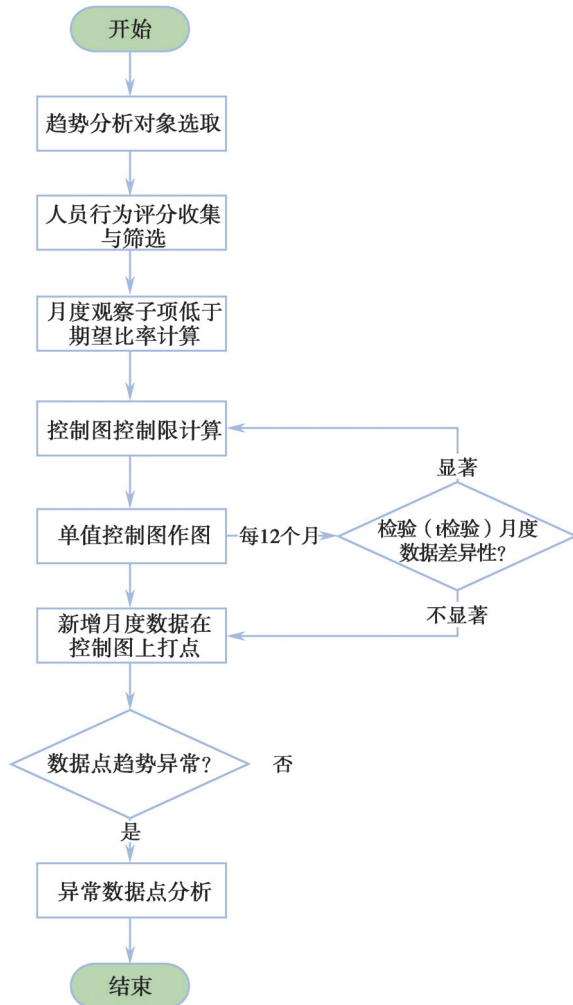


图 1 趋势分析与判定流程

Fig.1 Process of trend analysis and judgment

如果显著性较高,则重复步骤(2)和(3)重新计算控制限。

2.2. 异常趋势判定准则

INPO 出版物 General Practices for Analyzing and Understanding Performance^[2](以下简称 INPO_07_007GP)和国家标准 GB/T 4091—2001 中给出的判异准则及对应 α 水平分别如表 2 和表 3 所示。

表 2 INPO_07_007GP 判异准则

Table 2 Judgment criterion in INPO_07_007GP

序号	准则	α 水平
1	一点落在控制限以外	0.0027
2	连续有 7 点在中心线同一侧	0.0153

续表

序号	准则	α 水平
3	连续 7 点上升或下降	0.00039
4	周而复始非随机的数据形态	未说明
5	连续 3 点中有 2 点落在中心线同一侧区域 B 以外	0.00311
6	连续 5 点中有 4 点落在中心线同一侧 C 区以外	0.0021
7	无	无
8	连续 11 点中有 10 点在中心线同一侧	0.0115

表 3 国家标准 GB/T4091—2001 判异准则

Table 3 Judgment criterion in GB/T4091—2001

序号	准则	α 水平
1	一点落在控制限以外	0.0027
2	连续 9 个点在中心线同一侧	0.0038
3	连续 6 点递增或递减	0.002733
4	连续 14 点中相邻上下交替	0.0027
5	连续 3 点中有 2 点落在中心线同一侧区域 B 以外	0.00311
6	连续 5 点中有 4 点落在中心线同一侧 C 区以外	0.0021
7	连续 15 个点在中心线任意一侧 1 个标准差以内	0.00326
8	连续 8 个点在中心线任一侧大于 1 倍标准差	0.0002

INPO_07_007GP 与国家标准 GB/T4091—2001 中给出的判异准则区别在准则 2、准则 3、准则 4、准则 7 和准则 8。经对比和分析发现,国家标准 GB/T4091—2001 中判异准则较优,理由如下。

(1) 准则 2: INPO_07_007GP 为 7 点, α 水平为国家标准 GB/T4091—2001 的 4 倍;

(2) 准则 3: 国家标准 GB/T4091—2001 的 α 水平已接近 0.002733, 比 INPO_07_007GP 减少一个点可以提升判异效率;

(3) 准则 4: 国家标准 GB/T4091—2001 中规定清晰, 具有可操作性;

(4) 准则 7: INPO_07_007GP 中无准则 7;

(5) 准则 8:INPO_07_007GP 准则 8 与原国家标准 GB/T4091.1—1983 相同,国家标准 GB/T4091—2001 现已弃用。

此外,从保守决策、快速发现异常的角度考虑,可以接受虚报的风险增大,将国家标准 GB/T4091—2001 准则 8 调为“连续 6 个点在中心线任一侧大于 1 倍标准差”(若为连续 6 个点在中心线一侧大于 1 倍标准差,则 α 水平为 0.0019,若为连续 5 个点在中心线一侧大于 1 倍标准差,则 α 水平为 0.0059)。其他准则调整数据点数量,经验证发现虚报风险增加过大。

因此,观察指导数据趋势分析判异准则设定如表 4 所示。

表 4 观察指导数据趋势分析判异准则
Table 4 Judgment criterion of trend analysis for observation and couch data

序号	准则
1	一点落在控制限以外
2	连续 9 个点在中心线同一侧
3	连续 6 点递增或递减
4	连续 14 点中相邻上下交替
5	连续 3 点中有 2 点落在中心线同一侧区域 B 以外
6	连续 5 点中有 4 点落在中心线同一侧 C 区以外
7	连续 15 个点在中心线任意一侧 1 个标准差以内
8	连续 6 个点在中心线任一侧大于 1 倍标准差

满足表 4 中八条判异准则中任意一条,则对应的数据点被判定为趋势异常。

2.3 异常趋势分析

趋势分析的重点在于对异常趋势数据的解读,即从异常趋势数据中发现人员行为存在的重点/共性问题。当一个潜在的趋势确定后,应该对相应的数据进行分析,以便确定事件的原因并制定有效的纠正措施^[8]。

(1) 针对特定的观察项,将观察子项分类统计,查找多次出现的低于期望的观察子项,查看这些观察子项对应的工作活动简述和行为事实

描述,归纳其中的重要/共性问题。

(2) 针对异常趋势所属的部门,一是按科值、观察项两个维度进行统计,甄别出在趋势异常月度是哪个科值对异常趋势贡献大,并对该科值工作活动的观察项对应的工作活动简述和行为事实描述进行分析,归纳科值重点/共性问题;二是对部门观察子项低于期望子项进行分类统计,甄别出低于期望数量较多的观察子项,分析其对应的工作活动简述和行为事实描述,对部门重点/共性问题进行归纳。

(3) 针对低于期望行为事实较多且被观察次数较多的观察项,后期建议加大对该观察项的观察指导频率。

(4) 将归纳出的重点/共性问题作为管理改进的依据。

3 趋势分析案例

以某核电厂运行处 2018—2019 年观察指导数据为例,其月度观察子项低于期望比率如表 5 所示。

表 5 观察子项低于期望比率
Table 5 Proportion of observation items below expectation

月份	观察子项低于期望比率	月份	观察子项低于期望比率
2018.1	0.0311	2019.1	0.0085
2018.2	0.0095	2019.2	0.0052
2018.3	0.0116	2019.3	0.0208
2018.4	0.0387	2019.4	0.0123
2018.5	0.0179	2019.5	0.0176
2018.6	0.0243	2019.6	0.0191
2018.7	0.0108	2019.7	0.0116
2018.8	0.0196	2019.8	0.0251
2018.9	0.0315	2019.9	0.0026
2018.10	0.0272	2019.10	0.0142
2018.11	0.0186	2019.11	0.0864
2018.12	0.0162	2019.12	0.0999

依据表 5 中 24 组数据,计算均值和移动极

差均值,作分析用控制图 a,如图 2 所示。

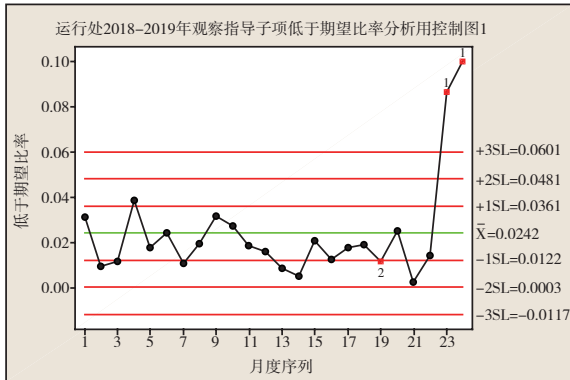


图 2 分析用控制图 a

Fig.2 Shewhart control charts a for analysis

对数据进行判稳,去掉图 a 中超出控制限的 2019 年 11 月、12 月数据点,使用剩余 22 组数据计算均值和移动极差均值,继续作分析用控制图 b,如图 3 所示:

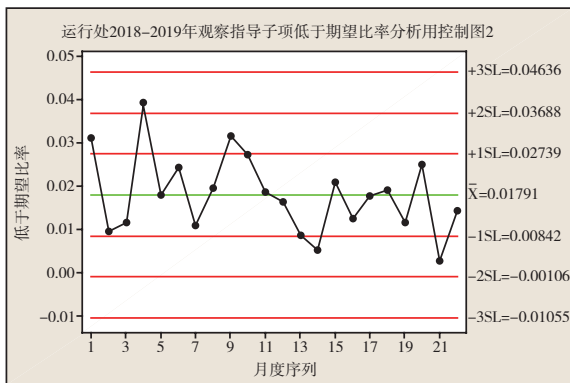


图 3 分析用控制图 b

Fig.3 Shewhart control charts b for analysis

对剩余 22 组数据进行判稳,若数据稳定,则可使用分析用控制图 b 控制限作为控制用控制图控制限的输入。由于分析用控制图 b 的 3 倍下控制限为负值,与观察子项低于期望率大于等于 0 的实际不符,因此需要将 3 倍下控制限改为 0。作控制用控制图,将 24 组数据标注在控制用控制图上,如图 4 所示。

图 4 中 2019 年 11 月、12 月数据满足趋势分析判异准则第 1 条,趋势异常,需要作进一步分析。

以 2019 年 12 月数据分析为例,低于期望

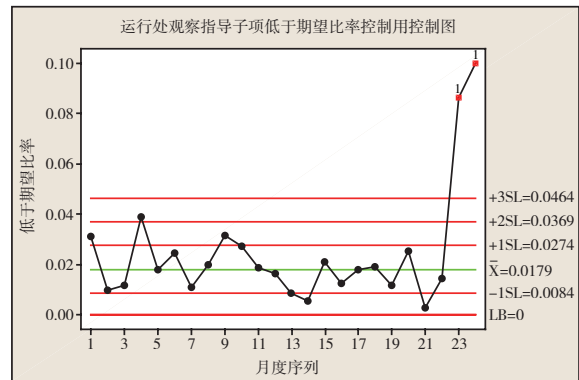


图 4 控制用控制图

Fig.4 Shewhart control charts for control

子项、观察项信息如表 6 所示。

表 6 低于期望观察子项分布

Table 6 Observation items below expectation

观察项	运行六值	运行一值	运行五值	运行三值	运行二值	运行四值	合计
运行人员基本功	5	6	13	11	3	0	38
使用/遵守程序	6	4	4	1	3	1	19
模拟机培训	6	4	0	0	0	0	10
运行操作	0	3	0	0	0	2	5
操作监护	0	0	0	4	0	0	4
工前会	4	0	0	0	0	0	4
三向交流	1	0	0	0	3	0	4
运行巡检	0	0	0	0	3	0	3
岗位培训及考核	0	0	0	0	0	2	2
总计	22	17	17	16	12	5	89

由表 6 可知,低于期望的观察子项主要集中在“运行人员基本功”和“使用/遵守程序”上,有 4 个运行值低于期望观察子项较多,其中运行六值最多。

针对“运行人员基本功”和“使用/遵守程序”,查看 2019 年 12 月低于期望观察子项对应的工作活动简述、行为事实描述,归纳和总结重点/共性问题,作为下一阶段部门人员行为改进方向和重点。

针对运行六值,统计2019年12月观察子项低于期望数量分布情况,如图5所示。

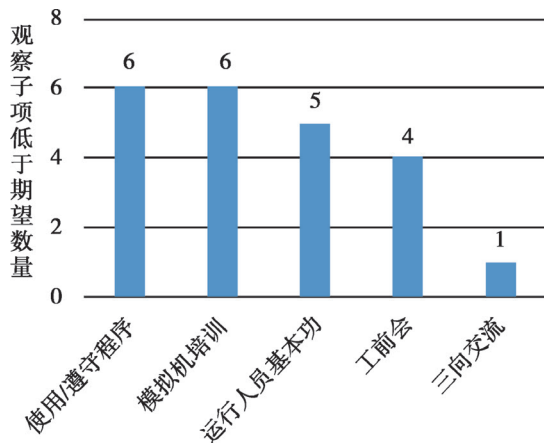


图5 观察子项低于期望数量

Fig.5 Number of observation items below expectation

通过查看“使用/遵守程序”和“模拟机培训”低于期望观察子项对应的工作活动简述、行为事实描述,归纳和总结重点/共性问题,作为下一阶段科值人员行为改进方向和重点。

4 应用

本文提出的观察指导数据趋势分析方法已在秦山核电年度人员行为分析报告中应用,并嵌入观察指导信息化系统,正陆续推广至其他核电站应用。

在核电站人员行为分析报告第4章中,采用本文提出的观察指导数据趋势分析方法,“对运行领域、维修领域近3年被观察指导的观察子项中低于期望子项(1分)占比数据采用方差检验和控制图的方法进行比对,以分析人员行为变化情况。对趋势分析发现的共性问题(观察指导、防人为失误工具应用、承包商人员行为管理)提出了针对性的改进建议”。经趋势分析提出的改进建议已被纳入公司下一年度的管理行动中。通过连续3年的趋势分析与改进工作,运行领域和维修领域低于期望子项占比年度均值基本持续下降、月度均值总体显著下降。这在一定程度上说明公司运行和维修领域人员的绩效将持续改进。

在核电站观察指导信息化系统中增设趋势

分析模块,将本文提出的观察指导数据趋势分析流程简化设计为软件业务流程,异常趋势判定准则转化为软件算法,实现观察指导数据趋势实时监测、异常趋势自动预警和分析。模块上线运行后,原来需要一周时间来完成的数据收集、筛选、趋势判定及分析工作缩减至几分钟完成,显著提高了核电站观察指导数据趋势分析效率。

5 展望

观察指导活动在核电站已持续开展多年,对提高员工行为规范意识和水平起到了重要作用。观察指导数据是核电站人员行为数据的重要组成部分,既可以为人员行为相关的大数据平台^[9]提供数据源,也可以为运行、维修、安全质量等专业领域人员行为评价模型的搭建提供输入。

在核电集团层面,可以从各核电站观察指导信息化系统中抽取数据在集团信息化平台中进行展示、分析和预警。在核电站层面,可以开展部门、科值、承包商人员行为趋势分析,查找重点/共性行为偏差,进而制定有针对性的纠正措施。

此外,可以尝试将重点人员、SPV设备、高风险作业、共性行为弱项纳入观察计划,有针对性地开展观察指导并在观察指导信息化系统对数据进行标注,提高数据分析的精准性,减少非重点关注项的观察指导,以节约管理资源。

参考文献

- [1] IAEA. Trending of low level events and near misses to enhance safety performance in nuclear power plants, IAEA-TECDOC-1477 [S]. Vienna: IAEA, 2005.
- [2] INPO. General Practices for Analyzing and Understanding Performance, INPO_07_007GP [S]. Atlanta: INPO, 2009.
- [3] 刘倩, 易灿, 戴智勇, 等. 控制图在乳品企业质量控制中的应用 [J]. 食品安全质量检测学报, 2018, 9 (21): 5772-5780.
- [4] 汪斌, 卢晓华, 王茜. 质量控制图在标准物质稳定性评估中的应用 [J]. 化学试剂, 2019, 41 (5): 475-477.
- [5] 张涛, 肖玲梅, 李腾龙. 统计过程控制技术在反应堆压力容器

- 器螺栓预应力分析中的应用 [J]. 核动力工程, 2014, 35(3): 51-54.
- [6] 张黎, 李倩. 基于 T^2 控制图的财务危机预警模型 [J]. 财务管理, 2018, 23(02): 1-9.
- [7] 孙静. 国家标准 GB/T4091-2001《常规控制图》理解与实施 [M]. 北京: 中国标准出版社, 2002.
- [8] 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.
- [9] 方幼君. 核电厂人员行为规范智能化管理方法研究 [J]. 电子质量, 2020, 12: 91-97.

Research and Application of Trend Analysis Method of Observation and Couch Data in Nuclear Power Plant

Liu Yaofeng

(Research Institute of Nuclear Power Operation, Wuhan 430223, China)

Abstract: Drawing on the trend analysis methods recommended in INPO_07_007GP published by Institute of Nuclear Power Operations and the national standard GB/T4091-2001, the author tried to use Shewhart Control Charts to conduct trend analysis on the observation and couch data of nuclear power plants to effectively determine the abnormal trend of personnel behavior and analyze personnel common deviations in behavior, positioning personnel behavior weaknesses. This paper verifies its feasibility and determines the appropriate control chart types, analysis indicators, cycles, objects and ranges, and select trend judgment criteria for the observation and couch data, and clarify abnormal trend analysis method. After data experiments, it is found that it is feasible and appropriate to use single-value X-chart to carry out trend analysis on the observation and couch data of nuclear power plants by taking the ratio of observation sub-items lower than expected as analysis index, the monthly as analysis period, and the field or department as analysis object. The trend analysis method of observation and couch data for nuclear power plants proposed in this paper has been used in the annual personnel behavior analysis report of nuclear power plants and has been embedded in the observation and couch information system.

Key words: observation and coach; trend analysis; shewhart control charts

(责任编辑: 徐晓娟)

于洋,李源,吴静,等. 高温气冷堆核电厂事故规程体系分析[J]. 核安全,2022,21(2):76-83.

Yu Yang, Li Yuan, Wu Jing, et al. Analysis on Accident Procedures System of High Temperature Gas Cooled Reactor Nuclear Power Plant [J].

Nuclear Safety, 2022, 21 (2): 76-83.

高温气冷堆核电厂事故规程体系分析

于 洋*, 李 源, 吴 静, 徐校飞, 陈选相

(华能山东石岛湾核电有限公司, 荣成 264312)

摘要: 为建立有效的高温气冷堆事故规程体系, 参考国内压水堆核电厂事故规程, 根据高温气冷堆的技术特点, 将事件导向法和状态导向法相结合, 确定高温气冷堆事故情况下的应对措施。同时, 考虑到发生事故后各操作员岗位之间的协调配合, 本文分析了事故后紧急处理及规程的具体执行过程等内容。另外, 本文还分析了“双堆带一机”模式对事故处理带来的影响以及应对措施。

关键词: 高温气冷堆; 事故管理; 双堆带一机; 事件导向法; 状态导向法

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 02-0076-08

核电厂运行和事故工况一般分为: 正常运行、预计运行事件、设计基准事故、设计扩展工况。其中, 设计扩展工况包括没有造成堆芯明显损伤的工况和堆芯熔化(严重事故)工况^[1]。核电厂营运单位应当制定适用于预计运行事件和设计基准事故的规程, 以及用于管理比设计基准事故更为严重事故的规程和指南。本文将对高温气冷堆核电厂中适用于预计运行事件、设计基准事故以及设计扩展工况的规程体系进行分析, 既能建立完善的事故规程体系, 梳理有效的事故后应对措施, 保障高温气冷堆核电厂的运营安全, 也可为后续商业推广的高温气冷堆核电厂事故规程开发提供参考。

1 压水堆核电厂事故规程体系

事故规程是核电厂事故预防和缓解的重要组成部分, 可为操纵员进行事故诊断和恢复操作提供明确的指导, 是保证核电厂事故纵深防

御成功的关键之一^[2]。国内压水核电厂的事故规程主要分为事件导向型和状态导向型两类, 秦山二期核电厂、海南昌江核电厂、方家山核电厂等采用了事件导向规程; 岭澳核电厂、阳江核电厂、宁德核电厂等采用了状态导向规程; 福清华龙一号核电厂则采用事件导向和状态导向相结合的事故规程。

事件导向规程的特点为: 基于安全分析确定若干始发事件, 再根据每一个始发事件编写出相应的应对措施。这需要操作员在事故处理开始时就判断事故类型, 并选取合适的规程, 直至执行该规程完毕。该类型规程的优点是: 针对性强, 能够快速判断出事故种类, 并采取有针对性措施; 缺点是: 不能处理叠加事故且规程文件众多^[3]。

状态导向规程的特点为: 具有较强的叠加事故应对能力, 在事故处理过程中, 操纵员对确定的关键安全功能参数进行持续诊断、操作、

收稿日期: 2021-12-17 修回日期: 2022-03-01

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厂核安全监督和安全分析工作

* 通讯作者: 于洋, E-mail: yuyang@sdwgs.chng.com.cn

再监测,在状态判断和处理措施之间反复迭代。但是,该类型规程对事故处理针对性不强,效率不高。因此,在压水堆核电站的状态导向规程中,为确保3道安全屏障,从6大关键安全功能参数(次临界度、堆芯冷却、热阱、压力边界、安全

壳、冷却剂装量)出发,研究各安全功能优先级排序,最终建立相应的关键安全功能状态树规程^[4]。压水堆核电站关键安全功能参数如图1所示。

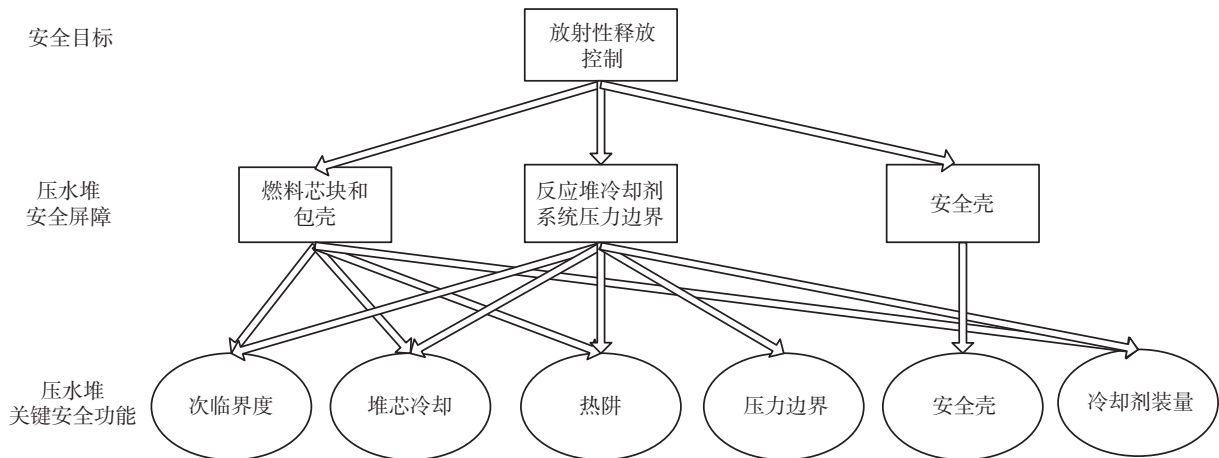


图1 压水堆核电站关键安全功能参数

Fig.1 Key safety functions of PWR nuclear power plant

2 高温气冷堆技术概述

位于山东荣成的华能石岛湾核电站高温气冷堆示范工程是我国首座高温气冷堆商业示范核电站,2021年8月,该机组开始进入带核运行阶段。高温气冷堆为球床式反应堆,技术上与压水堆存在非常大的差异。例如,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。高温气冷堆具有以下良好的固有安全特性。

(1)燃料元件的优异高温性能。在1620℃高温下能够保证燃料元件的完整性。

(2)堆芯热容量大。在发生失冷失压事故时,堆芯和石墨反射层温度上升的热容量能吸纳大量的衰变热,延缓堆芯燃料温度的上升。

(3)余热自然载出。通过非能动的余热载出手段,保证在任何事故工况下燃料元件的温度不超过设计限值。

(4)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,就可以实现自动停堆。

3 高温气冷堆核电站事故规程体系

由于高温气冷堆具备以上固有安全特性,避免了可能导致堆芯损坏、燃料元件大量破损的严重事故的发生,因此,在高温气冷堆核电站事故规程体系中,将处理预计运行事件、设计基准事故、设计扩展工况等工况的文件合并,构成一整套事故规程,进行统一处理。

高温气冷堆核电站事故规程,也称扩展应急运行规程(Extended Emergency Operational Procedure, EEOP),与压水堆事故规程体系类似,采用事件导向和状态导向相结合的方法编制:基于事件导向法编制的事故规程,即事故停堆引导规程(E类规程)和事故最佳恢复规程(ES类规程);基于状态导向法编制的事故规程,即关键安全功能监测规程(F类规程)和关键安全功能恢复规程(FR类规程),如图2所示。

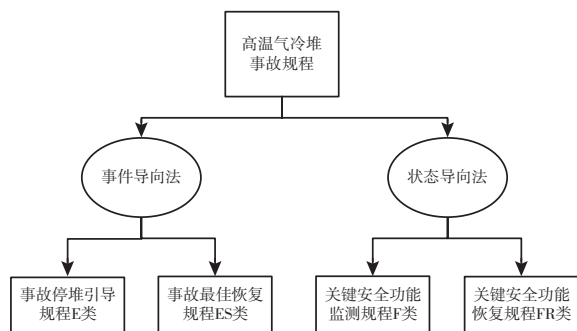


Fig.2 Accident procedure system

E类、ES类规程用于指导主控室操纵员对设计基准事故,由预计运行瞬态和设计基准事故再叠加其他设备失效的超设计基准事故进行恢复操作,这种操作需基于操纵员对事故的正确判断和正确选择事故规程并正确执行。F类规程和FR类规程则为操纵员提供一套系统方法,保证在操纵员进行事故判断和进行恢复操作期间,机组的关键安全功能能够得到保障,机组能够维持在安全状态。

3.1 事件导向法相关规程

在E类和ES类规程中,通过概率安全分析、同类堆型运行经验和工程判断,分析典型的始发事件,可分为以下5大类: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、未能紧急停堆的各种预计瞬态(Anticipated Transients Without Scram, ATWS)事故。其中,ATWS事故是单一的始发事件引起反应堆紧急停堆时,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,此处将其列为始发事件分类,是考虑到该类事故在高温气冷堆中的特殊性和典型性。针对以上各类型始发事件,应依据事故发展序列,分析对应的事故后处理措施。当执行E类规程时,发现非预期情况时跳转至相应的ES类规程进行处理,恢复相应状态或参数,部分情况下需要使用故障处理规程进行处理。例如,完全失去厂用电时需进入相应的故障处理规程。

在事故规程编制过程中,还通过以下方法对规程进行了优化:(1)反应性事故、主换热系统事故停堆后处理措施基本一致,对这两类事故

所对应的E类规程合并优化,统一由事故停堆引导规程(E0)进行处理,这样共有三种E类规程,即事故停堆引导(E0)、一回路失压(E1)、一回路进水(E2);(2)E0、E1、E2中停堆后优先确认的步骤存在较多重复,将E1、E2中的此部分内容删除,以E0为紧急停堆后的引导规程,停堆后优先进入ES0,再由ES0向ES1或ES2跳转。通过以上优化,简化了规程数量和步骤,便于操纵员正确识别事故规程并执行。规程优化效果见表1。经过优化后确定的高温气冷堆事件导向法规程见表2。

表1 规程优化效果

Table 1 Effect of procedure optimization

	规程数量 / 个	规程步骤数量 / 个
优化前	18	403
优化后	14	310

表2 高温气冷堆事件导向法规程

Table 2 Procedure of event oriented method for high temperature gas cooled reactor

序号	始发事件类型	诊断规程	恢复规程	故障处理规程
1	反应性事故	事故停堆引导(E0)	停堆后冷却规程(ES0)	无
2	主换热系统故障	事故停堆引导(E0)	停堆后冷却规程(ES0)	完全失去厂用电故障处理规程(ECA)
3	ATWS	事故停堆引导(E0)	停堆后冷却规程(ES0)	无
4	一回路失压事故	一回路失压(E1)	防止一回路进入空气(ES1)	无
5	一回路进水事故	一回路进水(E2)	除湿冷却(ES2)	无

3.2 状态导向法相关规程

在F类和FR类规程中,根据高温气冷堆的设计特点,直接从反应性控制、堆芯热量导出、放射性物质包容这三大基本安全功能出发,总

结归纳所有物理参数,定义高温气冷堆关键安全功能:反应堆反应性控制、堆芯冷却、压力容器完整性。

在编制过程中,应考虑如下方面:(1)反应性控制上,和压水堆一样,停堆后应首先保证足够的次临界度,在高温气冷堆中,除控制棒外,还可以通过吸收球提供足够的次临界度,作为控制反应性的备用手段;(2)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;(3)停堆后将主氦风机停运、挡板关闭,避免一回路冷却剂继续循环,避免热端氦气流经一回路压力边界,导致压力壳参数超过限值而失效。因此,对于反应性控制,通过中间量程核功率值和周期进行判断,而在FR类规程的应对措施中增加对吸收球系统的操作;对于堆芯冷却,通过余热排出系统可用性判断;对于压力容器完整性,通过压力壳温度值、升降温速

率、压力温度限值曲线进行判断。通过以上方法确定的高温气冷堆关键安全参数如图3所示,确定的高温气冷堆状态导向规程见表3。

表3 高温气冷堆状态导向法规程

Table 3 Procedure of state oriented method for high temperature gas cooled reactor

序号	安全功能	诊断规程	恢复规程
1	反应性控制	关键安全功能状态监视 (F0)	ATWS 响应 (FR-S1) 停堆裕度不足响应 (FR-S2)
2	堆芯冷却	关键安全功能状态监视 (F0)	失去余热排出系统响应 (FR-C)
3	压力壳完整性	关键安全功能状态监视 (F0)	压力壳超压响应 (FR-P1) 压力壳热冲击响应 (FR-P2) 压力壳低温超压响应 (FR-P3)

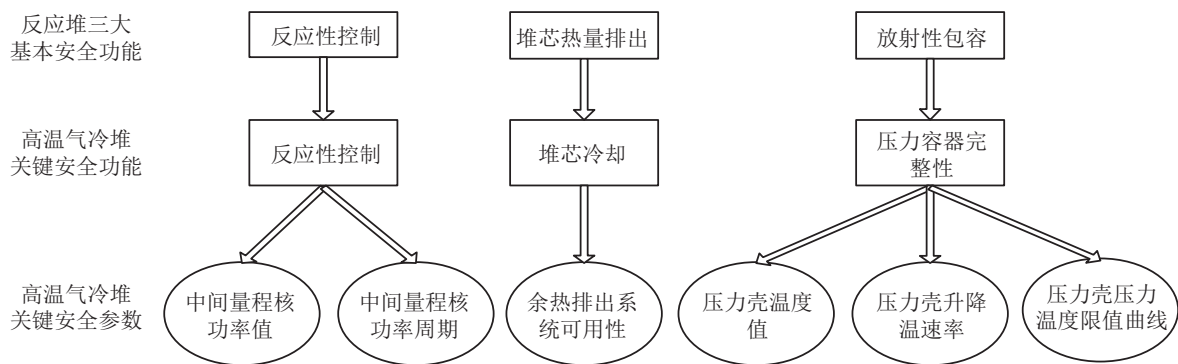


图3 高温气冷堆关键安全参数

Fig.3 Key safety parameters of high temperature gas cooled reactor

4 高温气冷堆核电厂事故规程的内容和执行

本章按照事故停堆后的时间序列,分析事故后应对措施,确定事故规程内容及执行方式,分析事故规程执行与其他工作的接口。此外,分析“双堆带一机”模式对事故处理的影响。

4.1 保护停堆后的紧急处理措施

出现事故后,参数达到安全系统整定值而触发保护停堆动作,主控制室出现声光报警信号。此时,通常不会立即进入事故规程的执行,而是由值长、操纵员通过模拟屏或分布式控制系统(Distributed control system, DCS)画面判断保护动作已正确执行,当出现非预期情况时,由值长下令,操纵员直接按下紧急停堆按钮、一回

路隔离按钮或蒸汽发生器事故排放按钮,或者考虑手动实施备用停堆手段,落下吸收球。上述操作,操纵员可以通过模拟大屏直观判断,并采取简单有效的应对措施,是操纵员的基本技能。因此,在转入事故规程前可以优先判断保护动作是否正确执行。

4.2 执行事故规程

在确定停堆动作完成后,由值长指挥下令,紧急停堆对应的反应堆操纵员执行 E0 规程,另一反应堆操纵员负责双堆共用系统的运行,常规岛操纵员执行常规岛对应规程,确认常规岛系统的运行状态。核安全工程师到位,配合事故应对。

4.2.1 检查保护动作相关参数

在执行 E0 规程中,操纵员会多方面确认保护动作的正确执行,核对保护停堆动作相关的参数是否正常,若出现非预期情况,则执行相对应的恢复规程或故障处理规程。例如,判断控制棒下插后反应堆中间量程功率值正常下降,功率周期为负,若出现异常,则优先执行对应的 FR 规程;若主氦风机未正常停运、挡板未正常关闭,则需要监视一回路压力壳的温度,以避免压力壳受到损伤。同时,值长、核安全工程师应独立判断反应堆是否处于安全状态。

4.2.2 全面检查机组安全状态

确认反应堆安全状态后,按照 E0 规程指引,操纵员继续执行 E0 规程,值长执行应急水平确认,核安全工程师执行 F 类规程。

在操纵员执行 E0 规程时应按以下步骤执行:第一步,将反应堆停运后容易受到损伤的重要系统停运;第二步,检查专设安全设施相关系统的状态,以及一回路湿度未异常上升、一回路压力未异常变化,若有非预期情况,则跳转至 E 类规程中的一回路失压处理规程(E1)或一回路进水处理规程(E2);第三步,即使未发现一回路压力异常下降,也需要通过一回路系统所在舱室的区域剂量或压力来综合判断一回路是否有微小泄漏;第四步,检查确认重要系统状态,包括重要电力系统、反应堆余热排出系统、核岛设备冷却水系统、乏燃料热量排出系统、主控制室通风

系统等。当出现非预期情况时,由值长指定一名辅助操纵员来执行对应的故障处理规程。

在执行 F 类规程时,核安全工程师每隔 15 分钟对关键安全参数进行一次状态识别,直至操纵员执行完 E 类规程或反应堆已明确处于安全状态。核安全工程师通过参数来识别余热排出系统、一回路压力壳、反应堆次临界度是否处于正常。若出现非预期的状态参数,由核安全工程师通知值长,值长协调一名操纵员执行 FR 类规程。当出现 ATWS 事故时,还应通知技术支持人员实施超设计基准事故缓解措施进行处理。

4.2.3 反应堆至长期安全冷却状态

通过执行 F 类和 FR 类规程可确保高温气冷堆核电厂机组处于安全状态,为操纵员判断事故和处理事故争取更多的时间,但,注意不能将机组引入长期的安全冷却状态。最后,需要执行 ES0 规程,投入一、二回路小流量冷却系统,逐步将机组最终引入长期的安全冷却状态。

4.3 与其他工作的接口

在执行事故规程的同时,主控室各岗位人员需要注意其他工作的执行:(1)核安全工程师、值长应关注运行技术规格书的执行;(2)值长关注应急行动水平的执行,向应急指挥部提出进行应急行动水平的建议;(3)值长还应关注及时将信息通知生产指挥体系的上级负责人,通知电网调度人员电厂降功率信息;(4)核安全工程师应及时将事故停堆信息反馈给核安全监管体系的上级负责人,并及时将信息反馈给国家核安全监管部门;(5)核安全工程师判断是否达到运行事件报告的标准,启动运行事件报告流程。4.1 至 4.3 描述的事故规程的执行内容如图 4 所示。

4.4 “双堆带一机”对事故处理带来的影响

高温气冷堆示范工程机组有两个核蒸汽供应系统(Nuclear Steam Supply System, NSSS),每个 NSSS 包括一个反应堆和蒸汽发生器,两个 NSSS 分别产生过热蒸汽后,汇聚至同一母管,再进入汽轮机,该模式称为“双堆带一机”。两个反应堆设计相对独立,功能相同,每个反应堆

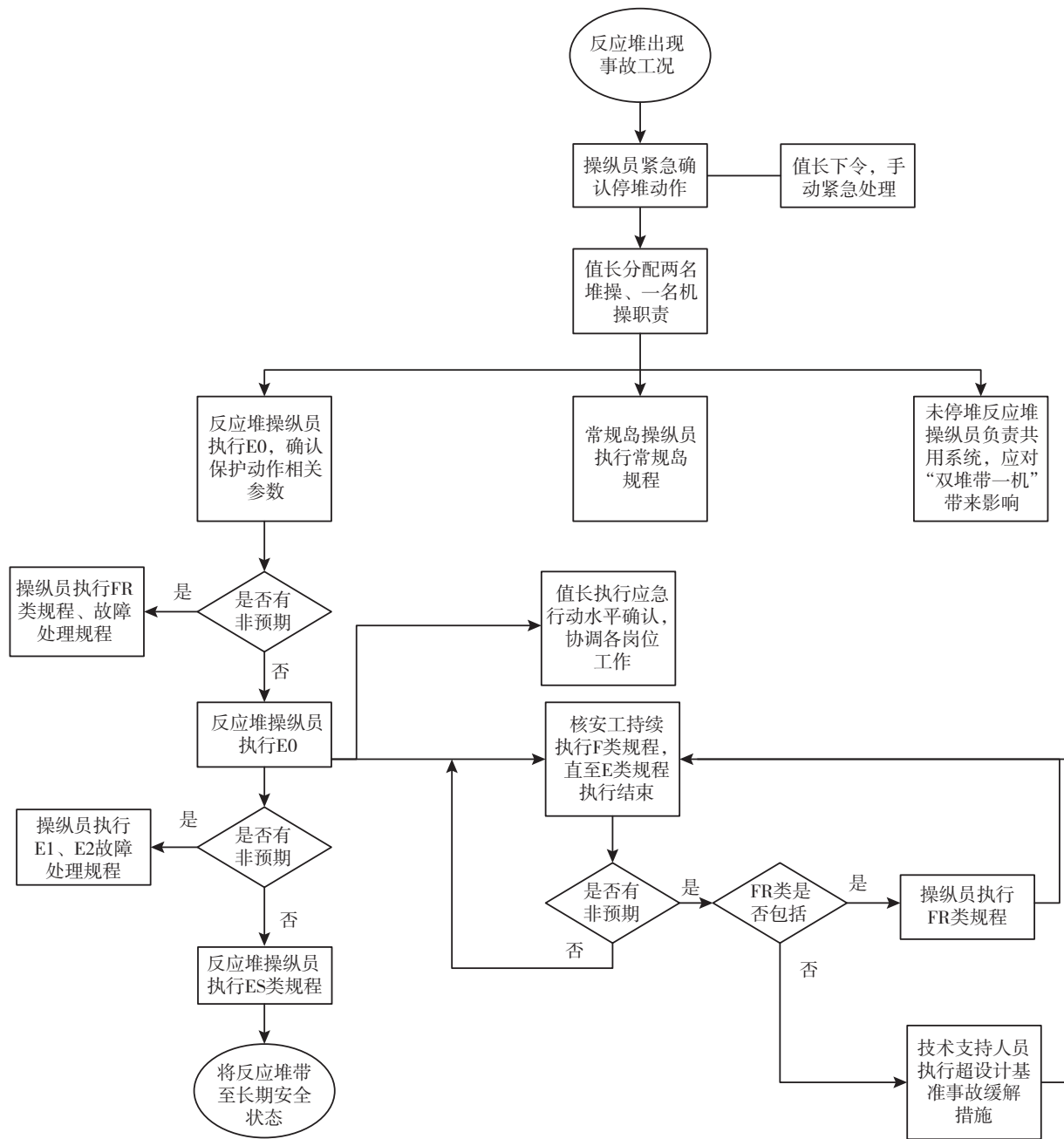


图 4 事故规程的执行

Fig.4 Implementation of accident procedures

单元为一个模块,但由于共用一些构筑物、系统和设备,两个模块存在较多相关性。^[5]当单个反应堆发生事故紧急停堆时,会对未停堆的NSSS产生影响,需要未停堆的操纵员及时应对处理。

(1)应先关注二回路流量的变化。停堆对应NSSS的二回路停运,蒸汽压力会出现先上升后下降的波动,会对未停堆的NSSS二回路蒸汽压力产生影响,高温气冷堆蒸汽发生器为直流式,压力变化会引起流量快速变化。另外,对于主蒸汽母管破口(主蒸汽隔离阀后)而引起的事故工况,未停堆对应NSSS的蒸汽压力也会随之下落,此时需要值长决策是否将汽轮机停运,将未停堆对应的NSSS切至汽轮机旁路运行,以隔离主蒸汽母管破口管段,保证未停堆的一、二回路参数稳定,再通过正常总体运行规程将反应堆降功率直至停堆。

(2)应适时调整NSSS各项参数,避免反应堆功率过度上升。单堆停堆后会导致汽轮机快速降负荷,汽轮机抽汽量减少,高压加热器的加热能力下降,二回路给水温度下降,进而导致一回路冷氦温度下降。由于反应堆负的温度系数,向反应堆引入正反应性,如不进行人为干预,反应堆功率会有较为明显的上升。通过模拟机验证,在双堆满功率时单堆紧急停堆(将停堆的反应堆定义为堆A,未停堆的反应堆定义为堆B),若未对堆B的NSSS进行人为干预,仅依靠自动协调控制系统调节,堆B的反应堆功率会有一定增长,增长值与堆A停堆前的功率相关,并大致成正比关系,堆A停堆后堆B功率增长值见表4。为保证堆B功率稳定,需要值长、堆B的操纵员及时响应,将自动协调控制系统退出,由操纵员通过降低主氦风机转速、下插控制棒等方式降低堆B的反应堆功率,降低的数值可按照表4中的增长值来执行,从而抵消由堆A停堆引起的堆B功率增长,保证反应堆稳定。

表4 堆A停堆后堆B功率增长值

Table 4 Power increase of reactor B after reactor A scram

	单位: MW		
	停堆前堆 A 功率30%RFP	停堆前堆 A 功率60%RFP	停堆前堆 A 功率100%RFP
停堆后堆 B 功率增 长值	4	7	12

5 结论

(1)在高温气冷堆中,通过事件导向法、状态导向法建立的事故处理规程,可以有效覆盖高温气冷堆预计运行事件、设计基准事故以及设计扩展工况。通过事件导向规程指导操作人员快速响应并控制机组至安全状态。同时,通过状态导向规程指导人员持续监测反应堆安全功能,对于事件导向规程未考虑的叠加事故或超设计基准事故,状态导向规程作为兜底,采取有效措施控制反应堆安全。

(2)事故处理过程中,需明确事故后各岗位人员分工、各规程的执行和跳转,保证有序、有效的执行事故后应对措施。

(3)高温气冷堆“双堆带一机”的特点会对事故处理带来一定的影响,需要提前识别,并在事故处理过程中及时应对。

参考文献

- [1] 国家核安全局.核动力厂设计安全规定: HAF102[M].北京: 国家核安全局, 2016.
- [2] 国家核安全局.核动力厂运行限值和条件及运行规程: HAD103[M].北京: 国家核安全局, 2004.
- [3] 林振华, 黄辉明, 沈云槟. CEPR 状态导向法事故规程自动诊断策略[J].核动力工程, 2015, 36(S1): 14-16.
- [4] 冉旭, 喻娜, 李峰, 等. “华龙一号”征兆导向应急事故规程开发[J].核动力工程, 2020, 41(6): 121-125.
- [5] 刘傲, 刘涛, 董节娟. 多模块核电厂概率安全分析全工况始发事件研究[J].哈尔滨工程大学学报, 2021, 42(12): 1826-1831.

Analysis on Accident Procedures System of High Temperature Gas Cooled Reactor Nuclear Power Plant

Yu Yang*, Li Yuan, Wu Jing, Xu Xiaofei, Chen Xuanxiang

(Huaneng Shandong Shidao Bay Nuclear Power Co., Ltd., Rongcheng 264312, China)

Abstract: In order to establish an effective accident management system of high temperature gas cooled reactor, referring to the accident management of domestic PWR nuclear power plants, according to the technical characteristics of high temperature gas cooled reactor, the response measures under the accident of high temperature gas cooled reactor are determined by combining event oriented method and state oriented method; At the same time, considering the coordination and cooperation among various posts after the accident, this paper analyzes the emergency treatment after the accident and the specific implementation process of the procedure; In addition, this paper also analyzes the impact of “Two reactors with one turbine” mode on accident treatment and countermeasures.

Key words: High temperature gas cooled reactor; Accident management; Two reactors with one turbine; Event oriented approach; State oriented method

(责任编辑：许龙飞)

常腾宇,张玮.核安全文化建设示范基地浅析和思考[J].核安全,2022,21(2):84-89.

Chang Tengyu Zang Wei. Analysis and Reflection on Demonstration Base of Nuclear Safety Culture Construction [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(2): 84-89.

核安全文化建设示范基地浅析和思考

常腾宇¹, 张 玮²

(1. 中核辽宁核电有限公司, 葫芦岛 125112; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 为提高我国现有核安全文化水平, 以我国非核行业安全文化建设示范企业中的交通运输行业、煤矿行业以及电力行业为研究对象, 探寻其良好实践, 并通过调研我国核行业对于开展核安全文化示范基地的意见, 找出建立核安全文化示范基地的意义。结果表明: 通过建立、传播、推广核安全文化示范基地, 以核安全文化特征与属性为具体内容, 以核安全文化宣贯和安全管理体系为两大抓手, 以公众、员工、管理层、决策层为主要对象, 将在提升行业整体核安全文化水平、传播核安全文化知识与理念、构建和谐的社会关系等方面发挥非常重要的作用。

关键词: 核行业; 安全文化; 示范基地; 建设意义

中图分类号: X921 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2022) 02-0084-06

自1984年国际原子能机构提出“核安全文化”以来, 中国的核安全文化已发展了30余年, 随着我国的核能与核技术利用事业的飞速发展, 其对于核安全的重要作用日益凸显, 得到了越来越多的认可, 从国际社会到各个发展核工业的国家, 都越来越广泛而深入地开展核安全文化建设与研究工作。

“安全文化”作为安全生产的灵魂, 不仅仅存在于核能和核技术利用行业, 其他行业也正越来越多地将其理念应用在本行业中。早在2010年我国非核行业就开展了首届安全文化建设示范企业评比工作, 截至2021年, 已经有近千家企业获得全国安全文化示范企业称号。这些企业的安全文化在各自的行业中都具备一定的影响力, 不仅能够向企业员工传播安全文化知识, 还能够向社会公众树立良好的安全形象。

由于核的特殊性, 核能和核技术利用企业

一直将“安全”放在重中之重的位置。但是, 随着我国核能事业的不断发展, 近年来, 企业核安全文化惰化的现象时有发生: 国内某核电厂由于土建承包商有组织造假, 导致千余条焊缝重新检查, 工程延期半年以上; 近五年, 国家核安全局已经查处了36起违规行为, 弄虚作假正成为影响核安全的重大隐患之一……核电建设和营运单位在经济效益和安全水平方面的深度博弈, 亦给我国的核安全工作提出了新的挑战。基于此, 充分借鉴非核行业在安全文化建设领域的先进经验, 对构建和谐的社会关系, 进一步提升我国核行业安全水平具有非常重要的借鉴意义。

1 发展现状

1.1 安全文化建设示范企业发展现状

2010年1月, 原国家安全监管总局(现国家应急管理部)为提高国家整体安全水平, 提高全

收稿日期: 2022-01-23 修回日期: 2022-02-21

作者简介: 常腾宇(1994—), 男, 助理工程师, 学士, 现主要从事核电厂辐射安全相关工作

行业安全文化建设水平,决定开展安全文化建设示范企业创建活动。发布了“关于开展安全文化建设示范企业创建活动的指导意见”(安监总政法〔2010〕5号)公告^[1]。各级安全监管部门和煤矿安全监察机构指导辖区内各类企业,中央企业指导下属企业,根据《企业安全文化建设导则》(AQ/T9004—2008)^[2],开展安全文化建设创建活动。通过一段时间的创建,对符合《全国安全文化建设示范企业评价标准(修订版)》^[3](以下简称《评价标准》)要求的企业,国家安全监管总局授予“安全文化建设示范企业”称号。

2014年,全国安全文化建设示范企业不再由国家安全监管总局进行审评,更换为中国安全生产协会负责组织,各自主申请企业或推荐企业按照要求提交申请材料后,由中国安全生产协会组织专家审核小组,严格按照《评价标准》对推荐申报企业进行审核。审核分为初核、专家审核、现场抽检、终审、公示和命名6个阶段,按照分数从高到低评选出本年度全国安全文化建设示范企业。评价标准具体见表1。

表1 全国安全文化建设示范企业打分标准
Table 1 Score standard of national safety culture construction demonstration enterprise

指标类别	指标要素	指标分数	合格办法
I类	基本条件	是/否	必须全部满足
II类	组织保障	24	≥270,且任意
II类	安全理念	18	一项不可为0
II类	安全制度	30	
II类	安全环境	30	
II类	安全行为	48	
II类	安全教育	48	
II类	安全诚信	18	
II类	激励制度	18	
II类	全员参与	24	
II类	职业健康	24	
II类	持续改进	18	
III类	加分项	24	无要求
总分		324	

1.2 核行业示范基地前期探索

我国核行业在2016年已经开始对核安全文化示范基地的建设有了一定的前期探索^[4],并形成了研究成果,同时编制了关于示范基地评价标准的讨论稿,提出了下一步示范基地建设的基本思路。但考虑到公众对“核”的高度敏感性、核技术的复杂性、事故的突发性、影响的难以感知性等因素,并未正式公布核安全文化示范基地的备选名单。

2 非核行业示范企业建设实践

2.1 全国安全文化建设示范企业分布

全国安全文化建设示范企业覆盖了我国交通运输业、煤矿、电力、制造业等近30个行业,根据全国安全生产协会发布的公告,统计出我国近五年全国安全文化建设示范企业的分布(见表2)。

表2 近五年全国安全文化建设示范企业分布统计表
Tab.2 Distribution statistics of national safety culture construction demonstration enterprises in recent five years

	行业类型	企业数/个	占比/%
行业分布	交通运输业	67	16
	煤矿行业	86	20
	电力行业	128	30
	建筑与公共设施业	41	10
	制造业	35	8
	其他行业	71	16
合计		428	100

由表2可看出,近五年有428家企业成为示范企业,其中交通运输业67家,占比16%,煤矿行业86家,占比20%,电力行业数量最多,有128家,占比30%,说明这三类行业对企业安全文化比较重视,且建设水平较高。此外,经调研得知,航空行业与核行业均将安全文化置于非常重要的地位,具有非常高的可比拟性,而煤矿行业与电力行业由于近年来安全生产事故频发,安全文化也得到了积极广泛的推广,因此也具有较高的借鉴意义。通过调研文献^[5-7],总结

这三类行业全国安全文化示范企业的建设情况与良好实践,对核行业安全文化示范基地的建设提供参考与建议。

2.2 示范企业良好实践

根据中国安全生产协会公示文件,选取三类行业中仍在示范企业有效期内且具有代表性的企业:航空行业中选取中航沈飞股份有限公司(以下简称沈飞,有效期至2023年12月31日),煤矿行业选择阳煤集团二矿(以下简称阳煤二矿,有效期至2022年12月31日),电力行业选择福建华电永安发电有限公司(以下简称永安发电公司,有效期至2023年12月31日)。

可以看到,各个企业都有其各自的安全文化特色,通过安全管理与安全宣教两种方式,建立并完善安全管理制度,落实安全责任,辨识安全风险,同时开展各类宣教活动、各类培训演习提高企业安全文化水平,发挥示范作用。

表3 示范企业良好实践

Tab.3 Good practice of demonstration enterprises

企业名称	文化特色	实施方式	具体内容
沈飞	“浸润式”安全文化理念	安全管理	1. 通过职业健康安全管理体系认证 2. 建立责任清单,三级防控机制 3. 开展危险源辨识 4. 安全生产标准化1级
		安全宣教	1. 进行多样化宣教活动 2. 技能培训 3. 应急演练
阳煤二矿	“123456”特色安全文化	安全管理	1. 实施安全风险抵押 2. 构建数字化矿井 3. 安全生产标准化1级
		安全宣教	1. 规划部署,文化塑人 2. 创新模式,文化化人 3. 建立安全文化教育基地

续表

企业名称	文化特色	实施方式	具体内容
永安发电公司	“绿竹根基”安全文化	安全管理	1. 安全生产标准化1级 2. 健全规章制度,重视管理基础 3. 危险源辨识,安全评价整改
		安全宣教	1. “情景+体验”式培训 2. 应急演练 3. 利用“互联网+”开展活动

3 我国19家涉核企业对于建设核安全文化示范基地的态度

考虑到样本的代表性和典型性,我们选取了核电厂、核设备制造单位、后处理厂、设计单位、工程承包单位等不同领域共计19家单位进行了抽样调查,听取对于建立核安全文化示范基地的看法。上述单位对于建设核安全文化示范基地基本持支持态度,认为示范基地的建立对制定高标准的核安全文化建设和评估模式/标准具有重要意义,各单位可将示范基地作为对标的对象,了解自身在核安全文化建设方面与标杆的差距的同时,能增加同行业之间的交流互动,开拓思维,共同进步,全面促进和提升各单位核安全文化建设能力和水平。

还有一些单位对于示范基地的建立持保守态度,既不支持也不反对。表示虽然示范基地的建立对提升企业的核安全文化水平方面有着重要意义,但若从监管者的角度出发,单从核电站这个庞然大物来看,其所涉及的系统、设备、工艺繁多,参与建设、运维的人员种类复杂等,这些客观因素使核安全文化示范基地的建立、管理不能仅仅停留在简单的授牌阶段;尤其是在发生福岛核污染水处置、我国某核电站燃料棒破损等事故之后,公众对于涉核议题的敏感度越来越高,对于核事件/事故的接受度越来越低,若授予企业核安全文化示范基地的称号,一旦发生类似我国某核电站土建承包商造假事

件,则有可能引发社会舆情,同时影响监管机构的公信力。因此,核安全文化示范基地由“谁”授权,如何授权,以及授权后的监督,是核行业安全文化示范基地建设过程中不可避免,同时又必须考虑的因素。我们既要保持授权的权威性,又要保持授权的公正性,同时还要考虑授权企业持续的安全生产业绩。

总体来看,核行业中部分企业对于建立核安全文化示范基地持支持的态度,应注意要切合实际,要建立在现有核安全文化整体水平的基础上,合理利用现有监管力量、第三方机构力量,选取适合当前核行业发展现状的评审机制。

4 建立核安全文化示范基地的意义

4.1 推动建立具有特色的核安全文化示范基地,传播核安全文化知识与理念

通过调研可以看到,非核行业由于开展安全文化示范企业建设的时间较早,无论是“浸润式”安全文化理念、“123456”安全特色文化或“绿竹根基”安全文化,各行业的安全文化都较为成熟,且具有十分鲜明的特点,除了能够帮助企业建立完善的安全管理制度外,还能够大大加强安全文化理念的迭代性和传导性。

核行业的核安全文化建设由于其核能的特殊性,在建设初期就受到了国家领导人的高度重视,尤其在全球范围内经历了几次重大核事故后,国际上对于核行业核安全文化的培育提出了更加严格的要求,无论是IAEA还是WANO,对世界范围内核行业的核安全文化做出了详细阐述与指导。我国核行业的核安全文化建设在管理制度上、文化形式上具有一定的统一性,因此,建立核安全文化示范基地应注重考量企业自身的文化内涵,在吸取国际先进的核安全文化建设经验上,结合《核安全文化特征》^[8]与各企业实际发展情况进一步建立具有各自特色的企业文化、安全文化,传播核安全文化知识与理念。

4.2 注重核安全文化宣教的实效性,提高公众接受度,构建和谐的社会关系

自日本福岛核事故发生以来,公众对涉核

议题的敏感度越来越高,社会对于核事故的容忍度越来越低,通过近些年的努力虽有所改善,但公众的“恐核”心理并没有得到根本性的扭转,“邻避效应”的社会现状还没有得到改观。一方面随着“新媒体”时代的到来,我国关于不良社会舆论的传播更加难以遏制,一些歪曲事实、刻板片面的错误信息在短时间内即可发酵、爆发,加剧了公众对核行业的恐惧心理;另一方面由于我国周边核态势复杂多变,朝核问题起伏跌宕,中印边境摩擦不断,又发生福岛核污染水处置等事件,使得社会对涉核议题越来越关注,涉核信息越来越敏感,公众的接受度越来越成为制约我国核行业发展的瓶颈。

而建立核安全文化示范基地,就要充分吸收非核行业安全文化示范企业的管理方式,以核安全文化宣教为抓手,注重宣教的实效性。设置核安全文化宣教中心,利用各种媒体、政府信息传播渠道,联合各类社会组织,通过积极地宣传和推广核安全理念,将监管部门、地方政府、涉核企业、社会组织多方联合,形成合力,加强核安全公众沟通的渠道畅通性与信息的公开透明性,降低公众恐慌风险认知^[9],从而构建更加和谐的社会关系。

4.3 以核安全管理体系为抓手,提升行业核安全文化水平

目前企业对核安全文化培育和建设采取的主要方法之一是进行核安全文化宣贯,2015年,我国核安全监管部更是举行了一次大规模的核安全文化宣贯推进活动。但在核安全文化培育和建设方面,依然存在一些问题:一是由于宣贯活动没有形成长效机制,部分参训企业流于形式,收效难以衡量;二是在宣教过程中缺乏更为详尽的依据与指导性材料,容易造成对核安全文化工作的理解就是“出声明”“喊口号”的印象。

建立核安全文化示范基地,以严格的核安全管理制度为抓手,要求通过安全生产标准化1级、职业健康、质量管理认证体系,弥补核安全文化宣教的短板,同时聚焦供应链(供货商、承包商)的管理体系,将安全责任落实到各个层面,

通过制度手段贯彻落实核安全文化八大原则,有利于提升决策层、管理层、企业员工等各级人员的安全责任意识,从而提升行业整体核安全文化水平。

5 核安全文化示范路径浅析

核安全文化示范路径,是指核安全文化示范基地通过运用多种宣传、推广手段,以核安全文化特征与属性为基本内容,向社会以及企业各层级员工传播核安全文化知识,并以各级员工、管理制度为主体开展核安全文化评估,评估结果作为建立或完善示范基地的依据,形成闭环反馈机制。图1为具体示范路径模型图。

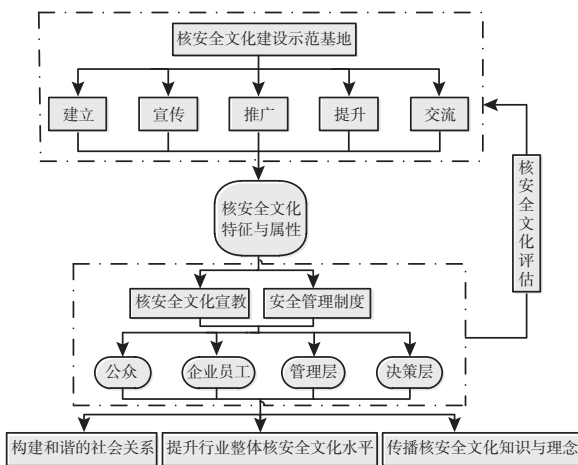


图1 核安全文化示范路径模型

Fig.1 Model diagram of nuclear safety culture demonstration path

6 结论

(1)非核行业示范企业的分布相对集中,主要分布在交通运输业、煤矿行业、电力行业中。

(2)非核行业示范企业具有各自的安全文化特色,主要通过安全宣教与安全管理制度两种方式开展安全文化建设。

(3)核行业安全文化示范基地的建设,应注意切合实际,合理利用现有监管力量、第三方力

量,选取适合当前核行业发展现状的审评机制。

(4)通过建立、传播、推广核安全文化示范基地,以核安全文化特征与属性为具体内容,以核安全文化宣贯和安全管理体系为两大抓手,向社会以及企业各层级员工传播核安全文化知识与理念,并以各级员工、管理制度为主体开展核安全文化评估,评估结果作为建立或完善示范基地的依据,形成闭环反馈机制。这将在提升行业整体核安全文化水平、传播核安全文化知识与理念、提高社会接受度、构建和谐的社会关系等方面发挥重要的作用。

参考文献

- [1] 国家安全生产监督管理总局. 国家安监总局关于开展安全文化建设示范企业创建活动的指导意见 [EB/OL]. (2010-01-21) [2022-01-23]. https://www.mem.gov.cn/gk/gwgg/agwzfl/yj_01/201001/t20100121_242166.shtml.
- [2] 国家安全生产监督管理总局. 企业安全文化建设导则: AQ/T 9004—2008 [S]. 北京: 国家安全生产监督管理总局, 2008.
- [3] 中国安全生产协会. 全国安全文化建设示范企业评价标准 (修订版) [EB/OL]. (2019-03-29) [2022-01-23]. https://www.china-safety.org.cn/Article/Detail_2068_163_164_233_234.html.
- [4] 中国核能行业协会. 核安全文化示范基地建设研讨会召开 [EB/OL]. (2016-12-27) [2022-01-23]. <http://www.china-nea.cn/site/content/24911.html>.
- [5] 钱雪松. 培育“浸润式”安全文化 助推企业高质量发展 [N]. 中国航空报, 2021-07-09 (002).
- [6] 王永霞, 高永祥. 文化凝聚人心制度规范行为“123456”安全特色文化提升煤矿管理新境界——阳煤集团二矿创建全国煤矿安全文化建设示范企业纪实 [J]. 记者观察, 2019 (34): 92-94.
- [7] 洪华伟, 林喜芳. 2020年福建省唯一被命名“全国安全文化建设示范企业”绿竹“根基”安全文化在永安华电的扎根 [J]. 安全与健康, 2021 (2): 31-34.
- [8] 张玮, 齐媛, 杨丽丽, 等. 核安全文化特征 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2016: 201-216.
- [9] 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. DOI: 10.16432/j.cnki.1672-5360.2019.02.008.

Analysis and Reflection on Demonstration Base of Nuclear Safety Culture Construction

Chang Tengyu¹, Zang Wei²

(1.CNNC Liaoning Nuclear Power Co., Ltd., Huludao 125112, China; 2.Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100082, China)

Abstract: In order to improve the level of China's existing nuclear safety culture, this paper takes the transportation industry, coal mining industry and power industry in China's non nuclear industry safety culture construction demonstration enterprises as the research object, explores their good practice, and finds out the significance of establishing nuclear safety culture demonstration base by investigating the opinions of China's nuclear industry on developing nuclear safety culture demonstration base. The results show that by establishing, disseminating and popularizing the demonstration base of nuclear safety culture, taking the characteristics and attributes of nuclear safety culture as the specific content, taking the publicity and implementation of nuclear safety culture and safety management system as the two starting points, and taking the public, employees, management and decision-making as the main objects, it will improve the overall nuclear safety culture level of the industry, disseminate the knowledge and concept of nuclear safety culture. It plays a very important role in building harmonious social relations.

Key words: nuclear industry; safety culture; demonstration base; construction significance

(责任编辑：许龙飞)

心系“国之大者”，谋创新、铸重器

——中国核工业二四建设有限公司

中国核工业二四建设有限公司成立于1958年,60余年来,公司始终践行“强核强国造福人类”使命,积极履行央企责任,心系“国之大者”,谋改革、铸重器,在创新求变中展现新作为。



1958年,国家提出大力发展核工业,中核二四公司由此组建成立,与祖国的核事业同时起步、成长。中核二四人坚决响应国家号召,为打破帝国主义的核垄断和核讹诈毅然奔赴西北荒原,在极端艰苦的条件下,凭着自力更生、艰苦创业的坚韧精神,闯滩涂、战酷寒,入深山、克万难,圆满完成了我国两套核武器研制基地建设,为“两弹一艇”成功研制建立了卓著功勋。

20世纪80年代,随着我国改革开放浪潮的推进,中核二四公司坚决执行国家军转民战略,出深山、拓市场,转民用、建核电,经历了经济大潮中转轨变型的浴火重生,为国民经济发展、核电事业腾飞做出了新的历史贡献。

30余年不间断从事核电建设。中核二四公司从秦山二期2号、秦山二扩3号机组起步,勇往直前,先后承建了世界首堆华龙一号福建福



清示范工程、世界首座高温气冷堆山东石岛湾示范工程、世界首批 AP1000 山东海阳示范工程及华龙一号批量化建设首台机组福建漳州核电等,形成了首堆建造研发能力、成熟的群堆建造能力、多堆型群堆管理能力,刷新了国内核电土建多项施工记录,核电建造水平实现了从跟跑、并跑到局部超越。



用实际行动践行强核使命。中核二四公司在福清华龙一号全球首堆建造中,公司从无到有全面掌握自主三代核电核岛建造关键技术,为首堆商运做出卓越贡献,擦亮“国家名片”。

稳步推进漳州华龙一号批量化建设,和上下游单位通力协作,革新传统路径,创新实施穹顶吊装前完成主设备全部引入就位的“开顶法”施工、钢衬里全模块化施工等新技术,首次实现区域性建安一体化施工,创造“开顶法”施工从FCD到内穹顶吊装仅24.5个月的最快记录,打造核电建设新标杆。承建石岛湾全球首座球床模块式高温气冷堆核电站,在大体积混凝土冬期施工、承重支撑牛腿模块化集成施工等方面



大胆探索、不断突破,助推国家重大工程并网发电,再次奏响“首堆有我,有我必成”的凯歌。

从海峡西岸到北部戈壁,自西域新疆到东海之滨,中核二四踔厉奋发、笃行不怠,立足“三新一高”谋改革,力铸“国之重器”担使命,不断超越自我,永续追求卓越,先后获得建筑工程施工总承包特级资质,获评国家高新技术企业,取得信用等级评价AA+等,收获鲁班奖、国家优质工程金奖、全国建设工程项目施工安全生产标准化建设工地、全国优秀测绘工程金奖、国防科技进步奖、国家能源科技进步奖等省部级以上奖项200余项。

回顾过去,成绩斐然,展望未来,重任在肩!中核二四全体员工将以一往无前的勇气、革故鼎新的锐气、不懈奋斗的朝气,坚定不移落实“三新一高”要求,稳中求进,以进固稳,为公司持续健康发展努力奋斗,为国家“双碳”目标的实现、清洁能源的发展和社会经济进步作出新的更大贡献,以优异成绩为党的二十大献礼!

深耕精细管理 全力打造核安全领域全球标杆

——江苏核电有限公司



江苏核电党委书记、董事长刘兆华

2021年5月19日，习近平总书记见证了田湾核电站7、8号机组开工仪式，总书记提出的三点希望，为田湾核电基地的新征程指明了奋斗方向。江苏核电党委牢记习近平总书记和党中央赋予的重要使命，根据中核集团“精细化管理年”专项工作部署，胸怀“国之大者”、立足“三新一高”、锚定“两个一流”，以集团公司高质量精细化工程项目管理标杆模式管理要求为基础，为实现“六大控制七个零”高质量精细化管理目标，谋划制定7、8号机组标杆工程指标体系，全力打造标杆精品、树立全球典范，坚定不移沿着习近平总书记在开工仪式上的重要讲话精神指引的方向奋勇前进。



一、追求卓越，打造田湾核电站7、8号机组标杆工程指标体系

以卓越目标树立标杆形象。为深入贯彻落实“5·19”重要讲话精神，根据中核集团、中国核电决策部署，江苏核电党委明确把7、8号机组打造成为全球“精品工程”“标杆工程”的建设目标，制定发布了“一个确保、三个到位、五个思考”目标路线图，并强化“寻标、建标、达标”意识。在7、8号机组建设全过程树立“标杆精品意识”、坚持“标杆精品标准”、落实“标杆精品要求”，运用系统思维，以争创国家优质工程金奖为目标，以先进性、引领性、科学性、适用性为原则，制定发布了田湾核电站7、8号机组标杆工程指标体系，建立了百余个国际先进、国内一流、行业最优的管理指标。并要求通过“定目标、追过程、拿结果”狠抓落实，在把基地装机规模做大的同时，努力做到运营业绩和发展质量的世界最优，通过制定卓越目标、注入前行动力、推动高质量发展，切实树立核安全领域全球标杆新形象。

以系统思维构建标杆指标。江苏核电党委坚持高站位、高起点、高标准推进7、8号机组建设，将“建立VVER核电机组精品工程标杆指标体系及管理方法项目”设为“揭榜挂帅”首批重点项目。在标杆工程指标体系中设置了包含约束性、结果性、过程性的三大类共117个管理指标，纵向覆盖从项目核准到竣工验收全过程，横向包括六大控制及党建、廉洁、舆情、宣传等工程建设全领域。其中，11项约束性指标采用一票否决制，确保底线不破、后墙不倒；3个结果性指标作为标杆工程最终评价的关键所在，确立了力争实现62个月的登高工期目标等卓越

指标;103个涵盖质量、安全、进度、投资、综合管理和生产业绩六大维度等过程性指标,为精细化开展过程控制、过程检查和评价提供了科学标准。江苏核电将和各参建单位一道,以7、8号机组标杆工程指标体系为指引,不断完善项目高标准管理体系、提升项目高质量管理能力,全力以赴将7、8号机组打造成为“精品工程”和“标杆工程”。



二、精益求精,落地田湾核电站7、8号机组标杆工程指标体系

以精细化管理优化过程管控。江苏核电党委按照“精细化管理年”工作要求,围绕“六大控制七个零”高质量精细化管理目标,聚焦效率提高、强化效率意识,以“打造同一个团队、执行同一个计划、实现同一个目标”为宗旨,在7、8号机组积极探索并深化工程计划一体化融合管理创新工作,有机整合各参建单位计划管理人力资源,实行一体化办公、一体化管理,科学评估工程进展情况,不断提高进度计划的科学性和可执行性。同时,通过建立项目TOP10管理机制、强化经验反馈体系、工程建设沙盘推演、推进集成工单试点、开展安全质量网格化管理、建设智慧工地等一系列配套的精细化管理措施,持续加强标杆工程指标体系中过程性指标的精准控制,着力将资源、时间用到极致,把事情做细、做深、做优,使工作优质化、精细化。

以精细化管理确保目标攻坚。江苏核电党委坚持目标导向、结果导向,发布管理方法和制度,明确标杆指标体系管理的职责、评价流程、评分规则和管理措施,以保证相应指标的卓越

标准和加强对工程重大节点的精准管控。积极推行目标责任制,将重要进度目标纳入公司综合工作计划和月度例会进行管理,保证工程节点按期完成,着力推动标杆工程指标体系的应用落地。同时,针对工程目标节点推进过程中的关键制约因素,实施分级预警,统一管理,开展项目分级预警,以节点目标为抓手,常态化梳理未来六个月重要节点目标的先决条件,对工程建设的重大风险严密监控和预警,准确把握项目推进的关键制约因素,有效推动7、8号机组重大风险的解决,确保按期实现8号机组核岛FCD等节点目标各项进度。



三、党建引领,让党旗在7、8号机组工程建设一线高高飘扬

以党建引领凝聚标杆共识。当前,江苏核电与各参建单位一道凝心聚力,全力推进7、8号机组建设各项工作,并于提前登高目标一个月实现了“7号机组常规岛浇筑第一罐混凝土”里程碑节点目标。2022年春节期间,7、8号机组工程项目2000余人更是放弃与家人团聚的机会,坚守岗位,抢抓进度。2月25日17时19分,田湾核电8号机组核岛反应堆厂房筏基板开始浇筑第一罐混凝土,8号机组正式开工建设。在7、8号机组标杆工程指标体系中,所制定的高标准管理指标具有一定的挑战性,各项精细化管理工作的落实落地更需要江苏核电和各参建方的共同努力。江苏核电将继续与各参建单位同心、同向、同行,将党的建设与田湾核电站7、8号机组工程建设有机融合,全力发挥党建引

引领作用,以最严格的工作标准、最精细的工作举措、最扎实的工作作风,发挥协同效能、打造全员标杆意识,推动7、8号机组各参建方之间所有关联环节的高效运转,系统并高效地解决影响工作效率的问题难题,深化精细化管理、抓好体系落实、打造标杆典范。

以党建联建树立标杆品牌。江苏核电党委贯彻落实中核集团党建工作“品牌树立年”要求,坚持“党建优秀、管理一流”,围绕7、8号机组工程建设积极开展党建联建的生动实践,聚焦融合党建、人本党建、价值党建,全力打造具有田湾特色的“党建+重大工程”品牌。党建联建联合委员会成功召开首次会议并发布田湾核电高质量发展指标体系,授旗6支精品工程突击队开展联合攻坚,党员进驻现场作业班组实现100%全覆盖,获得了上级党组织高度肯定。各参建方基层党组织和党员切实发挥战斗堡垒作用和先锋模范作用,江苏核电驻欧设备采购监造队党员冲锋在前,先后7批次赴俄罗斯开展监造工作,在新冠疫情最为严峻时期以实际行动阐述最美“逆行”;工程建设处青年突击队优化现场施工逻辑,组织协调相关施工单位轮班,24小时不间断施工,严把质量关,筑牢安全生命线,排除万难确保按期实现重大工程节点;中核华兴田湾项目部测放班党员先锋突击队持之以恒、精益求精,高质量完成了次级网三次复测,形成165份测量报告,以高度的责任心精准测量工程项目各网点数据。

在标杆工程指标体系的指引和保障下,田

湾7、8号机组年度MKJ任务、一二级里程碑节点均按期或提前完成,各项工作正在按照62个月实现商运的登高目标全面推进。同时,江苏核电党委深入贯彻落实中核集团党组提出的“高质量、高标准建设和运行好田湾核电站7、8号机组以及已经建成投产的1-6号机组”的部署要求,立足当前、谋划长远,同步谋划制定了1-6号机组生产运行指标体系、全过程成本管控指标体系,全面树立了经得起实践检验、历史验证的一流标准,力求始终保持抢抓先手、走在前列。后续将以“三个指标体系”为抓手,持续加强精细化管理,不断完善公司管理体系、提升管理水平,并在总结经验的基础上,努力形成核电项目建设标杆指标体系的行业标准,培养一批田湾核电基地出品的具有标杆意识、标杆能力、标杆作风的专业人才队伍,持续提升田湾核电基地的核心竞争力和品牌影响力。

当前,田湾已成为全球在运加在建总装机容量最大的核电基地。立足新的发展机遇期,江苏核电将以实际行动贯彻“三新一高”要求,充分践行“强核报国、创新奉献”的新时代核工业精神,秉承“我是中核人,我是中国核电人”理念;围绕“精细化、提质效、创一流”目标,全力推进“三个指标体系”落实落地,全力打造标杆精品,努力把田湾核电基地打造成世界一流的核能多堆型综合利用产业群和多能互补零碳示范能源基地,为我国核电和核能综合利用事业发展贡献田湾智慧和中核力量,以实际行动迎接党的二十大胜利召开!

《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] 孙岷, 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.
- [10] 祝璐颖, 旻佳龙. 反应堆操纵员培训及考核的有关问题 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 59-63.
- [11] 乔雪冬, 毕金生, 胡健, 等. 基于 Gasflow 程序的非能动安全压水堆氢气行为计算和分析 [J]. 核安全, 2018, 17 (4): 64-69.
- [12] 唐桢, 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
- [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.

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. 双区氯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. 高压电离室校准周期的分析和调整 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 7-11.
- [3] 甄丽颖, 林颖慧. 阳江核电站的排放物及环境样品中氚的放射性水平 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 12-17.
- [4] 王杰, 周兆宇, 陈运利, 等. 飞凤山处置场各阶段活动许可取证的经验反馈 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 18-23.
- [5] 于世昆, 肖春梅. 核电厂放射性废气处理工艺设备的抗震设计要求 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 24-27.
- [6] 王聪, 朱文韬, 王高鹏, 等. 严重事故下核电厂设备可用性论证 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 28-32.
- [7] 贾梅兰, 刘敏, 李澎, 等. 日本乏燃料的安全管理及对我国的启示 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 33-40.
- [8] 王梦溪, 龙亮, 薛娜, 等. 华龙一号事故后食品污染水平评价? [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 41-47.
- [9] 崔军, 鲍杰, 时维立. 核电厂传热管破裂后防止蒸汽发生器满溢的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 48-55.
- [10] 马应林, 李俊刚, 张会杰, 等. 大型粒子加速器安全联锁钥匙系统的设计 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 56-62.
- [11] 庄少欣, 王娅琦, 孙微, 等. 基于 TRACE 的大功率非能动核电厂 SBLOCA 事故计算及敏感性分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 63-69.
- [12] 王飞, 宋辉. 核动力装置混合式状态监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 70-78.
- [13] 杨旭, 邱金荣, 杨永强, 等. 反应堆准确实时仿真程序的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 79-86.
- [14] 米宇豪, 曾志, 马豪, 等. 非人类物种剂量评价低水平放射性测量的应用进展 [J]. 核安全, 2019, 18 (4): 87-94.

2019年第五期

- [1] 陈胜. 民用核安全设备成套供货质量保证大纲的建立及运行特点 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 1-5.
- [2] 刘成运, 张延云, 王玢, 等. 核电厂运行安全性能指标的监督核查 [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] 黄甦. 基于 TXS/T2000 核电厂 DCS 信号失效下质量位设置 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 38-42.
- [8] 张适, 张博平, 初永越, 等. M310 机组维修风险评价和管理的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 43-48.
- [9] 杨智, 吴彩霞. 维修规则功能失效判断准则研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 49-53.
- [10] 王飞, 宋辉, 毛伟. 基于神经网络的核电厂环境监测系统的研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 54-61.
- [11] 张祥, 薛艳芳, 刘宇生, 等. 压力容器外部冷却沸腾临界过程数值模拟研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 62-67.
- [12] 陈文涛, 陈万良, 李灵娟. 应急情景下便携式高纯锗 γ 能谱测量系统的模拟应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 68-72.
- [13] 贾红锋, 曲晓宇, 焦利辉, 等. 核安全压力容器非径向接管的应力特性研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 73-78.
- [14] 赵斌, 战俭, 刘洪, 等. 中国海关与邻国开展核安全联合演练的实践经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 79-84.
- [15] 刘建昌, 沈永刚, 陈韵茵, 等. 维修停堆模式下完全丧失余热排出系统事故分析 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 85-89.
- [16] 技术引领进步创新驱动发展——中国核工业第五建设有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 90-92.
- [17] 打造中国装备制造业的“国之重器”——上海电气核电设备有限公司 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 93-94.

2019年第六期

- [1] 阳小华, 胡杰, 毛宇, 等. 放射性物质群体自主安全智能

[J]. 核安全, 2019, 18 (6): 1-5.

- [2] 陈艳芳, 刘海鹏. 基于虚拟技术的核电站应急辅助系统的开发 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 6-11.
- [3] 王昆鹏, 许超, 李聪新, 等. 核反应堆物理热工耦合的瞬态分析方法研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 12-17.
- [4] 刘顺, 罗杰, 陈衡, 等. γ 射线数字成像在核电厂应用的可行性探讨 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 18-22.
- [5] 兰志刚, 于汀. 海上浮动核电站周边油田井喷事故的安全风险问题研究 [J]. 核安全, 2019, 18 (5): 23-29.
- [6] 张博平, 周晓蕊, 李晓洋, 等. 浅析美国核管会对维修规则进行基准检查的经验 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 30-36.
- [7] 王钦, 毕金生, 丁铭. 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, 潘昕烽, 赵传奇, 等. 核电厂反应堆小幅功率提升技术的应用 [J]. 核安全, 2019, 18 (6): 85-90.

2020年第一期

- [1] 张子杰, 赵坤, 刘勇, 等. 以案例来探讨人员素质与辐射安全的关系 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 1-7.
- [2] 李小华, 王超, 任廷伟, 等. 一起医用电子加速器辐射事故分析及救援概况 [J]. 核安全, 2020, 19 (1): 8-31.
- [3] 黄高峰, 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] 赵培洋, 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] 李中华, 王翊年, 王家豪, 等. 2014 年秘鲁 192Ir 工业探伤辐射事故概况与分析 [J].核安全, 2020, 19 (3): 34-52.
- [7] 闫怀超, 陈政熙. 核电行业工控网络安全整体解决方案研究 [J].核安全, 2020, 19 (3): 53-58.
- [8] 高业栋, 韩良文, 夏星汉, 等. HFETR80MW 运行时二次侧水流量衰减瞬态分析 [J].核安全, 2020, 19 (3): 59-64.
- [9] 毕树茂, 张丹, 邱志方, 等. 模块式小堆稳压器安全阀容量设计方法研究 [J].核安全, 2020, 19 (3): 65-69.
- [10] 李志华, 刘敏, 曹俊杰. 对我国运行核电厂退役准备的思考与建议 [J].核安全, 2020, 19 (3): 70-75.
- [11] 韩良文, 高业栋, 夏星汉, 等. 基于 MCNP 的 HPGe 探测器无源效率刻度 [J].核安全, 2020, 19 (3): 76-80.
- [12] 李华, 霍嘉杰, 赵英昆, 等. 核电厂关键设备事故工况下密封性能研究 [J].核安全, 2020, 19 (3): 81-85.

2020 年第四期

- [1] 周兆宇, 王杰. 飞凤山低、中放固体废物处置场运行与处置管理实践 [J].核安全, 2020, 19 (4): 1-7.
- [2] 丁超, 徐朋, 杨志义. 严重事故氢气监测仪定期试验现场监督 [J].核安全, 2020, 19 (4): 8-12.
- [3] 郝丽娜, 柴蕊, 王茂杰, 等. 我国核电厂运行许可证内容演化概论 [J].核安全, 2020, 19 (4): 13-19.
- [4] 刘国柱. 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] 卢俊晶, 朱柏霖, 张天琦, 等. 熔融物与混凝土相互作用时熔池内的化学反应研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 63-70.
- [11] 胡玉杰, 王杰, 程芳权, 等. 一种基于 AES 和 RSA 的核应急安全数据通信系统 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 71-75.
- [12] 周家驹, KIKURA Hiroshige. LFCM 炉内流动特性的数值分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 76-82.
- [13] 谢树青, 安宁, 吴磊, 等. 中子周围剂量当量率测量技术的发展与现状 [J]. 核安全, 2020, 19 (4): 83-87.

2020 年第五期

- [1] 汤日辉. 核电厂工程建设期间质量异常全面管理探讨 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 1-4.
- [2] 程芳, 窦义芳, 王玉超. 辐射环境政府信息服务体系的建构研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 5-10.
- [3] 滕磊, 王帅, 彭婧. 浅谈我国核电厂退役安全监管现状 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 11-15.
- [4] 蔡军, 徐杰, 黄文博, 等. 电子辐照实验装置辐射安全联锁系统的设计与实现 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 16-21.
- [5] 陈德育, 汤泽平, 龚杰. 我国城市放射性废物库潜在污染因素分析及对策建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 22-26.
- [6] 黄彦君, 沙向东, 祝兆文, 等. 压水堆核电厂流出物监测的关键核素研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 27-34.
- [7] 丁超, 徐朋, 仇苏辰, 等. 核电厂氢气控制系统布置原则与现场踏勘问题探讨 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 35-40.
- [8] 宫宇, 王宝祥, 詹文辉, 等. 风险指引型安全分级及应用研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 41-48.
- [9] 赵世成, 王凯佩, 杨静远. 经验反馈在核电厂建设过程中的作用 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 49-52.
- [10] 马帅, 魏超, 贾斌, 等. 核电厂主泵转子临界转速研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 53-57.
- [11] 刘宇生, 吴鹏, 刘希瑞, 等. 浮动小型堆堆芯热工水力验证能力分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 58-63.
- [12] 陈一伟, 张正春, 张强升, 等. 核级过滤器的抗震计算方法研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 64-68.
- [13] 刘春容, 陈薪正, 贺东钰, 等. CPR1000 核电厂严重事故环境条件计算分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 69-74.
- [14] 乔宁, 刘景宾. 故障树方法计算核电厂数字化保护系统可靠性 [J]. 核安全, 2020, 19 (5): 75-79.

2020 年第六期

- [1] 项媛媛. 浅谈核电工程 EPC 和独立监理模式下的业主质量管理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 1-5.
- [2] 栾海燕, 封祎, 韩福眷, 余少青, 逯馨华. 全球新冠肺炎疫情时期的核安全监管 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 6-11.
- [3] 贞彦祺, 任坤贤, 王强, 李晨晖. 某高速公路绿色通道 X 射线车辆检查系统环境辐射剂量率计算与实测对比研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 12-16.
- [4] 徐永良. 浅谈核电厂工作场所放射性空气污染应对措施 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 17-22.
- [5] 滕磊, 刘志辉, 袁和川. 我国核电厂退役过程监管要求及建议 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 23-28.
- [6] 吴敏, 郑佳强. 某核电站高压空压机高温报警停机故障处理 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 29-35.
- [7] 盛美玲, 丘锦萌, 唐辉, 杨志义. 华龙一号余热排出系统破口事故分析 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 36-43.
- [8] 董晓璐, 孔静, 刘景宾. 核电站控制室布置与盘台设计中的人因工程准则 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 44-49.
- [9] 姜韶堃, 赵罗生, 杨志义, 詹惠安, 陶志勇, 赵宁, 丁超. 严重事故下氢气爆燃环境模拟试验 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 50-53.
- [10] 吴廉巍, 闫超星, 杜为安, 张翼, 刘成洋. 摇摆条件下喷淋液滴运动特性研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 54-59.
- [11] 韩瑞, 段亚飞, 赵懿珺, 纪平, 康占山, 王韶伟. 气泡幕技术在滨海核电厂取水防控中的应用 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 60-66.
- [12] 陈玉修, 王煜宏, 罗海英. 英国核动力厂项目法规标准体系及监管理念研究 [J]. 核安全, 2020, 19 (06): 67-72.
- [13] 胡帮达, 贾哈. 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, 蒯瑾. ^{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, 李唯, 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.
- [5] 张义科, 彭军, 李福春, 等. 反应堆管道系统水锤现象不利影响及防治措施研究进展 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 22-26.
- [6] 郑成成, 陈永祁, 郑久建, 等. 核电站主蒸汽管道阻尼减振与抗震分析 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 27-35.
- [7] 白日亮, 原瑜. 核电仪表罐焊接工艺研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 36-40.
- [8] 史国宝, 郭东海, 陈松, 等. AP1000 依托项目中压移动电源应用研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 41-47.
- [9] 王逊, 田宇, 黄力. 美国核安全管理体制与法律体系探究及启示 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 48-53.
- [10] 刘姚锋, 耿波, 高星, 等. 核电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厢内氡浓度水平调查 [J]. 核安全, 2021, 20 (1): 17-21.
- [1] 刘成运, 张国旭, 李学法, 等. 安全性能指标在核安全监管中的应用实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 1-6.
- [2] 李宁, 徐俊龙, 崔毅, 等. 优化核级阀门变更审查流程, 提高核安全治理精细化水平 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 7-11.
- [3] 王鑫, 林权益, 王叶, 等. 推进海洋核应急能力建设的思考和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 12-17.
- [4] 刘新利. 海阳核电站设备监造管理实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (2): 18-24.
- [5] 凌礼恭, 李小龙, 贾盼盼. 滨海核电机组海水系统部件腐

- 蚀与防护现状 [J].核安全, 2021, 20 (2): 25-31.
- [6] 谢梅, 张远奎, 刘亚军, 等.核安全设备竣工文件质量改进建议 [J].核安全, 2021, 20 (2): 32-37.
- [7] 赵玄, 周小龙.蒸汽发生器传热管氦检漏定量定位技术分析 & 验证 [J].核安全, 2021, 20 (2): 38-43.
- [8] 李小华, 王翊年, 李俊杰, 等.1998年伊斯坦布尔⁶⁰Co源辐射事故概况与分析 [J].核安全, 2021, 20 (2): 44-58.
- [9] 胡攀, 蔡汉坤, 张浩.核电厂事件编码体系对比研究 [J].核安全, 2021, 20 (2): 59-66.
- [10] 程坤, 邱志方, 陈宝文, 等.海洋条件下浮动反应堆运行特性的数值模拟研究 [J].核安全, 2021, 20 (2): 67-72.
- [11] 王振宇, 黄伟奇, 孙健, 等.核电厂事故机器人应用研究 [J].核安全, 2021, 20 (2): 73-78.
- [12] 郭丹丹, 刘洁, 刘冰.核电厂安全壳内碎片迁移关键问题探讨 [J].核安全, 2021, 20 (2): 79-84.
- [13] 袁伟, 李巍, 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.
- [8] 杜南麟, 王平春, 梁汉天.某核电站安全壳内临时通风数值模拟研究 [J].核安全, 2021, 20 (3): 41-45.
- [9] 王臣, 张锴, 刘畅, 等.我国核电厂役前检查异常情况汇总与典型案例分析 [J].核安全, 2021, 20 (3): 46-52.
- [10] 杨永灯.核电厂系统设备不可用管理问题分析与改进 [J].核安全, 2021, 20 (3): 53-58.
- [11] 郑军伟, 赵东阳, 刘东亮.某核电机组汽轮机超速保护控制反复动作原因分析与处理 [J].核安全, 2021, 20 (3): 59-64.
- [12] 王进, 马成辉, 邹青.华南地区核电厂冷源安全保障能力现状和建议 [J].核安全, 2021, 20 (3): 65-71.
- [13] 包博宇, 郝建生, 姚琳.乏燃料容器垂直吊具衬套变形事件分析和设计优化 [J].核安全, 2021, 20 (3): 72-77.
- [14] 李志刚, 韦应靖, 张庆利, 等.基于蒙特卡罗方法的HPGe探测器模型参数优化方法研究 [J].核安全, 2021, 20 (3): 78-85.
- [15] 刘帅, 唐兴龄, 姚琳.浅析乏燃料转运容器制造过程中的设计改进 [J].核安全, 2021, 20 (3): 86-90.
- [16] 李炳营, 刘焯, 黄国庆, 等.2MWt液态燃料钍基熔盐实验堆仪控系统纵深防御设计与分析 [J].核安全, 2021, 20 (3): 91-97.
- [17] 张鹏, 郑兴国, 赵幽竹, 等.环境地表 γ 辐射剂量率测量仪器间比对评价与研究 [J].核安全, 2021, 20 (3): 98-103.
- [18] 徐学敏.核电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, 高纛.环境污染事故放射性气溶胶扩散的应急控制及消除方法 [J].核安全, 2021, 20 (3): 17-24.
- [5] 赖立斯, 夏星汉, 韩良文, 等.基于MCNPX的HFETR典型裂变产物逃逸率系数分析 [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.

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与模拟实验研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 92-99.
- [17] 中国核动力创新发展之路——从第一度核电到“华龙一号” [J]. 核安全, 2021, 20 (4): 100-103.
- 射安全问题 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 39-42.
- [8] 阳小华, 刘征海, 曾铁军, 等. 基于自主安全智能的放射性物质信息物理融合安防系统 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 43-48.
- [9] 何先华, 王爱玲, 张羽. 以“绩效改进”为特征的核电厂一体化安全管理体系的建立 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 49-55.
- [10] 孙海涛, 吕云鹤, 王逊, 等. 中美核电厂运行许可证延续监管分析与建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 56-60.
- [11] 郭丹丹, 向文娟, 王高阳. 核电厂安全壳喷射碎片问题研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 61-65.
- [12] 吴利杰, 吴其尧, 马若群, 等. 核电厂国产化核级仪表卡套接头低温渗碳装置研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 66-72.
- [13] 杨文, 陈艳芳, 巢飞, 等. 海洋核动力平台装卸料过程辐射后果评价研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 73-80.
- [14] 姚伟达, 矫明, 林绍萱, 等. 关于流弹性失稳激励机理中容易混淆问题的解析 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 81-87.
- [15] 周建明, 彭祥阳, 路广遥, 等. 反应堆压力容器主螺栓孔定位和寻迹技术研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 88-92.
- [16] 马若群, 王臣, 盛朝阳, 等. 核电厂蒸汽发生器老化管理分析研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 93-99.
- [17] 于家欢, 王海峰, 张晓峰. 核电厂场外应急洗消站选址方法与建设规范研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 100-106.

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
- [18] 韩勃, 雍诺, 夏冬琴, 等. 心理距离对核电风险认知的影响研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (5): 107-113.

2021 年第六期

- [1] 吕云鹤, 初起宝, 王臣, 等. 核电厂老化管理审查方法分析与研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 1-7.
- [2] 徐同喜, 王威. 中国实验快堆首炉燃料和控制棒组件继续运行审评实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 8-11.
- [3] 孟令飞, 刘沧, 杨飞莹, 等. 基于梯度上升算法的丢失放射源搜寻方法 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 12-16.
- [4] 徐宇, 张敏, 盛朝阳, 等. 压水堆核电站高能管道破裂动态效应消除方法及应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 17-23.
- [5] 许友龙, 刘莹, 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. 核电厂开式循环冷却水系统机械老化管理应用 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 56-61.
- [11] 梅华平, 陈超, 张思纬, 等. 商业核电站产氚概念设计及安全影响评价 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 62-67.
- [12] 孙超杰, 刘长亮, 朱京梅, 等. 非能动安全壳空气冷却系统换热影响因素研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 68-72.
- [13] 杨江, 罗汉炎, 刘仲昊, 等. 基于不确定分析的 CPR1000 核电厂大破口事故研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 73-79.
- [14] 张萌, 张志刚. 后福岛时代我国公众对核电发展支持度的研究 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 80-87.
- [15] 李彪, 郭明, 吴飞. 基于 PLOAS 方法的安全性评估及其发展历程 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 88-93.
- [16] 李淑庆, 苟渊, 王丽娜, 等. 核电维修与技术服务企业核安全文化建设的探索与实践 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 94-97.
- [17] 杨永灯. 严重事故缓解系统薄弱环节分析与对策 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 98-102.
- [18] 邢晓峰, 张正楼, 汤建明, 等. 核电厂冷源取水海洋生物堵塞问题探析 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 103-109.
- [19] 王逊, 黄力, 李小丁, 等. 突发公共事件视角下对核事故应急管理问题的探讨和建议 [J]. 核安全, 2021, 20 (6): 110-113.



感悟新时代国家安全成就

党的十八大以来，国家安全得到全面加强，经受住了来自政治、经济、意识形态、自然界等方面的风险挑战考验，为党和国家兴旺发达、长治久安提供了有力保证。

415
全民国家安全教育





统筹 发展和安全

推动高质量发展和高水平安全动态平衡



415
全民国家安全教育





维护和塑造国家安全

维护国家安全是一个持续的过程，
塑造是更高层次更具前瞻性的维护。





加快 构建新安全格局

坚持党的绝对领导，坚持捍卫国家主权和领土完整，
坚持安全发展，坚持总体战，坚持走和平发展道路。



新安全
格局





坚持理性、协调、并进的 核安全观

发展和安全并重、权利和义务并重
自主和协作并重、治标和治本并重

发展和安全并重

权利和义务并重

治标和治本并重

自主和协作并重





坚持 严谨细致实

严之又严、慎之又慎、细之又细、实之又实



415
全民国家安全教育





守正 创新 提质 增效

做好新时代核安全工作



415
全民国家安全教育





实行最**严格**的安全标准 和最**严格**的监管

持续提升核安全监管能力



415
全民国家安全教育





建设美丽中国

青山常在、绿水长流、空气常新，
美丽中国图景加快绘就。



415
全民国家安全教育





深入

打好污染防治攻坚战

精准、科学、依法治污，
持续推进大气、水、土壤污染防治。

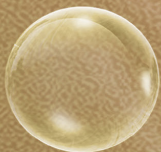




推进

黄河流域大保护大治理

统筹水、大气、土壤、自然生态等要素，共同抓好大保护，
协同推进大治理，推动黄河流域高质量发展。





减污降碳协同**增效**

降碳、减污、扩绿、增长协同推进





共建地球生命共同体

深化生态领域国际合作，深度参与全球环境治理，
切实履行气候变化、生物多样性等环境相关条约义务，
积极参与和引领全球气候治理，共谋全球生态文明建设。

