

核安全

NUCLEAR SAFETY

ISSN 1672-5360
CN11-5145/TL

第1期

主管：中华人民共和国环境保护部
主办：环境保护部核与辐射安全中心
2018年2月第17卷总第60期
(双月刊, 2003年创刊)

ISSN 1672-5360
9 771672 536100

主管单位：中华人民共和国环境保护部
主办单位：环境保护部核与辐射安全中心

编委会主任：王大中
编委会副主任：陈佳洱 陈念念 邓起东 李冠兴
林忠钦 孙玉发 魏炳波 吴祖泽
徐 铄 叶奇蓁 于俊崇 张金麟
郑建超

主 编：任洪岩
副 主 编：梁士彪 柴建设 柴国早 李东林 李吉根

编辑部主任：王晓峰
王大中 清华大学 科学院院士 副主席
陈佳洱 北京大学 科学院院士
陈念念 中国核工业集团公司 工程院院士
邓起东 中国地震局地质研究所 科学院院士
李冠兴 中国核学会 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
魏炳波 西北工业大学 科学院院士
吴祖泽 军事医学科学院 科学院院士
徐 铄 中国原子能科学研究院 工程院院士
叶奇蓁 秦山核电集团筹备组 工程院院士
于俊崇 中国核动力研究设计院 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
郑建超 中国广核集团有限公司 工程院院士
出版单位：核安全编辑部

地 址：北京市海淀区红联南村54号
信 箱：北京8088信箱
邮政编码：100082
电 话：010-82205111
010-82205222
传 真：010-62258598
电子信箱：heanquanzazhi@263.net.cn
官 网：http://haqy.cbpt.cnki.net
刊 号：ISSN 1672-5360
CN11-5145/TL

印 刷：北京一二零一印刷有限公司
定 价：25.00元

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。

核安全

NUCLEAR SAFETY

2018年第1期 (总第60期)

双月刊 公开发行

2018年2月28日出版

目 次

● 监督管理

- 1 核电厂放射性有机废液安全管理的建议
甘学英, 蒋 婧, 祝兆文, 马 驰
- 6 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
凌礼恭, 孙海涛, 高 晨, 徐 宇

● 安全评审

- 12 近年来核电厂执照运行事件趋势分析
孙树海, 陶书生, 郑丽馨, 张庆华
- 20 API000核电厂设备鉴定概述
张晓杰, 吕云鹤, 路 燕
- 26 EPRI《蒸汽发生器完整性评估导则》解读
梅金娜, 蔡 振, 韩姚磊, 王 勇, 韩传伟, 薛 飞

● 核电厂实践

- 34 小尺寸支管接头(BOSS头)焊接质量影响分析及其工艺改进
张发云, 赵立彬, 严得忠, 李海涛, 胡安中
- 38 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
宋 辉, 杨晓强, 叶刘锁, 黄 鹏

● 国际瞭望

- 44 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
赵丹妮, 李 娟, 李 明, 刘 宇, 崔贺锋

● 研究与探讨

- 52 我国核电厂应急指挥部构建探讨
黄 力, 崔 浩
- 58 非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序研究
刘宇生, 许 超, 安婕铷, 庄少欣, 程坤
- 66 核电厂人因事件趋势分析和策略研究
陈 超, 顾 健
- 71 铀浓缩系统事件/事故的思考与始发事件选取研究
赵国志, 曲 鹏
- 76 确定我国核电厂运行许可证延续安全论证基准的探讨
陈志林, 池志远, 张晏玮, 王春晖, 施震灏, 安英辉, 黄平, 王俊
- 83 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
贺振宇, 张强升, 张发云, 熊冬庆, 邓 冬
- 87 安全相关涂层管理策略研究
梁耀升, 张忠伟, 董海涛

封面

由于国鑫提供

Nuclear Safety 2018 No. 1

CONTENTS

- 1 Sugestions on the Safe Management of Spent Radioactive Organic Liquids from Nuclear Power Plants
..... GAN Xueying, JIANG Jing, ZHU Zhaowen, MA Chi
- 6 Requirement for RPV Radiation Supervision of the Improved M310 Units and its Practice in the High
Temperature Gas Cooled Reactor
..... LING Ligong, SUN Haitao, GAO Chen, XU Yu
- 12 Trend Analysis of the License Events in NPPs in Recent Years
..... SUN Shuhai, TAO Shusheng, ZHENG Lixin, ZHANG Qinghua
- 20 Summary of AP1000 Nuclear Power Plant Equipment Qualification
..... ZHANG Xiaojie, LV Yunhe, LU Yan
- 26 Review of the Steam Generator Integrity Assessment Guidelines of EPRI
..... MEI Jinna, CAI Zhen, HAN Yaolei, WANG Yong, HAN Chuanwei, XUE Fei
- 34 Analysis of Welding Quality of Small Size Pipe Joint (BOSS head) and Improvement of Process
..... ZHANG Fayun, ZHAO Libin, YAN Dezhong, LI Haitao, HU Anzhong
- 38 The Commissioning and Analysis for Software and Hardware Measurement Complex of Unit 3 TNPS
..... SONG Hui, YANG Xiaoqiang, YE Liusuo, HUANG Peng
- 44 USA NPPs Mitigation Solutions for Accident of SFP after 9 · 11 Event and Fukushima Nuclear Accident
..... ZHAO Danni, LI Juan, LI Ming, LIU Yu, CUI Hefeng
- 52 Discussion on the Construction of Nuclear Power Plant Emergency Headquarters in China
..... HUANG Li, CUI Hao
- 58 Preliminary Phenomena Identifying and Ranking Table for Passive Nuclear Power Plant Station Blackout Accident
..... LIU Yusheng, XU Chao, AN Jieru, ZHUANG Shaoxin, CHENG Kun
- 66 Trend Analysis and Management Strategy Discussion for Human Performance Event of Nuclear Power Plant
..... CHEN Chao, GU Jian
- 71 Thought of Uranium Enrichment System Events/Accidents and Selection of Initial Events
..... ZHAO Guozhi, QU Peng
- 76 Discussion on the Safety Demonstration Basis for Operating License Extension (OLE) of Nuclear Power
Plants in China
..... CHEN Zhilin, CHI Zhiyuan, ZHANG Yanwei, WANG Chunhui, SHI Zhenhao,
AN Yinghui, HUANG Ping, WANG Jun
- 83 Failure Analysis and Quality Control Measures for the Cold Bending Tensile Test of Thin Wallpipe of
Nuclear Grade Carbon Steel
..... HE Zhenyu, ZHANG Qiangsheng, ZHANG Fayun, XIONG Dongqing, DENG Dong
- 87 Research on Management Strategy of Safety Related Coatings
..... LIANG Yaosheng, ZHANG Zhongwei, DONG Haitao

核电厂放射性有机废液安全管理的建议

甘学英, 蒋 婧, 祝兆文*, 马 驰
(环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 我国核电厂对放射性有机废液的管理采取长期贮存的方式, 至今未有最终的处理方法。本文从放射性有机废液源项、相关的法律法规标准要求、国内外放射性有机废液管理方式等方面进行讨论, 给出了一些放射性有机废液安全管理的建议。

关键词: 放射性有机废液; 源项; 管理

中图分类号: X771 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0001-05

核电厂运行每年会产生少量的放射性有机废液, 包括放射性废油和废有机溶剂。放射性废油主要来自与一回路冷却剂接触而受到放射性沾污的主回路传热泵的润滑油、燃料装卸机的液压油和汽轮机油; 放射性废有机溶剂主要是来自放射性设备、零件的有机去污废液和实验室核素分析产生的有机废闪烁液。这些放射性有机废液通常属于低放废液。

我国核电厂对产生的放射性有机废液一般进行现场收集, 然后转运至专门的房间或库房长期贮存。随着电厂的运行, 放射性有机废液积累的越来越多, 一些早期运行的核电厂出现了贮存能力不足的情况, 采取了一些临时贮存措施。由于特殊的物理化学性质和放射性特性, 放射性有机废液不规范地临时贮存, 如未设置滞留池会带来腐蚀泄漏问题。因此, 废物管理者应该尽早考虑放射性有机废液的最终处置。

放射性有机废液管理的文献比较多, 国际原子能机构 (IAEA) 出版过有关放射性有机废物管理的技术报告^[1,2], 系统地介绍了核工业产生的放射性有机废物的来源和处理方法。美国环境保护署 (EPA) 也发布过技术报告^[3,4], 描述了美国主要实验室放射性有机废液的产生情况, 给出了处理和管理措施的建议。我国方祥洪^[5]和周连泉^[6]从处理技术的角度分别对放射性

废油和放射性有机废闪烁液进行了综述, 包良进^[7]和任俊树^[8]对泵油和废闪烁液进行过吸附研究。本文从核电厂放射性有机废液的源项、监管法规标准、处理方式等方面进行讨论, 结合我国实际情况给出了几点对放射性有机废液安全管理的建议。

1 源项

所谓源项, 是指每台机组每年放射性有机废液的产生量、物理化学和放射性特性。废物的源项跟机组的类型、运行管理水平以及运行历史有关。表 1^[9]给出了美国几个压水堆核电厂放射性有机废液年产生量、核素和活度浓度。

重水堆主传热系统重水除氟过程中由于真空泵油被气态氟沾污能够产生特殊的中放废物 - 氟化废油。这类废油能够含有 $1.8 \text{ TBq} \cdot \text{L}^{-1}$ 的氟, 估计每年 $75 \text{ L} \cdot \text{堆}^{-1}$ 。

我国某压水堆核电厂两台机组放射性有机废液年产生量见图 1。由图 1 可见, 运行初期放射性有机废液年产生量约 100 L, 随着电厂的设备更换、维修等活动的增多, 放射性废油的产生量逐年增加, 十年后放射性有机废液达到了 400 L。放射性废油活度约为 $0.1 \text{ MBq} \cdot \text{m}^{-3} - 0.15 \text{ MBq} \cdot \text{m}^{-3}$, 特殊情况下比活度可达 $4.5 \text{ MBq} \cdot \text{m}^{-3}$, 放射性废有机溶剂活度约为 $150 \text{ MBq} \cdot \text{m}^{-3}$ 。

收稿日期: 2017-09-24

修回日期: 2017-12-19

基金项目: 国家科技重大专项大型先进压水堆及高温气冷堆核电站二期子课题 14, 项目编号: 2013ZX06002001

作者简介: 甘学英 (1970—), 男, 陕西大荔人, 正高级工程师, 现主要从事放射性废物管理审评和监督工作

*通讯作者: 祝兆文, E-mail: zhuzhw@126.com

表 1 美国压水堆核电站有机废液年产生量、主要核素和活度浓度

Table 1 Amount, nuclides and activity concentration of spent radioactive organic liquid for USA PWRs

电站	产生量 (L · a ⁻¹)	主要核素	活度浓度 (Bq · L ⁻¹)
Crystal River unit3	283	⁵⁸ Co, ⁶⁰ Co, ¹³⁴ Co, ¹³⁷ Cs	
Rancho Seco	1512	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ³ H	3.7 - 37
Beaver Valley	1890	¹³³ Xe	
Connecticut Yankee	> 1039	¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	3700 3700
Trojan	378	¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co, ¹³¹ I	< 3700

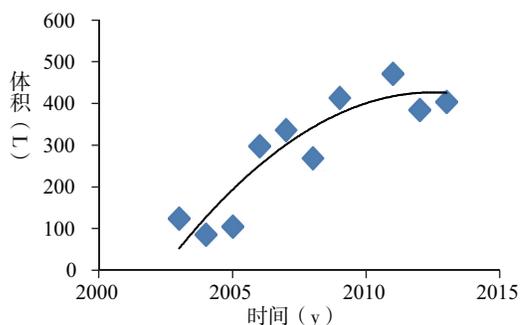


图 1 我国某核电厂 (2 台机组) 放射性有机废液年产生量
Fig. 1 The annual product of spent radioactive organic liquid of a double units NPP in China

西屋公司根据一回路源项保守估算了 AP1000 堆型化容系统给水泵的废油 (机组主要放射性废油的来源) 的产生量和放射性特性^[10], 大概每台机组每 5 年产生 76L 放射性废油, 整个寿期 60 年产生废油约 1000L, 主要放射性核素及活度见表 2。

表 2 AP1000 机组放射性废油的核素及活度

Table 2 Nuclides and activities in the radioactive spent oil generated from an AP1000 reactor

核素 (Bq · g ⁻¹)	¹⁴ C	¹³¹ I	³ H	⁶⁰ Co	其他核素
活度 (MBq)	0	1.93	4.82 × 10 ¹	2.12 × 10 ⁻²	8.40 × 10 ¹

由于 AP1000 堆型无运行机组, 实际的放射性有机废液的产生量和特性有待观察。

由以上的源项数据可以看出, 压水堆核电厂放射性有机废液的年产生量不大, 而且属于低放射性废物。但是我国对这类废物管理存在难度,

主要是因为合适的处理处置方式。

2 相关的法律法规要求

我国的法规标准对放射性有机废液的管理提出了相关要求。

《中华人民共和国水污染防治法》第二十九条规定: 禁止向水体排放油类、酸液、碱液或剧毒废液^[11]。

《中华人民共和国海洋环境保护法》第三十三条规定: 禁止向海域排放油类、酸液、碱液、剧毒废液。严格控制向海域排放含有不易降解的有机物和重金属的废水^[11]。

核安全导则《放射性废物的分类》(HAD401/04) 3.1.3 规定, 有机废液不允许向环境排放^[12]。

国家标准《放射性废物管理规定》(GB14500-2002) 10.2.2.4 规定, 当采用热焚烧或湿法氧化法处理有机废液时, 应考虑设置防火、防爆装置^[13]。

国家标准《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002) 4.2.5 节对放射性物料解控给出了具体规定^[14]。

放射性废有机废液既是化学危险废物也是放射性废物, 是一类混合的危险废物。因此, 我国水污染防治法和海洋环境保护法以及放射性废物管理的有关导则和标准对这类废物的管理都有要求。其中国家标准 GB18871-2003 规定的解控条件只是解除了放射性监管, 仍然受危险化学品污染物排放限制。

由于放射性有机废液产生量相对较少, 在很多废物管理文件中很少涉及到此类废物的具体管理措施。如 GB14500-2002 虽然提到了放射性废有机废液处理措施, 但这类废物存在无法处理的情况, 如何管理没有明确规定。

3 放射性有机废液的管理

3.1 长期贮存

由于缺少放射性有机废液的处理方法, 我国核电厂普遍采取厂区长期贮存的方式管理此类废物。以原始废物长期贮存是一种权宜之计, 放射性有机废液长期贮存应该注意以下几个问题。

放射性有机废液适宜集中贮存。在一个场址

建设一个集中的贮存设施，相比分散的贮存设施更为经济，特别是产生量小又需要特殊贮存条件的放射性有机废液。

放射性有机废液应该分类收集。核电厂放射性有机废液包括废机油、零部件的有机清洗溶剂、废有机闪烁液等，这些废液还有可能含有泥浆、水等其他不相溶的成份。为了便于下一步处理，有机废液应该分类收集，禁止放入同一容器。最好能把水、泥浆等成份分离，因为水或泥浆通常具有较强的腐蚀性和较高的放射性。

放射性有机废液贮存场所应该具备防火措施，贮存容器应该结实牢固，具有防泄漏措施。

我国大多数新建核电厂在设计上基本考虑了上述要求，如新建的 M310 机组在厂址上单独建造了放射性有机废液贮存厂房，放射性废油和废有机溶剂分别贮存在不同的不锈钢槽罐中，也采取了必要的防火、防泄漏措施。但是否能够做到油、水、泥分离的管理，还并不明确。

3.2 解控或循环再利用

放射性有机废液在收集和贮存的过程中，部分有机废液可以考虑解控或循环再利用。解控后有机废液不能直接排放，可以送交非核行业的有机废液处理公司处理，也可以视有机废液的质量情况，内部循环再利用。

国家标准 GB18871-2002 附录 A 给出了少量放射性物料（小于 1 吨）的豁免参考水平。

但是，这个豁免参考水平只适用于放射性固体废物。对于放射性有机废液的豁免水平，申请者可能需要参考 GB18871-2002 附录 A1.3 的准则，结合放射性有机废液内的核素谱，评价出一套审管当局认可的豁免水平。

在放射性有机废液解控过程中，还需要关注两个问题。

一是放射性有机废液取样分析时要具有代表性。放射性有机废液在收集的过程中可能含有水，这些水分层在收集桶或贮槽的下部，水中通常含有放射性，取样时往往不被提取。美国在 20 世纪八十年代发生过三起由于放射性废油取样不具有代表性而造成的放射性废油处置不当事件^[14]。其中一个例子是，一个许可持证者（核电厂）用搅拌棒混合废油桶中的放射

性废油，油桶中含有水，混匀不够充分，取样分析未能真实地反映废油桶中的放射性污染情况，放射性废油作解控处理，废油桶被转移到电厂保护区外交给了废油处理承包商，废油承包商从桶中抽取了废油，底部的废水排放到了废油贮存区的地面，这样操作了几年后，造成了土壤放射性累积，土壤的表面剂量率高达 $1\text{mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ 。

二是放射性有机废液分析时，要注意分析核素的全面性。我国核电厂一般只对放射性有机废液进行简单的 γ 核素分析，判断是否是放射性废物，是否按放射性废物管理。那么，放射性有机废液中是否含有其他非 γ 核素呢，如 ^3H 、 ^{14}C 、 ^{90}Sr 。表 1 中某些核电站产生的有机废液出现了 ^3H 、 ^{133}Xe 、 ^{131}I 等核素。美国 PALO VERDE 核电站是美国最大的压水堆核电站，2011 年用 20' Sealand 容器运送了 18.7m^3 的放射性废油到 Energy Solutions 公司处理，总活度为 $9.73 \times 10^7 \text{Bq}$ （误差为 25%），主要核素及核素活度浓度见表 3^[16]。

表 3 PALO VERDE 核电站 2011 年送交处理的废油放射性核素清单

Table 3 Nuclide inventory of spent oil of PALO VERDE NPP shipment for treatment

核素	^3H	^{60}Co	^{144}Ce	^{137}Cs	^{134}Cs
活度浓度 ($\text{Bq} \cdot \text{L}^{-1}$)	5.4×10^3	5	5	3	0.1
活度 (Bq)	9.73×10^7	8.73×10^4	8.18×10^4	5.22×10^4	1.91×10^3

西屋公司根据一回路源项估算 AP1000 机组放射性废油的源项，也考虑了 ^3H 的含量（见第 1 节），可见我国核电厂放射性有机废液分析时亦需要关注某些非 γ 核素核素的测量。

放射性有机废液达不到解控水平，如果进行简单去污处理（如水洗）后能够解控或循环再利用，核电厂也是值得尝试的。捷克某一核电厂^[2]建立了一套油-水去污装置，油水混合物泵入 1m^3 的密封罐，混合物由 500L 放射性废油和 100L-200L 去离子水组成，循环 1-3 小时，相平衡建立后，将水从罐子底部排出，水含有放射性沾污物，用废液处理系统处理。清洗后的废油可以作为非放射性废物处置。油-水去污装置示意图见图 2。

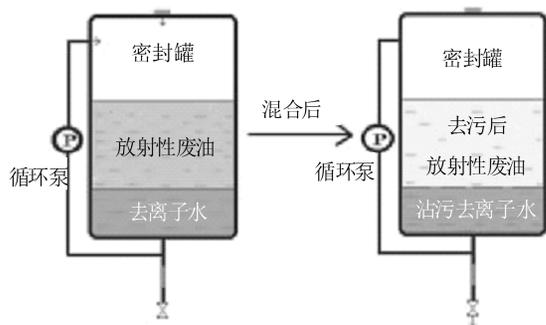


图 2 油-水去污装置示意图

Fig. 2 The schematic view of Oil-water decontamination device

3.3 吸附固定

吸附是将一定比例放射性有机废液与某种无机或有机固体吸附剂混合, 形成具有良好稳定性固体形式, 降低因流动性带来的风险。美国 Nochar 公司开发了系列有机聚合物吸附材料, 在一些核设施场址应用^[5]。我国一些单位也对该产品和其他无机吸附剂进行比较试验^[5,6], 无论从吸附容量还是产品性质, Nochar 产品具有较好的性能。但是, 这种产品产生的废物体(包)的耐久性还有待考验, 一般这类产品吸附着的废液会重新释放出来, 难以满足长期贮存和处置的要求^[2]。由于我国还缺乏此类废物体(包)的性能要求标准, 此种方法在我国推广应用还有困难。但是有机废液吸附固化后再焚烧处理, 作为一种废物管理策略也是适宜的。

3.4 焚烧处理

焚烧是利用热和氧气通过燃烧来摧毁有机物质。焚烧炉可设计为只焚烧固体废物或液体废物的焚烧炉, 也可设计为具有固体和液体进料系统的两类废物都能处理的焚烧炉。加拿大 Ontario 核电厂^[2]2003 年新建了一套每天可焚烧 2t 固体废物和 45 升液体废物(连续进料)的焚烧炉, 它由一个不饱和空气主燃烧室和过量空气后燃烧室组成, 尾气处理包括石灰中和酸性气体等系统。法国的放射性废物处理中心(CENTRACO)^[2]的低放废物焚烧炉每年能够处理 3500 t 固体废物和 1500 t 液体废物, 液体废物包括放射性废油和废溶剂等。放射性有机废液也可以包裹到固体废物中以固体形式焚烧, 这种处理方式在美国 Mound 旋风焚烧炉得以验证^[9]。

目前, 我国核燃料循环设施单位有两台低放废物焚烧设施, 基本上只焚烧本单位的可燃废物。核电厂至今还没有焚烧设施, 个别核电厂^[16]曾计划建焚烧设施, 但至今仍未落实。我国放射性废物焚烧进展缓慢, 可能出于以下原因。

环境风险的原因。放射性废物焚烧会产生飞灰、炉渣和尾气, 飞灰和炉渣既有放射性核素又有重金属元素, 某些情况下重金属的危害可能大于放射性; 尾气中既含有放射性气溶胶又含有化学危险物, 如二恶英等。因此放射性废物焚烧设施不但要关注放射性辐射危害, 还要关注危险化学品风险。对于单独的焚烧设施, 要求对飞灰和炉渣能够做到处理、贮存和处置, 或者有处置去向; 尾气要求处理净化, 排放要求尽可能少, 排放量低于根据辐射环境影响评价导出的限值。

监管严格的原因。各国监管部门对这类设施监管很严, 法国 SOCODEI 公司在 1996 年就本公司的一套放射性废物焚烧装置向审管当局(核设施安全委员会)申请运行许可, 审管当局审评后认为, 该装置的烟气净化系统在应对焚烧炉过压排放时缺少应对措施, 异常排放(既没有处理也没有监测)的可能性为 10^{-1} /年是不可接受的, 审管当局可接受的概率范围 10^{-5} /年— 10^{-7} /年。最后 SOCODEI 对焚烧装置增加了一套固定式烟气空气冷却系统, 才满足了要求^[18]。

焚烧成本的原因。由于炉渣的残留量和对尾气有严格的限值要求, 焚烧设施的工艺监测系统越来越复杂, 增加了建设成本。高温腐蚀环境下运行, 运行成本也很高。处理能力小的焚烧设施, 经济效益很差。美国核管会早期在批准核电厂的同时也批准了一座焚烧炉处理设施, 并在联邦法规 10CFR20.2004 节^[19]做了具体规定。这种考虑是利用焚烧技术处理各自的废物, 放射性排放量不至于附加到其他场址。这样做焚烧设施处理量小, 间歇运行, 带来了焚烧的成本上升, 所以美国核电厂早期的焚烧设施逐渐关停, 焚烧废物逐渐集中到了独立的具有很强处理能力的 Energy Solution 公司和 Permafix 公司的焚烧炉^[20]。

正如前文所述焚烧会产生环境污染, 焚烧设施是一类“邻避设施”, 如果前期没有做好

公众参与,或区域补偿措施,设施所在地的公众一般都会反对,国内对垃圾焚烧厂建设的群体性反对不乏案例。

此外,焚烧在控制放射性核素和危险金属释放仍存在一定困难。受监管的核素和危险金属在炉内高温蒸发,一旦冷凝或核聚形成超细颗粒($<0.1\mu\text{m}$),即使先进的粒子过滤系统也难将它们捕集^[19]。

尽管焚烧设施有种种不利因素,但是这些因素都能通过技术和管理措施加以克服。焚烧仍是国外发达国家处理低放可燃废物的主流技术。因此,我国应建立集中的固液废物都能处理的焚烧设施,方能最终解决核电厂有机废液的处理。

4 结论

随着我国核电厂的运行,各电厂累积的有机溶液越来越多,应该尽早考虑这种废物的最终处理。从放射性有机废液源项、相关的法律法规标准要求、国内外放射性有机废液管理方式等方面考虑,提出以下几点建议。

(1) 现场贮存是目前可行的方法,但贮存时应该分类收集,放射性废油和废有机溶剂分开存放,放射性废油要尽量分离其中的水份;

(2) 放射性有机废液的清洁解控或简单处理后清洁解控是可行的,在清洁解控分析时要注意取样的代表性和核素分析的全面性;

(3) 除非有可信的性能指标,放射性有机废液吸附固定产生废物体(包)可以直接处置,否则可以作为焚烧处理的预处理;

(4) 焚烧是一种国外应用较多的处理放射性有机废液的技术,应该排除不利因素努力在我国建设集中焚烧处理设施。

本文只讨论了核电厂的放射性有机废液,实际上研究院所放射化学实验室产生的废有机闪烁液、核燃料循环设施运行产生的废萃取有机溶剂数量也较多,我国对这类废物的处理处置还没有解决,废物管理者应该积极从技术研发和法规修订来解决此类问题。

参考文献

[1] IAEA. Options for the treatment and solidification of organic radioactive wastes (1989) [S]. Vienna: IAEA, 1989.

- [2] IAEA. Predisposal management of organic radioactive waste [S]. Vienna: IAEA, 2004.
- [3] U. S. Environmental Protection Agency. Profile and Management Options for EPA Laboratory Generated Mixed Waste [R]. Washington, DC: U. S. Environmental Protection Agency, 1996.
- [4] U. S. Environmental Protection Agency. Stabilization/solidification processes for mixed waste, Washington, DC: U. S. Environmental Protection Agency, 1996.
- [5] 方祥洪, 杨彬, 马若霞. 放射性废油处理技术研究 [J]. 山东化工, 2017, 46 (7): 203-204.
- [6] 周连泉. 放射性污染有机闪烁液的处理 [J]. 辐射防护通讯, 1994, 14 (1): 33-38.
- [7] 包良进, 张言, 夏明旭, 等. 一种新的放射性废液吸收技术 [R]. 中国厦门: 核化工三废处理处置学术交流会, 2007.
- [8] 任俊树, 王东文, 万小岗. 固定含氟泵油吸附剂性能实验研究 [J]. 环境科学技术, 2008, 31 (4): 33-36.
- [9] M. Lin, D. R. Mackenzie. Tests of absorbents and solidification techniques for oil wastes [R]. Upton: Brookhaven National Laboratory, 1983.
- [10] Westinghouse Electric Company LLC. Acceptability of AP1000 Waste Oil for Incineration [R]. https://www.ukap1000application.com/doc_pdf_library.aspx.
- [11] 国家核安全局. 中华人民共和国核与辐射安全法规汇编 [S]. 北京: 中国法律出版社, 2014.
- [12] 国家核安全局. 核安全导则汇编 [S]. 北京: 中国法制出版社, 2000.
- [13] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. GB14500-2002 放射性废物管理规定 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2002.
- [14] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局. GB18871-2000 电离辐射防护与辐射源安全基本标准 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2002.
- [15] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Nonrepresentative Sampling of Contaminated Oil [R]. Washington: NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1983.
- [16] PALO VERDE nuclear generating station units 1, 2 and 3. annual radioactive effluent release report [R]. PALO VERDE: NUCLEAR GENERATING STATION UNITS 1, 2 AND 3, 2011.
- [17] 朱月龙. 对秦山核电基地低、中水平放射性固体废物减容处理的考虑 [J]. 辐射防护通讯, 2007, 27 (1), 18-21.
- [18] Jean-François Boissonneau, Marc Philippe, Jean-Pierre Delplanque. Safety assessment of the CENTRACO installation [R]. https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/pe_329_24_1_a1.pdf.
- [19] National archives and records administration, code of federal regulations 10CFR20 [S]. Washington: U. S. government printing office (1993).
- [20] A. Richard Diederich, Michael J. Akins. Radioactive waste incineration: status report [R]. Phoenix, AZ: WM2008 conference, 2008. (下转 94 页)

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

凌礼恭, 孙海涛, 高 晨, 徐 宇*
(环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 本文以我国 M310 改进型机组压力容器辐照监督为研究对象, 梳理和分析了适用于压水堆压力容器的辐照监督规范体系。对辐照监督中韧脆转变温度设计曲线、预测公式、辐照监督管与试样设置、抽取计划等技术要点进行了研究和总结。结合标准规范的要求对辐照监督数据的作用和评价方法进行了分析研究和分步演绎。然后基于压水堆辐照监督的要求和堆型特点, 重点研究了石岛湾气冷堆辐照监督规范适用性和辐照温度效应的修正等审评中遇到的难点。结论如下, 压水堆压力容器辐照监督法规、标准体系较为完善, 基于压水堆相关标准的技术原理, 结合高温气冷堆的堆芯物理参数的特点, 制定高温气冷堆的辐照监督方案是一个可行的思路。

关键词: 辐照监督; RT_{NDT} ; 中子注量; 高温气冷堆

中图分类号: TB302.5 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0006-06

我国自主研发、建造的全球首个高温气冷堆示范项目选址山东荣成, 在初步安全分析报告审查中, 受轻水堆启发反应堆压力容器的辐照监督受到重点关注, 最终成为设计方和审评方亟待研究和面对的难题。本文首先对我国 M310 改进型机组压力容器辐照监督要求进行了归纳、总结和分析。在此基础上对石岛湾气冷堆辐照监督规范适用性、辐照特点、辐照监督方案等进行了研究。

1 辐照监督法规标准体系

中国在法规导则层面对辐照监督提出了要求。法国对反应堆压力容器辐照监督提出了总则性标准要求, 其实施一般参考美国标准执行。美国对辐照监督的要求可分为法规、总则性标准和实施性标准三部分, 体系较为完整。归纳上述三国辐照监督相关文件见表 1。

表 1 辐照监督法规和标准

Table 1 Radiation supervision regulations and standards

法规/标准名称	要求要点	发布国
HAD102/08 - 1989 核电厂反应堆冷却剂系统及其有关系统 ^[1]	用于反应堆压力容器的样品, 应放在压力容器内高通量快中子辐照环境条件下进行辐照监督	中国
HAD102/17 - 2006 核动力厂安全评价与验证 ^[2]	选择辐射环境中使用的材料时, 应该考虑辐照对材料特性的影响	中国
RCC - M (2002) ZG3430 辐照影响 ^[3]	受辐照材料的韧性变化情况可以通过实施在役监督确定	法国
RSE - M (1997) B6310 中子辐照对反应堆压力容器材料影响的监督 ^[4]	中子辐照对反应堆压力容器材料影响的监督大纲	法国

收稿日期: 2018-01-31

修回日期: 2018-02-15

基金项目: 国家重点研发计划 - 核电关键材料服役行为的高通量评价和预测技术, 项目编号: 2017YFB0702200。

作者简介: 凌礼恭 (1985—) 男, 湖北黄冈人, 高级工程师, 工学硕士, 现主要从事核安全设备材料与无损检验等工作

*通讯作者: 徐宇, E-mail: xuyu@chinansc.cn

法规/标准名称	要求要点	发布国
10CFR Part50 App. H 反应堆容器材料监督大纲要求 ^[5]	轻水堆反应堆压力容器堆芯区铁素体材料受中子辐照后材料断裂韧性变化的监督大纲要求	美国
10CFR Part50 App. G 断裂韧性要求 ^[6]	轻水反应堆反应堆冷却剂承压边界部件铁素体材料断裂韧性的夏比上平台能量要求	美国
RG1.99 (rev2, 1988) 反应堆容器材料辐照脆化 ^[7]	美国核管会 (NRC) 接受的计算轻水冷却反应堆压力容器使用的低合金钢中子辐照脆化效应的一般方法	美国
ASME (2004) NB2331 容器材料 ^[8]	规定参考韧脆转变温度获取方法、在役期间使用 ASTM E185-82 方法编制大纲。	美国
ASME (2013) HAA-1130 规则的限定 ^[9]	中子辐照导致材料性能的改变可用材料监督大纲定期验证	美国
ASTM-E185 (1982) 轻水堆核电站反应堆容器监督试验执行标准实践 ^[10]	轻水堆反应堆容器堆芯区铁素体材料中子辐照导致机械性能变化的监督程序	美国
ASTM-E185 (2002) 轻水慢化核反应堆容器监督大纲设计方法的标准 ^[11]	包括监督试验材料选择、试样类型、取样方位和数量、监督管数量与抽取计划、监督管评价等	美国
ASTM-E2215 (2002) 1 轻水慢化核反应堆容器监督管评价的标准 ^[12]	包括监督管状态确定、辐照状态测量、机械性能测量、试验数据评价、抽取计划审查等	美国
ASTM-E1214 反应堆容器监测所用的熔丝温度监测器的使用标准指南 ^[13]	推荐了辐照监督管温度探测器选型	美国

2 辐照监督技术要点

2.1 参考韧脆转变温度设计曲线与预测公式

2.1.1 韧脆转变温度设计曲线

根据 ASME (2004) 第 III 卷 NB-2331、NB6212, RCC-M (2002) 附录 ZG、B2120 的要求在压力容器设计阶段, 为评估辐照效应对压力容器断裂韧性的影响, 需要预先计算出一条参考韧脆转变温度 (Reference temperature of nil-ductility transition, 简称 RT_{NDT}) 随中子注量变化的曲线, 即中子注量-参考韧脆转变温度 (RT_{NDT}) 曲线, 如图 1 所示。该曲线考虑设计阶段计算得到的中子注量, 估计在整个寿期内这些部位的 RT_{NDT} 的改变, 它将用来确定水压试验中采用的最低温度, 以及运行手册中可接受的压力-温度范围。

韧脆转变温度确定压力试验温度原理为在工况 (载荷) 一定、容器应力水平确定、脆断分析假定裂纹尺寸确定的情况下, 根据断裂力学原理可以得到此时的应力强度因子。又由于临界应力强度因子与试验温度与韧脆转变温度差值存在关系曲线, 因此只需要选择某一临界应力强度因子大于断裂力学得到的应力强度因子的点, 其相应的试验温度即可得到。上述原理如图 2 所示。

2.1.2 RG1.99 辐照效应预测公式

在 RG1.99 (rev2, 1988) 反应堆容器材料辐照脆化中给出了中子注量- RT_{NDT} 计算公式, 如式 (1) 所示。使用条件: SA302、336、533 和 508, 且最低屈服强度 50000psi, 包括其焊缝和热影响区。辐照温度在 525 °F-590 °F (274 °C-310 °C) 之间, 低于该温度区间应考虑更高的辐照脆性, 高于该温度区间应考虑更低的辐照脆性。公式适用范围: 中子注量 ($10^{17} n \cdot cm^{-2}$ - $10^{20} n \cdot cm^{-2}$), 铜 (0-0.40%)、镍 (0-1.2%) 含量需要在后面括号中数值范围内。

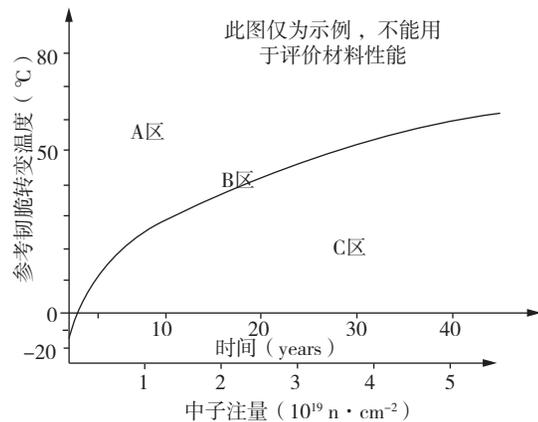


图 1 RSE-M2000 B6310 中给出的中子注量- RT_{NDT} 曲线范例
Fig.1 An example of the neutron flux- RT_{NDT} curve given in RSE-M2000 B6310

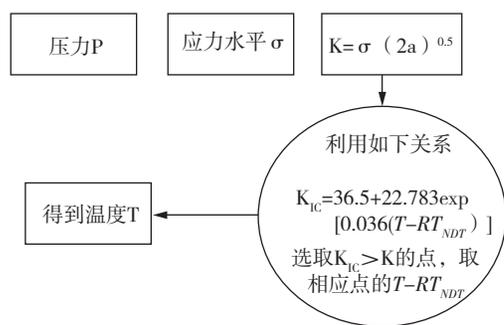


图2 韧脆转变温度确定压力试验温度原理示意图

Fig. 2 A schematic diagram of the principle of determining the temperature of the pressure test by the RT_{NDT}

$$RT_{NDT} = \text{Initial}RT_{NDT} + \Delta RT_{NDT} + \text{Margin} \quad (1)$$

$$\Delta RT_{NDT} = (CF) f^{(0.28 - 0.10 \log f)} \quad (2)$$

$$\text{Margin} = 2 \sqrt{\sigma_I^2 + \sigma_{\Delta}^2} \quad (3)$$

RT_{NDT} ——参考韧脆转变温度；

f ——中子注量；

CF——与元素含量相关的因子；

Margin——数值修正；

σ_I ——初始韧脆转变温度的标准差；

σ_{Δ} ——韧脆转变温度增量的标准差。

2.1.3 RCC 系规范辐照效应预测公式

(1) RCC - M2002

在 RCC - M 附录 ZG3430 辐照影响中给出了中子注量 - ΔRT_{NDT} 设计曲线计算公式，如下式 (2)。公式适用范围：中子注量从 $10^{18} - 6 \times 10^{19} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ ，辐照温度 $275 \text{ }^{\circ}\text{C} - 300 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 。温度低于 $275 \text{ }^{\circ}\text{C}$ ，辐照效应必然增加，超过 $300 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 辐照效应可能降低。

$$\Delta RT_{NDT} = [22 + 556 (\text{Cu}\% - 0.08) + 2778 (\text{P}\% - 0.008)] [f/10^{19}]^{1/2} \quad (4)$$

(2) RSE - M1997

在 RSE - M 1997 B6310 中子辐照对反应堆压力容器材料影响的监督中给出了满足 RCC - M 要求的 16MND5 容器材料中子注量 - ΔRT_{NDT} 设计曲线计算公式 (5)、(6)。公式适用范围如下：中子注量在 $0.3 \times 10^{19} - 8 \times 10^{19} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ (大于 1 MeV) 之间，温度范围在 $275 \text{ }^{\circ}\text{C} - 300 \text{ }^{\circ}\text{C}$ 之间。

$$\Delta RT_{NDT} = 8 + [24 + 238 (\text{Cu}\% - 0.08) + 1537 (\text{P}\% - 0.008) + 191 \text{Ni}\%^2 \text{Cu}\%] [f/10^{19}]^{0.35} \quad (5)$$

$\Delta RT_{NDT} = 22 + [13 + 148 (\text{Cu}\% - 0.08) + 823 (\text{P}\% \geq 0.008) + 157 \text{Ni}\%^2 \text{Cu}\%] [f/10^{19}]^{0.45}$ (6) 应关注温度对辐照脆化效应的影响。在 RG1.99 - 1982 和 RCC - M - 2002 中均提到，辐照脆化效应与温度呈现负反馈效应，因此当辐照环境温度偏离预测公式适用范围时，则公式不能使用或者需要修正。如进行修正，当辐照温度偏高时， ΔRT_{NDT} 需要减少一个修正值；当辐照温度偏低时， ΔRT_{NDT} 需要增加一个修正值，设计曲线修正示意如图 3 所示。

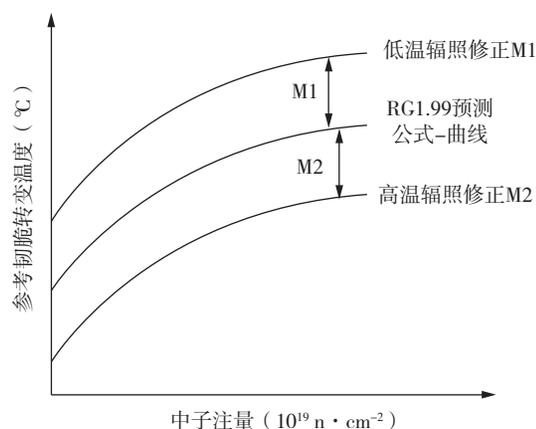


图3 辐照温度偏离预测公式适用范围后的修正示意图

Fig. 3 A revised sketch map when the radiation temperature beyond the applicable range of the prediction formula

2.2 辐照监督管与试样设置

ASTM - E185 (1982) 轻水堆核电厂反应堆容器监督试验执行标准中规定了辐照监督管与试样设置的要求，该标准适用范围为轻水堆反应堆容器内壁表面寿期末预期中子注量超过 $1 \times 10^{17} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ 。ASME 2004 版 NB2331 中规定了 ASTM E185 的版本为 1982 版，因此本节介绍以该版本为主。

2.2.1 试样取向和位置

代表母材和热影响区的拉伸和夏比试样应从四分之一壁厚处取样。板材二分之一壁厚处不能作为试样。代表焊缝的试样可以从任意厚度位置取样，除焊根和表面以内 12.7 mm 厚度范围以外。母材的拉伸和夏比试样方向选取应如 ASME - III 中所述使试样主轴方向平行于表面且垂直于板材主轧制方向或垂直于锻件的主锻造方向。母材和焊缝夏比试样缺口轴线方向应垂直于材料表面，焊缝拉伸试样方向可与夏比试样相同，标

距段全部为焊缝金属。对于热影响区试样，整个缺口均位于热影响区内，热影响区夏比试样缺口根部距离融合线 0.8 mm，缺口轴线应垂直于表面并尽量靠近表面。推荐的焊缝金属和热影响区试样方向如图 4 所示。焊接接头应被侵蚀以确定热影响区。

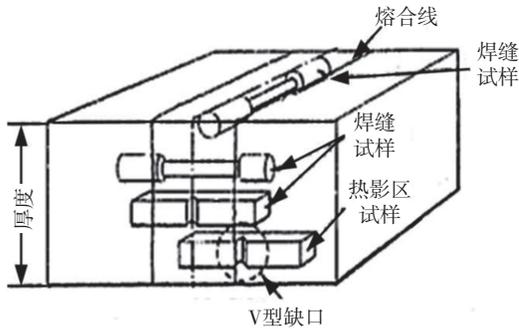


图 4 焊缝金属和热影响区试样方向示意图
Fig. 4 Sample direction diagram of weld metal and heat affected zone

2.2.2 试样数量

反应堆压力容器堆芯段辐照监督试样数量见表 2。

2.3 监督管辐照要求与抽取计划

ASTM - E185 (1982) 中对试样监督管位置和数量、抽取计划均有较为详细的规定。

2.3.1 监督管位置

监督管应放置在容器内，试样辐照历史尽量接近反应堆容器，监督管超前因子（试样位置瞬时中子注量率与反应堆容器内壁最大中子注量率计算值的比值），推荐值为 1~3。

2.3.2 监督管数量和抽取计划

确定监督管数量的基础是预期韧脆转变温度的升高速率，上平台能量的降低速率可能也是考虑的因素。抽取时间安排在最近的换料周期。RSE - M 1997 B6310 仅要求最后一次提取时的通量至少应等于寿期末的预计通量。

表 2 辐照监督试样类型与数量

Table 2 Type and quantity of irradiated samples

材料	夏比试样	拉伸
未辐照基准试样	母材 18 (15 个用于建立转变温度曲线、3 个保存用于补充数据例如数据过于分散的情况)	3
	焊缝 18 (15 个用于建立转变温度曲线、3 个保存用于补充数据例如数据过于分散的情况)	3
	热影响区 18 (15 个用于建立转变温度曲线、3 个保存用于补充数据例如数据过于分散的情况)	\
辐照试样 (每个监督管)	母材 12	3
	焊缝 12	3
	热影响区 12	\

表 3 辐照监督管抽取计划

Table 3 Extraction plan of radiation monitoring tube

容器内表面预期转变温度增量	≤56℃	>56℃ ≤111℃	>111℃
监督管最少数量	3	4	5
第一	6 ^A	3 ^A	1.5 ^A
第二	15 ^B	6 ^C	3 ^D
第三	EOL ^E	15 ^B	6 ^C
第四		EOL ^E	15 ^B
第五			EOL ^E

注：A、B、C、D、E 注解详见 ASTM - E185 (1982) 轻水堆核电厂反应堆容器监督试验

3 辐照监督数据的作用与评价

3.1 数据获取

RSE - M 1997 B6310、ASTM - E185 (1982) 中说明经辐照后的监督管主要提取中子注量和韧脆转变温度变化量两个数值，同时也要关注辐照温度是否在预期范围内，或者在设计时采用的韧

脆转变计算公式适用条件范围内。中子注量数值通过分析中子探测器获取，韧脆转变温度变化量通过辐照试样与未辐照试样冲击试样获得。

3.2 数据分析与评判

根据 RCC - M 附录 ZG 中的准则，在一个给定时刻，压力容器（监督试样实测）的 RT_{NDT} 应与（设计阶段）预期的 RT_{NDT} 一致。即对于设计时考虑的中子注量 - RT_{NDT} 曲线，监督试样的中子注量及相应 RT_{NDT} 数据点不应在该曲线上方，即数据点应该在图 1 设计曲线的 B 区或者 C 区。验证过程中，应考虑实际运行状态及燃料管理带来的实测剂量与设计预期剂量的差异。如果监督试样实测数据不致对中子注量 - RT_{NDT} 设计曲线产生疑虑，则该曲线可用来确定进行 RCC - M B2000 中规定的水压试验和重复试验时的温度。如果有一个数据点落在设计曲线之上，则应定义

为异常情况，并按异常处理。

4 石岛湾气冷堆压力容器辐照监督实践

HAD102-08 及 HAD102-17 对商用核动力厂反应堆压力容器辐照监督提出了原则性要求。虽然石岛湾气冷堆总体参考 ASME-2004 规范进行设计，但在 ASME-III-2013 高温堆分册 HAA-1130 规则的限定中也说明了对中子辐照导致材料性能的改变可用材料监督大纲定期验证。因此石岛湾气冷堆示范工程开展反应堆压力容器的辐照监督工作是有必要的。石岛湾气冷堆压力容器堆芯区寿期末预期最大中子注量 $n \times 10^{17} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ ($n > 1$)^[14]。

4.1 规范适用性

压水堆核电站辐照监督已有成熟的标准规范，现阶段国内外还没有专门针对高温气冷堆辐照监督的相关标准规范。因此高温气冷堆核电厂反应堆压力容器辐照监督大纲（以下简称大纲）在遵守我国 HAF、HAD 规章和导则的同时，主要参考美国压水堆核电站辐照监督法规及标准（如 10CFR50 APP H、10CFR50 APP G、ASTM E185-1982、RG1.99-1988 等）进行编写。对于辐照监督而言，高温气冷堆与压水堆主要区别在于：压水堆堆芯段辐照温度基本在 290 °C 左右；高温气冷堆堆芯段辐照温度分布不均，处于 175 °C - 250 °C 之间。高温气冷堆反应堆压力容器材料种类 SA533B 及其化学成分适用于美系辐照监督法规及标准，但 RG1.99-1988 辐照脆化模型公式适用温度范围为 274 °C - 310 °C，高温堆压力容器材料辐照温度为 175 °C - 250 °C，因此不能直接引用，需要将温度影响考虑到脆化模型中。大纲借鉴国外高温堆研究成果，采用以 RG1.99 公式为基础 + 温度修正值的方式，建立高温气冷堆反应堆容器材料的辐照预测模型。另外在低温辐照区域布置有对比辐照监督管，有效的解决了温度对辐照试样影响的问题。同时由于辐照监督管中温度探测器设置范围比压水堆要宽，有效的解决了高温气冷堆温度分布不均带来的风险。

4.2 ΔRT_{NDT} 修正与低温对比管

石岛湾气冷堆辐照监督大纲借鉴国外高温堆的研究成果，对 RG1.99 (2) 的预测模型进行修正，即采用以 RG1.99 (2) 公式为基础 + 温度修

正值的方式，建立高温气冷堆反应堆压力容器的辐照预测模型，如下式 (7)。式中 M1 为针对高温气冷堆的温度修正值，选取 30 °C，该值借鉴了国外高温堆的研究成果^[15]。文献中 SA533B-1 材料在不同温度下经 $0.7 \times 10^{18} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ ($E > 1 \text{ MeV}$) 快中子辐照后韧脆转变温度增量及 RG1.99 (2) 公式预测值如下表 4 所示，温度对预测值的影响最大相差约 18 °C，M1 取值 30 °C 具有一定的保守性，但由于国外的研究成果试验数据量偏少，其置信度有所欠缺。

$$\Delta RT_{\text{NDT}} = (CF)f(0.28 - 0.1 \log f) + M1 \quad (7)$$

表 4 韧脆转变温度增量与辐照温度

Table 4 Increment of RT_{NDT} and irradiation temperature

辐照温度 (°C)	韧脆转变温度增量 (°C)	
	实测值	计算值 (RG1.99 - rev2)
288	2.2	
204	24.1	
163	20.7	7.0
121	19.6	
60	24.6	

大纲在辐照预测公式上已体现了温度效应，为进一步了解材料在低温辐照下的性能实际变化，在辐照监督管通道低温段增加设置低温对比辐照监督管（超前因子小于 1），用于监测低温辐照下材料的辐照性能变化，同时可以对修正预测公式（M1 取值）进行验证。例如按照抽取计划第一根低温对比辐照监督管在第 22 年抽取时与第一根正常监督管在第 7 年抽取时的累积辐照中子注量相当，即相当于压力容器内壁 10 年累积最大中子注量。这两组不同温度下的辐照监督管的试样可获得反应堆压力容器材料在不同温度下的韧脆转变温度增量、屈服强度等参数。两组数据对比，可获得预测公式的保守性。若公式相对保守，则无需修正，若公式不保守，则需要对预测公式进行修正。

5 总结

压水堆反应堆压力容器辐照监督法规、标准体系较为完善，实施方案可操作性强。目前尚没有针对高温气冷堆反应堆压力容器辐照监督的实施标准，基于压水堆相关标准的技术原理，结合高温气冷堆的堆芯物理参数的特点，制定高温气冷堆的辐照监督方案是一个可行的思路。高温气

冷堆寿期末中子注量远小于压水堆, 辐照脆化带来的安全风险相对较小, 但温度修正的保守性还有待实堆验证。

参考文献

- [1] 国家核安全局. HAD102-08 (1989) 核电厂反应堆冷却剂系统及其有关系统 [S]. 北京: 中国法制出版社, 1998.
- [2] 国家核安全局. HAD102-17 (2006) 核动力厂安全评价与验证 [S]. 北京: 国家核安全局, 2006.
- [3] AFCEN. French association for design, construction and in-service inspection rules for nuclear islands components. RCC - M (2002) Design and Construction Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands [S]. Paris: AFCEN, 2002.
- [4] AFCEN. French society for design, construction and in-service inspection rule for PWR nuclear islands. In-service inspection rules for the mechanical components of PWR nuclear islands [S]. Paris: AFCEN, 1997.
- [5] U. S. NRC. The federal government of the United States. 10CFR Part50 App. H Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements [S]. Rockville; U. S. NRC, 2003.
- [6] U. S. NRC. The federal government of the United States. 10CFR Part50 App. G Fracture Toughness Requirements [S]. Rockville; U. S. NRC, 1995.
- [7] U. S. NRC. RG1.99 (rev2, 1988) RADIATION EMBRITTLEMENT OF REACTOR VESSEL MATERIALS [S]. Rockville; U. S. NRC, 1988.
- [8] The American Society of Mechanical Engineers. ASME (2004) - III - NB Rules for Construction of Nuclear Facility Components Division 1 - Subsection NB Class 1 Components [S]. New York; The American Society of Mechanical Engineer, 2004.
- [9] The American Society of Mechanical Engineers. ASME (2013) - III - 5 Rules for Construction of Nuclear Facility Components Division 5 High Temperature Reactors [S]. New York; The American Society of Mechanical Engineer, 2013.
- [10] American Society for Testing and Materials. ASTM - E185 (1982) Standard Practice for Conducting Surveillance Tests for Light-Water Cooled Nuclear Power Reactor Vessels [S]. West Conshohocken; American Society for Testing and Materials, 1982.
- [11] American Society for Testing and Materials. ASTM - E185 (2002) Design of Surveillance Programs for Light - Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels [S]. West Conshohocken; American Society for Testing and Materials, 2002.
- [12] American Society for Testing and Materials. ASTM - E2215 (2002) Evaluation of Surveillance Capsules from Light - Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels [S]. West Conshohocken; American Society for Testing and Materials, 2002.
- [13] American Society for Testing and Materials. ASTM - E1214 Standard Guide for Use of Melt Wire Temperature Monitors for Reactor Vessel Surveillance [S]. West Conshohocken; American Society for Testing and Materials, 2002.
- [14] 华能山东石岛湾核电有限公司. 华能山东石岛湾高温气冷堆示范工程辐照监督大纲 [R]. 荣城: 华能山东石岛湾核电有限公司, 2016.
- [15] FAHMY M H. Effects of Irradiation Temperature on Embrittlement of Nuclear Pressure Vessel Steels [C]. West Conshohocken; U. S. 16th International Symposium ASTM STP, 1994; 1175.

Requirement for RPV Radiation Supervision of the Improved M310 Units and its Practice in the High Temperature Gas Cooled Reactor

LING Ligong, SUN Haitao, GAO Chen, XU Yu*

(Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China)

Abstract: Basing on the irradiation supervision of improved M310 units, the radiation supervision codes and standards for PWR Pressure vessels were analyzed. The technical points of ductile brittle transition temperature design curve, prediction formula, irradiation monitoring tube and sample setting, extraction plan and so on were studied and summarized. The effect and evaluation method of radiation monitoring data were analyzed and studied. Focusing on the difficulties encountered in the review of the applicability of the radiation monitoring codes for the Shidao Bay air cooled reactor and the correction of the radiation temperature effect. PWR radiation monitoring regulations and standards is relatively perfect. It is a feasible idea to establish the radiation monitoring plan of high temperature gas cooled reactor, basing on the principles of PWR related standards and combining with the characteristics of high temperature gas cooled reactor core physical parameters.

Key words: radiation supervision; RT_{NDT} ; neutron flux; high temperature gas cooled reactor

近年来核电厂执照运行事件趋势分析

孙树海, 陶书生, 郑丽馨, 张庆华*
(环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 事件趋势分析是进行运行核电厂安全状态评价的重要手段和依据, 能够帮助核电厂经验反馈的人员准确地对一段时间内的一组事件的某一特性进行统计, 进而找出该特性的变化趋势, 并进一步分析造成这种变化趋势的原因, 提出纠正措施, 以便通过趋势分析发现不良趋势和共性问题, 避免事件的重复发生, 为管理改进和决策提供依据, 同时也可以对事件根本原因分析和纠正行动的有效性进行监督。

关键词: 运行事件; 趋势分析; 经验反馈

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0012-08

进行事件趋势分析必须具备以下条件^[1]:

(1) 必须具有一定数据数量才能实行。对核电厂或行业趋势数据, 一般进行趋势分析至少需要 8 个数据点, 最好为 25 个数据点。

(2) 数据信息分类准确。事件数据收集和分类阶段是整个趋势分析过程的基础, 起到至关重要的作用。只要收集的数据分类全面、准确, 才能为后续的趋势分析查找、确定不利趋势提供强有力的保证。

(3) 基于数据的分类编码。利用编码对收集到的信息进行分类, 即给每个事件报告正确的属性是信息流通的重要组成部分, 因为它减少了事件信息在后期的特征分析中的步骤, 正确的编码分类是一个数据库价值的体现, 它简化了后期的事件统计和分析过程^[2,3]。

1 事件编码

收集的事件数据由于繁多且冗杂, 需要一套科学、完整、全面的编码对数据进行分类分组, 以便后续对数据组进行趋势分析, 目前国内大部分核电厂都采用 WANO 的编码对事件进行分类^[4-6]。以某事件为例, 事件名为某核电厂主给水管逆止阀 (ARE040VL) 阀盖泄漏事件^[7]。

1.1 事件描述

某电厂从 6 月 26 日开始, 运行人员观察到 1 号反应堆厂房 1RPE011PS 地坑水涨较快, 水位上涨速率 $5.6 \text{ cm} \cdot \text{h}^{-1} - 6 \text{ cm} \cdot \text{h}^{-1}$, 由于一回路泄漏率稳定, 怀疑二回路泄漏。7 月 11 日、22 日、28 日、29 日, 生产部和维修部人员共四次进入反应堆查漏, 前三次均无发现异常, 29 日, 查漏人员发现主给水管道上一个逆止阀 ARE040VL 阀盖泄漏, 为此机组从满功率运行后撤至正常冷停堆。7 月 31 日, 维修人员, 解体检查该阀门发现: 阀盖有一道过密封面的沟痕 (深 2mm, 长 17mm, 宽 2mm), 沟痕外端有一条沿密封面外圈约 200mm 长的沟痕。经过讨论决定: 对阀盖进行补焊, 然后车削密封面。在对阀盖补焊加工后, 测量阀盖和阀体的平行度最大为 0.15mm, 超过了允许误差 (参照二回路其他类似设备的标准为 0.05mm)。必须对阀体密封面加工, 车掉 0.25mm, 加工后平面度为 0.02mm, 回装阀盖并测量平行度符合要求。更换垫片, 回装阀门, 按最终力矩 176mdaN 分四次紧固螺栓。

1.2 根本原因

- (1) 维修人员维修技能不足;
- (2) 规程未要求进行阀盖和阀体的平行度检查。

收稿日期: 2017-10-27 修回日期: 2018-02-02

作者简介: 孙树海 (1978—), 男, 黑龙江牡丹江人, 高级工程师, 现主要从事核安全审评和核电厂经验反馈工作

*通讯作者: 张庆华, E-mail: zhangqinghua@chinansc.cn

1.3 事件后果

后撤至正常冷停堆。
事件编码见表 1^[8,9]。

表 1 某事件编码
Table 1 An event coding

编码字段	编码	说明
与事件相关的反应堆状态	110 满功率运行	
事件涉及的系统	550 凝结水和给水系统	
事件涉及的部件	230 阀门、阀门操作机构、控制器、调节板（包括火灾阻尼器）、密封和填充、法兰、孔板、疏水器、隔膜安全盘	
与事件相关的电厂活动	00 不相关	
根本原因	1003 技能不足/不熟悉工作执行标准	维修人员维修技能不足
	0702 程序不完整/不准确	规程未要求进行阀盖和阀体的平行度检查
事件后果	10 无后果事件	机组后撤至正常冷停堆

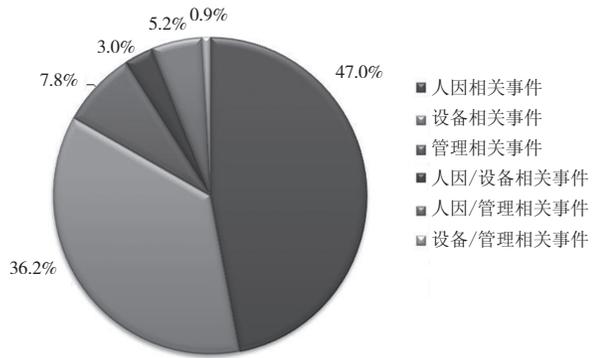


图 1 相关事件所占比例
Fig. 1 Proportion of related events

相关事件 12 起) 如图 2 所示。根据事件编码, 人因原因因素可分为工作实践、工作程序和文件、个人因素、语言口头交流、监督方法、工作组织、人机接口、培训/资格等几类。其中工作实践所占比例最大, 达到了 38.0%, 所反映的问题主要表现为电厂工作人员在日常工作中不注意细节, 工前准备不充分, 工作中未有效执行相关程序和进行有效的自检; 共有 57 起运行事件的原因包含此类原因因素。其次是工作程序和文件, 占比 28.0%, 主要体现在程序对实际工作中

2 事件趋势统计

将 2012 年至 2017 年 9 月 30 日的执照运行事件 (232 起事件) 纳入到统计范畴, 从原因分类、机组状态、涉及的系统部件、事件发生时的活动等方面, 使用事件编码进行趋势统计, 以便找到监管机构所应关注的重点领域^[10]。

2.1 运行事件根本原因分类统计

一般将运行事件分为人因相关事件、管理相关事件和设备相关事件, 如果事件的根本原因涉及到 2 个领域, 还可以分为人因/设备相关事件、人因/管理相关事件和设备/管理相关事件等进行统计。232 起事件中, 人因相关事件 109 起, 设备相关事件 84 起, 管理相关事件 18 起, 人因/设备相关事件 7 起, 人因/管理相关事件 12 起, 设备/管理相关事件 2 起, 所占比例如图 1 所示^[11]。

2.2 人因原因因素的统计

对人因原因因素进行统计 (包括人因相关事件 109 起, 人因/设备相关事件 7 起, 人因/管理

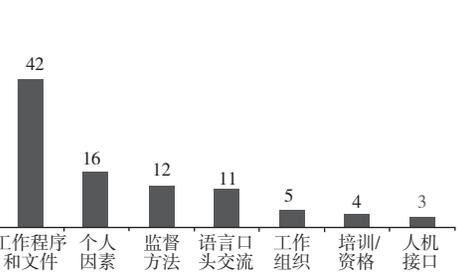
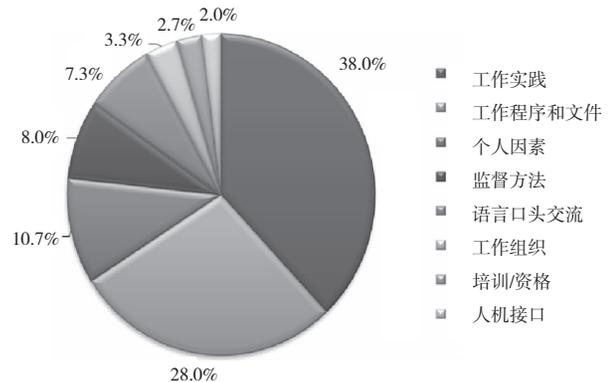


图 2 人因相关因素统计图
Fig. 2 Statistics of human factors

注: 某些事件根本原因因素有多个, 所以统计图中原因分类大于事件总数, 其他类事件也有相同情况

遇到状况未考虑清楚，程序未得到有效的验证，某些重要的注意事项被遗漏；共有 42 起运行事件的原因包含此类原因因素。再次是个人因素，占比 10.7%，主要体现在工作人员技能不足、不熟悉所执行的工作、疲劳等；共有 16 起运行事件的原因包含此类原因因素。监督方法占比 8.0%，主要体现在没有对工作提供足够的过程监督、对承包商的监督不严等，有 12 起运行事件的原因包含这类原因因素。语言口头交流占比 7.3%，主要体现在班组内或班组间交流不充分、信息被错误的理解和错误的解释等，有 11 起运行事件的原因包含这类原因因素^[12]。

通过对人因原因因素的统计，工作实践、工作程序和文件这两类原因因素占人因原因因素的 66.0%，占比较大，下面对这两类原因因素做进一步的分析。

(1) 工作实践原因因素统计分析，具体原因(根据二级事件编码)，如表 2 和图 3 所示。

表 2 工作实践原因因素二级编码表
Table 2 The next level coding of work practice events

编码名称	代号	数量	编码名称	代号	数量
工作前对任务研究不充分	0206	12	不安全的工作习惯	0212	4
未使用要求的程序和文件	0203	9	违反政策/规定/规程	0218	4
未有效实施人员行为自检	0201	9	未执行行政管理措施	0204	2
未注意细节	0210	6	未确认工作状态	0205	1
缺乏质疑的工作态度	0217	5	无意中碰撞、踩踏或损坏设备	0208	1
未实施有效的独立验证	0211	4			

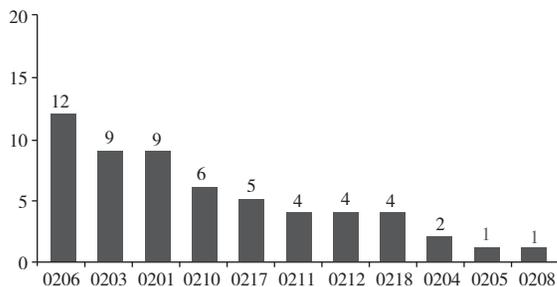


图 3 工作实践原因因素二级编码分布
Fig. 3 The distribution of work practice events

(2) 工作程序和文件原因因素统计分析，具体原因(根据二级事件编码)如表 3 和图 4 所示。

表 3 工作程序和文件原因因素二级编码表
Table 3 The next level coding of work program and file events

编码名称	代号	数量	编码名称	代号	数量
程序和文件技术措施不完备	0703	16	未包括注意事项	0704	3
程序和文件技术上存在错误	0702	7	程序和文件未根据当前设计进行更新	0705	1
无适用文件	0701	6	程序和文件语句繁杂或不清楚	0707	1
程序和文件技术审查过程不充分	0710	3	程序和文件格式不正确	0708	1
规程中应遵守的职责没有说清楚	0711	3	没有提供充分的安全评价	0712	1

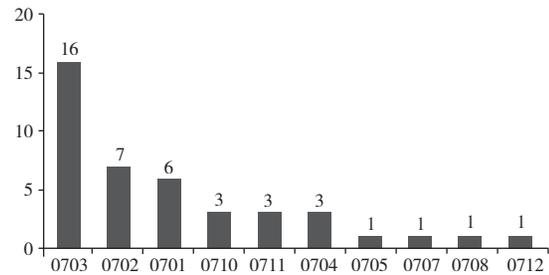


图 4 工作程序和文件事件码分布
Fig. 4 The distribution of work program and file events

(3) 设计缺陷原因因素统计分析，具体原因(根据二级事件编码)见表 4 和图 5。

表 4 设计缺陷原因因素二级编码
Table 4 The next coding of design defects

编码名称	代号	数量	编码名称	代号	数量
初始设计不足	2001	26	风险分析不足	2012	2
设计分析缺陷	2003	10	设计文件或图纸不当	2002	1
原有的设计不足当前要求	2009	5	输入到设计中的现场信息数据不足	2008	1
部件选择不当	2004	2	设计变更的审查不足	2007	1
未能分析出故障失效模式	2013	2			

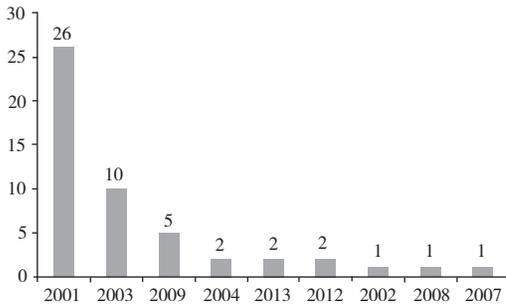


图5 设计缺陷事件分布

Fig.5 The distribution of design defects events

2.3 设备原因因素的统计

对设备原因因素进行统计（包括设备相关事件84起，人因/设备相关事件7起，设备/管理相关事件2起），设备原因因素可分为设计缺陷、设备规范/制造及建造、设备性能、维护/试验/监督等4大类。如图6所示，设计缺陷所占比例最大，达到了53.8%；其次是设备性能，占21.5%；再次是设备规范/制造及建造，占20.4%；维护/试验/监督，只占3.4%。设计缺陷主要体现在初始设计的不足，不正确的原材料选择上，原有的设计不满足当前要求等；设备规范/制造及建造主要体现在设备制造和安装质量方面；设备性能主要体现在已知的设备遗留问题没有得到纠正，设备老化和设备在设计寿命内失效，零部件的降级导致设备故障等问题^[13]。

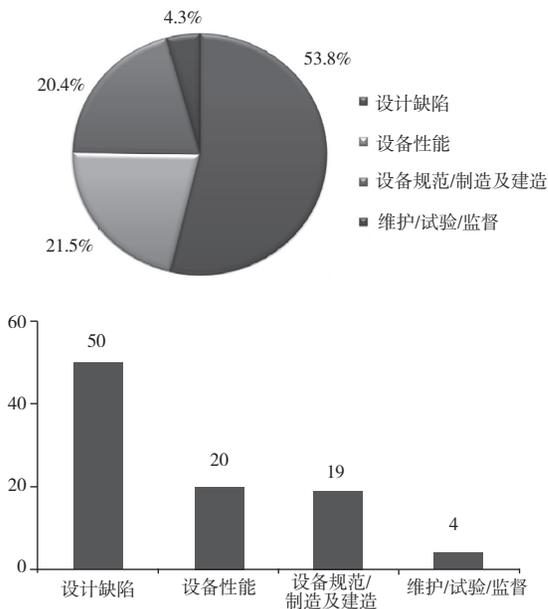


图6 设备原因因素统计图

Fig.6 Statistics of equipment factors

由于设计缺陷占最大部分，根据事件二级编码对这类设备原因因素做进一步统计分析。

2.4 设备原因因素所涉及的系统和部件

对根本原因包含设备原因因素运行事件做进一步统计，如表5和图7所示，其所涉及的系统中，仪表和控制系统占比最大，为22.0%；其次是给水/蒸汽/冷凝水和功率转换系统，占20.0%；再次是反应堆辅助系统，占14.0%。电气系统和一回路系统，占比为12.0%；

表5 设备原因因素所涉及系统

Table 5 The systems of equipment factors

编码名称	代号	数量	编码名称	代号	数量
仪表和控制系统	700	22	重要辅助系统	300	8
给水/蒸汽/冷凝水和功率转换系统	500	20	加热/通风/空气调节系统	600	7
反应堆辅助系统	200	14	厂用辅助系统	800	2
电气系统	400	12	废物处理系统	950	2
一回路系统	100	12			

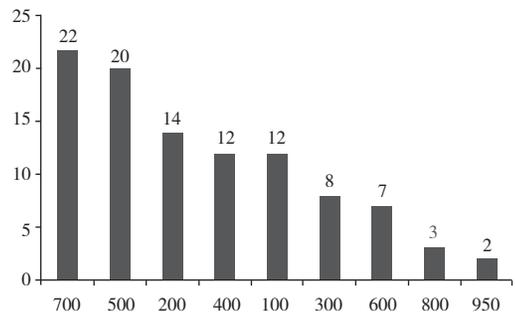
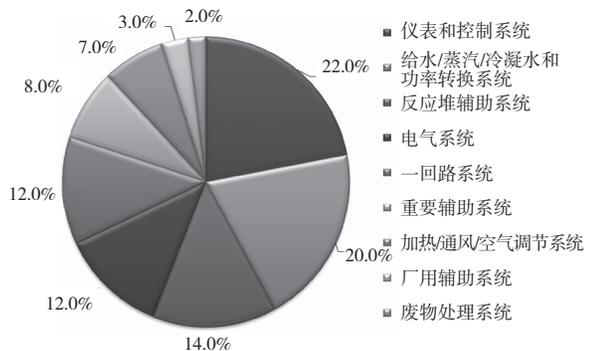


图7 设备原因因素所涉及系统

Fig.7 The distribution of systems of equipment factors

注：有些事件涉及的系统不止1个

设备相关因素所涉及的部件，如图8所示，机械部件所占比例最大，为51.6%；其次是电气部件，占22.1%；再次是仪表部件，占15.8%。

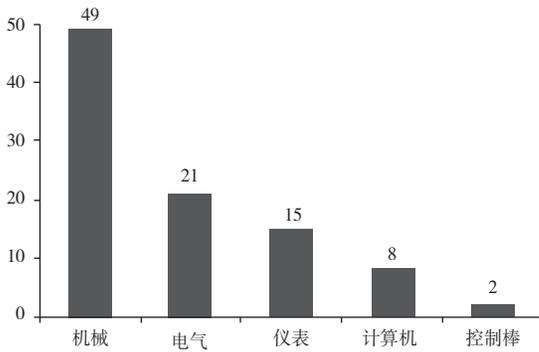
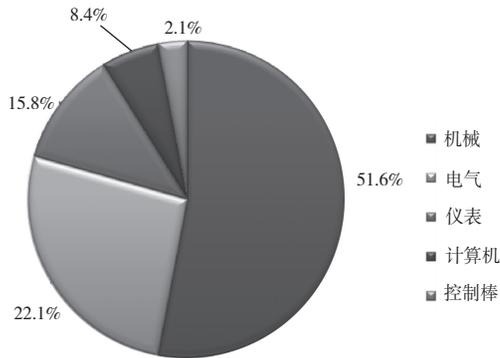


图 8 设备原因因素所涉及的部件分布

Fig. 8 The distribution of components of equipment factors

注：有些事件涉及的系统不止 1 个

设备原因因素所涉及的事件中与机械部件有关的事件较多，对其做进一步分析，见表 6 和图 9。

表 6 机械部件统计表

Table 6 Statistical of mechanical components

编码名称	代号	数量	编码名称	代号	数量
阀门及操作机构、法兰、疏水器、孔板、爆破膜、密封填充函等	230	17	滤网、过滤器、离子交换柱	280	4
泵、压空机、风机	210	14	管束、管道、风道	260	2
热交换器及其封头	240	6	燃料格架、燃料贮存桶和燃料传送器	295	1
涡轮机、发电机	220	4	压力容器、蓄压箱	250	1

2.5 管理原因因素的统计

对管理原因因素进行统计（包括管理相关事件 18 起，人因/管理相关事件 12 起，设备/管理相关事件 2 起），如图 10 所示。

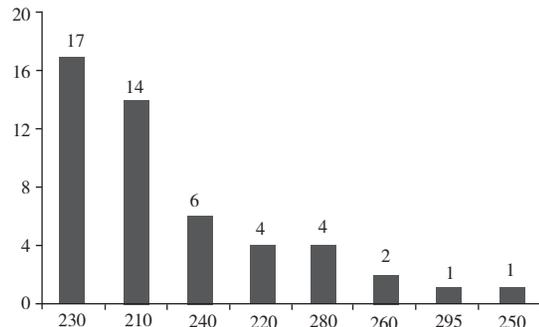


图 9 机械部件统计图

Fig. 9 Statistics of mechanical components

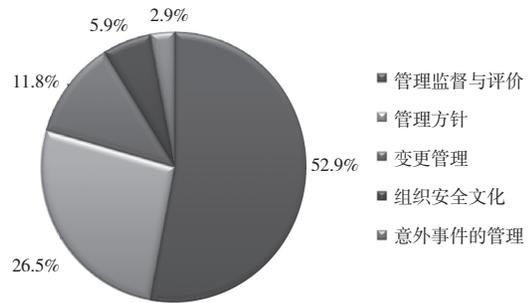


图 10 管理原因因素的统计

Fig. 10 Statistics of management factors

注：某些事件根本原因因素有多个，所以统计图中根本原因因素大于事件总数，其他类事件也有相同情况

从图 10 中可以看出，管理监督与评价所占比例最大，管理监督与评价主要体现在相关程序和 workflow 没有得到建立，管理层对程序和 workflow 的有效性监督不够等。管理方针反映电厂政策、导则、管理目标设置的不合适以及不完善。变更管理主要体现在没有及时地完成变更，以及对变更相关的文件没有进行相应的修改，最终导致事件的发生。组织安全文化主要体现在缺乏质疑态度、控制室人员决策不够保守等。意外事件管理是应急机构对未预见的事件没有准备措施。

2.6 事件发生时机组状态的统计

对事件发生时机组状态做进一步统计，如表 7 和图 11 所示，事件发生时机组状态主要有：稳态功率运行、启动运行 - 反应堆临界但功率小于

表 7 事件发生时机组状态统计

Table 7 The unit state statistics of event occurrence

编码名称	代号	数量	编码名称	代号	数量
稳态功率运行	110	97	热备用 - 次临界，冷却剂温度在正常运行温度	140	8
冷停堆 - 次临界，冷却剂温度小于 93℃	155	30	提升功率 - 从 30% FP 至 100% FP	130	7
热停堆 - 次临界，冷却剂温度小于正常运行温度	150	26	降功率	135	5
启动运行 - 反应堆临界但功率小于 30% FP	120	26	调试	050	4
换料运行或压力容器开盖 - 所有燃料在堆外	165	15	不相关	180	3
换料运行或压力容器开盖 - 所有或部分燃料在堆芯	160	11			

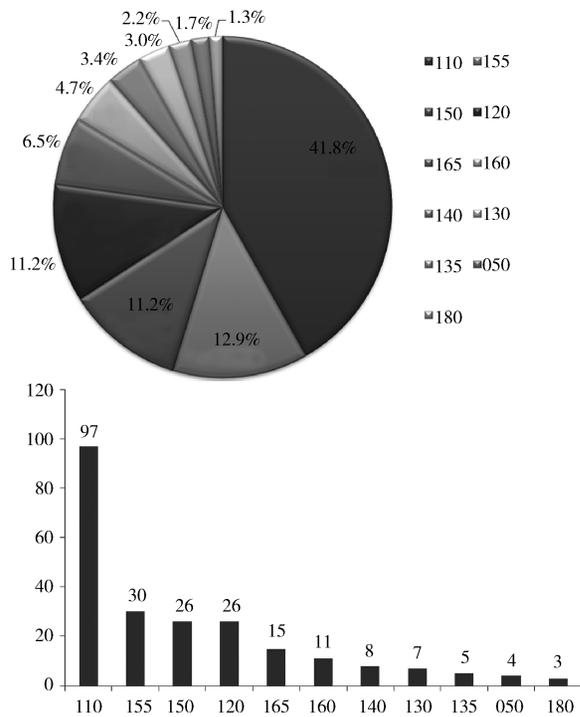


图 11 事件发生时机组状态

Fig. 11 The unit state statistics of event occurrence

30% FP、热停堆、冷停堆和换料等。从事件发生时机组的状态来看，稳态功率运行所占比例最高，达到了 41.8%；其次是冷停堆 - 次临界，冷却剂温度小于 93℃，占比 12.9%；启动运行阶段，功率小于 30% 额定功率，占比 11.2%；热停堆 - 次临界，冷却剂温度小于正常运行温度，也占比 11.2%。

另外反应堆功率模式下（稳态功率、启动阶段、提升功率、降功率和热备用）发生的运行事件共占 61.6%，涉及事件 143 起，其他模式占 38.4%。

2.7 事件发生时机组开展活动的统计

电厂活动是指事件发生时或被发现时，电厂人员正在进行的活动。对事件发生时机组开展的活动进行统计，如表 8 和图 12 所示，虽然正常操作时发生事件最多，占 21.4%，但其他相关活动中，如试验、改造、计划和计划外维修等，发生运行事件的总和最多。

表 8 机组开展活动统计表

Table 8 Unit activity statistics

编码名称	代号	数量	编码名称	代号	数量
正常操作	05	51	改造实施	75	4
定期试验	25	43	维修后试验	35	3
不相关	00	32	人员巡视巡查	96	3
专门试验	30	24	新设备试车	45	2
计划/预防性维修	10	19	在役检查	65	2
非计划维修	20	9	清洁或拆卸	56	2
隔离/在线	15	6	反应堆操作和反应性管理	03	2
故障查找	40	5	高空作业	67	1
设备启动	08	5	改造后试验	31	1
设备投运	50	6	事故处理	70	1
燃料操作/换料操作	60	4	设备退出运行	55	1
停堆操作	06	4	其他行动	99	3

2.8 事件后果的统计

对事件的后果进行统计，如表 9 和图 13 所示，无实际后果事件所占比例最大，占 39.4%；其次是电厂瞬态，占 33.5%。总体来说，大部分事件后果轻微，也符合几乎所有事件分级为 0 级的事实^[14]。

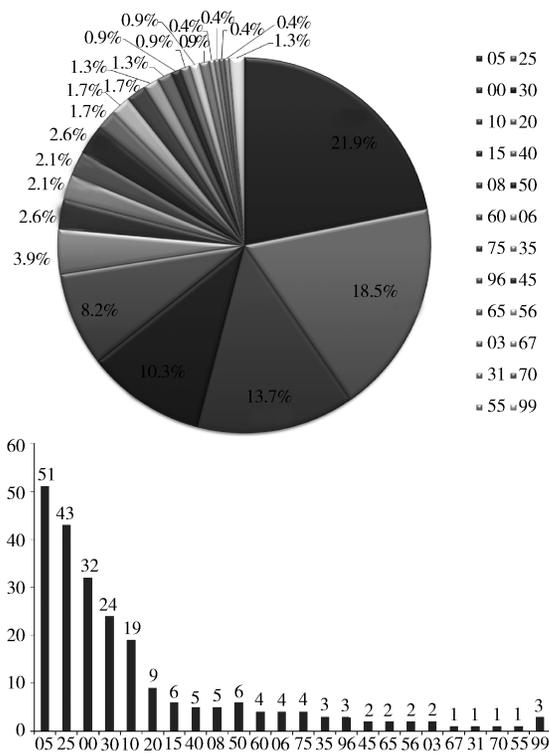


图 12 事件发生时开展的活动

Fig. 12 The distribution of unit activity

表 9 事件后果统计表

Table 9 Event consequence statistics

编码名称	代号	数量	编码名称	代号	数量
无实际后果	10	90	安全系统降级	04	11
电厂瞬态	02	80	安全屏障降级	08	5
其他	09	28	不可控的放射性释放	05	4
电厂运行工况降级	01	14	设备损坏/火灾/蒸汽发生器传热管泄漏	03	2

2.9 统计结论

从 2012 年至 2017 年第 3 季度的核电厂发生的运行事件统计中可以看出，在运行事件的各种原因中，人因原因因素比例大于设备原因因素，其中工作实践、工作程序和文件所反应的问题比较突出。设备原因因素中，设计缺陷导致问题最多，其涉及的系统中，仪表和控制系统、给水/蒸汽/冷凝水和功率转换系统所占的比例较大。

在运行事件后果中，无实际后果事件、电厂瞬态的比例最高，事件后果都比较轻微，所以没

有对电厂安全造成明显的影响。

从事件发生的机组状态来看，大部分事件都与电厂开展的活动（除正常操作）有关，尤其是各种试验活动。

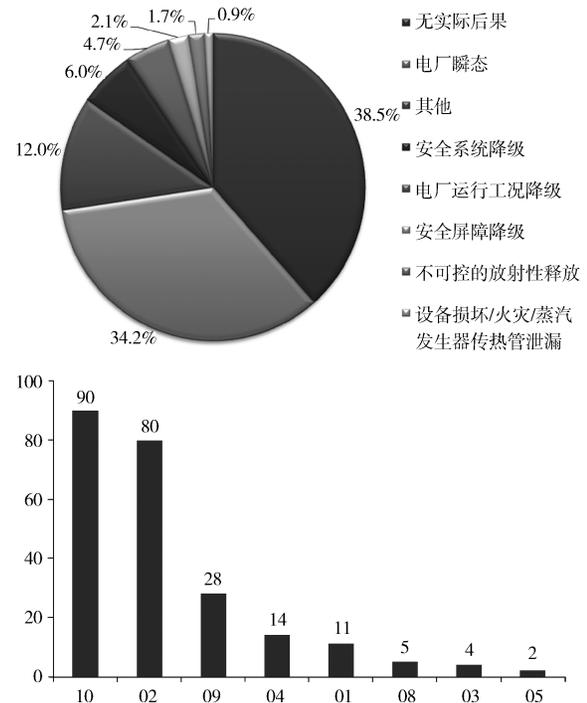


图 13 事件后果

Fig. 13 Event consequence statistics

注^[15]：(1) 无实际后果：对核安全有潜在的影响，或对电厂可用性有潜在影响的事件；(2) 电厂瞬态：所有非计划停堆；由手动或保护系统动作引起的重要参数变化，例如，温度、压力；影响机组寿命的动作，例如安注；(3) 其他：对电厂可用性有影响的所有事件，例如，事件导致大修工期延长等；(4) 电厂运行工况降级：任何导致电厂正常运行条件或在安全分析报告和技术规范中规定的安全降级状态，但不包括设备损坏和安全系统降级引起的；(5) 安全屏障降级：安全分析报告中作为物理限制用来缓解严重事故后果，一般考虑燃料包壳、一回路压力边界和安全壳等，安全屏障的降级包括任何超过技术规范要求限值的泄漏；(6) 安全系统降级：安全系统的可用性和冗余性受到影响；(7) 设备损坏/火灾/蒸汽发生器传热管泄漏：电厂重要安全相关设备的损坏；(8) 不可控的放射性释放：任何导致控制区内或电厂外的放射性液体、气体或固体非计划排放和在这些地区超过了正常背景值

3 结束语

根据趋势图的上升或下降幅度来初步确定不利趋势，并根据分类事件的特点和电厂在该领域的具体要求来分析确定趋势的有利与否。针对不利趋势，需要进一步调查和分析存在的

原因,并根据查找到原因,制定相应而有效的纠正行动。

当一个潜在的趋势确定后,相应的数据应该进行分析,以便确定事件的原因和制定有效的纠正行动。纠正行动实施后,需要跟踪行动的执行情况,在下一个时间周期内,对纠正行动的有效性进行审查,确保已经有效消除了此类事件的不利趋势。

参考文献

- [1] IAEA. Trend of low level events and near misses to enhance safety performance in nuclear power plants, IAEA – TECDOC – 1477 [S]. Vienna: IAEA, 2005.
- [2] IAEA. Best practices in indentifying, reporting and screening operating experience at nuclear power plants, IAEA – TECDOC – 1581 [S]. Vienna: IAEA, 2008.
- [3] 王爱玲, 黄芳. 核电厂事件趋势分析方法及应用 [C] // 中国核科学技术进展报告——中国核学会 2009 年学术年会论文集 (第一卷·第 3 册), 2010 – 11, 中国北京: 原子能出版社, 2009: 540 – 547.
- [4] INPO. General Practices for Analyzing and Understanding Performance. INPO_07_007GP [S]. Atlanta: INPO, 2009.
- [5] 李伟哲. 核动力设备故障趋势预测技术研究 [D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2009.
- [6] 陶书生, 周红, 赵力, 等. 核电厂经验反馈关键技术 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2016.
- [7] U. S. Department of Energy. Corrective Action Guide [R]. Washington DC: U. S. Department of Energy.
- [8] WANO. WANO GL2003_01 Guidelines for Operating Experience at Nuclear Power Plants [S]. London: WANO, 2003.
- [9] WANO. WANO Reference Manual – Operating Experience Programme (Revision 6) [S]. London, WANO, 2014.
- [10] 国家核安全局. 核电厂运行经验反馈季刊 [Z]. 北京: 国家核安全局, 2016 (2): 16 – 28.
- [11] 国家核安全局. 核电厂运行经验反馈季刊 [Z]. 北京: 国家核安全局, 2016 (3): 28 – 41.
- [12] 国家核安全局. 核电厂运行经验反馈季刊 [Z]. 北京: 国家核安全局, 2016 (4): 25 – 40.
- [13] 国家核安全局. 核电厂运行经验反馈季刊 [Z]. 北京: 国家核安全局, 2017 (1): 31 – 44.
- [14] 国家核安全局. 核电厂运行经验反馈季刊 [Z]. 北京: 国家核安全局, 2017 (2): 33 – 45.
- [15] IAEA. Manual for IRS Coding: Joint IAEA/NEA International Reporting System for Operating Experience (Services Series No. 20) [R]. Vienna: IAEA, 2011.

Trend Analysis of the License Events in NPPs in Recent Years

SUN Shuhai, TAO Shusheng, ZHENG Lixin, ZHANG Qinghua*
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 10082, China)

Abstract: The event trend analysis is an important means and basis for safety status determining of operating NPPs. It could help the experience feedback personnel pay attention to a group of events accurately in a period of time in NPPs and then find out the trend of the characteristics, analysis the cause of the trend change further, and put forward rectification in order to avoid the recurrence of an incident. It provides not only the basis for management and decision-making, but also the effectiveness judgement of the root cause analysis and corrective action of events.

Key words: event; trend analysis; experience feedback

AP1000 核电厂设备鉴定概述

张晓杰¹, 吕云鹤², 路燕^{2,*}

(1. 国核工程有限公司, 上海 200233; 2. 环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 设备鉴定是验证和确认安全级设备满足或超过其技术规格书要求的重要手段之一。随着国内 AP1000 核电技术的消化吸收以及后续核电项目的建设, 大批安全级设备需要实现国产化。本文简要介绍了 AP1000 设备鉴定的标准体系, 鉴定方法及鉴定要求, 并基于 AP1000 设备鉴定的经验, 对后续核电国产化设备鉴定提出了建议。

关键词: AP1000 核电厂; 设备鉴定; 鉴定方法; 鉴定要求

中图分类号: TM623.8 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0020-06

设备鉴定是验证和确认安全级设备满足或超过其技术规格书要求的重要手段之一。设备鉴定的基本目标是减少潜在的因环境效应引起的共模失效, 证明安全相关设备能够执行其设计安全功能^[1,2]。HAF102 中规定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时的环境条件下执行其安全功能的要求^[3]。IEEE 323 将其定义为“证据的产生和保持, 以确保设备在正常和异常工作条件及假设设计基准事件期间将按需求运行, 满足系统性能要求”^[4]。

AP1000 核电厂在设计中采用了非能动的重要事故预防和缓解措施, 简化了安全系统配置, 减少了安全支持系统, 使安全级设备数量大幅减少, 与传统的压水堆核电厂相比, AP1000 安全系统的设计具有创新性的变化^[5]。随着国内 AP1000 核电技术的消化吸收以及后续核电项目的建设, 大批安全级设备需要实现国产化, 鉴于 AP1000 设计要求的提高, 设备鉴定的任务将十分艰巨。本文将简要介绍 AP1000 设备鉴定的标准体系, 鉴定方法及要求, 为核电国产化设备鉴定提出建议。

1 AP1000 设备鉴定执行标准及文件体系

1.1 设备鉴定执行标准

AP1000 设备鉴定准则根据《IEEE 323 - 1974 核电厂 1E 级设备鉴定标准》建立, 鉴定方法、鉴定要求及鉴定程序均以 IEEE 323 - 1974 为基础, 安全相关的机械设备按《ASME 规范第 III 卷核电厂部件建造规则》^[6]和《ASME QME - 1 - 2007 核电厂能动机械设备的鉴定》^[7]的要求进行鉴定, 抗震鉴定按照《IEEE 344 - 1987 核电厂 1E 级设备抗震鉴定方法》^[8]的要求进行。电气和仪控设备的环境鉴定和抗震鉴定按照 IEEE 323 和 IEEE344 的要求进行。

1.2 设备鉴定文件体系

AP1000 设备鉴定的文件体系比较清晰, 可分为三个层次。第一个层次为设备鉴定方法文件, 该文件是总的指导方针性的文件, 主要规定了 AP1000 设备鉴定所执行的标准和规范、鉴定采用的方法、核电厂的具体环境参数、核电厂地震水平、电磁兼容性 (Electromagnetic Compatibility, 简称 EMC) 要求和工程鉴定要求等。第二个层次为分类设备鉴定规格书, 包括: 核级阀门及其附件鉴定规格书、除阀门外的核

级机械设备鉴定规格书、核级仪控设备鉴定规格书、核级就地传感器设备鉴定规格书、核级电缆鉴定规格书、其他核级电气和机电设备鉴定规格书等，以上规格书提供了各类设备的总体鉴定信息。第三个层次为针对特定设备编制的专用鉴定要求文件或设备设计规格书，该层次文件包含了特定设备的具体鉴定实施要求。

2 鉴定方法

AP1000 核安全相关设备鉴定方法可分为试验法、分析法、试验和分析组合法、已有鉴定大纲法、运行鉴定五类。采用的具体方法主要根据待鉴定设备的安全功能和鉴定参数确定。能动机械设备通常采用试验法来验证其功能可运行性。安全相关机械设备大多采用分析和补充试验的鉴定方法。试验或试验与补充分析相

结合的方法是仪控系统和 1E 级电气设备优选的环境和抗震鉴定方法。经验法不适用于 AP1000 安全相关设备鉴定。

2.1 试验法

试验法是 AP1000 核安全相关设备鉴定的主要和首选方法。试验法是在对设备进行老化评价并确定了设备的潜在明显老化机理的基础上，采用加速老化试验的方法，等效模拟设备在特定环境条件下和预期鉴定合格寿期末的技术状态和运行工况，并通过设计基准事件环境模拟试验，来验证设备在所要求的时间内执行规定的安全功能的能力^[9]。试验顺序的设计应保证对使用条件下的设备劣化做最保守的模拟。AP1000 设备在和缓环境下和严酷环境下的典型的试验顺序分别如图 1 和图 2 所示。

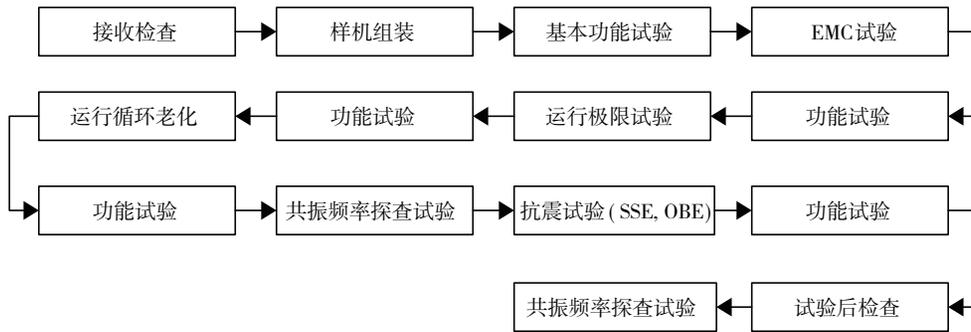


图 1 设备在和缓环境下的典型试验顺序流程图

Fig. 1 Test sequence for mild environment equipment

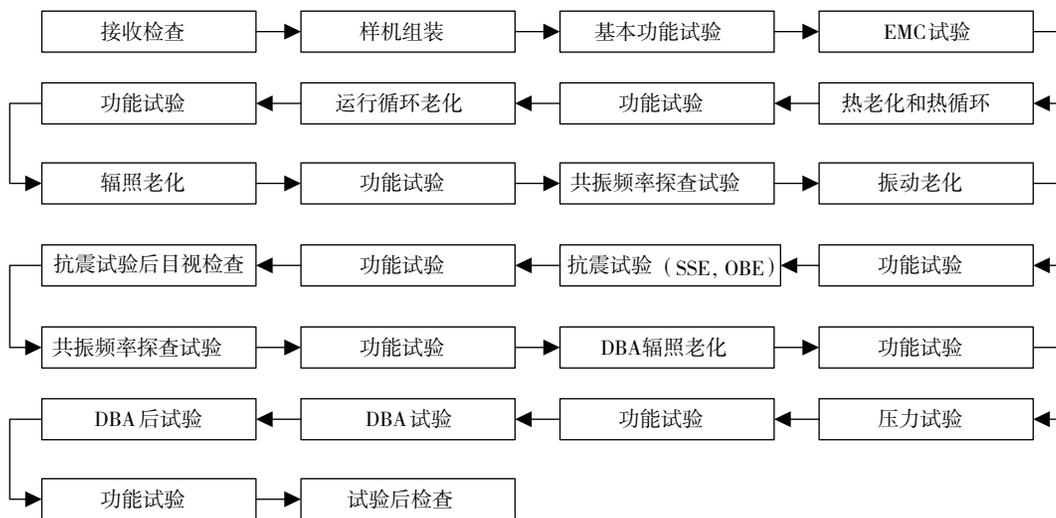


图 2 设备在严酷环境下的典型试验顺序流程图

Fig. 2 Test sequence for harsh environment equipment

2.2 分析法

分析法是在试验数据、运行经验、物理定律的基础上,充分考虑并计及明显老化机理对设备的影响,运用数学模型,或通过严谨的逻辑推导,来证明设备能在特定的运行环境中 and 所要求的时间内,保持其安全功能的完整性^[9]。通过分析法进行的鉴定应证明,在正常、异常、地震和设计基准事故(Design Basis Accident,简称DBA)条件下,鉴定设备的安全功能满足甚至超出要求的安全功能要求。分析应基于已确定的原理,部分试验数据或这些的组合,所有的假设,包括外推,应通过理论分析和可验证的试验数据来证明其合理性。分析法采用的数学模型应基于已确定的原则、可验证的试验数据或运行数据。数学模型应使设备的性能是时间和相关环境参数的函数。

外推法是分析法的一种,通过外推经验数据进行设备鉴定,对一个特定设备部件已成功进行的鉴定进行相似性外推的准则如下:

- (1) 材料应相同或等效。任何确定的差异不应影响安全功能的执行。
- (2) 基本设置相同且尺寸成已知的比例。
- (3) 形状应相同或相似,任何差异应不影响安全功能的执行。
- (4) 新设备的运行载荷和环境载荷应等于或小于已鉴定设备。
- (5) 参考设备的老化机制包络待鉴定设备的老化机制。
- (6) 安全功能相同。
- (7) 参考设备的验收准则包络待鉴定设备的验收准则。

2.3 组合法

当型式试验不能作为鉴定的唯一依据时,可采用试验和分析相结合的方法进行设备鉴定。以下情况下可采用试验与分析的组合法:

- (1) 在组件的抗震试验中通过分析计算得到设备内部的抗震要求。
- (2) 分析判断试验配置的差异和微小改装。
- (3) 分析判断设备安装和边界条件的微小变化。
- (4) 通过分析建立相似性。
- (5) 通过分析将部件的试验数据扩展到

组件。

2.4 已有鉴定大纲法

API1000安全相关设备的鉴定还可以用已有的鉴定大纲和报告。在这种情况下,可能还需要进行补充分析以充分说明已有鉴定大纲和报告的可接受性。已有的鉴定可能是由西屋或其设备供应商开展的,同时要满足以下要求:

- (1) 供应商是西屋的合格供应商。
- (2) 鉴定根据IEEE 323和IEEE 344进行。
- (3) 设备的鉴定参数能够被包络。
- (4) 鉴定寿命满足要求。

2.5 运行鉴定

在有专门的维护和监督措施时,API1000设备鉴定可采用运行鉴定。但是这种方法不能用于经历设计基准事件(Design Basis Event,简称DBE)工况的设备,只能用于和缓环境区域的核安全设备鉴定,采用该方法时还需要对设计基准地震时和地震后设备的可操作性和运行性进行补充试验或分析。

3 鉴定要求

3.1 环境鉴定要求

API1000的鉴定环境条件分为11个区域,编号01到11,其中1个区域为安全壳内设备环境条件,9个区域为辅助厂房安全相关设备环境条件,1个区域为汽轮机厂房安全相关设备环境条件。每个区域的环境条件参数分为正常环境条件、异常环境条件和事故环境条件三种情况分别列出。设备环境鉴定参数包括辐照、温度、振动、压力、湿度和蒸汽、热效应和化学效应、化学注射和浸没等,还要考虑各参数之间的协同效应。

进行环境鉴定时要评估设备的老化效应以确定该老化效应是否影响设备在DBE期间正确执行安全功能。老化类型包括辐照老化、热老化、振动老化和磨损老化等。满足以下任一准则的老化机制都是重要的,都需要评估老化效应:

- (1) 在正常运行环境下,老化机制会引起与DBE或异常环境下相同的失效模式;
- (2) 在正常运行环境下,该老化机制在设备设计寿命期间引起的降级与由DBE环境引起的降级相当;

(3) 该老化机制引起的降级不易通过在役检查或监督活动来评价；

(4) 该老化机制影响设备按技术规格书要求执行其安全功能。

环境鉴定型式试验方法按照 IEEE 323 - 1974 第 6.3 节执行。对和缓、辐照严酷和严酷环境的型式试验见表 1^[10]。环境鉴定型式试验应提供充分的鉴定裕量，推荐的裕量参考 IEEE 323 - 1974 的要求，见表 2^[3]。鉴定裕量可通过增加试验水平、增加试验持续时间、增加循环数、增加分析中的应力循环数、增加或减少操作电压，或以上的组合。

表 1 和缓、辐照严酷和严酷环境的型式试验
Table 1 Type tests for different environments

型式试验	和缓	辐照严酷	严酷
辐照老化（正常）		√	√
热老化			√
热循环			√
正常和异常极限	√	√	
磨损老化	√	√	√
振动老化	√	√	√
地震	√	√	√
辐照老化（事故）			√
DBA			√
DBA 后			√

表 2 鉴定参数的最小裕量

Table 2 Minimal margins for qualification parameters

环境	参数	裕量	备注
正常	老化 (若适用)	+10%	+10% 适用于时间裕量、辐照、循环次数
	辐照	+10%	包括老化剂量（若适用）
异常	压力	无	通常为大气压
	化学效应	+10%	pH 调向碱性
	电压/频率	+/-10%	在温度/湿度试验中模拟
事故	DBA 瞬态 温度压力	温度：+8℃ 压力：+10%	裕量加到瞬态曲线
	化学效应	+10%	pH 调向碱性
	辐照	+10%	在计算的总累积剂量上增加
	地震/振动	+10%	设备安装点 SSE 加速度或线性安装设备的振动加速度
	DBA 后热老化	+10%	由 Arrhenius 时间/温度关系式计算的时间

3.2 鉴定寿命要求

AP1000 电厂设计寿命 60 年。对处于严酷环境的安全相关系统和部件，随着暴露在由 DBE 引起的如温度、压力、湿度、辐照、振动、化学注射或浸没等极端环境中引起的降级可能会导致共模失效。因此，有必要为具有重大老化机制的设备建立鉴定寿命。

处于严酷环境中的设备鉴定寿命目标是 60 年。该鉴定寿命通过试验和/或分析以及适当的老化效应来证明。对老化敏感的关键部件，鉴定寿命的建立应包括在设备相应的位置的辐照和温度效应，同时适当叠加磨损。如不满足 60 年鉴定寿命，应建立更短的鉴定寿命，同时执行一个更换大纲。同时还要明确建立设备存储寿命的存储环境条件，包括温度、湿度、辐照、尘埃等。

对位于和缓环境中没有重大老化机制的设备，可用设计寿命代替鉴定寿命。

3.3 抗震鉴定要求

AP1000 设备抗震鉴定按照由 RG 1.100^[11] 认可的 IEEE 344 - 1987 执行。抗震鉴定应满足与被鉴定设备级别相适应的工业规范和标准要求。AP1000 抗震 I 类设备，要求在安全停堆地震（Safe Shutdown Earthquake，简称 SSE）期间和之后能保持结构完整性并满足指定的功能要求。AP1000 抗震 II 类设备为非核安全相关的构筑物、系统和设备，在 SSE 期间不要求抗震 II 类设备继续工作，但是抗震 II 类设备失效可能导致与其相邻的抗震 I 类设备安全功能受损。抗震鉴定的目的是证明安全相关设备在其鉴定寿期未经受一次 SSE 后仍能执行其安全功能。另外，考虑到在 SSE 之前发生的小地震引起的低周疲劳效应，该设备应能在 SSE 之前承受 1/2SSE 的低水平地震，即 IEEE 344 中的运行基准地震（Operating Basis Earthquake，简称 OBE）。

AP1000 抗震鉴定将地震反应谱的上限扩展到 100 Hz，且零周期加速度值（Zero Period Acceleration，简称 ZPA）最高达水平方向 1.74 g，垂直方向 1.63 g^[12]。对于管线安装类设备的安全停堆地震要求输入运动（Required Input Motion，简称，RIM）加速度峰值提高到 6 g，

如图3所示^[13]。抗震鉴定具体要求反应谱在设备鉴定规格书中规定。可通过试验、分析或两者相结合的方法进行抗震鉴定。

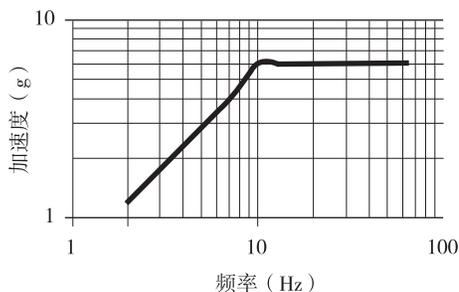


图3 安全停堆地震要求输入运动 RIM
Fig. 3 RIM for safe shutdown earthquake

3.4 电磁兼容性 (EMC) 鉴定要求

电磁兼容性 (EMC) 鉴定基于 RG 1.180^[14] 要求的型式试验。该试验可以选择 IEC 61000 系列的试验方法 (见表3) 或美军标 MIL-STD-461E 系列的试验方法 (见表4)^[15]。不能只使用分析法作为设备电磁兼容性 (EMC) 鉴定的主要方法。

表3 IEC61000 系列标准中的 EMC 试验项目
Table 3 IEC61000 series EMC test items

EMC 试验	试验标准	试验水平
高频传导抗扰度	IEC 61000-4-6	150kHz-80MHz 3级; 140dB μ V/(10V)
低频传导抗扰度	IEC 61000-4-13	16Hz-2.4kHz 2级
	IEC 61000-4-16	15Hz-150kHz 3级
电场辐射抗扰度	IEC 61000-4-3	26MHz-1GHz 3级;10v/m
	RS103	1GHz-10GHz 10v/m
磁场辐射抗扰度	IEC 61000-4-8	50Hz-60Hz 4级;30A/m
	IEC 61000-4-9	50Hz-50kHz, 4级;300A/m
	IEC 61000-4-10	100kHz-1MHz 4级;30A/m
浪涌 (组合波)	IEC 61000-4-5	信号线;3级(2kV)
		电源线;4级(4kV)
浪涌 (100kHz 振荡波)	IEC 61000-4-12	信号线;3级(2kV)
		电源线;4级(4kV)
EFT	IEC 61000-4-4	信号线;3级(2kV) 电源线;4级(4kV)
ESD	IEC 61000-4-2	4级;8kV 接触放电; 15kV 空气放电

表4 MIL-STD-461E 标准中的 EMC 试验项目
Table 4 MIL-STD-461E series EMC test items

EMC 试验	试验标准	试验水平
低频传导抗扰度	CS101	30Hz-150kHz
高频传导抗扰度	CS114	10kHz-30MHz
磁场辐射抗扰度	RS101	30Hz-100kHz
电场辐射抗扰度	RS103	30MHz-100GHz
电缆束注入	CS115	2A 脉冲激励

4 AP1000 设备鉴定的特点

AP1000 设备鉴定采用美系 IEEE 和 ASME QME 系列标准, 鉴定要求明确, 鉴定体系清晰完整。这是后续国内核电项目设备鉴定值得借鉴和学习的。但是由于 AP1000 是一个新堆型, 有很多新设备没有工程应用经验可参考, 有大量新设备需要进行鉴定, 所以设备鉴定过程比较漫长, 鉴定过程中出现的问题也比较多, 部分设备甚至在产品发运时尚未完成鉴定工作。并且, 在鉴定的过程中, 样机可能会有变更, 另外, 在项目进展过程中有较多设备上的设计变更。所以必须加强管理, 采取有效措施保证样机与产品设备的一致性。

还有部分设备的鉴定合格结论带有限制性条件, 例如蓄电池的鉴定报告中要求“电池寿命内的异常环境事件最多3次, 寿命内定期试验最多11次等条件”。所以, 为了维持已鉴定设备的鉴定有效性, 对此必须要建立运行期间的设备鉴定管理大纲, 规定需要管理的设备范围和要求, 同时发布预防性维修策略, 对这些设备的性能进行定期确认, 定期维护, 定期更换, 以确保在60年设计寿命内这些设备性能满足设计要求。

5 总结及建议

本文简要介绍了 AP1000 设备鉴定的标准体系, 鉴定方法及要求, 基于 AP1000 设备鉴定的经验, 对后续核电国产化设备鉴定提出以下建议:

(1) 吸取 AP1000 依托项目设备鉴定经验, 尽可能采用较成熟的设备设计, 避免出现过多的设计变更;

(2) 选用合适的设备鉴定标准, 明确鉴定

要求, 建立完整的鉴定体系;

(3) 设备鉴定工作要提前进行。避免出现设备鉴定工作未完成而正式产品已开始生产, 甚至正式产品发运时设备鉴定工作仍未完成的现象。

参 考 文 献

- [1] 刘栋, 王宏印, 张雨. 核电厂设备鉴定的过程控制与管理 [J]. 核安全. 2013, 12 (02): 69-73.
- [2] 郎爱国. 核电厂和缓环境、显著老化机理与设备鉴定 [J]. 核安全. 2006 (03): 11-16.
- [3] 国家核安全局. HAF102 核动力厂设计安全规定 (2004) [S]. 北京: 法律出版社, 2004.
- [4] IEEE Power Engineering Society. IEEE 323 - 1974 IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations [S]. Washington DC: IEEE Power Engineering Society, 1974.
- [5] 林诚格. 非能动安全先进压水堆核电技术 [M]. 北京: 原子能出版社, 2010.
- [6] ASME. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components [S]. New York: ASME, 1998.
- [7] ASME. ASME QME - 1 - 2007 Qualification of Active Mechanical Equipment Used in Nuclear Power Plants [S]. New York: ASME, 2007.
- [8] IEEE Power Engineering Society. IEEE 344 - 1987 IEEE Recommended Practice for Seismic Qualification of Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations [S]. Washington DC: IEEE Power Engineering Society, 1987.
- [9] 王英. 核安全设备鉴定 [M]. 北京: 机械工业出版社, 2016.
- [10] 郑开云. AP1000 核电设备鉴定试验探讨 [J]. 发电设备, 2014, 28 (3): 154-159.
- [11] U. S. NRC. Regulatory Guide 1.100 Seismic Qualification of Electric and Mechanical Equipment for Nuclear Power Plants [S]. Rockville: U. S. NRC, 1988.
- [12] 谢永诚, 王赤虎, 窦一康. AP1000 设备鉴定要求及国内现有试验能力 [J]. 核动力工程, 2011, 32 (S1): 159-161.
- [13] 王赤虎, 谢永诚, 姚伟达. AP1000 设备抗震鉴定概述, 第15届全国反应堆结构力学会议, 北京, 2008 [C]. 北京: 第15届全国反应堆结构力学会议论文集, 2008.
- [14] U. S. NRC. Regulatory Guide 1.180 Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio - Frequency Interference in Safety - Related Instrumentation and Control Systems [S]. Rockville: U. S. NRC, 2003.
- [15] U. S. Department of Defense. MIL - STD - 461E Requirements for the Control of Electromagnetic Interference Characteristics of Subsystems and Equipment [S]. Washington DC: U. S. Department of Defense, 1999.
- [16] 姚惠钦. 核电站仪控设备鉴定技术研究 [D]. 上海: 华东理工大学, 2013.

Summary of AP1000 Nuclear Power Plant Equipment Qualification

ZHANG Xiaojie¹, LV Yunhe², LU Yan^{2,*}

(1. State Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Shanghai 200233, China;

2. Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China)

Abstract: Equipment identification is one of the important means to verify and confirm that the nuclear safety related equipments shall operate on demand to meet or exceed the technical specification requirements. With the development of AP1000 nuclear power technology and the construction of follow-up nuclear power plants, a large number of nuclear safety related equipments need to be made domestically. This paper briefly introduces the standard system, methods and requirements of AP1000 equipment qualification. Suggestions for follow-up domestic nuclear power equipment qualification are put forward based on the experience of AP1000 equipment qualification.

Key words: AP1000 nuclear power plant; equipment qualification; qualification method; qualification requirement

EPRI 《蒸汽发生器完整性评估导则》解读

梅金娜*, 蔡 振, 韩姚磊, 王 勇, 韩传伟, 薛 飞
(苏州热工研究院有限公司, 苏州 215004)

摘要:《蒸汽发生器完整性评估导则》是美国电力研究院发布的用于评估蒸汽发生器 (Steam Generator, 简称 SG) 完整性的导则。该导则通过 SG 传热管结构完整性评估、一次侧—二次侧泄漏完整性评估以及二次侧完整性维护进行 SG 完整性评估。基于导则及相关文献调研与分析, 从历史背景、发展历程、内容框架三个方面较为详细地介绍了《SG 完整性评估导则》的基本信息, 并对我国建立 SG 完整性评估技术体系的必要性和需开展的工作进行了初步讨论。《SG 完整性评估导则》的全面解读对于推动我国核电厂开展 SG 完整性评估工作具有重要意义。

关键词: 核电厂; 蒸汽发生器; 完整性评估; EPRI

中图分类号: X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0026-08

蒸汽发生器 (Steam Generator, 简称 SG) 是压水堆 (Pressurized Water Reactor, 简称 PWR) 核电厂的核心设备之一, 维持 SG 的完整性对于核电厂安全高效运行至关重要。为此, 美国核能研究所 (Nuclear Energy Institute, 简称 NEI) 于 1997 年 12 月发布了《蒸汽发生器大纲导则》, 即 NEI 97-06^[1], 该导则内容重点涉及 SG 传热管的管理和维修相关问题, 以解决传热管降质对 SG 运行带来的挑战。

NEI 97-06 提出了建立 SG 大纲的框架: 预防、检查、评估、维修和泄漏监测; 描述了 SG 传热管完整性的性能准则; 提出了具体的强制性要求; 要求每个 PWR 核电厂按照 NEI 97-06 要求建立 SG 大纲并依据最新版本要求及时修订大纲; 要求核电厂依据 NEI 97-06 及其引用的美国电力研究院 (Electric Power Research Institute, 简称 EPRI) 的导则文件执行 SG 大纲。强制要求核电厂大纲中包括以下内容: (1) 降质评估; (2) 检查; (3) 完整性评估; (4) 传热管堵管和维修; (5) 一次侧—二次侧泄漏监测; (6) 二次侧完整性维护;

(7) 二次侧水化学; (8) 一次侧水化学; (9) 异物排除; (10) 承包商监督管理; (11) 自评估; (12) 报告。

我国建立了规范的核电厂设备老化管理体系, 各核电厂建立并执行 SG 老化管理大纲, SG 部件的老化效应得到较为有效的管理。但需要指出的是, 调研发现, 我国核电厂 SG 老化管理大纲与美国核电厂相比缺少完整性评估内容。完整性评估是一项重要的 SG 管理措施, 主要针对传热管, 通过潜在降质类型识别、传热管无损检测 (Nondestructive Examination, 简称 NDE) 技术检查降质、应用完整性评估方法评估 SG 当前以及检查间隔期末的完整性, 证明 SG 在下一个检查间隔内将保持完整性能准则要求。SG 完整性评估具有重要的实际工程意义, 可以总结为两个方面: (1) 及时发现 SG 部件新的老化降质现象或降质增长率异常变化, 优化 SG 检查间隔和检查策略; (2) 监测 SG 的服役状态, 充分考虑 NDE 检查不确定度和老化降质增长趋势预测结果, 更加科学地确定维修准则和策略, 以延长 SG 服役寿命。EPRI 统计

结果显示(如图1所示)^[2], 1997年以后, 美国核电厂因SG一次侧-二次侧泄漏事件导致的停堆次数显著减少。1997年发布的NEI 97-06以及同年发布的EPRI《SG完整性评估导则》起到了相当程度的作用。

EPRI技术报告《蒸汽发生器完整性评估导则》(Steam Generator Integrity Assessment Guidelines)提供了SG完整性评估的流程与方法。本文通过全面解读《SG完整性评估导则》的基本内容(历史背景、发展历程、内容框架), 可以深入了解SG完整性评估的基本方法, 分析该评估方法对于非美系机组(如法系机组)的适用性, 在此基础上提出建立适用于我国核电厂的《SG完整性评估导则》亟需开展的工作, 有望为我国核电厂开展SG完整性评估工作提供参考。

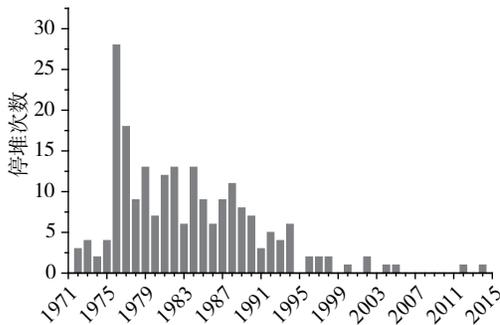


图1 1971-2015年美国核电厂SG一次侧-二次侧泄漏导致的停堆次数^[2]

Fig. 1 Number of outages due to primary to secondary leak in US NPPs' SG during 1971-2015^[2]

1 历史背景

核电设备完整性是核电厂安全运行的保障^[3,4], 在核电厂设计以及运行过程中, 其核心设备(如反应堆压力容器、SG、稳压器等)的完整性评估一直是美国核工业领域关注的重点^[1,5]。在PWR核电厂中, SG的重要性仅次于反应堆压力容器, 传热管是隔离一回路和二回路的关键压力边界。SG完整性被破坏会导致反应堆被迫停堆, 产生高额维修费用。因此, 保持SG完整性对于核电厂运行的安全性和经济性具有十分重要的意义^[6-8]。

美国具有悠久的民用核工业历史, 如图2所示。截至2017年12月, 美国在役99座商用

核反应堆, 其中多数于二十世纪七八十年代投入运行^[9]。基于美国在核电设备完整性立法、监管、科研及工程实践等领域积累的丰富经验, NEI在1997年发布了NEI 97-06《蒸汽发生器大纲导则》, 集中体现了美国核工业界在SG主动管理和材料问题主动管理方面的要求和成果^[10]。

NEI 97-06建立起SG老化管理大纲的框架, 指导核电厂进行SG老化管理。美国核能管理委员会(Nuclear Regulatory Commission, 简称NRC)要求美国所有PWR核电厂建立符合NEI 97-06要求的SG老化管理大纲。当NEI 97-06修订升版时, 核电厂必须依据最新版要求修订其SG老化管理大纲。目前NEI 97-06最新修订版为第3次修订版, 于2011年发布^[11]。

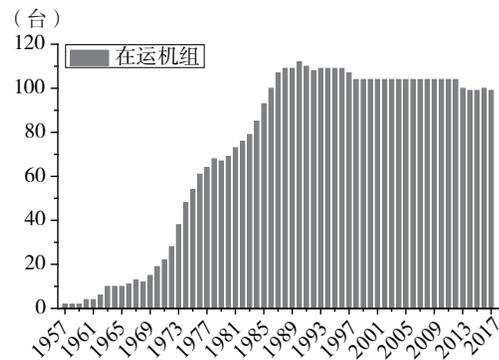


图2 1957-2017年美国商用核电机组发展情况^[9]

Fig. 2 Development of commercial nuclear power units/plants in US during 1957-2017^[9]

EPRI在SG管理项目(Steam Generator Management Program, 简称SGMP)的支持下总结并定期更新业界最新的SG管理经验和成果, 形成6份导则文件(见表1), 为核电厂满足NEI 97-06的要求提供了具体方法^[12-17]。《SG完整性评估导则》是其中之一, 详细描述了SG完整性的性能准则和评估方法, 是核电厂进行SG完整性评估的指南。由于传热管是一回路压力边界的重要组成部分, 其面积占一回路承压边界面积约80%, 是阻止放射性物质向环境释放的一道重要屏障, 因此, 传热管是SG最重要的部件。同时, 传热管也是SG中最易发生降质的部件, 表2为美国NUREG 1801 (Rev. 2)^[5]中总结的传热管的降质机理。因此, 《SG完整性评估导则》中大部分内容是关于传热管的完整性评估。

表1 NEI 97-06 引用的 EPRI 导则
Table 1 EPRI guidelines referenced by NEI 97-06

导则名称	最新版本	最新版本 出版日期
Steam Generator Integrity Assessment Guidelines	第4次修订版	2016年6月
Pressurized Water Reactor Steam Generator Examination Guidelines	第8次修订版	2016年7月
PWR Primary - To - Secondary Leak Guidelines	第4次修订版	2011年9月
Pressurized Water Reactor Secondary Water Chemistry Guidelines	第8次修订版	2017年9月
Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines	第7次修订版	2014年4月
Steam Generator In Situ Pressure Test Guidelines	第5次修订版	2016年9月

表2 SG 传热管降质机理^[5]
Table 2 Steam generator tube degradation mechanisms^[5]

降质机理	传热管材料			
	Inconel 600MA	Inconel 600TT	Inconel 690TT	
传热管材料	PWSCC	Yes	Yes	No
	ODSCC	Yes	Yes	No
	晶间腐蚀	Yes	No	No
	点蚀	Yes	No	No
	减薄	Yes	No	No
机械类	磨损	Yes	Yes	Yes
	凹痕	Yes	No	No
	冲击	Yes	No	No
	疲劳	Yes	No	No

2 发展历程

为指导核电厂开展 SG 完整性评估, 以满足 NEI 97-06 的要求, EPRI 于 1997 年 9 月出版《SG 完整性评估导则》初版, 并于 2000 年 3 月、2006 年 7 月、2008 年 10 月、2016 年 6 月相继升版导则, 目前导则的最新版本为第 4 次修订版。每次升版都在前一版本的基础上进行了内容补充和修订^[12, 18-20]。另外 EPRI 还会根据需要在新版导则正式出版之前发布评估导则临时补充文件, 以指导核电厂及时分析解决 SG 新出现的问题^[21]。

2.1 《SG 完整性评估导则》初版

NEI 97-06 初版引用了《SG 完整性评估导则》初版, 其全称为《蒸汽发生器传热管完整性评估导则》(Steam Generator Tube Integrity Assessment Guidelines), 发布于 1997 年 9 月^[1]。目前 EPRI 已不提供《SG 完整性评估导则》初版, 从 NEI 97-06 初版引用的内容中推测其内容主要包括传热管完整性评估方法、传热管完整性性能准则以及 NDE 不确定度等。《SG 完整性评估导则》初版确定了导则的基本框架, 后续版本均在初版基础上进行升版。在 NEI 97-06 初版中,《SG 完整性评估导则》与《现场压力试验导则》(In-Situ Pressure Testing Guidelines)、《PWR SG 传热管堵管评估文件》(PWR Steam Generator Tube Plug Assessment Document) 以及《PWR 衬管评估文件》(PWR Sleeving Assessment Document) 共四份报告被归为非导向性导则 (Non-directive Guidelines)。而《PWR SG 试验导则》(PWR Steam Generator Examination Guidelines)、《PWR 一次侧-二次侧泄漏导则》(PWR Primary-to-Secondary Leak Guidelines)、《PWR 二次侧水化学导则》(PWR Secondary Water Chemistry Guidelines) 以及《PWR 一次侧水化学导则》(PWR Primary Water Chemistry Guidelines) 共四份报告则被归为导向性导则 (Directive Guidelines)。

2.2 《SG 完整性评估导则》第 1 次修订版

《SG 完整性评估导则》第 1 次修订版发布于 2000 年 3 月, 全称为《蒸汽发生器完整性评估导则》(Steam Generator Integrity Assessment Guidelines), 内容仍然以传热管完整性评估方法、传热管完整性性能准则以及 NDE 不确定度等为主。目前 EPRI 已不提供《SG 完整性评估导则》第 1 次修订版^[18]。《SG 完整性评估导则》第 1 次修订版修改了导则名称, 将导则名称中的“Tube”一词去掉, 说明《SG 完整性评估导则》所关注的评估对象范围更广, 不局限于传热管。NEI 97-06 第 1 次修订版^[22]和 NEI 97-06 第 2 次修订版^[23]均引用了《SG 完整性评估导则》第 1 次修订版, 自 NEI 97-06 第 1 次修订版起,《SG 完整性评估导则》《现场压力试验导则》《PWR SG 试验导则》《PWR 一

次侧-二次侧泄漏导则》《PWR 二次侧水化学导则》以及《PWR 一次侧水化学导则》共六份报告，组成 NEI 97-06 的基本支撑文件。

2.3 《SG 完整性评估导则》第 2 次修订版

《SG 完整性评估导则》第 1 次修订版出版后，EPRI 陆续发布了 5 份临时补充文件，分别为：2001 年 8 月增加了新发现的降质机理；2003 年 8 月增加了美国三哩岛核电厂传热管失效事件分析；2005 年 1 月修改了评估导则中的完整性性能准则；2005 年 10 月发布了 NEI 97-06 第 2 次修订版的发行声明，并比较了第 1 次修订版和第 2 次修订版的区别；2005 年 11 月发布了 SG 中异物分布规律的研究成果。EPRI 整合了上述 5 份临时补充文件内容，并更新了最新的核电厂运行经验、社会公开意见以及 SG 完整性最新研究成果等，于 2006 年 7 月正式出版《SG 完整性评估导则》第 2 次修订版。与第 1 次修订版相比，对内容进行了重新组织，增加了更多的技术细节内容；优化了导则结构，适当地将原附录中的部分内容移到正文中。

该版首次提供了完整性评估算例，核电厂可以根据算例，充分理解 SG 完整性评估的步骤，清晰掌握计算过程。此外，该版本还增加了缺陷检测概率（Probability of Detection，简称 POD）计算方法，用以估算裂纹缺陷尺寸以及裂纹缺陷在下个检查间隔内的增长率，为核电厂更加准确地评估 SG 完整性状态提供指导。为指导核电厂满足 NEI 97-06 对 SG 二次侧完整性的要求，该版本增加了第 10 章二次侧完整性维护：二次侧评估、二次侧清洗、二次侧视频检查和上部组件检查等。

2.4 《SG 完整性评估导则》第 3 次修订版

EPRI 整合了第 2 次修订版后发布的 SGMP-IG-07-01、SGMP-IL-06-01 和 SGMP-IL-07-01 临时补充文件内容，并更新了最新的核电厂运行经验、600TT 合金传热管的最新失效事故、社会公开意见、以及完整性评估的技术基础等信息，于 2008 年 10 月出版了《SG 完整性评估导则》第 3 次修订版。为规范评估导则的术语，使其与其他导则文件保持一致，该版对完整性评估涉及的重要术语进行了重新定义。

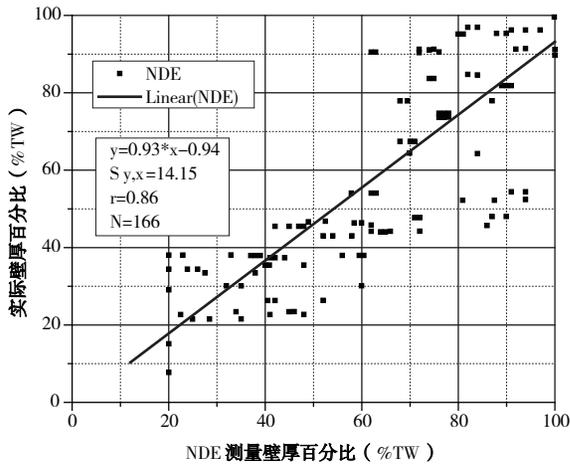
第 2 次修订版仅对默认降质增长率的计算方法进行了简要介绍，第 3 次修订版则补充了默认降质增长率计算方法的技术基础，帮助核电厂充分理解默认降质增长率计算方法。默认降质增长率计算方法是一种替代性方法，当缺少实际降质增长率计算方法所需的 NDE 数据时，可使用默认降质增长率方法计算降质增长率的保守值。除此之外，该版还进一步阐述了全概率全管束运行评估方法和最大缺陷传热管运行评估方法，并解释说明了算例中使用的公式，对结果进行了检查验证。

2.5 《SG 完整性评估导则》第 4 次修订版

第 4 次修订版整合了 SGMP-IL-16-01、SGMP-IG-10-01 和 SGMP-IG-12-01 临时补充文件内容，更新了最新的核电厂运行经验、其他公众意见，于 2016 年 6 月出版。该版增加了全概率全管束运行评估方法指南，明确了全概率全管束运行评估方法的使用条件；同时，增加了使用“部分检查方法”进行 SG 完整性评估的指南。与此前版本的最大区别在于，增加了 2008 年—2013 年该导则的应用实践经验，同时采纳了核能运行研究院（Institute of Nuclear Power Operations，简称 INPO）的建议。

3 内容框架

最新版《SG 完整性评估导则》包含 15 个章节和 3 个附录。核心内容包括传热管完整性准则（第 2 章）、传热管完整性评估极限（第 3 章）、NDE 不确定度计算（第 4 章）、降质增长率计算（第 5 章）、降质评估（第 6 章）、状态监测（第 7 章）、运行评估（第 8 章）、一次侧-二次侧泄漏评估（第 9 章）、二次侧完整性维护（第 10 章）、结构完整性评估的工业技术基础（附录 A）、POD 模型介绍（附录 B）、状态监测和运行评估算例（附录 C）。此外，评估导则第 1 章介绍了 SG 完整性评估的目的和基本方法，第 11 章规定了 SG 完整性评估报告的格式，第 12 章归纳了 SG 完整性评估的必要条件，第 13 章对评估导则中涉及的部分术语进行了释义，第 14 章为名词缩写解释，第 15 章为参考文献。SG 完整性评估（结构完整性和泄漏完整性）流程如图 3 所示。导则最为核心的内容分

图5 NDE 缺陷尺寸不确定度计算模型 - 冷腿减薄数据^[24]Fig. 5 Model for determining uncertainty of NDE flaw sizing- cold leg thinning data^[24]表3 结构完整性和泄漏完整性的性能准则^[19]Table 3 Criteria of structural integrity and leakage integrity^[19]

类型	工况	性能准则*
结构完整性	正常运行工况	3.0 NOPD
	事故工况	1.4 LAPD 1.2 PL+1.0 ASL
泄露完整性	正常运行工况	568 L·d ⁻¹
	事故工况	3.78 L·min ⁻¹

注: NOPD: 正常工况一二回路最大压差; LAPD: 事故工况一二回路最大压差; PL: 一次载荷; ASL: 轴向二次载荷

4 讨论

SG 完整性评估在美国核电厂强制执行, 西屋、CE、B&W 标准技术规范均要求核电厂运行期间每次大修向 NRC 提交 SG 完整性评估报告^[25-28], 各核电厂在运行期间严格执行管理要求^[29-31]。目前, 我国核安全监管部门对 SG 完整性评估未做强制要求。本节将讨论我国建立 SG 完整性评估体系与方法的必要性以及需要开展的工作。

4.1 建立 SG 完整性评估技术体系的必要性

我国商用核反应堆秦山一期 300MWe CNP300 机组已有 26 年的运行历史, 大亚湾 900MWe M310 机组也有 24 年的运行历史, 机组运行状况良好^[32,33]。在 SG 管理方面, 我国积极吸取国外核电厂的经验教训, 严格控制 SG 的服役条件, 因此当前我国核电厂 SG 的运行状

况良好, SG 泄漏事故的频率和后果远小于美国。但我国在 SG 设备老化管理方面与美国仍有一定的差距, 主要体现在欠缺完整性评估技术体系与方法。随着我国核电厂寿期的增加和延寿需求的日益提升, 有必要开展 SG 完整性评估研究, 进而加强 SG 老化管理。SG 完整性评估是一项科学有效的 SG 管理措施, 通过潜在降质类型识别、NDE 检查降质、应用完整性评估方法评估 SG 当前以及检查间隔期末的完整性, 证明 SG 在下一个检查间隔内满足完整性性能准则要求。开展 SG 完整性评估可以及时发现 SG 部件新的老化降质现象或降质增长率异常变化, 优化检查策略; 还可以监测 SG 的服役状态, 充分考虑 NDE 检查不确定度和老化降质增长趋势预测结果, 更加科学地确定维修准则和策略, 延长 SG 服役寿命。

我国核电机组 SG 传热管材料包括 Inconel 690TT (如: M310、CPR1000、CNP600、EPR、AP1000、HPR1000)、Incoloy 800 (如: CNP300, CANDU6)、奥氏体不锈钢 (如: WW-ER1000)。虽然这些材料与 Inconel 600SR、Inconel 600MA、Inconel 600TT 相比 SCC 敏感性降低, 但这些材料对 SCC 并不是免疫的, 同时传热管不可避免经受磨损降质。因此, 无论是从磨损降质还是 SCC 潜在降质评估角度出发, 我国都应该尽早启动建立 SG 完整性评估体系与方法的工作, 进而实现对传热管服役情况监测, 优化维修准则和策略。

国内核电厂通常采用 40% 传热管壁厚的堵管准则, 即当传热管减薄量达到约 40% 壁厚时核电厂执行堵管维修, 传热管退出服役。40% 壁厚堵管准则是多年前研究人员针对 Inconel 600 合金的传热管, 在假设环向 360° 均匀减薄、考虑了当时技术条件下 NDE 检查不确定度以及降质增长率基础上乘以 ASME 规定的安全因子确定。由于国内机组在传热管材料、SG 设计规范、SG 服役条件、NDE 检查技术等与上述 40% 壁厚堵管准则的假设条件存在差别, 因此, 40% 壁厚堵管准则对于我国机组的适用性有待于进一步研究和澄清, 有必要对国内机组 SG 开展完整性评估工作, 同时建立适用于国内机组 SG 的堵管准则。

综上,无论是从安全性角度出发还是从延长 SG 服役寿命的经济性角度出发,建议国内核电厂开展 SG 完整性评估,提升 SG 老化管理水平。

4.2 建立 SG 完整性评估技术体系需开展的工作

EPRI《SG 完整性评估导则》提供的评估过程和方法论在美系机组中具有普适性,但由于我国核电机组种类较多,主要有压水堆(M310、CPR1000、CNP600等)、重水堆(CANDU6)和 WWER(WWER1000)堆型等。这些堆型的 SG 在运行参数、结构设计、传热管缺陷类型、传热管材料等方面区别于美系机组,所以不能照搬 EPRI《SG 完整性评估导则》提供的评估过程和方法。在国内机组推广 SG 完整性评估还有一些工作要做:

(1) 开展多种材料的传热管壁厚-爆破压试验、NDE 设备不确定度分析试验、裂纹长度-泄漏率试验等工作,基于大数据建立不同缺陷类型的爆破压模型、基于现场使用 NDE 设备的 POD 模型和缺陷尺寸不确定度模型、泄漏率计算模型等,编写缺陷手册、检测技术规范手册等重要 SG 完整性评估基础支撑文件。

(2) 针对国内机组 SG 存在的降质类型开展老化行为和机理研究,研发适用的状态监测方法、运行评估方法以及降质增长率计算方法,对 SG 完整性评估方法展开技术攻关。

(3) 充分消化吸收国际上成熟的 SG 完整性评估技术体系与方法,在大量试验基础上,建立适用于我国的 SG 完整性评估技术体系,包括 SG 完整性性能标准、SG 完整性大纲要求、SG 完整性评估流程与方法等。

(4) 建议在我国某型核电厂(如 M310、CNP300)开展试点应用,在此基础上进一步推广应用。

5 总结

SG 完整性评估是核电厂重要的老化管理措施之一,EPRI《SG 完整性评估导则》为核电厂执行 SG 完整性评估提供了流程和方法,经美国核电厂实践经验证明,方法有效、可靠。本文从历史背景、发展历程、内容框架三个方面较为详细地解读了 EPRI《SG 完整性评估导则》。该导则

所提供的流程和方法论在美系机组中具有普适性,但由于我国核电机组与美系机组存在差异,因此需要开展研究工作建立适用于我国核电机组的 SG 完整性评估技术体系与方法,用于指导核电厂进行 SG 完整性评估,提升我国核电机组 SG 老化管理水平,提高核电厂运行的安全性和经济性。

参考文献

- [1] NEI. NEI 97-06 Steam Generator Program Guidelines: Revision 0 [R]. Washington, DC: NEI, 1997.
- [2] EPRI. Steam Generator Progress Report [R]. Palo Alto: EPRI, 2017.
- [3] 柴建设. 核安全文化与核安全监管 [J]. 核安全, 2013, 12 (3): 5-9.
- [4] 张加军, 陈晶晶, 车树伟, 等. 浅析核电厂反应堆压力容器完整性问题 [J]. 压力容器, 2014, 31 (1): 48-55.
- [5] U. S. NRC. NUREG-1801, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report: Revision 2 [R]. Washington, DC: U. S. NRC, 2010.
- [6] 孙海涛. 压水堆核电厂反应堆压力容器辐照脆化评价与监督 [J]. 核安全, 2010 (3): 17-21.
- [7] 杨文斗. 核电厂压力容器安全评估的新方法——主曲线简介 [J]. 核安全, 2011 (2): 7-13+29.
- [8] 周红, 陶书生. 核电厂蒸汽发生器完整性 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2015.
- [9] 殷德健, 王俊. 美国核电的现状与发展背景简介 [J]. 核安全, 2004 (4): 50-56.
- [10] NEI. NEI 03-08 Guidelines for the Management of Materials Issues [R]. Washington, DC: NEI, 2010.
- [11] NEI. NEI 97-06 Steam Generator Program Guidelines: Revision 3 [R]. Washington, DC: NEI, 2011.
- [12] EPRI. Steam Generator Integrity Assessment Guidelines: Revision 4 [R]. Palo Alto: EPRI, 2016.
- [13] EPRI. Pressurized Water Reactor Steam Generator Examination Guidelines: Revision 8 [R]. Palo Alto: EPRI, 2016.
- [14] EPRI. PWR Primary-To-Secondary Leak Guidelines: Revision 4 [R]. Palo Alto: EPRI, 2011.
- [15] EPRI. Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines: Revision 7, Volumes 1 and 2 [R]. Palo Alto: EPRI, 2014.
- [16] EPRI. Pressurized Water Reactor Secondary Water Chemistry Guidelines: Revision 8 [R]. Palo Alto: EPRI, 2017.
- [17] EPRI. Steam Generator In Situ Pressure Test Guidelines: Revision 5 [R]. Palo Alto: EPRI, 2016.
- [18] EPRI. Steam Generator Integrity Assessment Guidelines: Revision 1 [EB/OL]. Palo Alto: EPRI [2018-01-23]. <https://www.epri.com/#/pages/product/TR-107621-R1/>.
- [19] EPRI. Steam Generator Integrity Assessment Guidelines: Revi-

- sion 2 [R]. Palo Alto: EPRI, 2006.
- [20] EPRI. Steam Generator Integrity Assessment Guidelines; Revision 3 [R]. Palo Alto: EPRI, 2009.
- [21] EPRI. Steam Generator Management Program Administrative Procedures; Revision 1 [R]. Palo Alto: EPRI, 2004.
- [22] NEL. NEI 97-06 Steam Generator Program Guidelines; Revision 1 [R]. Washington, DC: NEL, 2001.
- [23] NEL. NEI 97-06 Steam Generator Program Guidelines; Revision 2 [R]. Washington, DC: NEL, 2005.
- [24] EPRI. ECT Examination Technique Specification Sheets; Revision 15 [R]. Palo Alto: EPRI, 2004.
- [25] U. S. NRC. NUREG-1430, Standard Technical Specifications - Babcock and Wilcox Plants; Revision 4.0, Volume 1 [S]. Washington, DC: U. S. NRC, 2012.
- [26] U. S. NRC. NUREG-1431, Standard Technical Specifications-Westinghouse Plants; Revision 4.0, Volume 1 [S]. Washington, DC: U. S. NRC, 2012.
- [27] U. S. NRC. NUREG-1432, Standard Technical Specifications-Combustion Engineering Plants; Revision 4.0, Volume 1 [S]. Washington, DC: U. S. NRC, 2012.
- [28] U. S. NRC. NUREG-2194, Standard Technical Specifications-Westinghouse Advanced Passive 1000 (AP1000) Plants; Revision 4.0, Volume 1 [S]. Washington, DC: U. S. NRC, 2016.
- [29] Palisades Nuclear Power Plant. Steam Generator Tube Integrity Assessment from the 2003 Refueling Outage [EB/OL]. Covert Township; Palisades Nuclear Power Plant [2018-01-23]. <https://adams.nrc.gov/wba/view>.
- [30] St. Lucie Nuclear Power Plant. St. Lucie Unit 2 NEI 97-06 Steam Generator Report [EB/OL]. Port St. Lucie; St. Lucie Nuclear Power Plant [2018-01-23]. <https://adams.nrc.gov/wba/view>.
- [31] St. Lucie Nuclear Power Plant. NEI 97-06 Steam Generator Report [EB/OL]. Port St. Lucie; St. Lucie Nuclear Power Plant [2018-01-23]. <https://adams.nrc.gov/wba/view>.
- [32] 张国宝. 珍惜成就 坚定信心 夯实我国核电发展基础——在中广核集团大亚湾核电基地建设经验总结大会上的讲话(摘要) [J]. 中国核工业, 2011 (9): 4-9.
- [33] 国家环境保护总局核安全管理司核电一处, 国家环境保护总局核与辐射安全中心, 等. 秦山核电厂运行 15 年的核安全审评和监督 [J]. 核安全, 2008 (1): 4-10.

Review of the Steam Generator Integrity Assessment Guidelines of EPRI

MEI Jinna*, CAI Zhen, HAN Yaolei, WANG Yong, HAN Chuanwei, XUE Fei
(Suzhou Nuclear Power Research Institute, Suzhou 215004, China)

Abstract: The Steam Generator Integrity Assessment Guidelines published by Electric Power Research Institute (EPRI) was widely used for the steam generator (SG) integrity assessment in American PWR nuclear power plants. SG integrity assessment was based on the structure integrity assessment of SG tubes, the primary-to-secondary leakage assessment and the maintenance of secondary side integrity. This paper reviewed the background, development process and content framework of this guideline. The necessity of the establishment of domestic SG integrity assessment technical system and its main work were discussed. The review of this guideline is valuable for the popularization and application of SG integrity assessment for Chinese nuclear power plants.

Key words: nuclear power plants; steam generator; integrity assessment; EPRI

小尺寸支管接头 (BOSS 头) 焊接质量影响 分析及其工艺改进

张发云¹, 赵立彬¹, 严得忠², 李海涛¹, 胡安中^{1,*}

(1. 环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082;

2. 中国核工业第五建设公司, 上海 201512)

摘要: 核电站主设备系统通常采用大量的小尺寸支管接头 (BOSS 头), 根据经验反馈信息, BOSS 头焊缝泄漏事故时有发生, 泄漏主要发生在焊缝缺陷处。本文重点总结核电站主设备系统 BOSS 头焊缝缺陷的种类及影响因素, 通过试验论证, 结果证明适当修正坡口角度、降低焊材直径、增加无损检验可明显降低产生焊接缺陷的几率, 并在实际工况中得到了良好的实践, 为后续核电机组 BOSS 头焊接工艺提供参考。

关键词: BOSS 头; 焊接缺陷; 工艺改进

中图分类号: TG441 **文章标志码:** B **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0034-04

核电站主设备系统 (RCP、RCV、RIS、RRA 等系统) 通常采用大量的小尺寸支管接头 (BOSS 头), 在其安装和运行阶段, 频繁出现泄漏事故, 泄漏可能会降低核电机组功率、增加波动幅度, 从而导致停机、停堆、带压堵漏等一系列问题, 这势必会影响核电厂的安全、经济、稳定运行。根据经验反馈信息, BOSS 头焊缝发生泄漏主要由设计、安装、振动、焊接质量等各种因素导致 BOSS 头焊缝开裂所导致^[1]。因此, 优化 BOSS 头焊接工艺, 减少带缺陷 BOSS 头焊缝进入安装和运行阶段, 才能更好地确保核电厂的安全、稳定运行。目前对核电站 BOSS 接头振动、疲劳、焊接方法等方面的研究相对较多^[2-7], 但尚未看到针对 BOSS 接头焊缝质量影响因素等方面的报道。本文将对 BOSS 头焊接质量影响因素进行研究, 提出相应的焊接工艺改进建议。

1 结构形式

核电站一回路压力边界内的 BOSS 头焊缝为内径不大于 60 mm 的支管焊缝, 由接管座和

主管焊接组成。其结构形式主要有两种, 一种是与主管直接相焊 (如图 1a 所示), 另一种是接管座与主管焊接后钻孔 (如图 1b 所示), 坡口一般在 25°—35°之间。

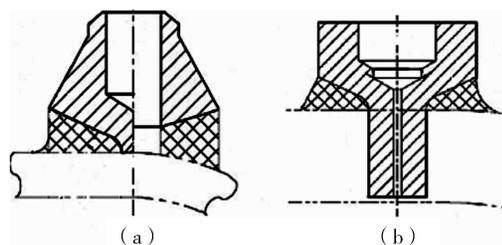


图 1 BOSS 焊缝结构形式

Fig. 1 The structure form of the BOSS weld

2 焊接方法和检验要求

目前, 核电站主设备系统 BOSS 头设计、制造、安装和检测的主要依据标准有《压水堆核岛机械设备设计和建造规则》(RCC-M) 和《ASME 核电规范与标准》等^[8,9]。其施焊活动基本在设备制造单位或管道预制单位完成, 其所用材质及规格见表 1。施焊工艺采用手工钨

极氩弧焊或钨极氩弧焊打底、焊条电弧焊填充的焊接工艺,施焊后进行目视检验和渗透检验,不要求做体检检验。

表1 BOSS 焊缝材质及规格

Table 1 The material and specification of the Boss weld

	材质	外径(mm)	壁厚(mm)
主管	Z2CND1812N	88.9—355.6	11.13—31.75
	Z2CN19.10N2		
接管座	Z2CN18.10	33—100	14.5—40.5
焊接方法	手工钨极氩弧焊,手工钨极氩弧焊+手工电弧焊		
焊材	ER316L、 $\phi 1.6\text{mm}$ 、E316L-15、 $\phi 2.5\text{mm}$ 、 $\phi 3.2\text{mm}$ 等		

3 BOSS 头焊缝缺陷及原因分析

根据现场经验反馈和某项目 BOSS 头焊缝缺陷排查分析可知,焊接缺陷是 BOSS 头焊缝产生泄漏的原因之一,其中,缺陷有夹渣、气孔、未熔合等,主要集中在内径小于 60 mm 的 BOSS 头焊缝,位于焊缝中间层以及焊缝根部或接近焊缝根部,其 BOSS 头焊缝产生焊接缺陷的原因可归纳为 3 个方面:

3.1 工艺因素

坡口角度偏小,焊工操作难度较大,不利于焊工操作及焊渣的清理,致使大量药渣埋藏在焊缝内部,出现焊缝夹渣;坡口偏小、焊条直径偏大时($\phi 3.2\text{mm}$),如果焊工运条不当,易于导致产生坡口或层间未熔合^[10-14]。

3.2 焊工本身技术水平欠佳

焊工本身对 BOSS 头焊条电弧焊工艺掌握不够熟练,在操作过程中,控制氩弧焊层数/厚度不够,运条不当等造成焊缝层间夹渣、坡口边缘未熔合等缺陷^[15,16]。

3.3 缺乏有效的检测手段

依据 RCC-M 和 ASME 等规范要求,BOSS 头焊缝只要求进行目视和渗透检验,不要求进行体积探伤。在实际操作过程中,直接目视检验不能很好的观察焊缝内表面质量;不做体积探伤,也无法检出埋藏缺陷。

4 试验及应用

考虑到 BOSS 头焊缝缺陷主要产生在手工

电弧焊施焊部位(焊缝根部、近根部和中间层),本次试验采用手工电弧焊施焊工艺,结合 BOSS 头焊缝产生缺陷的三大要素考虑,分别改变坡口角度(35° 、 40° 和 45°)、焊材直径(2.5mm 和 3.2mm)和焊工水平,组合施焊。母材选用 Z2CND1810,焊材为 E316L-15,规格:主管 $\Phi 168.3 \times 18.26\text{mm}$,接管座 $\Phi 60 \times 20\text{mm}$,每组施焊 3 个试样。对打底焊缝进行 PT 检验,层间 PT 检验,盖面后进行 VT、PT、UT 检验,对试验内孔机加工后进行内窥镜检验,最终对试样解剖后进行宏观检验,试验条件及试验结果见表 2,对施焊试样进行解剖发现,焊缝中产生的缺陷基本与前期经验反馈材料相吻合,主要有未焊透(如图 2 所示)、焊瘤(如图 3 所示)、层间夹渣(如图 4 所示)、气孔(如图 5 所示)、未熔合(如图 6 所示)等,对焊接缺陷产生的位置进行对比,发现:

表2 试验条件及结果

Table 2 The condition and result of test

焊接方法	焊工水平	坡口角度	焊材直径(mm)	检验结果	
SMAW	新焊工	35°	$\Phi 2.5$	基本均检出焊接缺陷	
			$\Phi 3.2$		
		40°	$\Phi 2.5$		
			$\Phi 3.2$		
		45°	$\Phi 2.5$		
			$\Phi 3.2$		
	熟练焊工	35°	$\Phi 2.5$	检出缺陷	
			$\Phi 3.2$		
		40°	$\Phi 2.5$		检出个别缺陷
			$\Phi 3.2$		
		45°	$\Phi 2.5$		未检出缺陷
			$\Phi 3.2$		

(1) 当逐步增大坡口角度时,BOSS 头焊缝中的缺陷明显减少;采用小直径焊条时($\Phi 2.5\text{mm}$),焊缝中夹渣的缺陷也有了明显的减少。

(2) 选用培训合格、熟练掌握 BOSS 头焊接工艺的焊工进行施焊,其焊接缺陷将明显减小。

(3) 焊接过程中,因直接目视检验不能很好的观察焊缝内表面质量,焊后不进行体积探伤,无法判断焊缝内部质量、无法检出埋藏缺陷等。在符合标准规范要求的基础上,打底焊

后、层间（每 13 mm）进行渗透检验，内孔机加后进行内窥镜镜检查时，基本能发现前期缺陷。

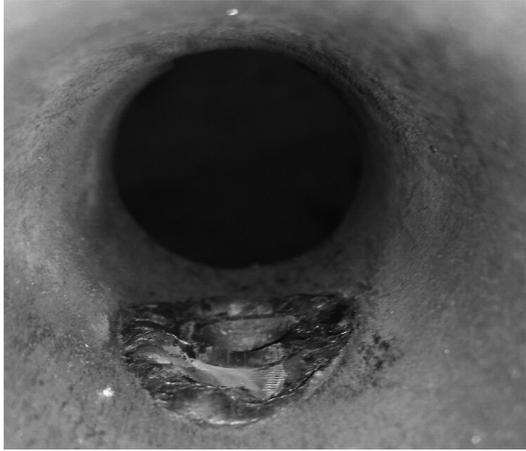


图 2 未焊透
Fig. 2 The lack of penetration

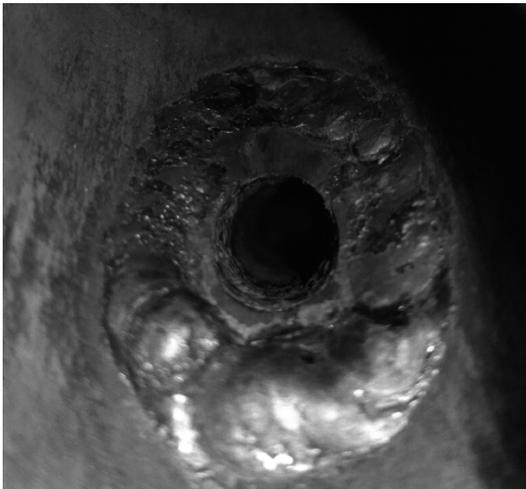


图 3 焊瘤
Fig. 3 The overlap



图 4 层间夹渣
Fig. 4 Interlayer slag inclusion

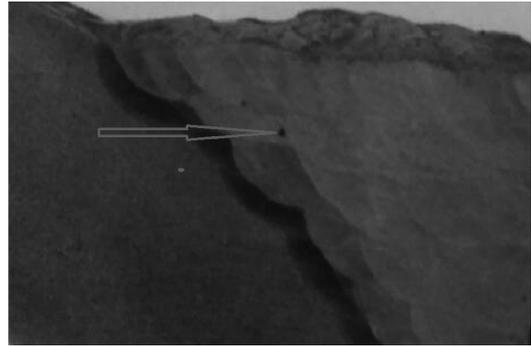


图 5 气孔
Fig. 5 The porosity

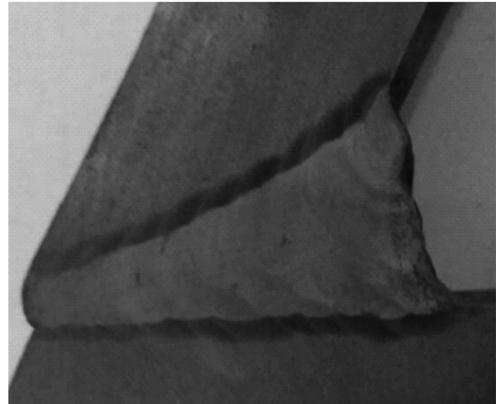


图 6 坡口未熔合
Fig. 6 The lack of fusion

2016 年国外某单位于在某项目 BOSS 头焊缝内窥镜镜检查过程中发现焊接缺陷显示，随后对其生产、供货的 BOSS 焊缝进行了排查，BOSS 头焊缝内不同程度的均有缺陷显示。为此，该单位采纳试验结果，使用熟练的焊工，将 BOSS 头焊缝坡口改为 45° ，并采用 2.5 mm 焊条进行返修焊缝，其效果良好。根据行业 BOSS 头焊缝缺陷显示的事件反馈，国内各电厂对大修机组、在建机组的相关 BOSS 头焊缝也进行了排查，根据排查结果进行分级处理，依据改进的焊接工艺，明显降低了 BOSS 头焊缝的缺陷率。

5 结论

为了减少带缺陷 BOSS 头焊缝进入安装、运行阶段，防止因焊接缺陷导致泄漏停机事件，建议在后续机组设计、制造、安装过程中充分考虑上述 3 个方面因素，降低因 BOSS 头焊缝缺

陷导致泄漏检修的风险,对后续项目 BOSS 头施焊提出如下建议:

(1) 建议将坡口角度修正为 45° , 限定为 $\Phi 2.5$ mm 的焊条进行施焊, 可适当降低焊工操作难度也改善了熔渣的清除效果, 相对减少焊缝夹渣的可能;

(2) 制造安装单位应加强焊工的培训和评定, 减少人因失误, 确保焊工熟练掌握 BOSS 头焊接工艺;

(3) 建议在打底焊后、层间(每 13 mm 或每 3 层)进行渗透检验, 内孔机加工后进行内窥镜检查, 必要时, 焊后可增加 RT(或 UT)检查, 减少带缺陷 BOSS 头焊缝进入运行阶段。

参考文献

- [1] 杨静, 杨家兴, 林楠冰. RCP/VVP 系统管道小支管焊缝断裂分析及建议 [J]. 设备管理与维修, 2015 (S2): 163-165.
- [2] 刘肖, 赵建仓, 王淦刚, 等. 核电厂管道及焊接接头失效案例综述 [J]. 失效分析与预防, 2013, 8 (5): 300-305.
- [3] 刘文进, 毛庆, 曾忠秀, 等. 大亚湾核电站小支管振动测量结果分析评定 [J]. 核动力工程, 2007, 28 (3): 87-89.
- [4] 徐浩, 符向前, 贾梧桐, 等. 基本 EMD 的核电站小支管振动研究 [J]. 科学技术与工程, 2016, 16 (10): 135-139.
- [5] 刘殿宝, 高峰, 苏武, 等. 核电主管道与支管全熔透角焊缝自动钨极氩弧焊焊接方法: 辽宁, CN102500878A [P]. 2012-06-20.
- [6] 段永强, 黄学孔, 曾畅, 等. 两环路核电厂试验支管振动疲劳研究 [J]. 中国核电, 2015, 8 (3): 208-213.
- [7] 刘广东, 路广遥, 齐宇博, 等. 核电厂小支管振动评定方法与减振技术研究 [J]. 核科学与工程, 2015, 35 (3): 473-478.
- [8] 法国核岛设备设计, 建造及在役检查规则协会. RCC-M 压水堆核岛机械设备设计和建造规则 (2000 版+2002 补遗) [M]. 中科华核电技术研究院有限公司, 译. 上海: 上海科学技术文献出版社, 2010.
- [9] 美国机械工程师学会. ASME 核电规范与标准 (2004 版) [S]. 上海发电设备成套设计研究院, 上海核电工程研究院设计院, 译. 上海: 上海科学技术文献出版社, 2006.
- [10] 邵圣明. 浅谈焊接缺陷成因及防治措施 [J]. 价值工程, 2016, 35 (27): 133-134.
- [11] 潘海珍. 浅谈焊接缺陷产生的原因预防及质量检验 [J]. 科技创新与应用, 2012 (13): 60.
- [12] 尹立辉. 焊接缺陷的产生原因及防止对策 [J]. 金属加工 (热加工), 2008 (16): 62-65.
- [13] 张旭, 聂玉梅, 黄维鸽. 金属材料焊接中的缺陷分析及对策探讨 [J]. 科技创新与应用, 2016 (20): 123.
- [14] 兰岚. 压力容器焊接常见缺陷及防治措施探讨 [J]. 中国高新技术企业, 2016 (22): 78-79.
- [15] 沈洪娟, 姜芳, 栗涛. 高速列车车枕缓常见焊接缺陷及防治措施 [J]. 焊接技术, 2015, 44 (11): 56-59.
- [16] 梁海俊, 孔庆勇. 压力容器焊接生产及其质量统计分析 [J]. 科技资讯, 2015, 13 (20): 159-160.

Analysis of Welding Quality of Small Size Pipe Joint (BOSS head) and Improvement of Process

ZHANG Fayun¹, ZHAO Libin¹, YAN Dezhong², LI Haitao¹, HU Anzhong^{1,*}

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China;

2. China Nuclear Industry Fifth Construction Co., Ltd., Shanghai 201512, China)

Abstract: Nuclear power plant main pipelines are often connected with small size branches (BOSS head). According to the feedback experience, the BOSS weld leakage accidents are not rare, and the leakage are mainly occurred in the weld defects. This paper summarizes the types and influence factors of BOSS head weld defects. Experiment results show that modified bevel angle, reduced welding diameter and increased nondestructive testing can significantly reduce the probability of welding defects, and the optimized process gets good practice in actual working condition. This will provide reference for the BOSS head welding process of future nuclear power plants.

Key words: boss weld; weld defect; process improvement

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

宋 辉¹, 杨晓强², 叶刘锁², 黄 鹏²

(1. 中核集团核动力运行研究所, 武汉 430223; 2. 江苏核电有限公司, 连云港 222042)

摘要: 田湾核电站 3 号机组物理启动专用测量系统为俄供设备, 作为反应堆状态监测的重要系统, 主要用于反应堆物理启动阶段的数据采集与分析。本文介绍了系统的组成、工作原理、技术特点及系统调试相关试验等, 对系统调试试验的准备及实施进行了分析; 调试试验结果表明系统各项性能指标符合技术要求, 可用于 3 号机组启动物理试验。

关键词: SHMC; 调试; 物理启动; 探测器

中图分类号: TL36 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0038-06

物理启动专用测量系统主要用于新机组调试启动阶段或换料启动反应堆功率值升至最小可控功率过程的物理参数测量。通过测量系统显示终端物理人员可了解反应堆当前运行状态, 并根据测量系统显示的参数变化实施相关的试验操作, 同时也可为操纵员的运行决策提供支持; 确保机组向高功率运行阶段的安全过渡^[1,2]。核测量系统相比于其它工业测量系统而言, 具有它自身的特殊性, 主要表现在仪器及电缆需在辐射环境下持续工作, 因此, 仪表的设计及电缆的选型布线等必须先考虑该约束性条件。由于反应堆启动阶段, 中子通量水平较低, 电离室输出的电流信号极其微弱, 需采用精密的仪器将该微弱信号转换为标准的 4mA - 20mA 的电流信号后再进行处理分析; 同时要求经过转换后的信号能准确地反映反应堆当前的状态; 为此, 对测量系统的设计也提出了较高的要求, 不仅要求系统抗干扰性能强、能恶劣环境下持续工作, 还要求系统转换单元具有较高的测量精度、快速响应等性能优点。

田湾核电站 3 号机组以 1、2 号机组为参考设计, 核岛采用了俄罗斯设计制造的 VVER - 1000/428 型反应堆装置^[3,4]。按照业主主导、中俄方技术支持人员共同参与的模式开展机组

调试工作。3 号机组物理启动专用测量系统 (Software and Hardware Measurement Complex, 简称“SHMC”), 它是独立于堆外核测系统的装置, 其专用于调试启动物理试验期间的参数监测。调试工作是系统由安装转入运行的关键一环, 通过系统运行前的调试试验, 对系统的设计、制造及安装质量进行全面检查, 以验证其功能是否满足设计与使用要求; 充分暴露设备存在的相关问题, 并及时分析解决, 提高系统的安全性^[5,8]。

1 物理启动专用测量系统 (SHMC)

1.1 SHMC 的组成

田湾核电站 3 号机组采用“无源启动”的方式启动反应堆, 即依靠燃料组件中的 U - 238 自发裂变产生的中子作为中子源; 在堆芯内发生链式裂变反应释放热量。田湾核电站 3 号机组属于首次启动, 反应堆无源启动初期内部中子通量水平较低, 探测盲区较大, 易造成反应堆意外超临界事故; 为保证反应堆首次启动的安全进行, 降低启动盲区, 3 号机组核测量系统采用了探测效率高、中子灵敏度高, 耐辐射性能好的探测装置以及具有微电流信号采集处理能力的高精度仪表。

为了在机组首次启动物理试验期间准确获悉堆芯中子通量水平，田湾核电站3号机组采用了物理启动专用测量系统（SHMC），该系统设计用于采集、显示、存档机组运行状态相关的参数信息，测量反应堆内中子参数，为物理试验人员提供数据支持。

SHMC 主要由以下部分构成：

(1) 位于系统前端的 KNK17-1 类型探测器。其为 γ 补偿电离室，可测量的中子通量范围为 $1 \cdot 10^4 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \cdot 10^9 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 。田湾核电站3号机组堆外核测系统划分为了11个测量通道（如图1所示），通道内安装有不同量程范围的探测器；根据调试启动物理试验的需要，3号机组采用两个 KNK17-1 类型探测器分别放入堆外核测1、7通道中用于启动物理试验期间的反应堆中子通量的监测，该探测器主要特性见表1。

表1 KNK17-1 的主要特性

Table 1 Main characteristics of KNK17-1

中子探测器 KNK17-1	
外形尺寸 (mm)	长度 680, 直径 51
工作电阻 (Ω)	5.0×10^{10}
电容 (PF)	1000
敏感电流, A/中子 · $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	不小于 6.0×10^{-14}
工作电压 (V)	$V_- = -180, V_+ = 245$
工作温度 (K)	400

(2) 接线盒 KC-1。接线盒安装于反应堆大厅堆外核测通道入口处，其外观为不锈钢制造的薄壁圆柱体，表面为带圆孔的密封件，其一端作为探测器电缆入口，另一端为连接至反应性仪的通信电缆入口；KC-1 中部固定有3个接头用于两端电缆的连接；KC-1 确保了探测器信号可靠传输，提高了电缆连接部位的绝缘性及信号的抗干扰性。

(3) 服务器及显示终端。服务器作为 SHMC 计算单元，分别与反应性仪（简称“IPT-4”）及监测控制诊断系统（Monitoring, Control and Diagnosis System, 简称 MCDS）建立通讯，及时获取并分析相关参数数据。显示终端应用软件可以数值及图表的形式显示采集的参数信息，并对数据信息进行存档。

(4) 不间断电源（Uninterruptible Power Supply, 简称 UPS）。为 SHMC 设备提供不间断的供电来源。

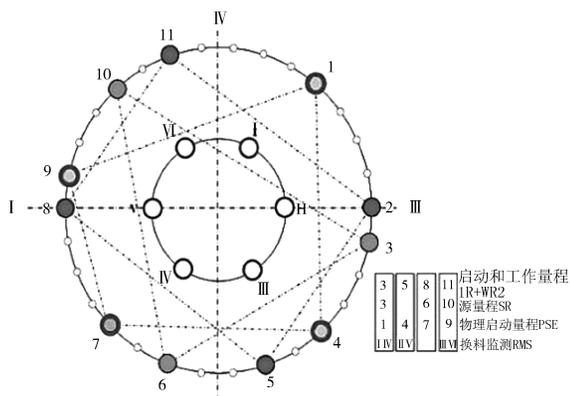


图1 田湾核电站3号机组堆外核测通道划分

Fig. 1 Ex-core instrumentation system division of unit 3

网完成对各组成模块的运行控制，采集并进一步数字化处理测量通道信号；可为探测器提供工作高压，可利用 MUV-01 模块的 Ethernet 网络端口或 RS-232 串行端口通信方式与外围设备进行互联，也可接收上位机发送的控制指令。

相比一期工程的设计，该装置作了较大改进、更智能化；整机采用了模块化设计，并增加了一个测量通道以及 Ethernet 网络端口，将探测器工作电压的调节由仪器面板的机械旋钮改成由上位机控制，具备模块故障自动识别功能，此种设计便于仪器的在线调试及后期维护。

1.2 SHMC 工作原理^[9]

SHMC 整体结构框图如图3所示。通过反应性仪采集堆外测量通道探测器 KNK17-1 的电流信号，并进行处理分析计算反应性，同时与 MCDS 的堆芯核测系统（Inner Core Instrument System, 简称 ICIS）进行数据的共享，并在显示终端显示信息，在物理试验开展期间，保持对参数的实时监测，确保各项物理试验安全顺利的实施。

1.3 SHMC 的数据传输

SHMC 可采集来自探测器的电流，以数字化的形式接收来自 ICIS 的数据。从 ICIS 计算机系统中接收的数据（通过 ICIS 局域网和 MCDS 网关）可长期贮存在存储器中进行读/写^[10-12]。

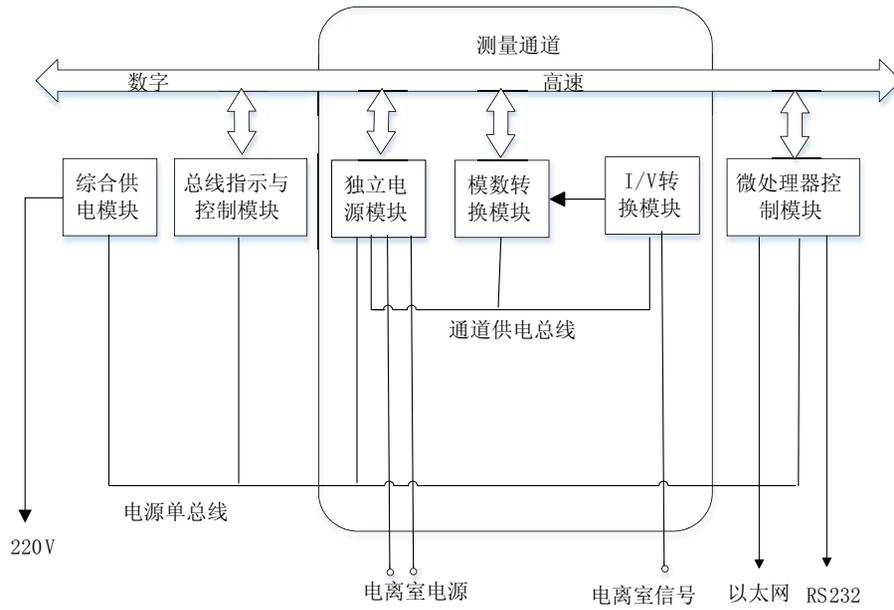


图 2 反应性仪结构框图

Fig. 2 Structure diagram of IPT-4

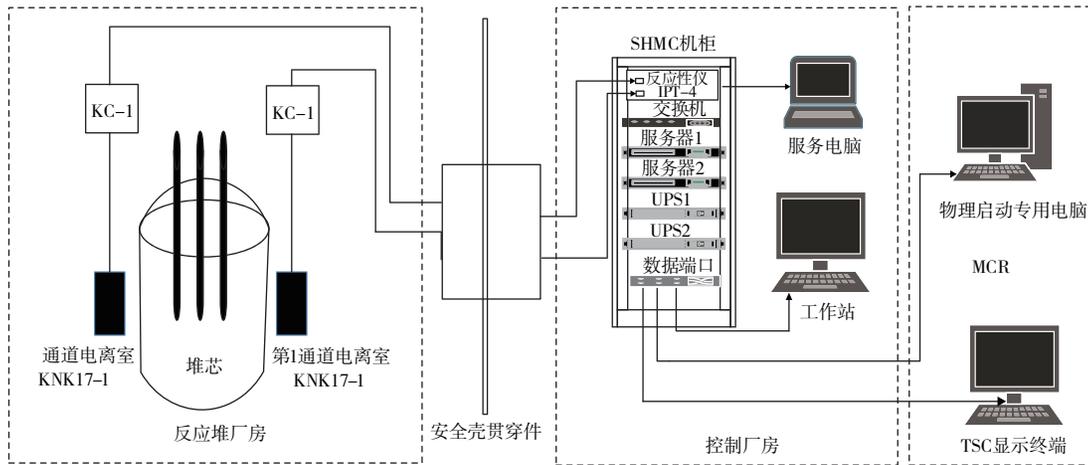


图 3 SHMC 结构框图

Fig. 3 Structure diagram of SHMC

核 电 厂 实 践

SHMC 能采集反应性、一回路冷却剂温度、控制棒棒位等 256 个机组状态参数；并以图形、表、协议以及 SHMC 存档中指定数据的形式打印输出。

通过该系统试验人员可方便的调取查看运行参数的历史数据，了解参数的变化趋势，并以此为依据预测后续反应堆可能达到的状态，提前采取预案，防止试验操作触发相关保护信号，始终确保反应堆安全运行。SHMC 的数据传输过程如图 4 所示。

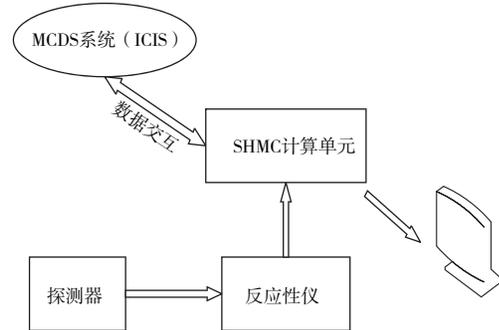


图 4 SHMC 数据传输过程

Fig. 4 Data transfer process of SHMC

2 SHMC 的调试试验准备

2.1 系统各部件的连接性检查^[13]

SHMC 系统包含了 4 条三芯同轴电缆用于探测器电流的传输，电缆从反应堆中央大厅堆外核测通道处敷设至控制厂房，末端接入至 SHMC 机柜中的反应性仪输入端口，安全壳内外的电缆通过电气贯穿件连接，整个电缆线路长约几百米。电缆敷设路径的选取对确保调试及物理试验期间反应性仪采集稳定而又精确的电流信号至关重要，3 号机组 SHMC 电缆敷设在路径选取上考虑了避开了大功率电气设备、作业频繁的路径以及易造成电缆折损的区域。为此，调试前检查了电缆的可用性，确保了在试验前满足使用要求。

采用兆欧表检查了探测器电缆线路的绝缘电阻，设置电表输出电压为 1000V，测量了探测器正、负电压及信号电缆之间的绝缘电阻，测量结果满足大于 5G 欧姆的要求，测量的各电缆与外屏蔽层之间的绝缘电阻满足大于 500M 欧姆的要求。另外，将反应性仪、交换机、服务器、不间断电源等主要设备集成安装在同一机柜，便于线路连接及设备之间的通讯。根据设备连接电路图对设备进行了线路连接，并对机柜中各设备进行了编码命名，以便于后期线路的检查维护。

2.2 反应性仪的测试

在确保设备状态无故障前提下，将反应性仪 MUV-01 模块 RS-232 端口与服务电脑端口相连，运用“Iptcheck”软件对设备性能进行测试。该软件具有在线设置探测器的工作电压、以数值及图形的形式显示电流信号、通信方式设置、探测器连接性检查（test-，test+）、通道故障诊断等功能^[14,15]。软件测试界面如图 5 所示。测试期间，采用了可输出 $10^{-10} \text{ A} - 10^{-3} \text{ A}$ 电流的信号源作为反应性仪的模拟输入，通过设置不同数量级的输入电流来观察电流示数的变化。测试结果表明，电压设置值与实际输出电压的误差不超过 $\pm 5\%$ ，软件界面可实时显示输入电流的变化，电压测量值与输入值误差不超过 $\pm 2\%$ ，均符合技术要求。由其测量的电流值及计算得到的反应性可作为物理试验

执行过程的参考。

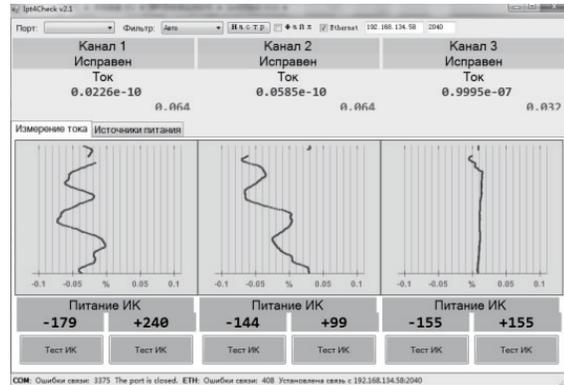


图 5 反应性仪测试软件界面

Fig. 5 Software interface of IPT-4 test

3 SHMC 调试试验

根据田湾核电站 3 号机组 SHMC 系统特点、现场条件以及调试计划进度安排，在完成调试前各项准备工作后，将系统调试划分为了 SHMC 单体及综合调试与 SHMC 可用性检查试验两部分进行，试验结果作为 SHMC 性能的评价依据。

3.1 SHMC 单体及综合调试试验

本试验主要检查 SHMC 系统在控制厂房的软硬件运行状态是否符合技术任务书中的要求。调试前确认了 SHMC 设备已接通，计算单元已安装好系统软件及应用软件。采用电流源装置作为反应性仪的模拟输入，观察 SHMC 显示终端应用软件接收的实时数据；以图形的形式显示整个变化的过程。对软件的数据存档功能进行了调试，以每秒不少于 10 次检查数据存档所记录数据与设定参数的相符性，并通过改变设置不同的参数，确认了存档的参数数据与实际相符。

另外，试验还对从 ICIS 系统传递的数据信息进行了核实，确保数据的完整性及可用性。该试验通过应用软件检查了系统数据的传输、显示及存储等功能，对系统后端的数据处理及分析进行了验证，结果符合要求，满足试验验收准则。

3.2 SHMC 可用性检查试验

本试验主要目的为通过外加中子源检查 SHMC 探测单元测量信号的可用性，验证 SHMC

的功能与设计文件的符合性，并通过显示终端观察电流的变化。试验在3号机组调试B阶段“首次装料、次临界试验”期间开展。该试验涉及对中子源的操作，需将中子源转运至反应堆大厅，试验结束后运回库房。为确保试验的顺利进行，提前开展了源转运路径的隔离，并将呈曲线状的探测器电缆线路展平，在电缆线路上安装了密封圈并用法兰固定，做好标记确保此时的法兰位置能使放入1、7通道后的探测器灵敏体积中心正好处于堆芯中间高度，试验期间探头的布置与后续物理试验期间状态保持一致。最后，利用接线盒正确连接探测器与传输电缆，并将接头插入反应性仪。本试验中将反应性仪第1测量通道用于堆外核测1通道KNK17-1探测器电流信号的采集，2通道用于堆外核测7通道KNK17-1探测器电流信号的采集。

首先，利用上位机软件“Iptcheck”设置探测器工作电压为“U+ = 250V, U- = -200V”；通过调零将反应性仪本底输入电流维持在 5×10^{-12} A左右，在未加中子源状态下，对探测器的连接性进行检查。启动软件界面“test-”，使探测器负电压值将变为0，此时电流值出现瞬时正向骤变的过程，约30s后电流值恢复至初始值，启动“test+”，探测器正电压值将变为0，此时电流值出现瞬时负向骤变

的过程，约30s后电流值恢复至初始值，经检查两个KNK17-1探测器均连接正常。随后，利用外加中子源对探测器可用性进行了检查。由传动装置将中子源置于堆芯中间高度，分别靠近两个探测器。调试期间采用了活度为 7.77×10^{10} Bq的Pu²³⁸-Be中子源进行试验，中子源在靠近探测器期间，数据监测软件界面显示两个通道的电流值均出现了明显增大，电流值由 5×10^{-12} A变化为 6×10^{-11} A左右，将中子源远离探测器后，电流值逐渐恢复至初始值。其中，1通道电流随时间的变化如图6所示。试验结果表明，SHMC显示的测量信号正常，其响应状态与中子源的使用状态相一致。

在开展SHMC可用性检查性试验过程中，出现了Iptcheck软件的“test”测试功能失效，无法将正、负高压瞬时降为零。经分析，原因为反应性仪的MIP-01模块的处理器中未完全写入实现该功能的指令，为不影响试验开展，期间人为地将反应性仪的正、负高压接头电缆分别断开来实现该功能。

调试期间现场条件复杂，中子源与探头的距离、通道屏蔽效应、介质等因素都会影响电流的测量结果。由于反应性仪实际输出电流出现了增大的变化现象，说明探测器感应到了外加中子源的存在，即验证了SHMC探测单元的可用性。

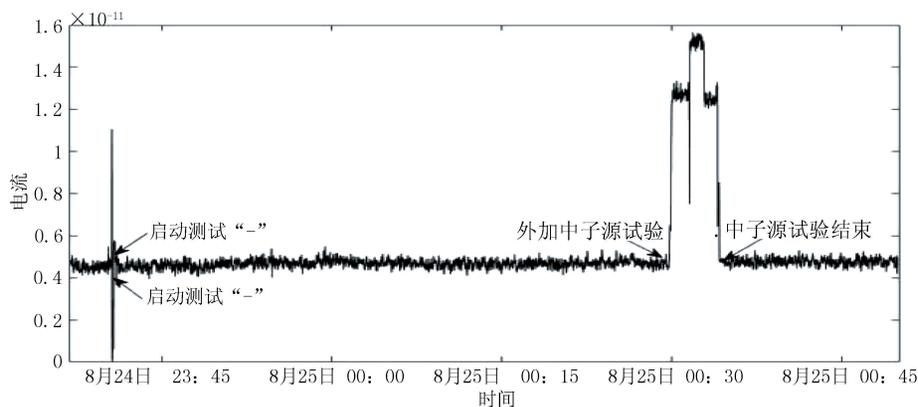


图6 1通道电流随时间的变化

Fig. 6 The current of channel 1 varies with time

4 结论

目前，田湾核电站3号机组物理启动专用

测量系统各项指标满足设计要求。调试试验的顺利完成证明系统运行稳定性好，调试结果是可以接受的。SHMC调试的圆满完成成为3号机

组低功率物理试验的实施提供了必要条件。

在3机组首次临界试验后采用了SHMC探头替换物理启动量程探测器，低功率物理试验开展期间，试验人员用SHMC对堆芯参数进行了持续监测，期间所有的物理参数在试验期间均显示正常，为试验人员安全、可靠地执行低功率阶段各项试验项目提供了保障；也为机组低功率阶段运行人员的操作决策提供了有效支持。该调试工作也为4号机组该系统的调试积累了宝贵经验，同时也可为其它核电站类似系统调试工作的开展提供借鉴。

参考文献

- [1] 张法邦. 核反应堆运行物理 [M]. 北京: 原子能出版社, 2000.
- [2] 罗璋琳, 史永谦, 潘泽飞, 等. 实验反应堆物理导论 [M]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学出版社, 2011.
- [3] 蒋国元, 顾颖宾, 等. VVER-1000 核电站设备与系统 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2015.
- [4] 臧希年. 核电厂系统及设备 [M]. 北京: 清华大学出版社, 2010.
- [5] 孙光弟, 范永富, 陈生林, 等. 调试大纲的编制和实施 [J]. 核动力工程, 1993, 14 (1): 11-18.
- [6] 秦强, 王帅, 等. 低放废水沉淀/蒸发/离子交换处理系统的调试 [J]. 中国给水排水, 2017, 3 (6): 135-137.
- [7] 王崇武. 冷轧浓碱废水处理生化系统调试 [J]. 中国给水排水, 2016, 32 (10): 144-147.
- [8] 王起涛, 晁博, 等. 秦山二期扩建机组堆芯冷却监测系统的调试 [J]. 通信电源技术, 2016, 34 (2): 145-146.
- [9] Romanov S, Shmc user manual [M]. Moscow: atomic energy Press, RRC Kurchatov Institute, 2017.
- [10] 黄潜, 徐霞军, 等. VVER-1000 核电厂仪控系统 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2015.
- [11] 俄罗斯原子能技术公司. VVER-1000 核电站基础教程 [M]. 莫斯科: 俄罗斯原子能技术出版社, 1999.
- [12] 俄罗斯原子能技术公司. VVER-1000 核电站操纵员培训教材 [M]. 莫斯科: 俄罗斯原子能技术出版社, 1999.
- [13] Aleksankov A. Unit conversion flux UCF Operating manual [M]. Moscow: atomic energy Press, RRC Kurchatov Institute, 2017.
- [14] 俄罗斯库尔恰多夫研究所. 反应性仪 IPT-4 用户手册 [M]. 莫斯科: 俄罗斯原子能技术出版社, 2014.
- [15] Kirianov A. A Current measuring transducer server software Operator manual [M]. Moscow: atomic energy Press, RRC Kurchatov Institute, 2017.

The Commissioning and Analysis for Software and Hardware Measurement Complex of Unit 3 TNPS

SONG Hui¹, YANG Xiaoqiang², YE Liusuo², HUANG Peng²

(1. Research Institute of Nuclear Power Operation. CNNC, Wuhan 430223, China;

2. Jiangsu Nuclear Power Corporation, Lianyungang 222042, China)

Abstract: The software and hardware measurement complex of unit 3 TNPS is supplied by Russia, as an important system for reactor state monitoring, which is used for data acquisition and analysis during the reactor start-up phase. The system structure, working principle, technical characteristics and system commissioning related tests were introduced, the preparation and execution of system commissioning tests were analyzed. Commissioning test results showed that the performance of the system can meet the technical requirement, SHMC can be applied for start-up physical tests of unit 3.

Key words: SHMC; commissioning; physical start-up; detection

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

赵丹妮, 李 娟, 李 明*, 刘 宇, 崔贺锋
(环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 核电厂建有乏燃料水池(以下简称“乏池”), 以贮存堆芯卸出的含有大量放射性物质的乏燃料组件。如果乏池发生恐怖袭击、爆炸、火灾等超设计基准事故, 就可能导致乏燃料直接损伤或乏池的结构性损伤而使水池排空, 乏燃料失去冷却, 放射性物质大量释放进入环境。美国 9·11 事件和日本福岛核事故发生后, 美国修订了联邦法规并发布了相关命令以及一系列技术指导文件, 要求核电厂考虑在遭遇由于爆炸或火灾导致的大面积损伤后, 维持和恢复乏燃料冷却的措施, 本文对 9·11 事件和福岛核事故后美国核电厂乏池事故缓解对策进行了介绍。

关键词: 核电厂; 乏燃料水池; 核安全; 大面积损伤; 缓解对策

中图分类号: TL42 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0044-08

核电厂建有贮存乏燃料水池, 卸出的乏燃料组件有着较高的衰变热, 需依靠冷却水冷却以保证安全, 且乏燃料组件中含有大量的放射性物质。如果乏池发生恐怖袭击、爆炸、火灾等超设计基准事故, 就可能使得乏燃料直接损伤或乏池的结构性损伤而使水池排空, 乏燃料失去冷却, 以上两种结果都可能导致放射性物质大量释放进入环境, 造成严重的辐射后果^[1,2], 所产生的影响也将是深远的, 因此必须提高认识, 加强对策研究, 降低危害影响。

美国 9·11 事件发生后, 考虑到乏池可能容易遭受潜在的恐怖袭击, 美国核安全当局发布了相关命令以及一系列技术指导文件, 并将“在电厂遭遇由于爆炸或火灾导致的大面积损伤后, 维持和恢复乏池冷却功能”的相关要求纳入联邦法规。而福岛核事故发生后, 更加突出了乏池事故缓解对策在应对超设计基准事件中的重要性, 美国也因此因此在福岛核事故后发布的诸多报告和文件中提出了核电厂制定应对乏池大面积损伤的事故缓解对策的要求。本文将对 9·11 事件和福岛核

事故后美国核电厂乏池事故缓解对策进行介绍。

1 B. 5. b 和联邦法规中要求考虑应对电厂大面积损伤的缓解对策

2001 年美国发生 9·11 恐怖袭击事件后, 美国核管会(NRC)于 2002 年 2 月 25 日发布了命令 EA-02-026 “Order for Interim Safeguards and Security Compensatory Measures”(关于临时防护和安保补偿措施的命令)(ICM Order)。ICM 命令的 B. 5. b 节要求核电厂营运执照持有者利用现有的可利用的资源制定事故缓解策略, 以便在任何原因引起的火灾和爆炸导致电厂大范围损伤的情况下(包括超设计基准飞机撞击影响), 能够维持和恢复堆芯、安全壳和乏燃料水池的冷却能力。

B. 5. b 要求核电厂营运执照持有者除有责任在设计基准事故条件下保证核电厂安全外, 还应采取合理的措施利用可用的资源来有效应对超设计基准事故的威胁。基于上述要求和现状, 美国所有核能利用者针对可能的灾害进行了评估, 以

期制定有效缓解措施应对可能的电厂大面积损伤。这些评估得出了一系列重要的结论总结如下：

(1) 即使基于特定厂址条件，也不可能精确地预测损伤情况、电厂状态以及相应的电厂响应，而且可能的灾害无限叠加是无法估量的，因此限定电厂的损伤状态对评价和增强电厂能力的作用有限。

(2) 在某些可能的事故场景里，正常的指挥和控制可能由于人因或失去控制中心而受到影响，因此制定灵活的响应措施是可取的，可以使电厂应对极端条件的可能性得到很大提升。

(3) 设置新的固定措施是否可用无法保证，因为事故可能导致这些新设置的措施与原有措施同时失效，而且确定的应对措施不能够保证在全部的事故场景中有效。

基于上述结论，核工业界针对 NRC 发布的 B. 5. b 阶段 2 和阶段 3 的要求确定了需实施的四项措施，即乏池内部补水、乏池外部补水和喷淋、加强反应堆事故工况下的指挥和控制 (command and control)、加强反应堆事故下的应对措施。这些措施的具体实施指导在美国核能研究所 (NEI) 发布的 NEI06-12 中有详细的描述。

2009 年 3 月 27 日，美国修订联邦法规，增加了 10 CFR 50.54 (hh) (2) 条款“要求每个执照持有者应开发和实施指导和对策应对由于火灾或爆炸导致的核电厂大面积损伤，以维持或恢复堆芯冷却、安全壳完整性和乏燃料冷却，对策应包括消防、减轻燃料损坏的操作和放射性释放最小化的行动”，该要求在 10CFR52.34 (i)、10CFR52.80 (d) 以及 10 CFR73 中也有所体现。

2 NEI06-12 对电厂制定缓解对策的指导

根据上文提到的 B. 5. b 要求，针对乏池，NEI 在 2005 年发起了乏池应对大面积损伤的缓解策略的研究，美国每个核电厂址均进行了针对乏池损伤场景的缓解策略评价。同时，NRC 也进行了特定厂址缓解策略的评价。2006 年 6 月，美国核工业界建议每个运行核电厂提高乏池应对大面积损伤能力，并认为内部和外部策略的组合应用是应对潜在损伤的最有效的方法。NEI 于 2006 年 11 月发布了 NEI 06-12 “B. 5. b Phase 2 & 3 Sub-

mittal Guideline” (B. 5. b 第 2&3 阶段指导)，该文件针对上文提到的核电厂应对电厂大面积损伤的四项措施提供详细的指导，NRC 在 2006 年 11 月 22 日的信函中认可 NEI06-12 (Rev. 2) 是核电厂根据 B. 5. b 要求制定和实施缓解策略的可接受的方法。NEI 06-12 关于乏池内部补水、乏池外部补水和喷淋措施的具体技术指导见表 1^[3]。

NEI 认为，实施乏池缓解策略能够显著增强每个厂址应对由于超设计基准爆炸和火灾导致的乏池大面积损伤的能力，为了有效地实施这些策略，每个厂址应制定程序以指导实施合适的策略，实施内部补水和外部补水和喷淋策略的通用的决策过程见图 1。

进入该程序的条件是乏燃料水池泄漏超出正常补水能力或者正常补水的的能力无法判断。然后判断乏池是否可达，可达性受现场的受损情况 (如结构性损伤或火灾影响)，以及辐射状况 (如乏燃料裸露) 的影响。如果不可达，则使用任何可行的手段给乏池补水。如果就地的喷淋 (即从乏池周围区域向乏燃料喷水) 可行，则实施就地喷淋；如不可行，则利用外部喷淋 (即从建筑物结构外喷淋以冷却乏燃料并降低放射性释放)。如果乏池周围是可达的，则需要确定乏池的泄漏率，重点关注乏池泄漏率是否过大 (如乏池水位可表示泄漏率是否大于 500gpm，或者是利用辐射剂量能判断乏燃料是否裸露)。如果能确定乏池的泄漏率没有超过，则可使用内部的补水进行补水，并用外部补水措施进行补充。如果判断补水水源不可用且乏燃料水池水位在下降，则需考虑喷淋。

NEI 06-12 (Rev. 2) 发布于联邦法规修订之前，主要考虑针对运行电厂设置一些灵活的移动设施，2009 年美国修订联邦法规，增加了 10 CFR 50.54 (hh) (2) 等条款后，NEI 于 2009 年 9 月升版了 NEI 06-12。第三版关于缓解策略的相关内容和性能要求与第二版无大的差异，但在该版中针对新建核电厂制定和实施缓解策略给出了指导，并以附录 D 的形式给出了申请者针对 NRC 的要求提交文件的格式和内容，NEI 06-12 (Rev. 3) 关于新建核电厂乏池缓解策略的相关要求内容为^[4]：

表 1 NEI06-12 中关于乏池内、外部补水和喷淋措施的指导要求

Table 1 Guidance about internal SFP makeup strategy, external SFP makeup strategy & spray strategy

措施	具体要求
利用电厂内部水源, 建立多样化的乏池补水手段	<p>流量$\geq 500\text{gpm}$;</p> <p>考虑与正常补水的多样化设计, 可利用软管连接乏池附近的消防集管补水, 应设置相应的接口;</p> <p>允许考虑在事故情况下进入乏池区域操作, 包括乏燃料操作区域;</p> <p>无需考虑其他事件的叠加, 因此可以假设消防系统可用;</p> <p>无需冗余设置;</p> <p>应制定相应的操作指导并进行相应的培训</p>
利用便携式的移动设备和外部水源对乏池补水	<p>流量$\geq 500\text{gpm}$, 并考虑管路损失;</p> <p>可使用消防车或便携式泵 (柴油机泵或可使用跨接电缆由远离乏池的应急电源供电的泵), 柴油机泵的燃油量应能保证 12 小时无需厂外支援;</p> <p>室外消防集管可作为水源, 但应保证可能受到事件影响的管网能够隔离;</p> <p>水源应能够保证 12 小时的供水量;</p> <p>所有的措施应能在 2 小时内就位;</p> <p>可假设实施时能进入乏池区域, 包括操作台区域;</p> <p>无需冗余, 无需使用安全级设备;</p> <p>便携式设备应贮存在远离乏池区域</p>
利用便携式的移动设备, 向乏池提供喷淋	<p>流量$\geq 200\text{gpm}$, 对于共用乏池的多机组厂址, 流量$\geq 400\text{gpm}$;</p> <p>可使用消防车或便携式泵 (柴油机泵或可使用跨接电缆由远离乏池的应急电源供电的泵, 柴油机泵的燃油量应能保证 12 小时而无需厂外支援, 由于乏池补水和喷淋不同时进行, 可使用同一套设备;</p> <p>如乏燃料是密集化储存, 相关设备应在 2 小时内就位, 如非密集化储存, 应在 5 小时内就位;</p> <p>应保证喷淋覆盖整个乏池 (假设新卸出的燃料是非密集储存的);</p> <p>应考虑在泄漏率和环境条件允许的情况下, 在乏燃料厂房内部放置喷嘴的能力;</p> <p>需考虑必要的起重能力以及消防水炮的放置, 以保证喷淋能从外部直接喷入乏池 (如, 从相邻的建筑物屋顶或消防车延长梯), 起重设备可以放置在厂外 (但应保证就位时间的要求);</p> <p>室外消防集管可作为水源, 但应保证可能受到事件影响的管网能够隔离, 室外消防集管上的接头应离目标区域约 100 码或更远, 可以假设消防集管本身没有损坏;</p> <p>用于喷淋的泵、喷嘴以及其他设备应该远离乏池区域 (大于 100yards), 如果无法实现这种距离隔离, 则应证明泵的可用性 (例如, 结构隔离、远离关键厂房, 放置在钢筋混凝土结构中中等);</p> <p>喷淋设备无需冗余设置, 无需安全级的设备</p>

(1) 针对乏池内部多样化补水, 建议采取利用软管手动连接乏池附近的消防立管, 以实施对乏池补水, 并对补水水源、路径、流量、动力等均有相关的考虑。

(2) 针对乏池外部补水, 建议各个电厂利用外部消防水源以及自带动力源的泵进行补水, 设计中尽量考虑减少人员操作, 在厂房内设置两列固定的补水管 (在乏池周围对角布置), 以保证将补水从地面输送到乏池所在标高, 厂房外设置固定接头以便现场操作。

(3) 针对乏池的喷淋, 建议申请者同样设置两列固定的管路系统, 以提供冗余并布置在对角以实施实体隔离, 该管路系统可将喷淋水由地面输送到乏池所在标高, 管路靠近乏池一端设置固

定式的永久喷头, 并设置止回阀以防止空气和水进入管路, 管路另一端设置在厂房外, 以便现场操作能够方便的与水源连接 (如消防立管等), 乏池喷淋由便携泵提供动力。

2015 年 6 月, NRC 发布了 NUREG-0800 标准审查大纲 (SRP) 19.4 节“应对电厂由于爆炸和火灾导致大面积损伤的缓解策略”, 用以指导 NRC 员工对申请者根据联邦法规 10 CFR 50 (hh) (2) 提交的文件进行审查。在 SRP19.4 的验收准则中, 给出了 NRC 对 NEI06-12 的立场“申请者按 NEI06-12 (Rev3) 提供的指导制定相应策略以满足 10CFR50.54 (hh) (2) 的要求是可以接受的”, 并强调了针对缓解策略制定操作指南的重要性^[5]。

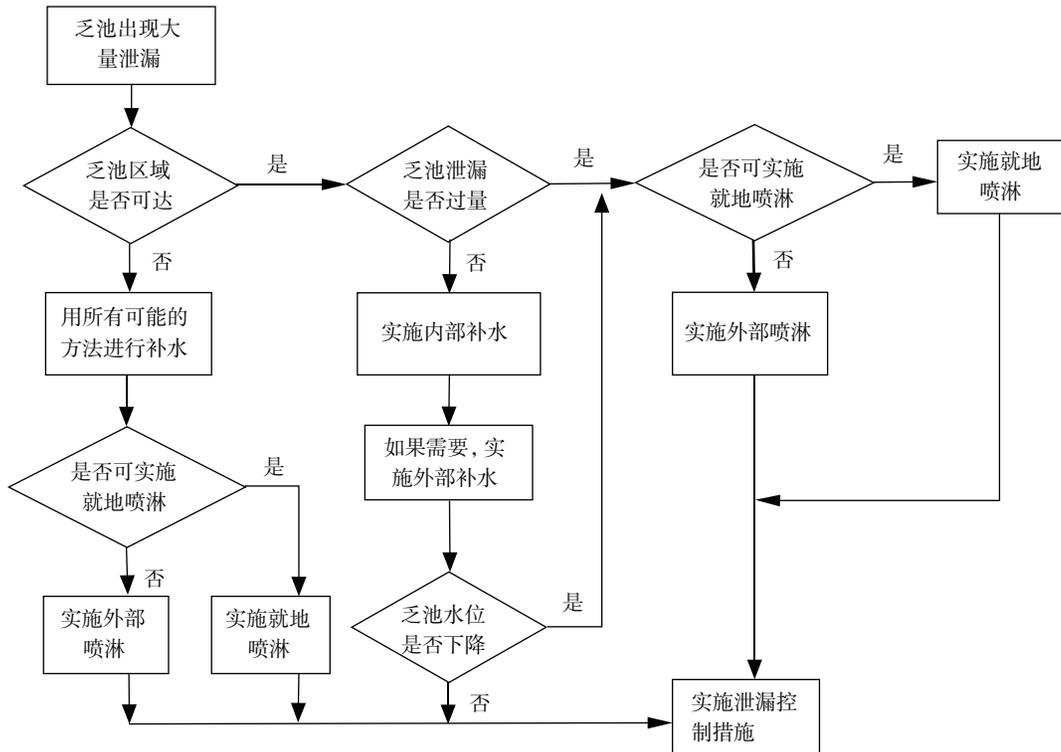


图1 乏池大面积损伤缓解对策的通过决策过程

Fig. 1 Generalized decision process for SFP makeup & spray

3 福岛核事故后乏燃料水池的安全要求

2011年3月11日,日本福岛第一核电厂由于地震、海啸导致福岛核事故的发生。事故发生后不久, NRC 发布了 Bulletin 2011-01 “Mitigating Strategies” (缓解策略)。公告中提到福岛核事故的发生,更加突出了 B. 5. b 缓解策略在应对超设计基准事件中的重要性,因此要求执照持有者对核电厂在因爆炸或火灾引起大面积损伤的状况下维持或恢复堆芯冷却、安全壳完整性和乏燃料冷却能力的缓解策略是否符合 10 CFR 50.54 (hh) (2) 和相关监管要求提供全面验证,包括与缓解策略相关设备的维护、试验、设备的可用性、管理导则以及场外支援的保障等^[6]。

2011年7月12日, NRC 福岛核事故短期专项工作组 (NTTF) 发布了短期报告“二十一世纪提高反应堆安全的建议”(SECY-11-0093),针对乏燃料水池的安全,调查组在报告中指出“建议增强乏燃料水池的补水能力并增加相应的测量仪表功能”,并建议委员会指导审评人员进行以下工作^[7]:

(1) 要求执照持有者安装足够的安全相关的仪表,这些仪表要能够抵御设计基准的自然灾害,并可以在控制室监测到乏燃料水池的关键参数(如水位、温度和区域放射性水平)。

(2) 要求执照持有者为乏燃料水池补水系统提供安全相关的交流电源。

(3) 要求执照持有者修订其技术规范,使得无论反应堆处于何种运行模式,当乏燃料水池中有经辐照的燃料时,乏燃料水池补水和测量仪表有一列厂内应急电源可用。

(4) 要求执照持有者采用抗震手段把水喷射入乏燃料水池,并易与厂房外的供水(如使用便携式泵或泵车)连接。

报告发布后, NRC 工作人员召开了公开会议,讨论加强超设计基准外部事件情况下维持及恢复堆芯冷却、安全壳完整和乏燃料池冷却能力的缓解策略。在这些会议中,美国核能工业界阐述了其关于灵活多样性应对策略(FLEX)的提议,相关信息记录于2011年12月6日的美国核能研究所(NEI)信函中^[8]。

2012年3月12日 NRC 发布了命令 EA-12

-049 “超设计基准外部事件缓解策略要求进行许可证修改的命令”。该命令要求使用三个阶段的方法缓解超设计基准外部事件。最初阶段利用固定的设备和资源去维持或恢复堆芯冷却、安全壳完整性和乏池的冷却；过渡阶段需要提供足够的、便携的厂内设备和材料以维持和恢复上述功能，直到厂外援助到达；最后阶段获得足够的厂外资源将这些功能无限地维持下去^[9]。为响应命令 EA-12-049，NEI 为 NRC 的审查制定了工业执行导则文件 NEI12-06 “多样灵活应对策略执行指导”，为执行缓解策略的命令提供可行的办法。NRC 工作人员在 NEI12-06 的基础上制定了

临时指导 (JLD-1SG-2012-01)，认可了 NEI12-06 中阐述的方法。并说明，针对由于爆炸或火灾导致厂区大片不可用的情况下维持或恢复堆芯冷却、安全壳完整性和乏燃料池冷却的指导策略，NRC 已经提供了监管指导方针，并认可了 NEI06-12 继续为满足这类超设计基准事件下制定、实施和维持所需指导和策略提供可接受的方法，而 NEI12-06 (Rev0) 为 10 CFR50.54 (hh) (2) 要求中未覆盖到的超设计基准外部事件，提供了开发和实施缓解策略的框架和方法^[10]。NEI 12-06 中给出的压水堆核电厂 FLEX 基本能力概要及性能特性见表 2^[11]。

表 2 NEI12-06 中对压水堆核电厂乏池 FLEX 基本能力要求
Table 2 Performance attributes for PWR SFP cooling function

功能	方法	基本能力	目的	性能特征
乏池冷却	补水或喷淋	经换料平台上的软管补水	提供大于蒸发量的补水，维持乏池长期冷却	在规定的乏池边界条件 ¹ 下，最小补水率必须大于蒸发率
		经乏池冷却管路或其他位置补水	该方法不需进入换料楼层且可提供大于乏池蒸发量的补水	在规定的乏池边界条件 ¹ 下，最小补水率必须大于蒸发率
		乏池蒸汽及其冷凝水的排放路径	乏池沸腾释放的蒸汽能够冷凝，避免对电厂其他通道和设备造成影响	如需要，需考虑电厂特定的策略
		使用 FLEX 泵通过喷嘴从换料楼层向乏池实施喷淋	当乏池补水能力不够时，提供乏燃料的冷却	至少 200gpm 的流量；乏池位于地下且不会发生排空的厂址，无需设置喷淋；能对厂址内所有装有乏燃料的乏池实施喷淋
乏池水位监测	乏池水位	提供可靠的方法以确定乏池水位，避免操作员错误行动，并给补水/喷淋操作的投入提供判断	确认乏池水位是否足够提供冷却，或判断是否需要使用喷淋	乏池水位宽量程测量

注：乏池边界条件为：(a) 乏池的所有边界是完整的，包括管道、闸门、传输通道等；(b) 虽然地震发生期间可能引起晃动，但是这一阶段乏池水的损失不会影响乏池周围换料操作台的可达性；(c) 乏池冷却系统是完整的，包括与其连接的管道；(d) 假设乏池的热负荷为厂址最大设计基准热负荷

2015 年 11 月，NRC 发布了 RG1.226 (Division 1) “应对超设计基准事件的灵活多样性缓解策略”，该导则认可了 NEI12-06 “灵活多样性应对策略实施指南”，并对 NEI12-06 中某些未涉及方面进行了澄清^[12]。

4 AP1000 乏燃料水池喷淋系统简介

AP1000 是具有非能动安全设施的先进轻水堆，该堆型机组设计中为乏燃料水池设计了喷淋系统，以应对超设计基准事故或恐怖袭击下乏燃料水池受损、池水排空的情况。

AP1000 机组乏燃料贮存存在高密度排列的包含有中子吸收材料的格架中，格架设计成能贮存最大设计富集度的燃料组件。贮存格架包括 884 个燃料贮存位置和 5 个破损燃料。贮存格架位于乏燃料水池中，分为Ⅰ区和Ⅱ区。其中Ⅰ区通常用来储存新卸出的燃料，最保守的情况是最近新卸出的整堆芯全部存放在Ⅰ区；Ⅱ区的乏燃料格架较密集，用来存放储存时间较长，衰变热较低的乏燃料。乏燃料水池的平面尺寸约为 11.3m × 5.2m，水池深度约为 12.95m。具体的格架布置如图 2 所示。

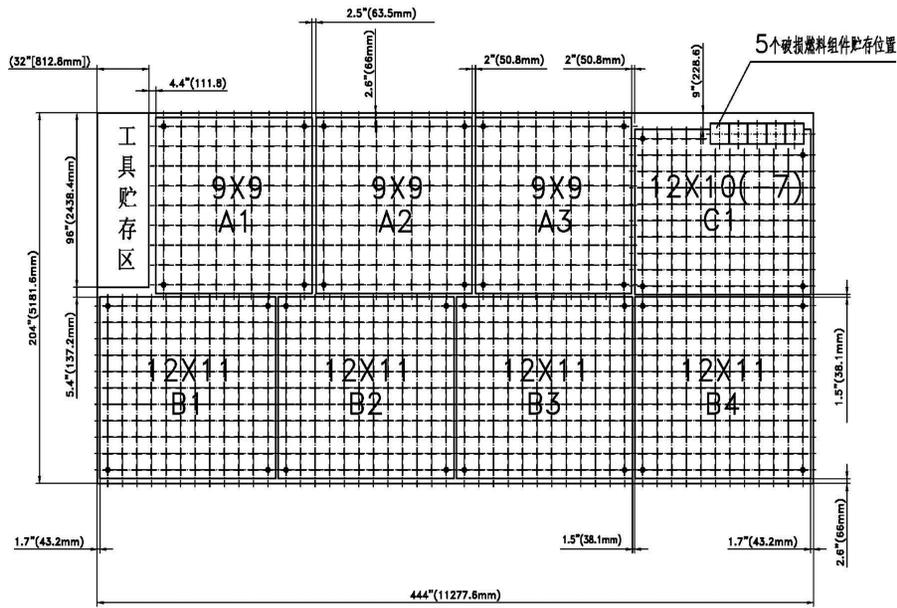


图2 AP1000乏燃料水池格架布置
Fig. 2 Rack layout diagram of AP1000 SFP

燃料池喷淋系统由位于乏燃料池东、西墙上的各16个喷嘴及其供水管道、阀门组成，在超设计基准事故下向乏燃料池喷淋，以喷淋水蒸发的形式带走乏燃料组件产生的衰变热，乏燃料水池喷淋系统布置如图3所示。

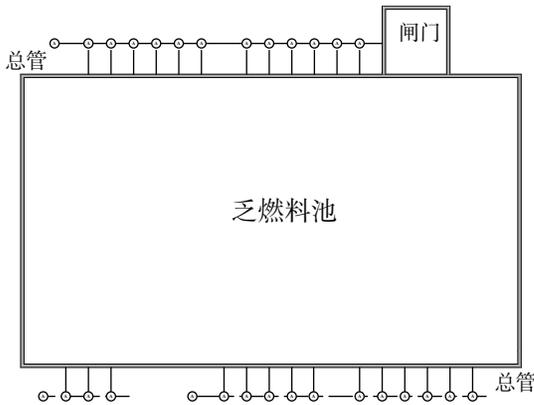


图3 AP1000乏燃料水池喷淋系统示意图
Fig. 3 Schematic diagram of AP1000 SFP spray system

喷淋系统设计中的两个重要指标是喷淋覆盖面积和单位面积有效喷淋流量，基于喷嘴的喷淋性能表现，确定喷嘴型号、数量以及布置方式，达到为大面积乏燃料池喷淋，提供足够冷却流量的目的。喷淋系统设计考虑了多样性和冗余性，单组喷淋流量达到约 $91\text{m}^3 \cdot \text{hr}^{-1}$ ，仅依靠单组喷嘴就能达到要求的喷淋流量和覆盖面积，设计使用了消防水和非能动安全壳冷却水箱作为喷淋水

源，每组喷嘴由不同的水源供水^[13]。

NEI 06-12中对乏燃料水池喷淋覆盖面积的建议为“应保证喷淋覆盖整个乏池”，因此没有具体的评价指标。而整个乏池的喷淋覆盖面积与单个喷嘴的喷淋性能、喷嘴安装高度、供水压力以及安装角度等因素都有关。在一定高度范围内，喷嘴安装高度增加，喷淋的有效覆盖面积也增大。

图4为一般喷嘴的喷淋效果图和喷幅曲线。依据特定的喷嘴性能，AP1000的喷嘴安装高度在燃料组件之上约7.5m处，并以与竖直方向呈30度的角度进行喷淋，以得到在宽度方向上最佳的覆盖距离。乏燃料池是大面积水池，长度方向上需要多个喷嘴共同喷淋才能确保完全覆盖。对于AP1000来说，I区乏燃料衰变热较高，评价时主要以喷淋流量密度为准则，对喷淋覆盖面积没有要求，I区的喷淋覆盖面积为尽量均匀。

AP1000由于使用了消防水和非能动安全壳冷却水箱作为水源，因此供水压力在0.4MPa—0.7MPa。基于此条件，西屋选取了4种可商业采购的喷嘴型号，在喷淋高度一定的情况下，对不同喷淋方向、不同喷淋角度、不同喷淋流量下的喷淋性能以试验方式进行了研究，得到不同喷嘴的喷淋覆盖面积和单位面积喷淋流量。喷淋试验中8个喷嘴为一组，在地面上喷淋覆盖范围内划

分试验方格,并间隔摆放收集桶,收集桶尺寸与单个乏燃料组件格架的截面尺寸相当,相邻桶之间空白单元格的喷淋流量按照周围四个方格的流

量平均值获得。在试验结果的基础上对 AP1000 乏燃料水池的喷淋流量密度进行分析,得到结果如图 5 所示。

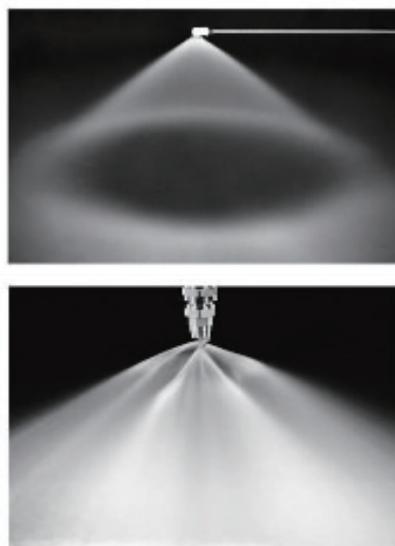
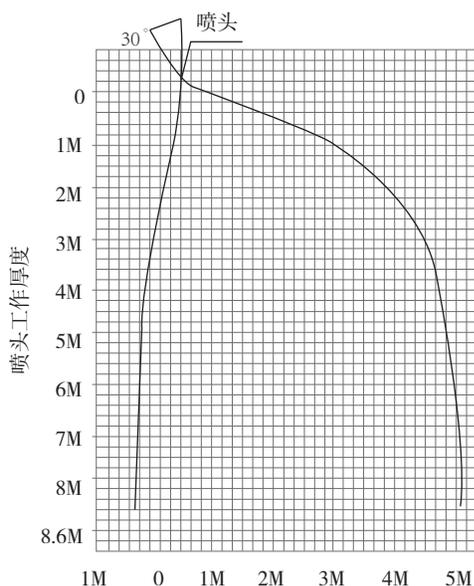


图 4 一般喷嘴的喷淋效果图和喷幅曲线

Fig. 4 Spray effect and spray span curve of general nozzle

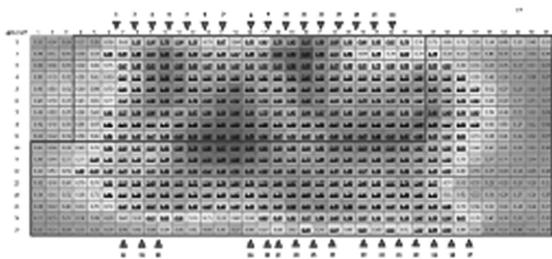


图 5 AP1000 乏燃料水池喷淋流量密度分布

Fig. 5 Spray flow density distribution of AP1000 spent fuel pool

带下划线区域所示为满足 $0.78 \text{ gpm} \cdot \text{ft}^{-2}$ 准则的区域,最终结果表明系统设计能够保证喷淋水覆盖乏池的主要区域^[14]。

5 结论

美国核安全当局在 9·11 事件发生后,考虑到核电厂乏燃料水池如果发生恐怖袭击、爆炸、火灾等超设计基准事故,可能使得乏燃料直接损伤或乏池的结构性损伤而使水池排空,乏燃料失去冷却,以上两种结果都可能导致放射性物质大量释放进入环境,造成严重的辐射后果。因此发布了相关命令以及一系列技术指导文件,并将

“在电厂遭遇由于爆炸或火灾导致的大面积损伤后,维持和恢复乏池冷却功能”的相关要求纳入联邦法规。发生福岛核事故后,更加突出了乏池事故缓解对策在应对超设计基准事件中的重要性,美国也因此在此福岛核事故后发布的诸多报告和文件中进一步提出了电厂制定应对乏池大面积损伤的事故缓解对策的要求。我国核电厂在福岛核事故后也采取了一系列针对乏燃料水池的改进行动,但并未将大面积损伤纳入设计考虑范围,鉴于乏燃料水池大面积损伤后果的严重性以及美国核电厂的实践经验反馈,并考虑到福岛核事故后,新的核安全理念将应对电厂大范围损失的措施纳入了纵深防御第五层^[15],建议我国核电厂制定应对乏燃料水池大面积损伤事故的缓解策略,以进一步提高核电的安全性。

参考文献

- [1] 郑启燕,施仲齐,王醒宇.核电站乏燃料水池遭受恐怖袭击后果评价[J].辐射防护,2005,25(1):45-50.
- [2] 赵远,董滨江.严重事故后果评价系统 MACCS 在大亚湾核电站遭受后果评价工作中的应用研究[C]//第 11 届全国计算机在现代科学技术领域应用学术会议论文集,中国山东长岛:出版社不详,2003:137-143.

- [3] Nuclear Energy Institute. B. 5. b Phase 2&3 Submittal Guideline (NEI06-12, Rev. 2) [R]. Washington, DC; NEI, 2006.
- [4] Nuclear Energy Institute, B. 5. b Phase 2&3 Submittal Guideline (NEI06-12, Rev. 3) [R], Washington DC; NEI, 2009
- [5] U. S. NRC. Standard Review Plan (NUREG-0800) 19.4, Rev. 0 [R]. Washington, DC; U. S. NRC, 2015.
- [6] U. S. NRC. Mitigating Strategies (Bulletin2011-01) [R]. Washington, DC; U. S. NRC, 2011.
- [7] U. S. NRC NTTF. Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century [R]. Washington, DC; U. S. NRC NTTF, 2011.
- [8] 王中堂, 柴国早. 日本福岛核事故 [M]. 北京: 中国原子能出版社, 2014.
- [9] U. S. NRC. Issuance of Order to Modify Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events (EA-12-049) [EB/OL]. Washington, DC; U. S. NRC, 2012 [2017-11-16]. <http://www.nrc.gov/Reactor/operating/ops-experience/japan-dash-board/mitigation-strategies.html>.
- [10] U. S. NRC. Compliance with Order EA-12-049, Order Modifying Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events (JLD-ISG-2012-01) [R]. Washington, DC; U. S. NRC, 2012.
- [11] NEI. Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide (NEI12-06, Rev0) [R]. Washington DC; NEI, 2012.
- [12] U. S. NRC. Flexible Mitigation Strategies For Beyond-Design-Basis Event (DG1301, Div. 1) [EB/OL]. Washington, DC; U. S. NRC, 2015 [2017-11-16]. <https://adamswsearch2.nrc.gov/webSearch2/main.jsp?AccessionNumber=ML13168A031>.
- [13] 苏夏. 压水堆核电站乏燃料水池喷淋系统设计 [J]. 价值工程, 2013, 32 (17): 48-49.
- [14] 程会方, 苏夏, 桂璐廷. 乏燃料池喷淋系统离心式喷嘴性能试验研究 [J]. 科技与企业, 2016 (6): 243-245.
- [15] 柴国早. 后福岛时代对我国核电安全理念及要求的重新审视与思考 [J]. 环境保护, 2015, 43 (7): 21-24.

USA NPPs Mitigation Solutions for Accident of SFP after 9·11 Event and Fukushima Nuclear Accident

ZHAO Danni, LI Juan, LI Ming*, LIU Yu, CUI Hefeng
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China)

Abstract: The spent fuel pool (SFP) of nuclear power plant (NPP) will keep the spent fuel assemblies which contain massive radioactive substances. Such accidents beyond design base like terrorist attack, explosion or fire may lead to direct damage of the spent fuel or constructional damage of the SFP which will result in drain of SFP, and the radioactive substance will be massively release into environment because the cooling of Spent Fuel is disabled. After 9/11 event and Fukushima nuclear accident, USA government revised CFR and issued relative orders and series of technical guidance documents, which required NPPs should consider measures to maintain and restore the cooling functions after the loss of large areas of SFP caused by possible explosion or fire accidents. This article will introduce USA NPPs mitigation solutions for accident of SFP after 9/11 event and Fukushima nuclear accident.

Key words: nuclear power plant; spent fuel pool; nuclear safety; the loss of large areas; mitigating strategies

我国核电厂应急指挥部构建探讨

黄 力, 崔 浩*

(环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 应急指挥部是核电厂应急响应组织的重要组成部分, 也是应急指挥体系的核心, 本文以我国中核集团 (CNNC) 和中广核集团 (CGN) 所属核电厂两类典型应急指挥部构建模式和情况为基础, 分析其优点和不足, 并从组织规模、人员资质要求等方面提出了在应急指挥部决策模式构建中需关注的问题。

关键词: 核电厂; 应急指挥部; 决策模式

中图分类号: TL48 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0052-06

在核电厂运行状态出现异常并进入应急状态时, 核电厂营运单位将及时启动场内核应急组织进行应急响应, 采取措施缓解事故后果, 保护人员和环境的安全^[1-3]。核电厂营运单位核应急组织由应急指挥部和若干应急行动组构成, 其中应急指挥部是整个核应急组织的中枢, 负责应急状态下场内应急响应行动的统一指挥和协调, 应急指挥部构建得是否合理、完善, 将直接影响整个核电厂应急响应行动的有效开展。

1 应急指挥部的基本要求

按照目前我国核安全法规导则的相关要求, 核电厂营运单位应急指挥部由总指挥、副总指挥和若干名其他成员组成。应急总指挥由核电厂法人代表或法人代表指定的代理人担任, 副

总指挥由副总经理或运行负责人担任, 并在核电厂的场内应急计划中明确了应急总指挥的替代顺序^[4]。

应急指挥部作为场内应急响应行动的指挥机构, 对各应急行动组的行动进行统一协调和指挥。因此, 在应急指挥部成员组成中, 也要考虑能够胜任对各应急行动组行动的协调和指挥的能力。我国核电厂营运单位配备的应急行动组一般包括运行控制组、技术支持组、辐射防护组、运行支持组、公众信息组、行政后勤组等^[5]。其中公众信息组由于其特殊性, 通常会纳入应急指挥部的范畴, 直接由应急总指挥领导。另外, 在应急指挥部中设置秘书组负责应急指挥中心管理及文秘等相关工作。核电厂营运单位典型的应急组织机构如图 1 所示。

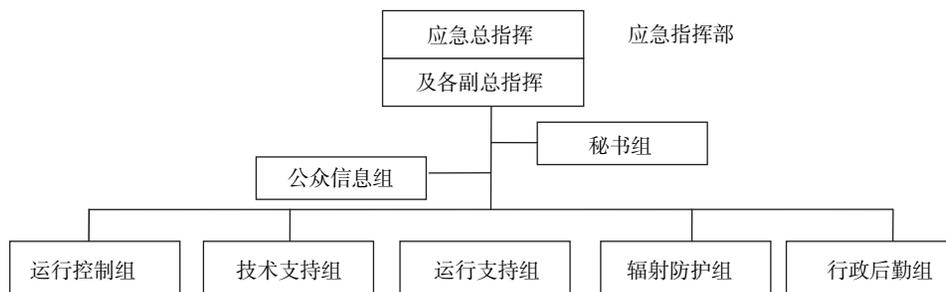


图 1 核电厂营运单位应急组织示例图

Fig. 1 Nuclear power plant emergency organization

收稿日期: 2017-12-04

修回日期: 2017-12-28

基金项目: 环保公益项目“福岛事故后二代改进型核电厂改进措施技术要求研究”, 项目编号: 201309054

作者简介: 黄力 (1981—), 男, 湖南长沙人, 高级工程师, 硕士, 现主要从事核应急审评相关工作

*通讯作者: 崔浩, E-mail: cuihao@chinansc.cn

2 我国核电厂应急指挥部构建情况

我国早期的核电厂分属于中核和中广核两大核电集团，其不同的文化体系和营运理念也反映在了应急组织机构的构建中。在后期其他核电集团的核电厂中，应急组织机构的构建也基本参照了中核或广核的模式。

2.1 中核集团核电厂典型应急指挥部

中核集团下属的核电厂基本采用了大而全

的组织机构模式，在应急指挥部中，设立一名应急总指挥，之下按专业分设了运行、维修、安全、技术、后勤、公众信息等数名副总指挥，分别承担各个应急行动组的直接领导工作，并向应急总指挥进行报告和支持。此外，在承担在建、扩建项目任务的核电厂营运单位中，还会增加一名负责扩建工程项目管理的在建工程副总指挥^[6,7]。其典型的应急组织架构如图2所示。

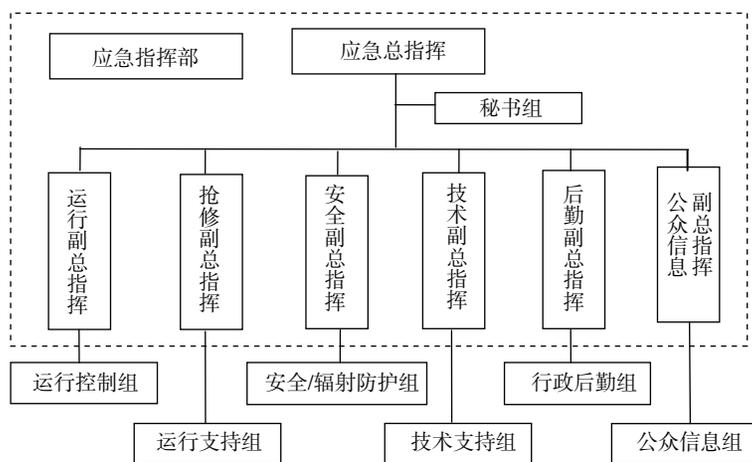


图2 中核集团核电厂典型应急组织架构

Fig.2 CNNC Nuclear power plant emergency organization

中核集团核电厂应急指挥部构建模式的特点在于：

(1) 应急指挥部各成员职责清晰，分工明确，每个分管副总指挥负责直接领导1-2个应急行动组，并对应急总指挥负责，形成简明的层级管理模式。

(2) 应急指挥部人员充实，营运单位管理层的高级管理人员基本能包括在应急指挥部中，各副总指挥能为应急总指挥提供较全面的支持和建议，为应急决策的有效性提供充分的保障。

(3) 各副总指挥与所负责的应急行动组在业务领域方面保持了一致性，使得应急指挥与响应行动保障了技术上的专业性，各副总指挥也具备充分的能力和精力来指挥其所负责的应急行动组，并向应急总指挥提供更加专业的建议和支持。

但是，此类构建模式的特点也暴露出替换人员的不足。核事故的影响范围大，持续时间

长，特别当发生后果严重的核事故时，核应急响应工作有可能会持续较长的一段时间，营运单位核应急组织应具备在各级应急状态下及时启动及连续工作的能力，因此，每个应急岗位均需配备一定的替换人员^[8,9]。中核集团核电厂典型应急指挥部人员资格要求见表1。对于应急指挥部而言，担任各应急岗位的人员一般均应具备较高的行政职务及业务技能。但在实际情况中，各岗位由于替换人员不足，在岗位人员配备上就显得不甚明确，同时会出现较低级别的人员也参与到应急指挥部岗位的轮换。如此又带来两个问题，一是轮值应急总指挥岗位的替代人员通常是其他副总指挥岗位的担当或轮值人员；二是轮值各副总指挥岗位的人员通常是各应急行动组组长的担当或轮值人员。此一人轮值多岗的情况弱化了岗位的专属性，也使得应急值班制度执行起来更加复杂。

表 1 中核集团核电厂典型应急指挥部人员资格要求表

Table 1 List of qualification requirements for the typical emergency headquarters of nuclear power plant of CNNC

应急岗位名称	担当者资格要求	替他人选资格要求
应急总指挥	公司总经理	主管运行副总经理、主管维修副总经理、主管安全副总经理
运行副总指挥	主管运行副总经理	总经理助理/副总工/运行处处长、副处长
抢修副总指挥	主管维修副总经理	总经理助理/副总工/维修处处长、副处长
安全副总指挥	主管安全副总经理	总经理助理/副总工/安全相关处室处长、副处长
技术副总指挥	主管技术副总经理	总经理助理/副总工/技术支持等处室处长、副处长
后勤保障副总指挥	主管后勤副总经理	后勤保卫等处室处长、副处长
公众信息副总指挥	党群工作主管领导	党群部门处长、副处长

2.2 中广核集团核电厂典型应急指挥部

中广核集团下属核电厂的机组技术源于法国，其组织机构上也采用了更加简约的模式，显得更加扁平化。在应急指挥部中，应急总指挥之下，只设立一名应急副总指挥来全面领导各应急行动组和应急指挥部其他成员，架构中

另外设置一名应急指挥助理来协助其负责运行控制组，应急副总指挥单独向应急总指挥负责。对于在建工程项目的应急响应管理，中广核核电厂一般不再单独设置相应的指挥和执行岗位，而是将其纳入后勤支持组统一协调^[10,11]。其典型的应急组织架构如图 3 所示。

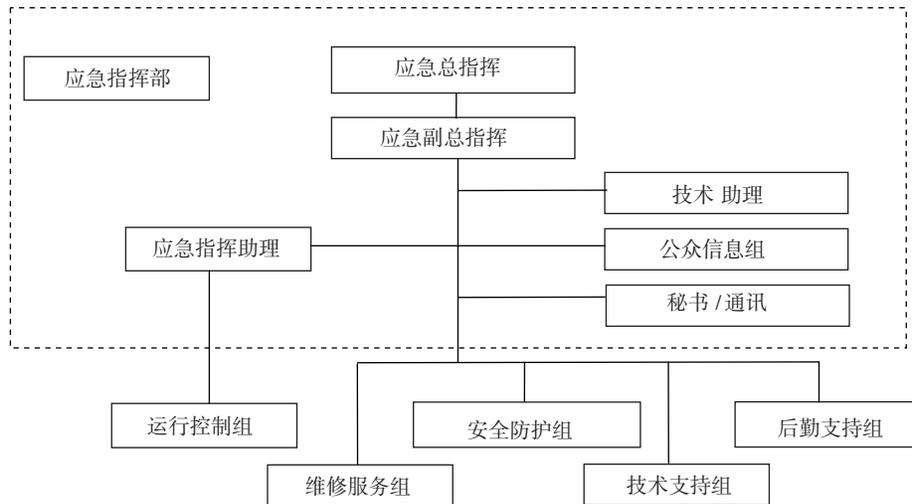


图 3 中广核集团核电厂典型应急组织架构

Fig. 3 CGN Nuclear power plant emergency organization

中广核集团核电厂应急指挥部构建的模式精简了应急指挥部的岗位，相比中核集团应急指挥部中 6-7 个应急副总指挥岗位的模式，简化到了只有应急副总指挥和应急指挥助理两个岗位，如此就大大缓解了人员岗位轮值的压力，减少了一人轮值多岗情况的发生，使得岗位轮值人员在进行应急准备时有更强的专属性。应急副总指挥的全面领导模式也使得应急副总指挥在调动和协调各应急行动组的力量和任务上显得更加高效。中广核集团核电厂典型应急指挥部人员资格要求见表 2。

表 2 中广核集团核电厂典型应急指挥部人员资格要求表

Table 2 List of qualification requirements for the typical emergency headquarters of nuclear power plant of CGNC

应急组织	应急岗位	值班人选
应急指挥部	应急总指挥	公司总经理、副总经理、总经理助理
	应急副总指挥	生产副总工、有运行专业背景的背景的部门经理
	应急指挥助理	运行部经理、副经理、白班班长
	公众信息组	公关宣传工程师
	技术助理	应急准备工程师

但相比中核集团的模式而言，中广核集团核电厂应急总指挥在进行应急决策过程中所获得的支持就显得不够充分。应急总指挥的责任是统一指挥应急状态下场内的响应行动，批准进入和终止应急待命、厂房应急和场区应急状态。在应急总指挥进行应急决策时，需综合考虑各方面的因素，包括当前的事故状态，目前已采取行动的有效性，事故后果分析等，同时还需考虑放射性剂量对人员所造成的影响、损失及费用以及公众舆论造成的社会因素等，在决策方案中应尽量避免相应的风险。但在中广核集团模式中，应急总指挥所能直接获取的初始支持可能只来自应急副总指挥一人，而应急副总指挥在专业上有一定的局限性，某种程度上弱化了协同决策。同时，中广核模式应急指挥部岗位人员基本来自中层和基层人员，应急副总指挥与其直接指挥的各应急行动组组长级别基本相同。指挥主体的行政级别、专业经验不足，在应急响应过程中可能造成指挥主体之间、指挥主体与执行主体之间的容忍度缩小的现象，影响应急响应行动的有效性。另外，应急副总指挥需直接负责4至5个应急行动组的指挥工作，任务量显得过于繁重，对其担当人员的专业技术能力及综合素质则意味着更高的要求。

3 关于应急总指挥担当人

按照我国核安全导则要求，应急总指挥由核电厂法人代表或法人代表指定的代理人担任，但此种说法在法律上存在一定的瑕疵。法人代表不是一个独立的法律概念，可以理解为法人的代表，依法人的授权而产生，其人格不具备独立性，一般情况下不独立承担相应的法律后果。按照笔者理解，此处应表示法定代表人的概念，法定代表人是依照法律或法人章程的规定，代表法人对外行使法人职权的主要负责人^[12,13]。

但法定代表人的概念主要用于企业法人的对外活动中，根据我国核安全导则的规定，核电厂应急总指挥的主要职责是统一指挥应急状态下场内的响应行动，在对外方面，相应的职责均由应急指挥部来承担，如及时向国家和省（自治区、直辖市）核应急组织、主管部门和国务院核安全监督管理部门及规定的部门报告事故情况，提出

进入场外应急状态和场外采取应急防护措施的建议及配合和协助省（自治区、直辖市）核应急组织做好核应急响应工作等，相应的法律后果均归属于企业法人，而非由法定代理人来独自承担。

因此，法人代表的说法在此所体现的意义并不明确。此处说法的意义应在于明确应急总指挥在承担统一指挥应急状态下场内的响应行动权责和能力的要求，我国核安全相关法律法规中对核电厂应急总指挥并无相关规定，但我国《研究堆运行安全规定》HAF 202-1995中明确“研究堆应急组织通常由反应堆运行管理机构领导”^[14]的规定即是如此。

在早期，我国核电厂法定代表人通常并非营业单位的实际管理人员，不负责核电厂的日常运行工作。目前，我国核电厂营业单位的法定代表人基本更换为实际负责核电厂生产经营管理工作的党委书记或总经理，应急总指挥也均由党委书记或总经理担任。因此，参考我国《安全生产法》等相关法律法规的描述，笔者认为，应急总指挥由核电厂营运单位的主要负责人担任的说法更加合适。

4 应急指挥部决策模式构建需关注的问题

4.1 合理确定应急指挥部协同决策人员的规模

应急指挥部是核事故应急响应行动的指挥枢纽，是根据核事故发展情况和各方面信息进行综合研判并作出决策的首要组织，其协同决策过程也应遵守相应的议事规则，合理配置协同决策人员的数量。

需保障协同决策规模的下限。核事故情况复杂，事故发展受到系统、设备、人因及外部因素等各方面条件影响，涉及专业广泛，除反应堆运行控制部分外，放射性剂量对人员所造成的影响、损失及费用，以及公众舆论造成的社会因素等其他专业方面的意见往往也将对应急指挥部的决策结果造成影响。应急指挥部决策人员数量过少，应急总指挥无法获得足够的技术支持，有可能导致决策结果缺乏全面性。另一方面，指挥人员过少，将导致单个指挥人员直接负责指挥多个应急行动组，承担过多的工作量，而影响其在应急协同决策过程中的精力。在我国某核电厂的应

急指挥部设置中,由于应急指挥人员设置过少,应急总指挥直接承担数个应急行动组的指挥工作,这无疑增加了其过多的负担,弱化应急总指挥在进行应急决策和统一指挥中的作用。

需确定协同决策规模的上限。过多的人员参与协同决策,则会增多交流的难度,增加整个指

挥部接受的信息量,影响决策效率,过多无效信息的注入也将导致有效信息的受损,对团体决策能力的有效性造成影响^[15]。另外,对我国核电厂而言,过多的应急指挥部成员将带来替换人员不足的实际问题,影响应急组织体系的有效运行。核电厂应急指挥部决策信息图如图4所示。

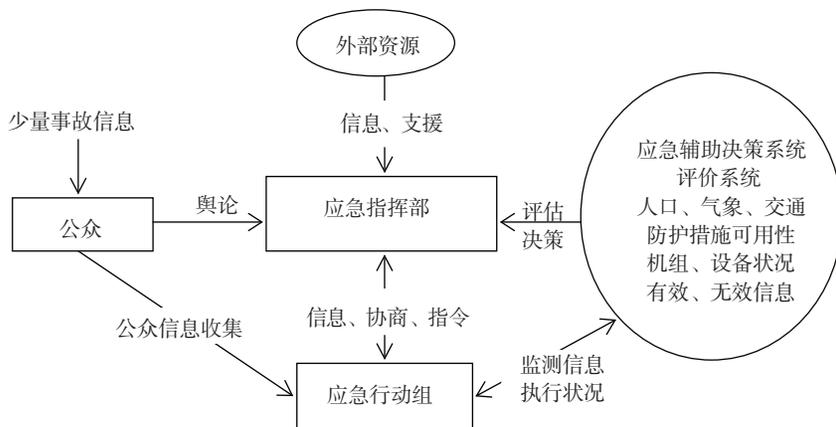


图4 核电厂应急指挥部决策信息图

Fig. 4 Decision information map of nuclear power plant emergency command

4.2 保障指挥人员资质

应急指挥部在应急响应行动中作为指挥主体,位于应急组织的核心位置,如图5所示,其行政级别、个人品质、经验、专业知识等因素构成了其影响力。从行政管理层面应具备有权威性,在与各执行主体之间存在信息沟通、意见交互、命令传达等一系统活动中来保障应急决策的有效执行。各应急行动组作为执行主体,专业面涉及广,对指挥主体的专业层面也有较高的要求。因此,对应急指挥部指挥人员的资质,应主要从行政级别和专业素质两方面来予以保障。

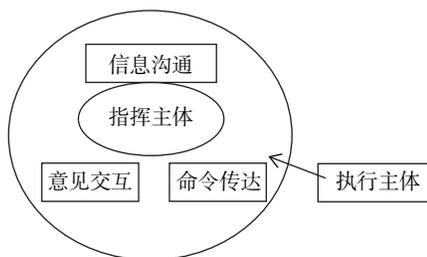


图5 各主体的位置区域图

Fig. 5 Location map of each subject

对于应急总指挥,按前文说法,应由核电厂营运单位负责生产经营活动的主要负责人来担当,其在生产经营单位应处于决策者、指挥者、

领导者、管理者的重要地位,是企业安全生产的第一责任人。对于其替代人,应是具有安全生产或运行背景的高级管理层人员,一般认为,只有总经理部的领导才可担任应急总指挥的替代人,如主管运行或安全的副总经理等。

对于副总指挥,作为给应急总指挥直接提出建议和进行支持的人员,也是直接指挥各应急行动组的指挥人员,其担当人员(包括其替代人员)的行政级别应介于应急总指挥和各应急行动组之间,其专业背景应涵盖运行、维修、技术支持、辐射防护、安全保卫等各应急行动组专业范围。虽然目前在实际情况可能并不能完全满足相关要求,但应尽可能保障指挥主体的资质,避免弱化指挥者的决策角色,以及各方的容忍度不足。

4.3 其他

构建良好的决策风格。不同的指挥主体风格将会导致不同的意见交互与协同决策模式。在应急指挥决策过程中应尽量选择共同协同的风格,即指挥主体之间、指挥主体与执行主体之间相互协商、保守决策,更广泛地听取意见,营造良好的交流机制,缩小各主体之间的容忍度,提升执行主体的参与感,提高执行力。同时,指挥主体

应明确自身责任，充分发挥指挥主体的作用，在对决策结果作出正确引导的同时，缩短决策耗时。

提高决策系统可靠性，减少信息噪音。保障提供到应急指挥决策的信息的可靠性，各指挥主体人员及执行主体均应做好对信息的有效筛选，避免无效信息干扰，保障对重要信息的有效传递，保障应急总指挥在决策过程中能有效获取相应的信息。在应急指挥部大厅的工程及组织设定上，也应提供良好的保障，如应急指挥大厅的人机工程构建应为指挥主体提供良好的应急决策条件，同时应控制应急指挥部大厅人员岗位设置，避免人员过多影响信息传递和决策环境。

5 结论

我国核电厂在构建应急指挥体系的过程中，除遵循我国核安全法规及导则的要求外，还应根据自身实际情况，合理配置应急指挥部协同决策人员的岗位及数量，保障应急指挥人员的资质。同时在协同决策过程中构建良好的交流机制和决策风格，减少信息噪音，保障应急准备和应急响应工作的有效性。

参考文献

[1] 国家核安全局. HAF002 核电厂核事故应急管理条例 [S]. 北京: 国家核安全局, 1993.

[2] 国家核安全局. HAF002/01 核电厂核事故应急管理条例实施细则之一—核电厂营运单位的应急准备和应急响应 [S]. 北京: 国家核安全局, 1998.

[3] 岳会国. 核事故应急准备与响应手册 [M]. 北京: 中国环境科学出版社, 2012.

[4] 国家核安全局. HAD002/01 核动力厂营运单位的应急准备和应急响应 [S]. 北京: 国家核安全局, 2010.

[5] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准化管理委员会. GB/T 17680.6 核电厂应急计划与准备准则 第6部分: 场内应急响应职能与组织机构 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2003.

[6] 刘建. 秦山核电基地的应急准备工作考虑的主要问题 [J]. 辐射防护通讯, 2004, 24 (4): 16-20.

[7] 李继开, 李芳, 韦卫军. 秦山第二核电厂应急预案的制定 [J]. 辐射防护通讯, 2006, 26 (6): 13-16.

[8] U. S. Nuclear Regulatory Commission. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants; LWR Edition, NUREG - 0800 [R]. Washington DC: U. S. NRC, 2014.

[9] 国家核安全局. 核动力厂场内应急计划标准审查大纲, NNSA - 0180 [R]. 北京: 国家核安全局, 2014.

[10] 王海峰, 上官志洪, 赵锋, 等. 核应急体系 [J]. 中国核工业, 2011 (10): 20-21.

[11] 程卫亚, 吴晓飞, 张雪飞, 等. 我国核应急能力评估系统建设探讨 [J]. 职业卫生与应急救援, 2014, 32 (5): 265-267.

[12] 王卫国. 民法 [M]. 北京: 中国政法大学出版社, 2012.

[13] 郑燕萍, 李统才. 缺少公章法定代表人也能以公司名义起诉 [J]. 人民司法, 2007 (16): 109-111.

[14] 国家核安全局. HAF202 研究堆运行安全规定 [S]. 北京: 国家核安全局, 1995.

[15] 刘莹. 核电站事故应急协同决策结果一致性与极化现象研究 [D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2012.

Discussion on the Construction of Nuclear Power Plant Emergency Headquarters in China

HUANG Li, CUI Hao *

(Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China)

Abstract: Emergency headquarters is an important part of nuclear power plant emergency response organization, is also the core of the emergency command system, this article takes the CNNC and CGN nuclear plants in the two kinds of typical emergency headquarters pattern and situation, on the basis of analyzing the advantages and disadvantages, and from the perspectives of organization scale, personnel qualification requirements, puts forward the emergency headquarters problems must be noticed in the process of building decision model.

Key words: nuclear power plant; emergency headquarters; decision model

非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序研究

刘宇生¹, 许超^{1,*}, 安婕铷¹, 庄少欣¹, 程坤²

(1. 环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082;

2. 哈尔滨工程大学核安全与仿真技术国防重点学科实验室, 哈尔滨 150001)

摘要: 为确定整体效应试验模拟中的重要热工水力现象, 本文以 AP1000 为例, 对 AP 系列非能动核电厂全厂断电工况下的事故现象进行了识别和排序。通过分析非能动全厂断电的事故进程划分了事故阶段, 并基于核电厂设计进行了系统分解; 通过对法规进行技术分析, 获得了非能动核电厂全厂断电事故的安全要求和评判指标; 通过对主回路冷却剂系统 (RCS)、非能动堆芯冷却系统 (PXS) 内热工水力现象的识别和重要度判断, 得到了非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序表。研究表明: 非能动核电厂全厂断电事故可分为主回路自然循环、非能动堆芯冷却系统自然循环和长期冷却三个阶段; 主冷却剂系统的水体积, 尤其是稳压器内的水体积是全厂断电事故中应关注的核心评判指标; 在系统部件内识别出的热工水力现象, 按其对应评估指标的影响程度, 可进行现象重要度排序。

关键词: 全厂断电; 非能动; 现象识别与排序; 安全判据; 事故阶段

中图分类号: TL334 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0058-08

日本福岛核事故后, 全厂断电 (Station Blackout, 简称 SBO) 事故日渐成为核安全领域研究的重点^[1-3]。对于以 AP1000 为代表的非能动核电厂, 全厂断电事故下的堆芯衰变热主要通过冷却剂的自然循环导出, 其安全系统的性能与传统能动核电厂有着明显不同^[4,5]。在设计研发和安全审评过程中, 主要利用整体性能试验对其设计性能进行验证和评估, 而在设计整体性能试验时, 往往需要现象识别与排序表 (Phenomena Identification and Ranking Table, 简称 PIRT) 来确定重点关注的热工水力现象。如美国西屋公司和核管会分别基于 APEX、ROSA 及 SPES 等整体性能试验开发了 AP 系列非能动核电厂破口失水事故的 PIRT^[6], 韩国原子能研究所基于 ATLAS 整体性能试验开发了 APR1400 的 SBO PIRT^[7]。

对于 AP 系列非能动核电厂, 现有文献对破口失水事故的现象识别与排序研究已较为充分, 但对全厂断电工况, 尚缺乏相关的研究。针对这

一问题, 本文基于 ACME 台架开展全厂断电试验验证的需求^[8,9], 确定了非能动核电厂全厂断电事故的阶段划分和现象重要度判断依据, 对全厂断电事故现象进行了识别和排序研究, 从而为试验装置的比例分析及设计提供依据, 并为模拟试验设计和程序验证提供参考。

1 现象识别与排序技术

现象识别与排序技术是一种集中信息并按照信息的重要程度排序来帮助得出决策和结论的方法, 该方法有助于决定各分支的优先程度, 优化资源分配^[10]。1988 年, PIRT 被首次用于美国 NRC 的 CSAU (Code Scaling, Applicability, and Uncertainty) 的最佳估算及概率安全分析中^[11], 近年来它被越来越广泛的运用到很多核技术相关的课题中。经过多年的发展和使用, PIRT 作为一种鲁棒性很高的安全分析程序开发的工具已经得到认可。PIRT 的最主要功能是确认核电厂

收稿日期: 2017-12-12

修回日期: 2018-01-04

基金项目: 国家科技重大专项资助项目, 项目编号: 2015ZX06002007

作者简介: 刘宇生 (1986—), 男, 河北唐山人, 工程师, 现主要从事反应堆热工水力领域的研究工作

*通讯作者: 许超, E-mail: seanwillian@163.com

的状态,即作为电厂的性能指标,此外 PIRT 还可以用于确认实验结果对电厂的有效性,分析软件对电厂的有效性以及分析软件的不确定性等^[12]。

本研究主要基于现象识别与排序技术,将其应用到非能动核电厂全厂断电研究中,参照现象识别与排序技术的流程,借鉴国际已有的成功 PIRT 先例,制定了 AP 系列非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序的研究方案和具体流程。典型的 PIRT 流程如图 1 所示,包括定义问题,确立目标,整合相关研究,确立基本现象,确定评判标准,识别现象,重要度排序,重要度验证,形成 PIRT 文档等九个步骤。

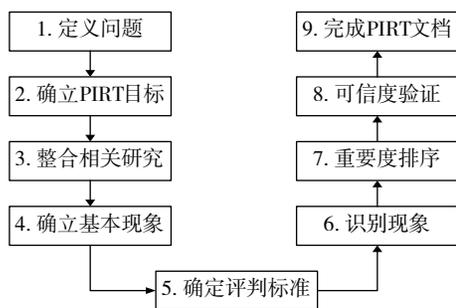


图 1 PIRT 技术流程简图

Fig. 1 Schematic of procedure for PIRT

2 非能动核电厂全厂断电事故现象

2.1 AP1000 核电厂全厂断电事故进程

根据聂昌举^[4]、袁添鸿^[5]等对 AP 系列非能动核电厂全厂断电事故的分析计算,全厂断电事故的一般进程可概述如下:

全厂断电发生后,主回路系统的主泵失电惰转,二回路主给水泵惰转,汽轮机失电主蒸汽阀关闭,主泵转速低触发反应堆停闭。由于反应堆冷却剂系统(RCS)冷却剂流量迅速下降,RCS 温度和压力上升。蒸汽发生器与堆芯之间逐渐建立自然循环,堆芯衰变热以蒸汽发生器二次侧水汽化的形式带出,在很短的时间内,蒸汽发生器(SG)二次侧超压导致安全阀开启,SG 喷放卸压,其水位持续下降。当 SG 水位低于非能动余热排出热交换器(PRHR HX)出口隔离阀开启整定值时,PRHR 系统投入。根据初始状态 SG 内水装量的不同,PRHR 投入的时间会有不同,RCS 升温升压的程度也会有不同。

因 PRHR 系统的换热能力和蒸汽发生器的排热能力足够冷却反应堆,PRHR 投入后一回路系统温度和压力逐渐下降,稳压器安全阀不再出现开启,随着 PRHR 系统的运行,冷管段温度低(T_{cold})信号触发堆芯补水箱(CMT)投运。

CMT 的投入会导致一回路平均温度出现大幅下降,使 RCS 平均温度与安全壳内置换料水箱(IRWST)的温差下降,短时间内 PRHR 系统的换热能力会下降,但当 CMT 水温逐渐接近 RCS 温度后,PRHR HX 的换热能力会逐渐恢复。该过程中,由于 RCS 环路平均温度的升高,RCS 系统的压力会再次升高,同时稳压器水位出现峰值。

在事故的长期阶段,堆芯衰变热主要通过 IRWST 水箱来排出,当 IRWST 水箱达到沸腾后,产生的蒸汽会释放到安全壳内,使安全壳内的压力和温度提高,当到达压力和温度整定值时,非能动安全壳冷却剂系统(PCCS)触发运行,最终在非能动堆芯冷却系统(PXS)和 PCCS 系统的联合运行下,堆芯衰变热导出到大气环境,堆芯维持在过冷状态^[13]。

2.2 SBO 事故阶段划分

全厂断电事故下,非能动核电厂的堆芯衰变热由堆芯-蒸汽发生器、堆芯-PRHR HX、堆芯-CMT 水箱等多个相互影响的自然循环过程导出。每个自然循环过程都涉及不同的系统部件和热阱,此外在不同的自然循环运行时间内,RCS 系统参数随时间变化的特点不同,也就形成了不同的事故阶段。图 2 和图 3 分别展示了全厂断电事故下不同阶段 AP1000 核电厂 RCS 系统的压力和平均温度,根据不同阶段自然循环运行的特点和热阱,可合并事故过程中重复出现的热工水力现象,可将 AP 系列非能动核电厂全厂断电事故分解为三个事故阶段,如图 2 和图 3 所示,各阶段特点分别如下:

(1) 阶段 1 RCS 自然循环阶段

该阶段,主要的系统现象为堆芯与蒸汽发生器之间的自然循环,主要热阱为蒸汽发生器。此外,由于蒸汽发生器超压,其安全阀频繁开启和关闭,二回路侧带热能力会频繁变化,导致一回路侧的温度和压力周期性变化,因此 SG 喷放过程也是影响本阶段 RCS 热工水力行为的一个重要局部现象。

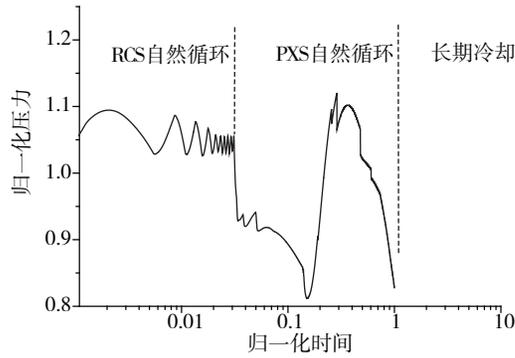


图2 全厂断电事故下非能动核电厂 RCS 压力
 Fig. 2 Pressure of RCS in passive nuclear power plant during station blackout accident

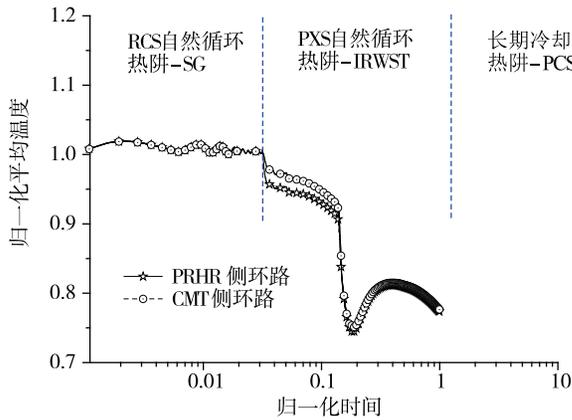


图3 全厂断电事故下非能动核电厂 RCS 平均温度
 Fig. 3 Average temperature of RCS in passive nuclear power plant during station blackout accident

(2) 阶段2 PXS 自然循环阶段

因 SG 低水位，触发 PRHR 启动，SG 喷放现象逐渐停止，RCS 参数随时间的变化趋于缓慢，主要存在堆芯与 PRHR HX 之间的自然循环现象。该阶段，随着 PRHR 换热能力的下降，同时可能存在稳压器（PZR）安全阀间歇性开启泄压的现象；CMT 投入后，CMT 注入与 PRHR 自然循环同时存在。

(3) 阶段3 长期冷却阶段

长期冷却阶段，PXS 系统与 PCCS 系统联合运行，从而保证堆芯维持在过冷状态。因为该阶段涉及与 PCCS 系统的耦合作用，在程序验证和试验验证中一般不涉及，故本文不做分析。

2.3 AP1000 系统分解

根据 AP 系列非能动核电厂的设计和已有的安全分析，全厂断电事故过程主要涉及一回路系统、非能动堆芯冷却系统两个系统和二回路系统的个别设备。以 AP1000 的系统设计为例^[14]，可将上述系统进一步分解为相互作用的子系统、设备和组件，如图 4 和图 5 所示。图中同时给出几何结构及相关的物理场，因为流体的相态可通过几何结构来表征，而几何结构都可以用质量、能量、动量等守恒方程进行描述，所以可以用一系列物理场方程来分析设备或组件内发生的现象。

研究
与
探讨

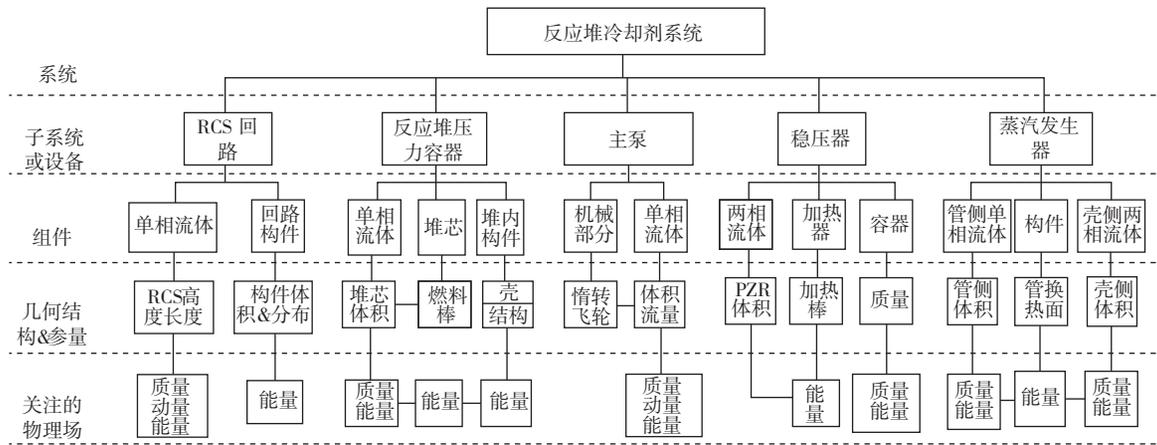


图4 一回路系统分解图
 Fig. 4 Reactor coolant system subdivision and hierarchy process

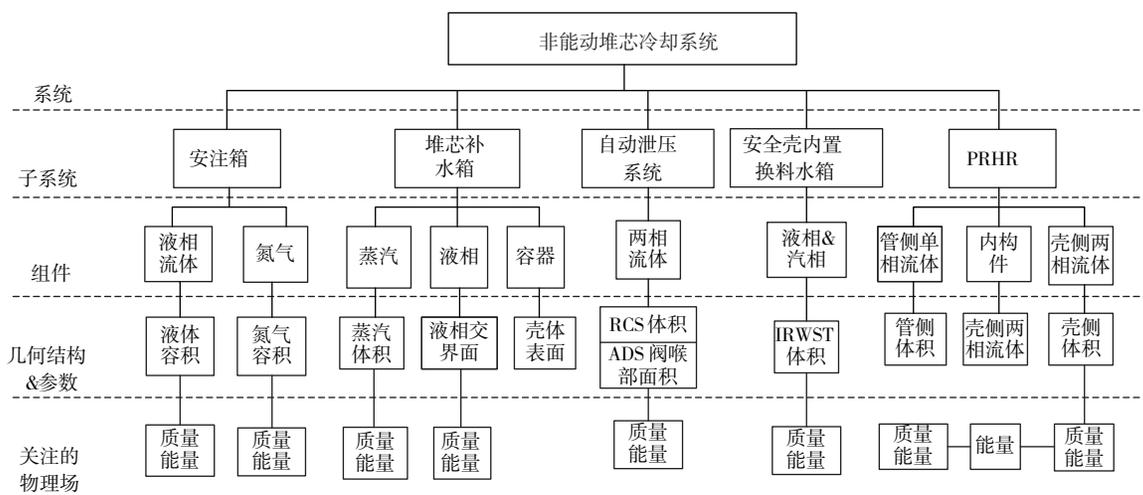


图5 非能动堆芯冷却系统分解图

Fig. 5 Passive safety system subdivision and hierarchy process

3 全厂断电事故验收准则

3.1 核电厂应对全厂断电的设计准则和要求

在法规标准中，对核电厂全厂断电事故的描述为：核电厂内重要的和非重要的配电装置母线全部失去交流电源，即失去厂外电源同时汽机脱扣和厂内应急交流电力系统不可用，但是未失去由厂内蓄电池组通过逆变器送到母线的交流电源或替代交流电源^[15]。

对于 AP1000 这类非能动核电厂，全厂断电即指丧失厂外交流电源，因此根据《压水堆核电厂工况分类》中基于频率的工况划分方法^[16]，AP1000 的全厂断电事故应属于中等频率事件，其总体安全要求为：一般不可能造成燃料元件破损或反应堆冷却剂系统超压，事故可能对环境造成的放射性影响应低于 GB6249-2011 中 6.1 的规定，对公众中任何个人造成的有效剂量每年应小于 0.25mSv^[17]。

综合我国核电厂全厂断电事故设计准则^[15]及安全分析判据^[17]，同时参考美国核管会的对核电厂全厂断电的审评要求^[18]，可将非能动核电厂全厂断电的安全要求和验收准则概括总结为如下技术要求：

- (1) 保持堆芯冷却；
- (2) 保持反应堆冷却剂压力边界完整；
- (3) 保持适当的安全壳完整；
- (4) 具备保持反应堆停闭并维持安全停堆状态的能力；

(5) 具备阻止或缓解导致潜在厂外释放事故后果的能力。

3.2 非能动核电厂 SBO 事故现象评判指标

从整体性热工水力模拟试验的角度来看，保持反应堆停闭并维持安全停堆状态主要是对停堆深度和稳定程度提出了要求，属于反应堆物理方面的要求；对于阻止或缓解导致潜在厂外释放事故后果的能力，当一回路压力边界或安全壳能够保持完整时，该要求可自动满足。

对于 AP 系列非能动核电厂，其全厂断电事故瞬态过程为典型的高温高压瞬态过程，主冷却剂系统一直处于单相状态，整个事故过程中一回路压力边界未发生破口，堆芯总能够为冷却剂所淹没，若能保证一回路压力边界的完整性，则堆芯冷却可以确保；此外当一回路压力边界能够保持完整，不出现大量蒸汽不可控制地向安全壳释放的情况，根据纵深防御的策略，适当的安全壳完整也是可以保证的。综上，对于 AP 系列非能动核电厂，保持反应堆冷却剂压力边界完整是全厂断电事故应满足的首要安全准则。

根据 AP 系列 RCS 系统的设计特点，RCS 回路平均温度升高，导致 RCS 回路水体积膨胀，进而导致 RCS 回路压力升高。在 RCS 压力升高过程中，一回路压力由稳压器稳定，当压力超过系统设定值时，稳压器安全阀会喷放泄压，以控制 RCS 系统压力。当系统压力进一步增加时，稳压器会满溢，失去稳定压力的功能，此时 RCS 系统将面临因超压导致反应堆冷却剂压力边界完

整丧失的风险。在 SBO 事故中,除 RCS 系统内水体会膨胀外,CMT 水箱及 PRHR 出口管线内的冷流体在升温到一回路平均温度的过程中,其水体积也会增大,这部分水体积,也需要由稳压器来吸纳,整个事故过程中,稳压器内的水体积变化情况如图 6 所示。因此,从 SBO 事故整体效应热工水力试验模拟的角度来说,各现象对 RCS 系统水体积的影响可作为现象重要度评估的关键指标,而直接反映 RCS 水体积变化的稳压器水位也应在 SBO 事故试验模拟中得到重点关注。

综上,从法规标准对全厂断电事故的安全要求出发,经过分析,可将这些要求变为五项技术要求;对于整体性热工水力试验模拟来说,在现象识别与排序过程中,这五项技术指标可进一步简化为一个判断 SBO 事故现象重要程度的核心指标,即:主冷却剂系统水体积。

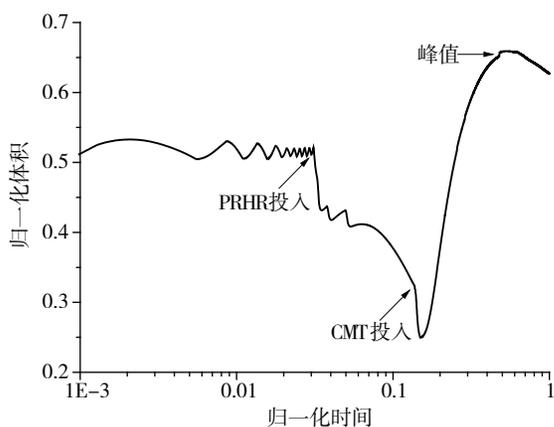


图 6 全厂断电事故下非能动核电厂 RCS 平均温度
Fig. 6 Average temperature of RCS in passive nuclear power plant during station blackout accident.

4 AP1000 SBO 关键现象识别与排序

4.1 主冷却剂系统现象识别与排序

4.1.1 堆芯

堆芯的主要现象及过程包括:反应性反馈、停堆、衰变热功率、强迫对流、自然循环流动与换热等。其中反应性反馈主要对堆芯衰变功率产生影响,但该现象主要由中子物理机制决定,对于事故过程中存在温度变化的堆芯单相流体来说,反应性反馈效应几乎可以忽略,在 RCS 自然循环阶段(以下简称阶段 1)和 PXS 自然循环阶段(以下简称阶段 2)中对一回路

水体积的影响程度均为低;停堆过程决定了堆芯热释放功率的大小和过程,对一回路的温度、压力有显著影响,对一回路水体积的影响程度为高,但该影响仅限于阶段 1;衰变热功率直接影响了一回路的温度和压力,且一直持续到长期冷却阶段,对一回路水体积的影响程度均为高;堆芯的强迫对流过程主要是指发生在全厂断电发生后,阶段 1 内主泵惰转流量较高时的强迫循环流动,由于该过程的持续时间非常短,对一回路水体积的影响有限,重要程度为中;自然循环流动与换热是指堆芯-蒸汽发生器自然循环和堆芯-PRHR HX 自然循环。如 2.1 节所述,该现象贯穿整个事故过程,决定了阶段 1 和阶段 2 内一回路的平均温度和压力,对一回路水体积的影响程度为高。

4.1.2 反应堆压力容器

AP 系列非能动核电厂全厂断电事故中,一回路为单相液体,且事故为 RCS 系统的升温 and 冷却瞬态,不存在相变和剧烈降压,所以压力容器内的主要现象为单相冷热液体的搅混,该过程为典型的局部现象,在阶段 1 中,因为两台蒸汽发生器的换热能力基本一致,冷热液体的搅混不明显,对 RCS 水体积的影响程度为低;在阶段 2 中,由于 PRHR 系统运行会直接影响到同侧的 SG,冷热液体的搅混现象明显,对 RCS 整体水体积的影响程度评估为中。

4.1.3 蒸汽发生器

SBO 期间,蒸汽发生器主要有蒸汽发生器换热过程和二次侧条件变化过程。

蒸汽发生器换热主要是指一二次侧的换热过程,该过程决定了蒸汽发生器带出堆芯衰变热的能力和速度,在阶段 1,SG 为主要热阱,该过程会显著影响 RCS 的平均温度和压力,重要程度为高;在阶段 2 内,该过程也会影响 PRHR 的换热过程,但因该阶段热阱变为 IRWST 水箱,SG 不是主要热阱,所以其重要程度为中。

二次侧条件主要是指二次侧条件变化的过程,在阶段 1 内,SG 二次侧安全阀因超压会频繁开启,其喷放的剧烈变化对 RCS 平均温度有较为明显的影响,但由于喷放时间较短,故其重要程度评估为中;在阶段 2 内,SG 二次侧安全阀会逐渐停止开启,此时 SG 也不是主要热阱,

其变化对 RCS 平均温度影响变小，故其重要程度评估为低。

4.1.4 稳压器

SBO 事故中，稳压器的主要现象为稳压器内液位变化和安全阀的喷放过程，相应的参数为稳压器液位和波动管压降，现象识别与排序中，主要分析稳压器液位和波动管压降两个关键参数。

稳压器液位是试验模拟中需要重点关注的参数，尤其是事故发生时，稳压器水位的初值。阶段 1 中，由于两台 SG 的换热能力较强，RCS 的平均温度变化不大，此时 RCS 的水体积变化不大，稳压器初值对最终稳压器吸纳 RCS 体积膨胀的能力影响较小；在阶段 2 中，由于 CMT 冷却剂的投入，RCS 系统水体积受 PRHR 换热能力和 CMT 水体积膨胀的双重影响，其变化幅度较大，对稳压器初值的依赖较大，当初值较高时，会出现稳压器满溢，影响 RCS 完整性，因此评估为高。

波动管压降主要指流体流经波动管时的阻力，由于 SBO 中阶段 1 和阶段 2 均为单相，该项对 RCS 水体积和稳压器水体积的影响很低，评估为低。

4.1.5 主泵

全厂断电中，主泵主要在阶段 1 会出现极为短暂的情转运行，该情转运行会影响堆芯-蒸汽发生器自然循环建立时间的长短，但由于主泵情转运行时间极短，其对 RCS 回路平均温度的影响很小，重要程度评估为低。阶段 2 中，该现象不出现。

4.1.6 RCS 系统

全厂断电中，RCS 会出现升温和降温的瞬态，RPV、主管道、蒸汽发生器及其内的流体都会存在储热。储热的影响主要由瞬态过程中升温降温速率决定，SBO 期间，这种温度变化速率都比较慢，故其对 RCS 平均温度和水体积的影响程度评估为低。

4.2 现象识别与排序

4.2.1 堆芯补水箱

堆芯补水箱的主要现象或过程有：再循环注入，平衡管压降和平衡管初始温度分布，这三个主要现象都在阶段 2 出现。

再循环注入是指 CMT 以水循环模式向 DVI 母管注水，并向堆芯注入含硼冷水的过程。该过程中，CMT 内的含硼冷水逐渐升温，其水体积发生膨胀，导致 RCS 系统水体积增加，使得稳压器水位升高，其影响程度评估为高。

平衡管压降和平衡管初始温度分布对再循环注入过程有着显著影响，平衡管压降决定了再循环注入的阻力，平衡管初始温度分布决定了再循环注入的驱动压头，二者共同确定了再循环注入的流量，并通过循环流量的大小影响 CMT 内冷水升温体积膨胀的速率，因此，这两个现象的重要程度评估为高。

4.2.2 非能动余热排出换热器

PRHR 换热器的主要现象为 PRHR 内的流动换热过程。该现象在阶段 2 出现，此时堆芯衰变热排出的热阱主要为 IRWST 水箱内的冷水。对 AP1000 全厂断电事故下稳压器满溢的研究表明，AP1000 PRHR 的换热能力对预防稳压器的满溢具有显著作用^[19]。从机理上看，PRHR 内的流动换热过程会直接影响一回路的平均温度和压力，进而影响倒一回路水体积，因此该现象重要度评估为高。

4.2.3 安全壳内置换料水箱

IRWST 水箱内的现象包含单相热分层和自然对流，饱和池式沸腾等，其影响安全的主要因素为 IRWST 水箱初始温度和水位。在第 2 阶段，IRWST 水箱是作为 PXS 系统的热阱，其初始温度直接决定了 PRHR HX 与堆芯的换热温差，对 PRHR 自然循环的流量和 RCS 环路的平均温度具有影响，刘展等人的计算亦表明其重要性^[19]，因此该现象重要度为中。IRWST 水位对 IRWST 热阱的总换热能力存在影响。目前，还缺乏对 IRWST 水位的敏感性研究，现象重要度评估为中。

4.2.4 安注箱和自动泄压系统

事故过程中，安注箱（ACC）和自动泄压系统（ADS）两个设备并未投运，没有相应的事事故现象。

4.3 AP1000 核电厂全厂断电事故现象识别与排序

将上述讨论分析内容进行汇总，得到 AP 系列非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序的结果，见表 1。

表 1 非能动核电厂全厂断电事故现象识别与排序表
Table 1 Phenomena identification and ranking table for passive nuclear power plant station blackout accident

设备现象或参数	主回路自然循环阶段	PRHR 自然循环阶段
反应堆压力容器		
搅混	L	M
堆芯		
反应性反馈	L	L
停堆	H	N/A
衰变热	H	H
强迫对流	M	N/A
自然循环流动与换热		
主泵		
主泵惰转性能	L	N/A
稳压器		
稳压器液位	L	H
波动管压降	L	L
安全阀喷放	N/A	M
蒸汽发生器		
蒸汽发生器换热	H	M
二次侧条件	M	L
RCS 系统		
RCS 储热	L	L
CMT		
再循环注入	N/A	H
平衡管压降	N/A	H
平衡管初始温度分布	N/A	H
PRHR		
PRHR 流动换热	N/A	H
IRWST		
IRWST 初始温度	N/A	M
水位	N/A	M

注: H 高; M 中; L 低; N/A 无该现象; — 不适用

5 结论

本文以 AP1000 为例, 分析了非能动核电厂 SBO 事故的特征和阶段, 梳理了 SBO 事故相关的安全要求及准则, 对非能动核电厂 SBO 事故下的热工水力现象进行了识别和排序, 得到如下结论。

(1) 根据事故期间自然循环过程及热阱的不同, 可将非能动核电厂全厂断电事故过程分

为主回路自然循环、非能动堆芯冷却系统自然循环和长期冷却三个阶段。

(2) 从整体性热工水力台架模拟的角度出发, 根据现有 SBO 事故安全要求和准则, 可将主冷却剂系统的水体积, 尤其是稳压器内的水体积作为事故现象重要程度的评估指标。

(3) 基于评估指标, 分析 RCS 系统和 PXS 系统内热工水力现象对评估指标的影响程度, 可得到非能动全厂断电事故现象识别与排序表。

参考文献

- [1] TAKEDA T, NAKAMURA H. RELAP5 code study of ROSA/LSTF experiment on a PWR station blackout (tmlb&apost;) transient [J]. Mechanical Engineering Journal, 2014, 1 (4): 0015 - 0015.
- [2] KIM YEON - SIK, YU XIN - GUO, KANG KYOUNG - HO, et al. Analysis of a station blackout scenario with an ATLAS test [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2013, 45 (2): 179 - 190.
- [3] LEE S W, HONG T H, SEO M R, et al. Extended Station Blackout Coping Capabilities of APRI400 [J]. Science and Technology of Nuclear Installations, 2014 (3): 1 - 10.
- [4] 聂昌举. AP1000 全厂断电事故分析 [J]. 核电工程与技术, 2011 (3): 16 - 20.
- [5] 袁添鸿, 于雷, 王川. 全厂断电事故下 AP1000 非能动余热排出系统分析 [J]. 原子能科学技术, 2010, 44 (S1): 248 - 252.
- [6] BROWN W L, et al. AP1000 PIRT and scaling assessment [R]. Cranberry Township: Westinghouse Electric Company, 2001.
- [7] KANG K H, BAE B U, KIM J R, et al. Development of a phenomena identification ranking table for simulating a station blackout transient of a pressurized water reactor with a thermal - hydraulic integral effect test facility [J]. Annals of Nuclear Energy, 2015 (75): 72 - 78.
- [8] LIU YUSHENG, XU CHAO, LI CONGXIN, et al. Scaling Analysis of Fluid Properties for Natural Circulation Phenomena Under Station Blackout Accident [M]. Singapore: Springer Singapore, 2017: 583 - 593.
- [9] 石龔, 叶子申, 李玉全, 等. 功率比可变的非能动核电站 SBO 事故比例分析研究 [J]. 节能技术, 2016, 34 (6): 553 - 557.
- [10] OLIVIER T J, NOWLEN S P. A Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire Modeling Applications [M]. Rockville: U. S. NRC, 2008.
- [11] ISHII K, MATSUMIYA H, HANDA N. Activities for 4S USNRC licensing [J]. Progress in Nuclear Energy 2011,

- 53 (7): 831–834.
- [12] LARSON T K, MOODY F J, WILSON G E, et al. Iris small break loca phenomena identification and ranking table (PIRT) [J]. *Nuclear Engineering and Design* 2007, 237 (6): 618–626.
- [13] WRIGHT R F, SWARTZ M M, SONG Y J, et al. AP1000 Passive Core Cooling System Performance Following an Extended Station Blackout Event [J]. *Toxicological Sciences*, 2014, 88 (2): 367–74.
- [14] 林诚格. 非能动安全先进压水堆核电技术 [M]. 北京: 原子能出版社, 2010.
- [15] 国家能源局. NB/T 20066–2012, 核电厂应对全厂断电设计准则 [S]. 北京: 原子能出版社, 2012.
- [16] 国家能源局. NB/T 20035–2011, 压水堆核电厂工况分类 [S]. 北京: 原子能出版社, 2011.
- [17] 国家能源局. NB/T 20103–2012, 压水堆核电厂事故分析和安全判据 [S]. 北京: 原子能出版社, 2012.
- [18] U. S. Nuclear Regulatory Commission. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants; LWR Edition — station blackout, NUREG–0800, Section 8.4 [R]. Rockville: U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2010.
- [19] 刘展, 王喆, 张国胜, 等. AP1000 核电厂应对全厂断电事故的稳压器防满溢对策研究 [J]. *原子能科学技术*, 2014, 48 (4): 652–655.

Preliminary Phenomena Identifying and Ranking Table for Passive Nuclear Power Plant Station Blackout Accident

LIU Yusheng¹, XU Chao^{1,*}, AN Jieru¹, ZHUANG Shaoxin¹, CHENG Kun²

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China;

2. Key Discipline Laboratory of Nuclear Safety and Simulation Technology, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China)

Abstract: To identify main thermal hydraulic phenomena in integral effects simulation test, the thermal hydraulic phenomena of passive nuclear power plants (PNPPs) such as AP1000 during station blackout accident (SBO) are identified and ranked. The accident phases are obtained in the basis of investigation of the accident progress and nature circulation process. The complex systems of PNPP are decomposed into components and hierarchies. The safety requirements and criteria are finally found as results of discussion on related regulations and standards. The phenomena identification and ranking table are conducted by identifying plausible phenomena and analyzing importance by phase and component of reactor coolant system (RCS) and passive core cooling system (PXS). The results show that the whole SBO accident progress of PNPPs can be divided into three periods, namely RCS nature circulation stage, PXS nature circulation stage and long term cooling stage, based on characteristics of heat sink and parametric variation. What is more, the volume of coolant in RCS, especially in the pressurizer, should be treated as main safety parameter for importance determination. For the identified thermal hydraulic phenomena in components, their importance and sequencing could be determined according to their impacts on the safety parameter.

Key words: station blackout; passive safety; phenomena identification and ranking; safety criteria; accident phase

核电站人因事件趋势分析和策略研究

陈超¹, 顾健²

(1. 福建福清核电有限公司, 福州 350318; 2. 中国核能电力股份有限公司, 北京 100822)

摘要: 本文针对中国大陆核电站1996—2015年期间发生的执照运行事件进行二次分析与评价, 针对人因事件的根本原因因素进行标准化分类, 统计分析事件中潜藏的不利趋势, 剖析趋势中存在的共因因素, 结合核电站管理实际情况针对性地提出了核电站尤其是新建核电站人因管理工作的提升方向及措施。

关键字: 人因事件; 趋势分析; 直接原因; 根本原因; 纵深防御

中图分类号: X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0066-05

美国三哩岛事故后, 核电行业从以往主要关注反应堆设计安全、设备的可靠性向关注人员操作可靠性转变, 并提出了人因管理思想。后期, 基于行业内人因事件的分析及管理实践, 开发出了一系列防人因工具, 用于开展防人因失误的实操技能培训, 提升核电站运行和维修人员防人因技能水平。通过加强人员知识技能培训和防人因失误工具在核电站生产相关活动的广泛应用, 美国核电站安全水平和生产业绩得到了显著提升。据相关数据显示, 1995—2004年间, 美国核电站机组能力因子提升15%, 生产运营成本降低了33%。我国核电行业于2005年左右开始对标国际核电同行实践, 引入人因管理理念, 通过近十年的探索和实践, 运行核电站在人因管理方面取得了一些成效。近年来, 随着我国核电进入新机组投运高峰, 与人因失效相关的执照运行事件(LOE)呈上升趋势, 给核电站安全运行和核电行业整体运行业绩带来负面影响。本文通过对中国大陆核电站1996—2015年间发生的524起执照运行事件从事件的原因因素进行分析和趋势识别, 挖掘潜藏的重复或共性的人因失效模式, 结合核电站实际, 针对性地提出核电站人因管理改进方向和思路。

1 核电站人因管理现状分析

相关研究表明, 人因失误不仅与人员知识技

能相关, 同时人本身的一些特点和局限性(如精力有限、走捷径倾向、当局者迷、重复行为的可变性等固有局限性)以及工作环境、管理流程、组织文化^[1]等都对人的可靠性产生作用和影响。另外, 人因失误本身的潜藏性或滞后性、失误的重复性、不可逆转性等特性, 给人因事件分析和风险防控带来一定复杂性。根据对我国核电行业人因事件进行统计分析, 人因管理主要面临如下问题或挑战: (1) 新机组、新设备、新材料、新工艺及人员稀释等导致核电从业人员知识技能存在短板; (2) 工程建设期间遗留的设施或设备缺陷、设计不合理或不完善等设计或工程缺陷带入机组运行期导致事件发生; (3) 机组大修期间人因事件高发; (4) 走错间隔等低级失误时有发生, 行业内缺少有效的措施加以控制和杜绝。人因管理改进要结合当前实际特点深入分析事件的趋势及共因因素, 针对当前主要突出矛盾, 从个人、实体、管理和组织屏障方面做出改进^[2], 才能根本上控制人因事件发生的风险。

2 人因事件趋势分析

2.1 人因事件总体趋势分析

针对1996—2015年524起执照运行事件(LOE)进行分析, 有237起事件由人因失误导致, 人因事件比例达45%, 其余为设备或管理类

事件。可见人因失误仍是核电厂事件发生的主要原因。

图1展示了人因类执照运行事件数、运行机组数、堆年值趋势，图2为人因类运行事件的累计趋势。统计数据显示，1996—2004年间，事件数处于机组数上方区域，2005年，事件趋势线穿越机组趋势线并呈持续下降趋势，平均每机组发生人因运行事件不足1起。2009年，人因运行事件堆年值（R）达到历史最低点（即R

值为0.2），反应出核电行业人员绩效水平达到历史最好水平。2010年和2013年，随着新机组投运，R值出现了反弹，事件线于2014年再次突破机组线进入机组上方，R值于2014年达到1.1，其中新机组（未完成首次换料大修的机组）R值（图1中R-N段）在2013年R值为3.3，而老机组R值（图1中R-O段）在2013年为0.27，反应出新老机组在人员绩效水平方面存在显著差距。

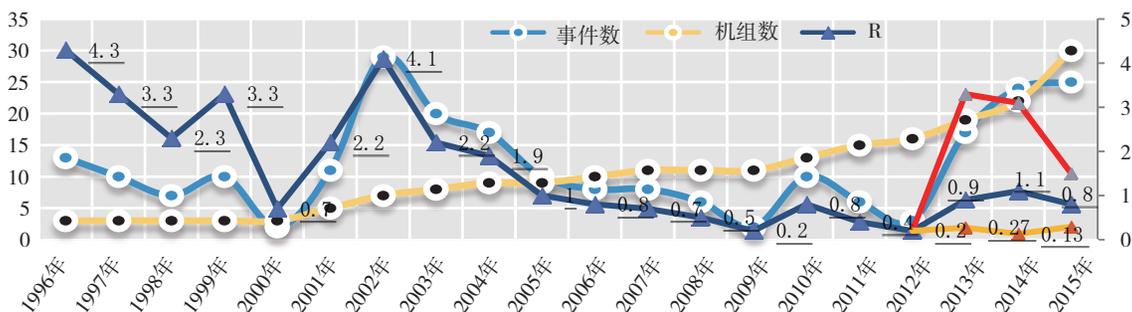


图1 人因运行事件年度趋势分布（1996年—2015年）

Fig. 1 Annual trending chart of human event per unit

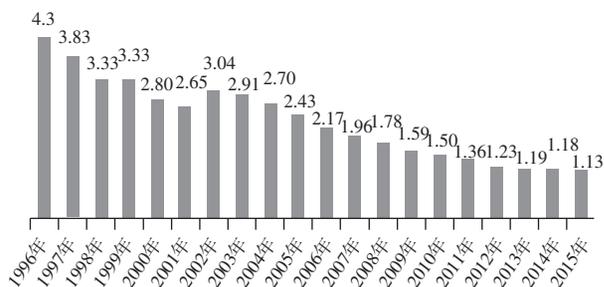


图2 人因运行事件累计趋势分布（1996年—2015年）

Fig. 2 Annual trending chart total human event

2.2 事件原因因素分析

根据 INPO 关于事件根本原因相关分类标准，人因失误的根本原因因素包括沟通交流、工作实践、工作安排、环境条件、人机接口、培训和授权、程序和文件、监督方法、工作组织、个人因素等方面^[3]。针对本文所选样本中的人因事件的根本原因因素进行归类分析，发现工作实践、程序文件、监督管理、培训和授权等四项原因相关的事件占事件总数的84.8%。问题集中反应在人员行为可靠性、规程质量、工作组织及监督管理方面存在不足。

（1）人员行为可靠性问题

人员行为可靠性问题主要包括工作实践和培训授权两个方面因素，另外，沟通交流不足

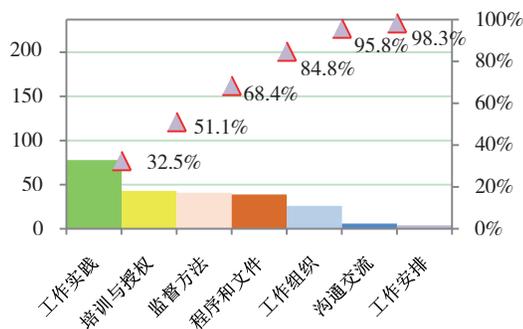


图3 根本原因因素分布

Fig. 3 Distribution diagram of root cause

也导致事件发生。以下主要对工作实践、培训授权的二级因子进行进一步分析。工作实践因素导致人因事件一共78起，主要失效类型包括工作任务研究不充分、误碰设备、自检失效导致走错间隔、错误使用或执行规程等四个方面，四项次级因子占79.5%。培训不足导致发生运行事件一共43起，其中32起事件与操纵员知识技能不足相关，11起与维修人员知识技能不足相关，主要失效类型为专业知识欠缺、缺少前瞻性风险分析以及保守决策不足，具体体现在SG水位控制、反应性控制、系统设备功能、技术规范理解等方面。

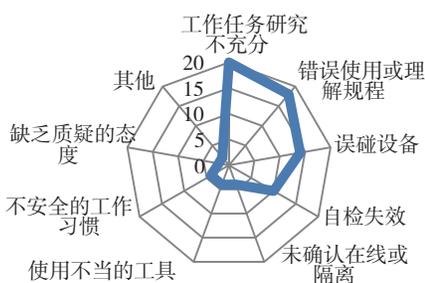


图4 工作实践原因因素类型

Fig. 4 Contributors of work practice

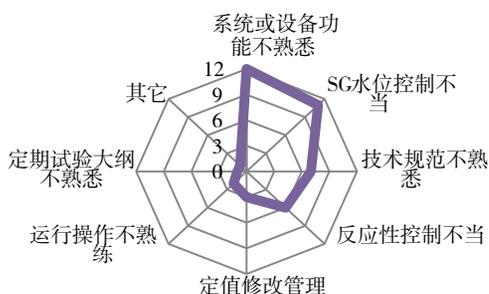


图5 培训和授权原因因素类型

Fig. 5 Contributors of training and authorization

(2) 工作组织和监督

工作组织和监督主要反映承包商管控不足，导致发生运行事件一共40起，其中工程遗留缺陷直接导致运行事件一共29起，维修活动遗留缺陷导致11起事件。承包商管控不足主要体现在对承包商的设备制造、安装、调试活动过程质量控制和验收管理不到位、对日常运维或大修承包商的管控和监督不足，导致工程或维修活动遗留缺陷在机组启动后暴露，直接导致安全功能设备不可用导致产生运行事件，如某电厂安全壳喷淋系统止回阀2EAS047/048VB安装方向错误导致阀门功能不可用、主控室空调系统碘过滤器回路风机动力电源接线错误导致碘过滤器回路不可用等。工程遗留缺陷主要集中在电缆端接错误、设备装反、设备未安装、临时设备安装后未拆除、系统设计和配置错误、标识标牌安装错误等方面。承包商维修活动遗留缺陷主要体现在维修质量控制、无票作业、误操作等方面。

(3) 规程质量

图7展示了程序和文件原因因素类型分布。程序和文件缺陷导致发生事件一共39起，其中导致停堆12起。程序和文件缺陷主要体现在技

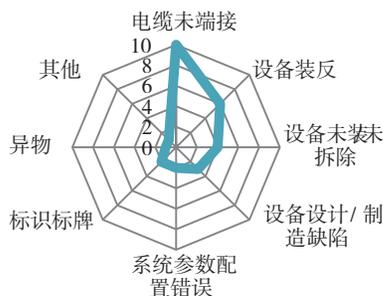


图6 承包商管控原因因素类型

Fig. 6 Contributors of contractor supervision

术性不完善、技术错误、无适用文件等方面，其中因技术不完善导致事件21起，占程序和文件缺陷类的55%，主要涉及运行规程、预防性维修大纲、调试规程等。这些问题大部分是首次进行的试验或维修活动，因调试期间缺少对规程的有效验证手段，导致机组投运后事件发生。如某电厂RPN通道周期试验规程缺少信号复位要求导致停堆事件、某电厂通风系统碘过滤器的更换程序中没有效率再鉴定要求导致违反运行规范等。

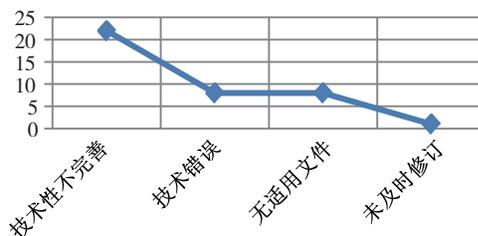


图7 程序和文件原因因素类型

Fig. 7 Contributors of procedure deficiency

3 人员绩效提升管理措施建议

从上文对人因事件的根本原因的归类分析，工作实践、培训和授权、承包商管控、程序文件等四个方面是当前核电行业人因管理所面临的主要风险和挑战，人员绩效主要受人员行为可靠性、监督管理有效性、规程质量等因素影响，从以上方面进行管理改进和提升，增强个人屏障、实体屏障、管理屏障和组织屏障作用，有效防范人因事件发生。

3.1 人员行为可靠性管理提升措施建议

人员行为可靠性是核电厂本质安全的重要要素，提升人员可靠性需从人员基础培训、防人因工具应用、人员行为观察、环境改善^[4-7]等方面制定综合措施进行改进，建立以技能为基础，以

行为偏差识别、监测和改进的行为监测闭环控制流程，预测人员失误先兆，做到人因失效风险的事前分析、预防和控制。

3.1.1 强化基础培训

(1) 完善核电厂操纵员理论培训课程开发，教案中注重吸收行业内外部的蒸汽发生器（SG）水位控制、反应性控制方面的人因事件案例收集和反馈，同时考核环节增加案例分析的权重。

(2) 基于内外部 SG 水位控制、反应性控制相关典型事件，开发和完善事件情景库，完善模拟机培训教案。

(3) 强化运行技术规范、监督大纲的培训，确保运行人员熟练掌握运行技术规范运行限制条件或监督要求。

(4) 强化维修人员技能培训和授权^[8]，基于 SAT 系统化培训方法完善岗位授权培训课程开发，课程开发时充分吸收以往历史运行经验，确保岗位授权与工作任务技能需求相适应。

3.1.2 防人因工具应用和人员行为观察

(1) 建立人因管理高期望、高标准，将防人因思想、理念落实到公司核安全管理政策、大纲、制度和人员行为规范中。

(2) 开发防人因工具，开展防人因理论和实操一体化培训。重点关注自我检查、遵守程序、三向交流等核心防人因工具^[9,10]的推广应用，提升员工防人因综合技能。

(3) 基于公司管理政策、程序和行为规范开发标准化观察指导卡，开展以生产人员行为规范为基础的观察指导活动，通过观察指导的以上率下示范和引领作用，助推公司管理期望落地、行为规范落实。

(4) 开展行为趋势分析^[11]。建立基于专业知识技能、防人因工具使用、不安全行为等人员行为偏差识别、纠正和分析反馈的人员行为监测、预警和改进机制，分析潜在的不利趋势并制定纠正措施，形成行为偏差识别、监测和纠正的闭环控制，促进人员行为持续改善。

3.1.3 人机接口和环境改善

(1) 针对双机组布置，在厂房门或地面设计差异化的醒目机组标识、在机组边界门区域设置语音报警装置。

(2) 针对同一区域内相似电气柜的继电器或

开关编码采用“父子”设备一体化编码进行标识，增强实体屏障的作用。

(3) 识别容易误碰的敏感区域和系统设备，尤其是针对有立即潜在后果的，如重要电气开关或阀门等设备，采取增设保护罩、锁紧装置等技防措施。

(4) 针对走错间隔风险，可从人因工效学上做出设计改进，如考虑应用二维码扫描等信息化技术手段进行操作设备识别^[12]，减少人因失误风险。

3.2 监督管理改进措施建议

监督管理有效性应重点从工作管理、承包商监督、核安全文化建设^[13,14]等方面着手进行管理改进。

(1) 针对新任务、工作负责人经验不足、工作环境及条件因素变化等潜在人因陷阱，工作准备阶段识别他检、监护、观察指导防人因管理工具或其它监督性措施的使用时机，建立与任务失效风险相适应的工作控制要求和流程^[15]。

(2) 识别停机停堆风险的关键敏感设备，分析关键敏感设备风险缓解策略，强化关键敏感区域和设备的管控。

(3) 针对大修承包商的维修准备、维修实施等进行全方位的观察指导，促进承包商防人因技能水平提升。

(4) 建立业主与承包商一体化核安全文化推进计划和制度，统筹推进建造和运维承包商的核安全文化建设工作，将经验反馈、防人因工具、观察指导等基础性管理工具向承包商推广应用。

3.3 规程质量提升措施建议

核电厂运行初期，规程普遍存在技术性错误、内容不完整、可操作性不强以及缺少风险分析内容等共性问题^[16]，增大了人因事件发生的概率。规程质量控制应从规程编审控制、规程验证、规程执行与反馈等方面建立规程“全寿期”闭环管理流程，确保规程质量。

(1) 针对规程编制进行分级管理，重点针对存在停机停堆以及导致运行事件风险的规程，强化编审批控制。完善对规程可执行性的验证措施和手段，如考虑通过模拟机进行验证等，避免规程质量本身因素导致运行事件发生。

(2) 完善涉及停机停堆、反应性控制、重大设

备或人员安全等高风险操作规程, 规程中的风险分析内容包含重要历史运行经验及应对措施, 在该类规程步骤中明确监护等防人因工具的使用要求。

(3) 在设计变更、技术改造等活动中增加受影响程序或规程的判定, 确保设计变更、技术改造信息及时反馈到运行和维修规程中。

(4) 通过管理部门审查、质保监查、核安全监管等形式对程序和规程的完整性、有效性进行独立审查和评估, 持续完善程序、规程。

4. 总结

核电厂人因管理是一项长期的工作, 应建立健全完备的防人因管理长效机制, 预防为主, 综合治理, 推动人员绩效持续改善。重点做好以下四个方面工作: 一是通过强化专业知识、防人因失误工具实操培训, 减低个人因素风险; 二是通过提升程序文件质量、改善人机环境, 构建有效的实体和管理屏障; 三是加强对承包商的管控和监督, 培育承包商良好核安全文化和防人因意识, 提升承包商防人因管理水平; 四是通过开展人因事件根因分析及低级别行为偏差趋势分析, 及时识别不利的趋势, 消除潜在的人因陷阱。通过实施上述人因管理纵深防御措施, 有效识别、控制人因风险, 才能防范重大人因事件发生, 核电厂人员绩效才能得到有效控制和根本性改善。

参考文献

- [1] 刘志勇, 程慧平, 姜福明, 等. 核电厂人因管理基础 [M]. 北京: 原子能出版社, 2010.
- [2] 张力, 赵明. WANO 人因事件统计及分析 [J]. 核动力工程, 2005, 26 (3): 291-296.
- [3] INPO. Human Performance Reference Manual, INPO06-002 [R]. Atlanta: INPO, 2006.
- [4] U. S. NRC. Best Practices for Behavioral Observation Programs at Operating Power Reactors and Power Reactor Construction Sites, NUREG/CR-7183 [R]. Washington, DC: U. S. NRC, 2014.
- [5] 宋建, 余刃, 任印翔. 核电厂运行人员可靠性研究中若干问题的分析 [J]. 中国安全科学学报, 2007, 17 (6): 37-42+180.
- [6] 乔楠, 陈兆波, 阴东玲, 等. 基于群决策理论的煤矿安全事故人因分析结果集结方法 [J]. 煤矿安全, 2016, 47 (10): 235-237+241.
- [7] 吴海, 彭刚, 王卫军, 等. “群体效应”与企业人因事故防御 [J]. 中国安全科学学报, 2008, 18 (1): 72-75.
- [8] 张力, 胡朝. 核电厂维修中的人因失误分析及预防对策 [J]. 核动力工程, 2008, 29 (5): 64-68.
- [9] WANO. Human Performance Tools for Workers, WANO GPATL-08-002 [R]. London: WANO, 2009.
- [10] 姜福明. 加强人因管理, 提高核电厂安全运营业绩 [J]. 中国核电, 2011, 4 (3): 273-277.
- [11] 高芳. 核电厂防人因失误管理有效性探讨 [J]. 工业安全与环保, 2016, 42 (12): 44-46.
- [12] 郑丽馨, 周红, 张浩, 等. 对因工作人员走错机组隔间导致的核电厂人因事件的探讨 [J]. 核安全, 2013, 12 (2): 60-64.
- [13] 彭澎, 黄曙东. 组织管理因素对人因事故的作用与影响 [J]. 人类工效学, 2001, 7 (2): 53-57.
- [14] 廉士乾, 张力, 王以群, 等. 人因失误机理及原因因素研究 [J]. 工业安全与环保, 2007, 33 (11): 46-48.
- [15] 白骏, 胡敬鹏. 核电厂现场作业人员人因失误预防研究 [J]. 中小企业管理与科技 (中旬刊), 2017 (7): 11-12.
- [16] 黄卫刚, 张力. 大亚湾核电站人因事件分析与预防对策 [J]. 核动力工程, 1998, 19 (1): 64-67.

[1] 刘志勇, 程慧平, 姜福明, 等. 核电厂人因管理基础

Trend Analysis and Management Strategy Discussion for Human Performance Event of Nuclear Power Plant

CHEN Chao¹, GU Jian²

(1. Fujian Fuqing Nuclear Power Company, Fuzhou 350318, China;

2. China National Nuclear Power Co., Ltd., Beijing 100822, China)

Abstract: To recognize the human management shortage in NPPs in China, this paper collected and looked into the license operation event reports between 1996 and 2015, clarified and analyzed the contributors of the event according to WANO standard, looked out latent adverse trend and common cause, raised human performance management improving direction and measure.

Key words: human error event; trend analysis; direct cause; root cause; defense in depth

铀浓缩系统事件/事故的思考与始发事件选取研究

赵国志, 曲 鹏

(核工业理化工程研究院, 天津市 300300)

摘要: 本文对世界铀浓缩系统主要事件/事故进行了总结与思考, 基于铀浓缩系统的相关设计, 采用概率安全评价 (PSA) 技术中主逻辑图推导法, 初步找出始发事件, 为下一步国内铀浓缩系统的 PSA 工作和安全分析工作提供依据。

关键词: 概率安全评价; 始发事件; 铀浓缩系统

中图分类号: TL364.5 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0071-05

概率安全评价 (Probabilistic Safety Assessment, 简称 PSA) 技术最初应用在航天和核电领域, 世界范围内 PSA 在核电厂中已经有深入且广泛的应用, PSA 工作不仅仅对核电厂进行相关的安全分析, 为安全管理提供依据, 还会指导核电厂设计和运行, 我国秦山三期核电站、广州大亚湾核电站和中国实验快堆都开展了 PSA 的相关工作并取得了重要成果^[1-3]。我国铀浓缩系统经历了较长的研发阶段, 中核集团公司证实中国自主研发的铀浓缩系统成功实现工业化应用。与此同时, 虽然浓缩厂应急预案基本完成^[4], 但铀浓缩系统相关的系统化安全分析仍处于起步阶段。

美国在二十世纪五六十年代的《反应堆安全研究》报告中得出反应堆“足够安全”的结论, 然而三哩岛事故使人们对这个结论重新进行了思考和评价, 随后美国对核电厂进行了大量的 PSA 工作^[5]。研究表明《反应堆安全研究》明显地忽略了很多可能造成事故的不确定性因素, 因此可见 PSA 工作可以更全面地发现系统潜在的危险因素。由于铀在军事和工业上属于重要物资, 在过去制取过程中更加注重生产而相对忽略其安全性, 铀浓缩系统研发和运行的历史上, 虽然未发生核电领域诸如切尔诺贝利核事故、日本福岛核事故或美国三哩岛核事故等严重事故, 但由于铀浓缩系统长期持续

高速运行且其中放射性物料会以气、液、固三态存在, 泄漏时仍存在较大危害, 因此有必要对进行系统的安全分析。

我国兰州铀浓缩厂已建立较为规范的事故应急计划^[4], 但并不是依据铀浓缩系统设计自身特征所得出的, 因此所考虑的始发事件过于笼统。文献 [6] 对铀浓缩厂存在的风险进行了总结, 对于隐患 (潜在的安全事件) 并未指出。同时与核电厂核事故类似, 铀浓缩系统事故的发生往往也不是由单一事件造成, 仅仅通过风险的总结是不能全面系统了解铀浓缩系统潜在的安全事件和事件触发机制。

本文首先对铀浓缩系统历史上重要的事件/事故进行了总结和思考, 分析了国内铀浓缩系统安全分析的不足, 然后参考 PSA 在核电厂中的应用, 对铀浓缩系统初步应用 PSA 技术, 采用主逻辑图方法推导初步得出始发事件清单, 为后续铀浓缩系统的安全分析提供依据。

1 铀浓缩系统事件/事故

1.1 日本 Rokkasho 铀浓缩厂事件

1994 年 2 月 7 日, 日本 Rokkasho 铀浓缩厂^[7]发生了连接中央控制室和外部控制盘局域网 A 信道断开事故, 事故发生后, 冗余信道 B 亦出现断开事故 8s, 随后信道开始重新传输数据, 但在这一段时间内, 由于所有的系统序列控制器均处在

收稿日期: 2017-12-11

修回日期: 2018-01-30

作者简介: 赵国志 (1983—), 男, 河北廊坊人, 博士, 核能科学与工程专业, 现主要从事核安全相关工作

不可用状态,其所控制的设备未能在中央控制室得以监控和操作。造成通信中断的原因是两方面的:一种是长时间工作下级联控制盘中导线接触点上存在腐蚀情况,另一种是检查连接件拧紧程度的程序不合适。腐蚀产生的原因是电镀区域内人的污染以及电镀后不合适的存储流程,另外,没按照规定的厚度进行电镀也是原因之一。在检查连接处拧紧时,首先检查A线的连接,B线的检查与A线的稳固性不相匹配,这样就造成了两条线同时发生故障。

1.2 巴西 Resende 铀浓缩厂事件

2009年4月6日,巴西 Resende 铀浓缩厂^[7]工作人员在进行吹洗操作时(为了清除管道等内部的惰性气体或沾污的气体),48Y容器内的湿气并未低于限值,导致湿气和气态铀化合物反应生出氟化氢气体。该系统由一组在容器附近的可移动真空装置组成,一边连接操作管道,将机械真空泵的出口连接到了排空系统管内的净化收集器上。可移动装置有一个低温阱。在氟化氢探测器与吹洗系统之间有一个 α/β 离子传感器。事故时吹洗操作引起系统报警,说明装置内有潮湿空气,这是不被允许的。辐射防护小组进行相关检查时发现在排空系统连接到移动真空泵口的软管中存在铀。

事故的直接原因是为验证低温阱中液氮的水平并打开了用于气体吹洗的阀门而采取了不合适的操作;在可移动装置状态检查中存在操作失误;为移动风阀并让气体流入清洗吸收器,对通风排空系统内锁进行了不当加工; α/β 离子传感器虽然很敏感,但是在该通风系统中无法起到应有的作用。

1.3 英国 Capenhurst 铀浓缩厂泄漏事故

2014年11月21日,英国 Capenhurst 铀浓缩厂^[7]从8点30分到11点30分,加热箱及其附近区域空气中铀含量出现异常,但6名操作人员并未对受影响的泵和阀进行处理。 α 在线监控器(iCAM)11点10分报警,很快其他两个报警器也报警。随后操作人员全部撤离,由于许多报警器声的干扰,很多操作人员未能听到iCAM报警。报警后事故应急运行人员佩戴呼吸保护器进入现场收回空气过滤器,得到的空气样由公司辐射防护顾问(RPA)进行评估,

通过多次空气取样和复核,分析表明未发生泄漏,经过分析,RPA和倒班人员认为是场所内氦/钍放射性造成的报警器报警,随后测得样品 α 污染值低于 $3\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$,更加确定氦/钍放射性引起报警的结论,认为此区域未发生泄露,随后于11月21日17点30分恢复运行。后来第4个iCAM警报,氦/钍放射性所造成报警的结论仍未被推翻,操作人员还是继续进行过滤器更换和称重,没有撤离和佩戴RPE。同时发现通风系统在11月18日就关闭了,这进一步解释了氦/钍超高的结论。11月24日,由于泄漏一台运行中的泵停止工作,此时事件才被定义为泄漏,检查发现,这次泄漏是由连接两个阀门的弹性金属软管老化破裂所造成,泄漏了将近70克铀气体物料。

此次泄漏事故的主要原因:长期振动造成金属软管老化破裂;操作和应急人员缺少怀疑态度,挑战行为和假设、进步的决心;事故经验总结不足;对紧急情况下的安排理解不足,多次报警中采取不正确的行动。此外不难发现,与三哩岛、福岛核事故有着相似之处,在于事故初期操作人员未能及时正确认知和处理事故,导致事故进一步恶化。

在以上三起铀浓缩系统事件/事故中,会出现多个设备或系统先后发生故障,同时伴随人员干预失效问题,即多重失效、共因失效和人因失效^[8],这是传统确定论安全分析方法难以处理的问题,而PSA分析会较现实地反应实际情况,考虑更为广泛地始发事件谱,这也是PSA工作的起始点。

2 始发事件的选取

PSA工作的起点是始发事件的选取,也是一级PSA工作的基础和依据^[9]。始发事件是指能导致预计运行事故工况的事件,分为外部事件和内部事件。内部事件主要是由设备故障、人为因素等引起的事件。在核电厂中的始发事件选取通常应用的方法主要有工程评价法、主逻辑图法、参考其他堆经验、失效模式与效应分析法,通常前两个方法应用的更为普遍^[9,10]。

始发事件的选取应以系统自身特点为基础。铀浓缩系统主要由主工艺系统、电气系统、供

取料（收集）系统和辅助设备组成，放射性物料形态有气态、液态和固态，其中主工艺系统和供取料系统内物料处于气态或固态，且内部为负压（提高系统固有安全性）。

2.1 始发事件的确定方法

本文主要通过主逻辑图法分析内部始发事

件。根据由于铀浓缩系统自身设计特征（如图1所示）和运行特性（见表1）^[6]，将放射性气体物料泄漏作为顶事件，参考PSA技术对核电站始发事件谱的应用^[11-14]，利用因果逻辑追溯方法推理和罗列事件^[15,16]，逐步获得铀浓缩系统的始发事件谱。

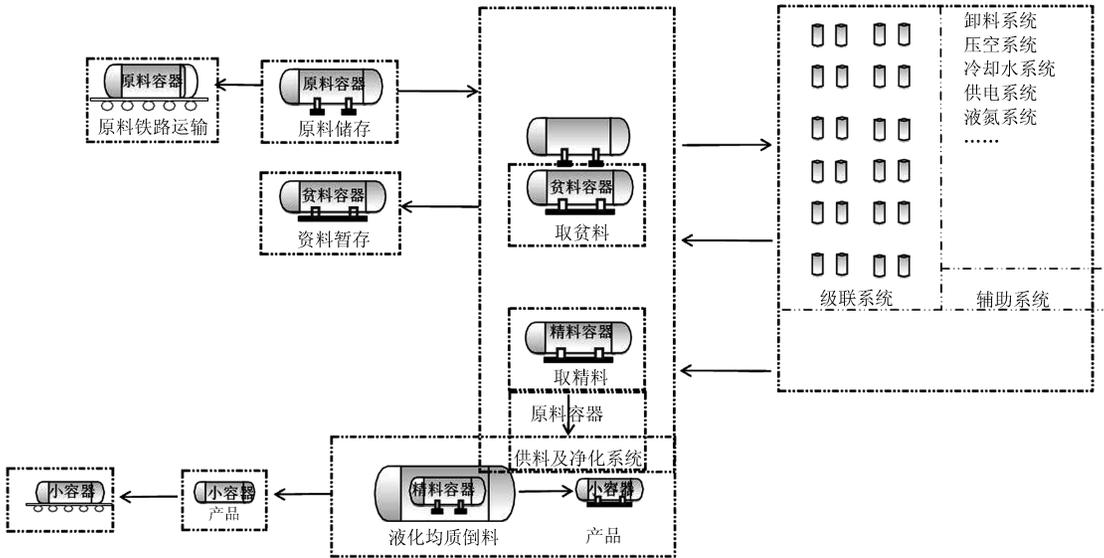


图1 铀浓缩系统示意图

Fig.1 Sketch map of uranium enrichment system

表1 铀浓缩系统运行特性

Table 1 Working characteristic of uranium enrichment system

组成部分	放射性物料形态
级联系统	气态
精料系统	固态
卸料系统	气态
容器	固态
废水处理系统	液态

2.2 始发事件的分组

始发事件的分组可以减少后续PSA的工作量，还可以了解始发事件的起因机制^[17-19]。根据铀浓缩系统的构成，可将始发事件分为边界完整性丧失事件、物料位置/形态变化、冷阱丧失事件、特殊共因触发事件，建立的始发事件简图如图2所示。

其中“边界完整性丧失事件”是指由于各种容器破损、级联密封性破坏、密封件失效、金

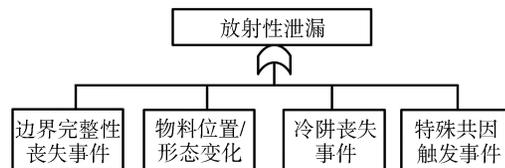


图2 始发事件逻辑简图

Fig.2 Logic diagram of initial events

属软管失效、管道失效破损、阀门失效等；“物料位置/形态变化”是指不希望物料形态出现在特定位置或特定部位的物料形态异常；“冷阱丧失事件”是指在吹洗、监测、破空等操作时，物料收集系统失效事件；“特殊共因触发事件”是指同时一个或多个辅助支持系统或安全系统故障，引起的放射性泄漏事故，典型的事件有全厂断电、失去压力控制等。根据以上结果，以铀浓缩系统设计特征，得到一份按类分组的铀浓缩系统始发事故清单，见表2-表5。

研究与探讨

2.2.1 边界完整性丧失事件

表2 边界完整性丧失始发事件

Table 2 Initial events of loss of boundary integrity

始发事件	功能部件或失效原因
容器破裂	精料容器, 贫料容器, 供料容器等
管道破损	长期振动, 焊接点等
金属软管损坏	与容器连接的软管长期振动, 扭曲等
供取料系统等密封垫圈等失效	缺陷等
级联密封性失效	液化系统管件接口垫圈失效等

此外, 可能造成边界完整性丧失的因素还有: 级联系统炸机, 级联系统内气态放射性物料压力高于大气压时容器失效, 水处理和排水系统容器损坏, 级联系统内隔离装置失效, 液态物料进行取样转移时管路或阀门破损, 级联系统内气态放射性物料压力高于大气压时管道或阀门失效, 液态放射系物料阀保护失效。

2.2.2 物料位置/形态变化

表3 物料位置/形态变化始发事件

Table 3 Initial events of change of material position/shape

始发事件	功能部件或失效原因
级联系统失效	供取料系统
泵失效	真空泵等
压缩机失效	—
气体探测器失效	物料探测器, 次生气体探测器等
α/β 监控器失效	—

在铀浓缩系统内放射性物料在不同区域内的形态不同, 当在特定区域或者设备中形态发生意外变化时, 可能会造成泄漏, 其中主要的监测装置失效是主要诱因: 供料净化容器中气态放射性物料温度、压力和测漏装置失效, 级联系统内测量气态放射性物料流量、压力、温度测量装置失效, 取料系统内低压、低温测量装置失效, 尾料处理系统中高压测量装置失效, 液态物料进行取样转移时冷容器的压力、温度和测漏装置失效。

2.2.3 冷阱丧失事件

表4 冷阱丧失始发事件

Table 4 Initial events of cold trap loss

始发事件	功能部件或失效原因
吹洗、监测系统失效	设备拆卸时, 未严格吹洗, 监测等
收集系统失效	尾料收集, 废液收集等
排空系统阀误动作	操作杆, 阀门座等
卸料容器失效	—
液氮系统失效	—

尾气处理系统中冷阱的温度测量装置失效事故与冷阱丧失事故后的安全动作类似, 因此归为此类。此外, 辅助系统中还能造成冷阱丧失事故的因素有: 级联系统内与气体放射性物料接触的热交换器失效, 尾气处理系统中冷阱失效, 尾气处理系统中压差发生变化, 放射性物料回收时存储的液体或者物料没有进入期望的安全的容器中。

2.2.4 特殊共因触发事件

表5 特殊共因始发事件

Table 5 Initial events of special co-cause

始发事件	功能部件或失效原因
全厂断电, 备用电源不可用	—
压力控制失效	物料充装过剩等

3 总结

通过历史上主要的铀浓缩系统主要事件/事故可以看出, 铀浓缩系统事件/事故通常具有多重失效、共因失效和人因失效等特点, 传统的确定论安全分析方法难以处理分析。基于铀浓缩系统设计, 采用主逻辑图推导法, 初步得出较为全面的铀浓缩系统的始发事件清单, 并进行了归类, 为后续铀浓缩系统的 PSA 安全分析工作提供依据。

参考文献

- [1] 王强龙, 杨志义, 胡丽琴, 等. 加速器驱动次临界系统始发事件的选取研究 [J]. 核科学与工程, 2013, 33 (3): 274 - 279.
- [2] 宋明海. 秦山三期 (重水堆) 核电站概率安全评价之共

- 因失效分析方法与应用研究 [D]. 上海: 上海交通大学, 2007.
- [3] 许汉铭, 李小华, 柯国土, 等. 广东大亚湾及岭澳核电站 1 级 PSA [J]. 中国原子能科学研究院年报, 1997 (0): 101 - 102.
- [4] 荆永宇, 林华. 兰州铀浓缩厂核事故应急准备与响应 [J]. 原子能科学技术, 2006, (9): 196 - 199.
- [5] 李晖. 概率安全评价的发展前景 [J]. 国外核动力, 1995 (5): 36 - 40.
- [6] 焦远征. 铀浓缩企业安全生产标准化建设研究 [D]. 衡阳: 南华大学, 2013.
- [7] 赵国志, 曲鹏. 对放射性元素制取系统事故的思考 [J]. 科技视界, 2017: 167 - 169.
- [8] U. S. NRC. PRA Procedures Guide, NUREG/CR - 2300 Vol. 1 [R]. Rockville: U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1983.
- [9] 马明泽. 核电厂概率安全分析及其应用 [M]. 北京: 原子能出版社, 2010.
- [10] 李禾, 马静娴. 不确定性分析在概率安全评价中的应用 [J]. 核动力工程, 2002 (4), 71 - 74.
- [11] 赵新文, 蔡琦, 蔡章生. 船用核反应堆概率安全评价的初始事件分析 [J]. 核动力工程, 2004 (6), 538 - 541.
- [12] 宋维, 钱鸿涛, 杨红义, 等. 钠冷快堆钠火概率安全评价方法研究 [J]. 原子能科学技术, 2013, 47 (11): 2041 - 2045.
- [13] 王宝生, 沈志远, 唐秀欢, 等. 西安脉冲堆满功率运行工况内部始发事件一级概率安全评价 [J]. 原子能科学技术, 2017, 51 (9): 1617 - 1624.
- [14] 梅牡丹, 邵世威, 何兆忠, 等. 固态钍基熔盐堆概率安全评价始发事件分析研究 [J]. 核技术, 2014, 37 (9): 45 - 52.
- [15] IAEA. Manual on Defining the Initiating Events for PSA Uses, IAEA - J 4 CS 105 [R]. Vienna: IAEA, 1989.
- [16] IAEA. Defining Initiating Events for Purposes of Probabilistic Safety Assessment, IAEA - TECDOC - 719 [R]. Vienna: IAEA, 1993.
- [17] 杨红义, 徐铄, 黄祥瑞. 中国实验快堆一级概率安全评价初因事件的确定与分组 [J]. 核科学与工程, 2004, 24 (3), 211 - 217.
- [18] 王梦溪, 周迪, 刘新建. 核电厂概率安全目标发展概述 [J]. 核安全, 2016, 15 (3): 8 - 13 + 20.
- [19] 周法清. 核电厂概率安全分析中初事件的确定 [J]. 上海交大科技, 1993 (1): 33 - 40.

Thought of Uranium Enrichment System Events/Accidents and Selection of Initial Events

ZHAO Guozhi, QU Peng

(Research Institute of Physical and Chemical Engineering of Nuclear Industry, Tianjin 300300, China)

Abstract: In this paper, the main events and accidents of uranium enrichment systems in the world are summarized and thought. And based on related design of uranium enrichment system, applying master logic diagram method of PSA technology to find preliminary initial events for provide the basis for the next PSA work and nuclear safety assessment for the domestic uranium enrichment system.

Key words: Probabilistic Safety Assessment; initial event; uranium enrichment system

确定我国核电厂运行许可证延续安全论证基准的探讨

陈志林¹, 池志远², 张晏玮^{1,*}, 王春晖², 施震灏¹, 安英辉², 黄平¹, 王俊¹

(1. 苏州热工研究院有限公司, 苏州 215004;

2. 大亚湾核电运营管理有限责任公司, 深圳 518120)

摘要: 目前我国部分核电厂正在开展核电厂运行许可证延续论证工作。在延续论证过程中, 需要首先确定审查或论证的基准文件作为安全论证基准。本文调研了国际上核电厂运行许可证延续论证体系中安全论证基准的内容, 并依据我国核安全监管相关部门相关政策的要求, 提出了我国核电厂运行许可证延续安全论证基准的确定流程、方法及具体内容的建议, 以期为我国核电厂提交运行许可证有效期限延续申请中采用适用且有效的基准文件方面提供帮助。

关键词: 核电厂; 运行许可证有效期限延续; 安全论证基准; 执照更新; 长周期运行; 当前执照基准;

中图分类号: X946 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0076-07

核电厂运行许可证延续 (operating license extension, 简称 OLE) 是指核电机组超过由原运行许可证、设计限制、标准或法规所规定的时间限制而继续运行, 又称为执照更新 (license renewal, 简称 LR) 或长周期运行 (long term operation, 简称 LTO)^[1,2]。根据国际经验, 大多数核电机组在运行许可证到期前即提出申请, 在核电厂具有可接受的技术性能和安全水平条件下继续运行。美国在役的 99 台机组中有 97 台已经或将进行 LR^[3], 其中 86 台机组申请并获得 LR, 可以从原许可证的 40 年延续运行至 60 年; 另有 7 台机组提出 LR 申请, 还有 4 台机组有计划进行 LR。俄罗斯、捷克、匈牙利、韩国等国家均有超出执照期限运行的核电机组。如图 1 所示, 截至 2017 年底, 全球在运核电机组 448 台^[4], 其中运行达到或超过 40 年的核电机组 87 台, 接近总数的 20%, 可见, 核电厂 OLE 已是一个普遍的国际实践。

根据美国核电厂执照更新的经验, 对执照期限 40 年的核电机组, 在运行 20 年时即可开始进行执照更新的论证, 在第 28 年左右的时间

获得执照更新批准, 以便后续开展一系列延续运行的准备工作。我国早期商用核电厂, 如秦山核电厂和大亚湾核电厂 1、2 号机组的运行时间已超过 20 年, 正在开展核电厂 OLE 的论证工作。国家核安全局 (National Nuclear Safety Administration, 简称 NNSA) 亦制定并颁布了《〈核电厂运行许可证〉有效期限延续的技术政策 (试行)》^[5] (以下简称技术政策), 明确了对我国核电厂 OLE 论证的要求。

在进行核电厂 OLE 安全论证时, 首先需要明确安全论证基准。安全论证基准包含核电厂在设计、建造、调试和运行过程中所遵循的法律、法规和参照的标准、规范, 反映了核电厂在取得核电厂运行许可证时的实际状态。安全论证基准及其所确定的核电厂在设计、建造、调试和运行中所参照的标准和规范是核电厂 OLE 论证工作中系统、构筑物 and 部件 (system structure and component, 简称 SSCs) 的范围界定和筛选、老化管理审查 (aging management review, 简称 AMR)、时限老化分析 (time limited aging analysis, 简称 TLAA) 的重要依据。

收稿日期: 2017-12-13

修回日期: 2018-01-07

作者简介: 陈志林 (1971—), 男, 陕西富平人, 高级工程师, 本科, 自动化专业, 现主要从事核电厂老化与寿命管理工作

*通讯作者: 张晏玮, E-mail: zhangyanwei2010@cgnpc.com.cn

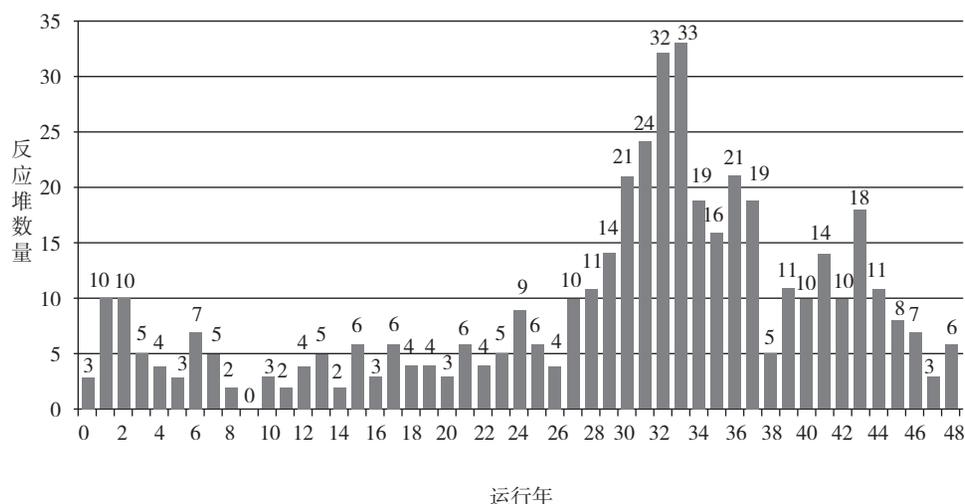


图1 全球核电机组运行时间统计 (至2017年12月9日)

Fig. 1 Ages of nuclear power units in the world (till 9th December of 2017)

注：机组运行年按首次并网时间计算，0年指当年并网（至2017年12月9日）

由于我国核电厂 OLE 尚无先例，相关法规体系仍不完善，早期商用核电厂在建造时采用的技术标准体系不同，这些都给 OLE 安全论证基准的确定带来了一定的困难，因此需要对国外的相关经验进行研究与消化，进而建立适用于我国核电厂 OLE 安全论证基准的确定方法。本文对国际上两大主流的核电厂 OLE 体系进行比较，调研了美国的 LR 体系与国际原子能机构 (International Atomic Energy Agency, 简称 IAEA) 的 LTO 体系中当前执照基准 (current license basis, 简称 CLB) 的相关内容，依据我国技术政策要求，分析了两种体系中安全论证基准的内容及其适用性，提出我国核电厂运行许可证延续安全论证的基准的确定方法及具体内容的建议，为我国核电厂 OLE 论证工作进行技术准备，并为我国 OLE 的技术策略和法律法规体系的建立和完善提供参考。

1 国内外现状

1.1 美国核电厂执照更新体系的 CLB

美国依据原子能法首次批准核电厂的运行执照期限为 40 年，在执照到期后允许更新^[6]。美国核电厂执照更新体系所依据的文件主要是美国核管理委员会 (Nuclear Regulatory Commission, 简称 NRC) 制定的联邦法规《核电厂运行执照更新要求》(10 CFR 54)^[2]。根据 10

CFR54 中的定义，CLB 是一系列适用于特定核电厂的 NRC 要求，同时也是执照持有者保证符合 NRC 以及已受理且有效的特定电厂设计基准的要求，并按照其要求运行的书面承诺 (包含整个执照周期过程中对书面承诺的所有修改或增加的内容) 的集合。CLB 包括 10 CFR 中第 2、19、20、21、26、30、40、50、51、54、55、70、72、73、100 等节及其附录中包含的核管理委员会规章、指令、执照条件、豁免和技术规格书。CLB 还包括 10 CFR 50.2 中定义的特定电厂设计基准信息 (该信息按照 10 CFR 50.71 要求被记录在最新的最终安全分析报告 (Updated Final Safety Analysis Report, 简称 UF-SAR 或 FSAR)) 中^[7]；执照持有者在申请受理后的执照申请信件 (包括执照持有者对 NRC 公告、通用信件和强制性行动的回复) 中做出的有效书面承诺；以及被记录在 NRC 安全评估报告或电厂事件报告中执照持有者的书面承诺，如图 2 所示。

1.2 IAEA 核电厂长周期运行体系的 CLB

IAEA 对于核电厂长周期运行所依据的文件主要是《核电厂安全：调试和运行》(SSR-2/2)，该文件指出，核电厂 LTO 论证必须利用定期安全审查 (Periodic Safety Review, 简称 PSR) 的结果，由监管机构在分析老化管理大纲的基础上进行核准，以确保电厂在延长的运

行期限内的安全^[1]。因此, IAEA 将 LTO 的监管范围确定为 PSR 和 AMR。IAEA 在《核电厂长周期安全运行》^[8]中规定, 当前执照基准 (CLB) 是指当前的授权期限内为核设施选址、设计、建造、调试、运行和退役提供基准的一系列文件和技术准则的集合。它为核电厂在设计运行期限内和 LTO 运行期限内提供了一个一

致的可接受的安全水平。2014 年 IAEA 出版的《核电厂长周期运行安全方面同行评审导则》^[9]对 CLB 文件进行了说明, 即 CLB 是核安全监管部颁发运行执照提供参考基准的文件或技术标准, 包括 FSAR、PSR 报告 (包含 5 大类 14 个安全要素) 和其他 CLB 文件 (例如安全分级文件等), 如图 3 所示。

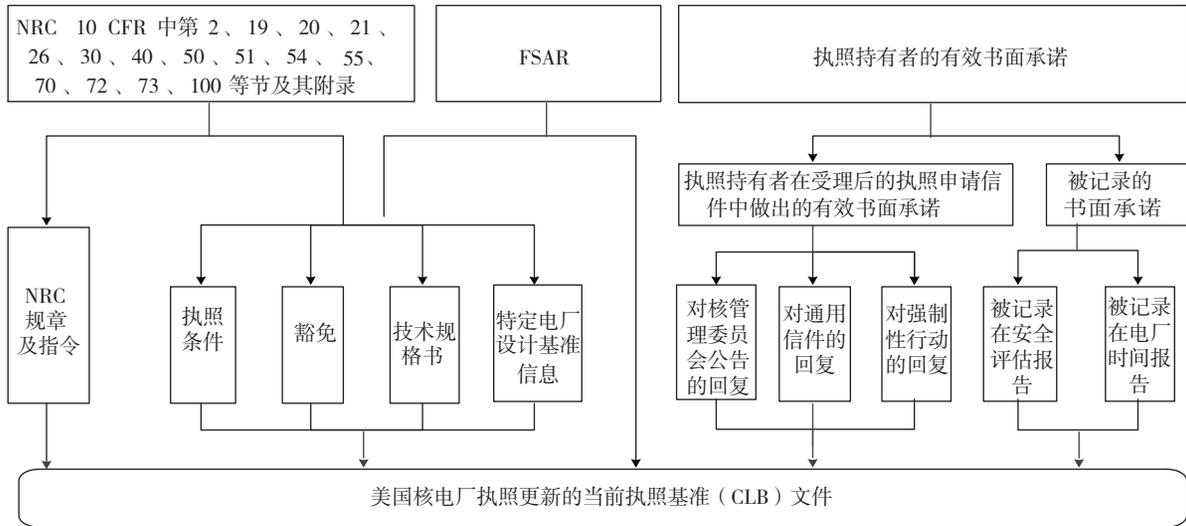


图 2 美国核电厂 LR 体系中 CLB 的内容
Fig.2 Contents of CLB in LR, US

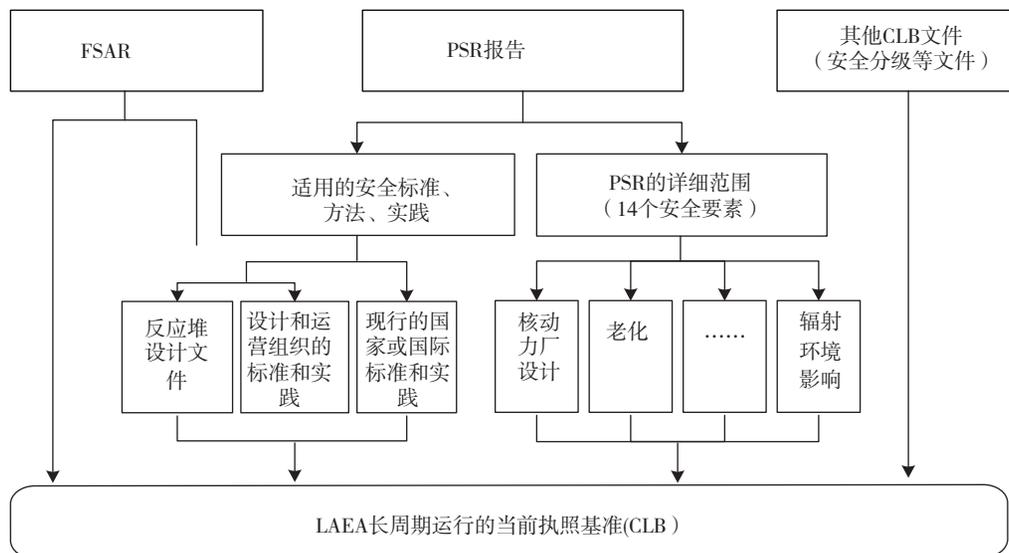


图 3 IAEA 核电厂 LTO 体系中 CLB 的内容
Fig.3 Contents of CLB in LTO, IAEA

研究
与
探
讨

IAEA 对核电厂长周期运行的监管范围决定了其 CLB 中包含 PSR 的内容, 这方面以法国为代表^[10]。法国 63 - 1228 法令给定了进行初始

安全评估的一般法规框架, 并规定核设施的具体运行时间通过每 10 年的 PSR 进行评估, 法国核安全局 (ASN) 根据 PSR 的结果确定是否颁

发下一个 10 年的运行许可证，而 40 年以后继续运行的授权将在第 4 次 PSR 时宣布。2013 年 6 月，ASN 发函给核电运营商，提出了对核电厂运行 40 年后继续运行的要求^[11]。法国核电厂 PSR 的实施方法与 IAEA 安全导则的要求是基本一致的。实施 PSR 之前，要清楚地确定目前适用于该反应堆的安全基准，并且取得核安全主管部门对这套文件的正式认可。法国核电厂 PSR 的安全基准涵盖了设计与运行的安全要求^[12,13]，主要包括：FSAR；条例与适用的安全规则、标准；技术规范、程序（事故程序、定期试验程序等）、专用技术文件、应急计划和检查规则等。PSR 对某系列机组适用的安全要求能被清楚的认定，并且保证各机组符合安全论证的基准。所有新的实践和安全要求都要经过分析，如果涉及安全重要修改，安全基准也需重新评价和修改，同时在 FSAR 修订中加入相

应的变更。

1.3 我国核电厂运行许延续的安全论证基准

我国核电厂的运行许可证参照美国模式，NNSA 为核电厂颁发运行许可证并设定有效期，该期限通常参照核电厂的设计寿期^[14]。对核电厂运行许可证有效期限的变更和延续，技术政策规定，申请延续的有效期限将按照其实际论证的年限确定，且不超过 20 年。核电厂的安全论证应证明在其所延续的期限内仍具备可接受的技术性能和安全水平，安全论证的基准包括核电厂营运单位在提交核电厂运行许可证有效期限延续申请时 FSAR 的有效修订版本，以及其他没有纳入 FSAR 的 NNSA 批准的安全重要修改。如果在核电厂运行许可证有效期限延续申请的审评期间上述基准发生了变化，则这些变化也将纳入核电厂运行许可证有效期限延续安全论证的基准^[5]。我国核电厂 OLE 安全论证的基准内容如图 4 所示。

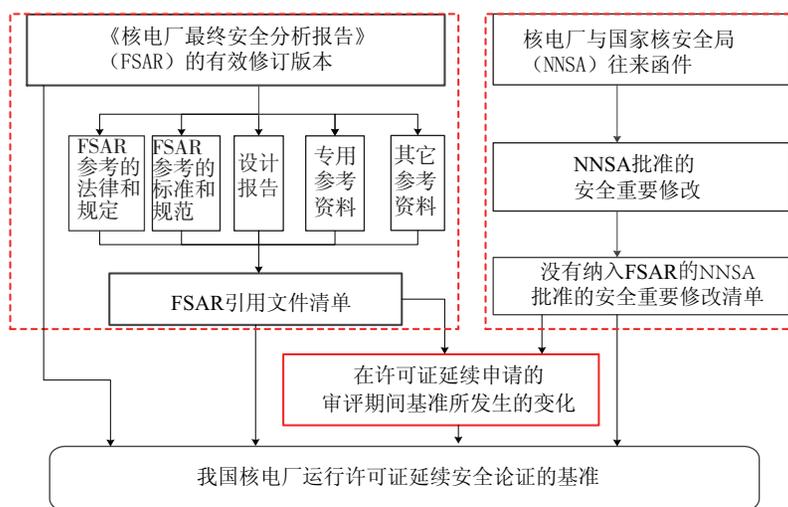


图 4 我国核电厂运行许延续的安全论证基准

Fig. 4 Contents of safety demonstration basis in OLE, China

2 分析与讨论

国际上两大主流的核电厂运行许可证延续体系在我国的技术政策中均有体现，表 1 对比了我国核电厂 OLE 安全论证基准的内容与国际两大主流体系的 CLB 内容。

从表 1 中可以看出，修订有效版本 FSAR 确定了核电厂在设计、建造和运行过程中所遵循的法律、法规和参照的标准、规范，并且确定了核电厂在取得《核电厂运行许可证》时的实际状

态，是安全论证基准所必须包含的主要内容，美国 and IAEA 的 CLB 中都包含 FSAR。美国的 CLB 中还再次明确了 NRC 的规章、指令、执照条件、豁免和技术规格书也做为 CLB，而相关的内容其实已经在核电厂 FSAR 中得到确认。IAEA 作为国际组织，其成员国的核安全监管环境与政策并不相同，只能各成员国结合各自国情，具体核电厂在 FSAR 中明确的法律、法规和参照的标准、规范才更具有法律约束力。对于部分未纳入 FSAR 的 NNSA 批准的安全重要修改，与美国 CLB 中

“执照持有者的有效书面承诺”的含义和内容相当,也是我国 OLE 安全论证基准的重要内容。

表 1 我国核电厂 OLE 安全论证基准的内容与国际两大主流体系的 CLB 内容比较

Table 1 Comparison of contents of safety demonstration basis among China, US and IAEA

内容	美国	IAEA	我国
FSAR	√	√	√
法规、指令等	√	√	√
PSR	-	√	-
有效书面承诺	√	√	√

考虑到我国还实行 PSR 制度,技术政策指出,在我国核电厂的运行过程中,每十年左右会开展一次 PSR,并根据 PSR 的结果实施物项的修改或标准规范的升版。此外核电厂还会经历许多由营运单位申请并经 NNSA 批准,或者由 NNSA 要求的安全重要修改。除少数情况外,上述内容也应该涵盖在修订有效版本的 FSAR 中,因此 IAEA 体系中 PSR 中所涉及的“物项的修改或标准规范的升版”也已经包含在 FSAR 中。除非核电厂营运单位提出申请并得到 NNSA 的认可,在提交 OLE 申请时,FSAR 有效版本所确定的标准和规范在安全论证中仍然有效。此外,如果在 OLE 申请的审评期间上述基准发生了变化,则这些变化也将纳入 OLE 安全论证的基准,这也体现了 IAEA 的核安全监管原则。

总体来说,我国核电厂 OLE 安全论证的基准,其内容与美国 LR 体系的 CLB 大致相同,同时又体现了 IAEA 的核安全监管原则,做到“操作参照美国、理念参照 IAEA”^[15,16]。由于 PSR 的安全标准需要考虑最新安全实践,同时还考虑核安全监管当局近期发布的核安全有关政策和规定。因此,IAEA 提出的 PSR 的内容可作为参考,但不能作为运行许可证延续论证的安全论证基准。

3 我国核电厂运行许可证延续安全论证基准确定的建议

由于我国核电厂具有多堆型的特点,且部分核电厂在建造时采用不同的技术标准体系,这给 OLE 安全论证基准的确定带来了一定的困难。因此,在开展我国核电厂 OLE 安全论证工作时,首先应根据技术政策的相关要求,明确安全论证的基准文件,开展基准确认与符合性检查工作,

确定基准文件的内容和版本信息,为后续的论证工作进行技术文件准备。

我国核电厂 OLE 安全论证的基准包含:

(1) 《核电厂最终安全分析报告》(FSAR) 的有效修订版本;

(2) 其他没有纳入 FSAR 的国家核安全局批准的安全重要修改;

(3) OLE 申请审评期间上述基准发生的变化。

因此,建议安全论证基准的确认工作应主要包括 FSAR 的确认和国家核安全局批准的安全重要修改的确认两部分内容。

3.1 FSAR 的确认

FSAR 的确认工作应包含文件清理和符合性检查两个阶段,其流程图如图 5 所示。

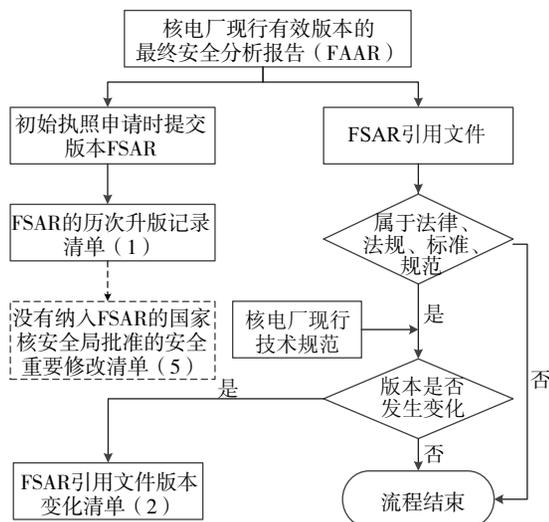


图 5 我国核电厂 OLE 中 FSAR 确认工作的流程图

Fig. 5 Procedure of FSAR Confirmation

(一) 文件清理: 主要针对核电厂现行有效版本的 FSAR 开展工作, 包含对 FSAR 升版内容的清理以及 FSAR 引用文件的清理。一方面对比 FSAR 初始执照申请时提交版本与现行有效版本的变化, 梳理出“FSAR 的历次升版记录”清单 (1)。另一方面, 按照现行有效版本 FSAR 中所确定的核电厂在设计、建设和运行过程中所遵循的法律、法规和参照的标准、规范, 查找并确定其相应的版本。

(二) 符合性检查: 在完成文件清理工作后, 还需要对相关内容进行符合性检查, 目的是验证核电厂获得《核电厂运行许可证》的实际状态是否与实际情况相符, 相关安全重要修

改是否已纳入 FSAR 现行有效版本。

由于核电厂 FSAR 升版有一定的时间间隔，有可能存在核电厂承诺的后续安全改进行动、技术标准和规范在定期安全审查过程中得到升版等情况，部分内容并未完全纳入 FSAR 的有效版本中的情况，因此，需要对 NNSA 最新安全要求和安全改进项进行逐一核查，确认其落实和实施情况。这部分内容将结合“国家核安全局批准的安全重要修改的确认”工作开展。

同时，对比电厂现行技术规范中所遵循的法律、法规和参照的标准、规范，获得标准和规范的升版情况，获得“FSAR 引用文件版本变化”清单 (2)，保证核电厂 OLE 申请过程中，FSAR 有效版本所确定的标准和规范仍然有效。

3.2 国家核安全局批准的安全重要修改的确认

由于核电厂运营单位在核电厂整个运行过程中实行持续改进的政策，不断提高核安全水平。主要包括：国家核安全局要求的改进（如执照申请基准的变化导致的改进，内外部经验反馈引起的改进等）和核电厂运营单位在运行过程中（包括定期安全审查中）提出的安全改进。这些国家核安全局批准的安全重要修改都以往来函件的形式存在，除少数情况外，一般这些安全重要修改都会纳入 FSAR 的修订版中，但不排除个别安全重要修改尚未纳入 FSAR 修订版的情况。因此，需要对此进行确认。国家核安全局批准的安全重要修改的确认流程如图 6 所示。

(一) 文件清理：获得核电厂与国家核安全局的所有往来函件，按照专题进行归类整理。通过设定的关键词及准则对涉及“安全重要修改”的专题进行识别和判定，提取出“安全重要修改”的具体要求，包括国家核安全局的具体要求以及核电厂的工程改进计划，形成“安全重要修改”清单 (3)。

(二) 符合性检查：对“安全重要修改”清单进行符合性检查，一方面，根据函件内容及核电厂工程改造记录确定各项“安全重要修改”是否已完成，对尚未完成的改造项，形成“安全重要修改遗留项”清单 (4)。另一方面，根据函件内容识别相关“安全重要修改”是否涉及 FSAR 修改，并形成“涉及 FSAR 修改的安全重要修改清单”，与“FSAR 的历次升版记录”比

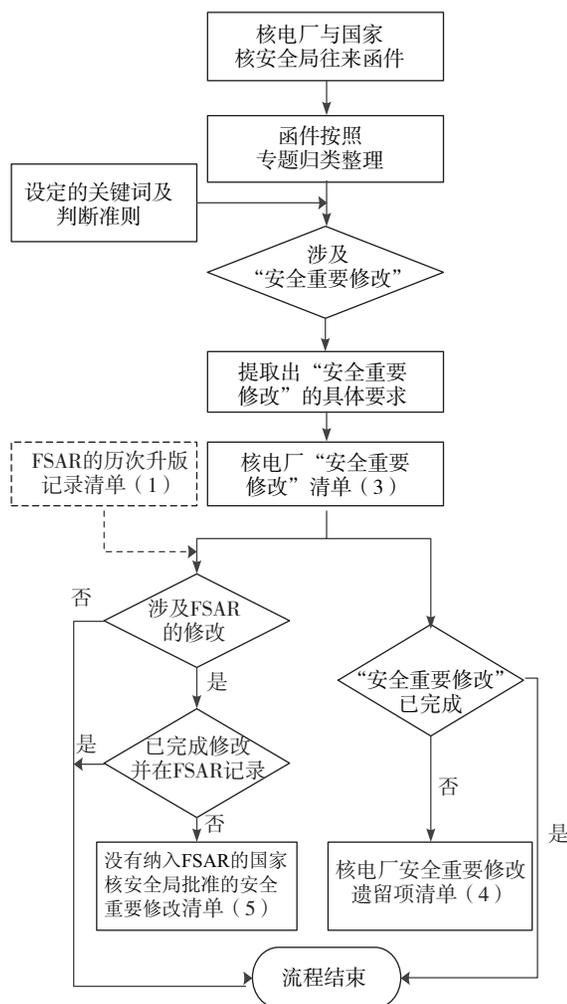


图 6 我国核电厂 OLE 中国国家核安全局批准的安全重要修改的确认流程图

Fig. 6 Procedure of confirming docketed licensing correspondence

对确认该“安全重要修改”是否已纳入 FSAR，最终获得“没有纳入 FSAR 的国家核安全局批准的安全重要修改”清单 (5)。

完成上述工作后，未来将利用清单 (2) 和清单 (5) 对核电厂 FSAR 的修改升版提供建议，确保安全论证的基准文件的有效性，利用清单 (4) 促进核电厂整个运行过程中的持续改进。

4 结语

根据我国《〈核电厂运行许可证〉有效期限延续的技术政策（试行）》中关于安全论证的基准的相关要求，我国核电厂 OLE 安全论证的基准主要包括：FSAR 有效修订版本；其他没有纳入 FSAR 的 NNSA 批准的安全重要修改；OLE 申

请审评期间上述基准发生的变化,其内容与国际两大主流体系—美国执照更新与IAEA长周期运行中CLB的内容一致。同时反映出我国核电厂OLE安全论证时采用美国执照更新的操作流程,并考虑IAEA长周期运行及定期安全审查的结果。

在核电厂开展OLE安全论证时,首先应确定安全论证的基准,开展安全论证基准确认与符合性检查工作,使其满足NNSA的要求,确保未来核电厂在提交《核电厂运行许可证》有效期限延续申请时,所采用的基准文件适用且有效。

参考文献

- [1] IAEA. Specific Safety Requirements No. SSR-2/2. Safety of Nuclear Power Plants; Commissioning and Operation [S]. Vienna: IAEA, 2011.
- [2] U. S. NRC. NRC Regulations 10 CFR Part 54: Requirements for renewal of operating licenses for nuclear power plants [R]. Washington DC: U. S. NRC, 2007.
- [3] U. S. NRC. Status of License Renewal Applications and Industry Activities [EB/OL]. Washington DC: U. S. NRC, 2017 (2017-12-9) [2017-12-9]. <http://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/renewal/applications.html>.
- [4] IAEA. Operational Reactors by Age [EB/OL]. Vienna: IAEA, 2017 (2017-12-9) [2017-12-9]. <http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalByAge.aspx>.
- [5] 中华人民共和国环境保护部.《〈核电厂运行许可证〉有效期限延续的技术政策(试行)》,国核安发[2015]280号[S].北京:中华人民共和国环境保护部,2015.
- [6] Nuclear Energy Institute. NEI 95-10 Revision 6 Industry Guideline For Implementing The Requirements of 10 CFR Part 54 - The License Renewal Rule [S]. Washington, DC: Nuclear Energy Institute, 2005.
- [7] U. S. NRC. NRC Regulations 10 CFR Part 50: Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities [R]. Washington, DC: U. S. NRC, 2015.
- [8] IAEA. IAEA Safety Report Series No. 57: Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants [R]. Vienna: IAEA, 2008.
- [9] IAEA. IAEA Services Series 26: SALTO Peer Review Guidelines - Guidelines for Peer Review of Safety Aspects of Long Term Operation of Nuclear Power Plants [R]. Vienna: IAEA, 2014.
- [10] 殷德健. 法国定期安全审查的实践 [J]. 核安全, 2006 (3): 51-55.
- [11] ASN. CODEP-DCN-2013-013464; Letter from ASN to EDF, on the proposed program for the prolongation of NPPs operation beyond 40 years [R]. Paris: ASN, 2013.
- [12] IAEA. IAEA Safety Series No. NS-G-2.10. Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants [R]. Vienna: IAEA, 2003.
- [13] IAEA. IAEA Specific Safety Guide No. SSG-25. Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants [R]. Vienna: IAEA, 2013.
- [14] 郁祖盛. 中国与美国核电厂许可证管理程序的比较 [J]. 核安全, 2006 (3): 33-38.
- [15] 王晨香. 核电站老化管理与长周期运行的考验 [J]. 中国核工业, 2014 (7): 40-41.
- [16] 龚巍, 崔满满, 窦一康, 等. 核电厂运行许可证延续(OLE)安全监管的对策 [J]. 核安全, 2015, 14 (1): 1-11.

Discussion on the Safety Demonstration Basis for Operating License Extension (OLE) of Nuclear Power Plants in China

CHEN Zhilin¹, CHI Zhiyuan², ZHANG Yanwei^{1,*}, WANG Chunhui²,
SHI Zhenhao¹, AN Yinghui², HUANG Ping¹, WANG Jun¹

(1. Suzhou Nuclear Power Research Institute, Suzhou 215004, China;

2. Daya Bay Nuclear Power Operations And Management Co., Ltd., Shenzhen 518120, China)

Abstract: Operating license extension (OLE) is now performed to expiration the operating license in some nuclear power plants (NPPs) in China. Prior to the safety demonstration, it is obliged to identify the demonstration basis. Currently, license renewal (LR) from the US and long term operation (LTO) from IAEA are two predominant OLE strategies in the world. In this paper, current licensing basis (CLB) for LR and LTO were comparative studied, methods and concrete contents were suggested on basis of technology policy given by National Nuclear Safety Administration (NNSA), to provide the technical support on safety demonstration basis (SDB) for OLE in the future.

Key words: nuclear power plants (NPPs); operating license extension (OLE); safety demonstration basis (SDB); license renewal (LR); long term operation (LTO); current licensing basis (CLB)

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

贺振宇, 张强升, 张发云, 熊冬庆, 邓 冬*
(环境保护部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 小径薄壁管冷弯后拉伸试验不合格。通过对该试验数据的原因分析, 包括原材料、冷弯工艺、试样厚度和形状、测量方法及试样加工工艺等方面, 最终确定拉伸试验数据不合格的原因, 并对弯管进行重新拉伸试验, 进一步采取质量控制措施, 保证了拉伸试验达到合格标准要求。

关键词: 小径试验; 原因分析; 质量控制措施

中图分类号: TG407 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0083-04

目前, 核电站管道预制有热弯、冷弯^[1-4]两种形式, 而冷弯后又分为弯曲后热处理消除应力和不消除应力^[5-8]两种, ASME 标准^[2]规定碳钢管壁厚小于 19mm 的小径管不需要进行回火消除应力, 本文研究的是壁厚小于 8mm、弯曲半径 $\geq 3D$ 的小径管弯曲后加工的拉伸试样在拉伸过程中易出现数据不符合材料技术要求, 通过研究标准及实际拉伸过程, 分析不合格原因, 制定质量控制措施, 从而保证拉伸质量符合标准要求。

1 碳钢小径薄壁管拉伸试验不合格问题的发现

依据 RCC - M 标准 F4120^[9] 及 NFA49 - 213 1990 标准^[10] 中 TU48C 材料性能要求, 材质 TU48C、规格 $\Phi 88.9 \times 7.62$ mm 的管子冷弯后需要取样进行拉伸试验, 拉伸试验数据要求见表 1。弯管后从管子弯曲起点、终点、拱背及拱腹侧取样^[11], 1 根管子共取 6 个试样, 取样方向为沿管子弯曲方向^[12,13], 取样位置如图 1 所示。

试样室温拉伸采用 GB/T228.1 - 2010^[14] 标准进行, 试样形状为纵向弧形试样, 拉伸后发现, 编号为 1A、4A、5A、6A 试样 $R_m \times (A -$

2) < 10500, 结果为不合格, 其中内侧结果相差较大, 试验结果见表 2, 拉伸后的样品如图 2 所示, 由图 2 可知, 不合格样品都有一个共同点, 断裂位置靠近夹持端。

表 1 TU48C 管道拉伸标准数据表^[10]

Table 1 Standard data table of TU48C

名称	材料	规格 (mm)	拉伸试验要求值 ^{注1}		依据标准
			R · m (MPa)	A% (Min)	
90° 弯管 3D	TU48C	$\Phi 88.9$ $\times 7.62$	470	Rm ×	RCC - M2000
			-570	(A - 2)	及 NFA49 - 213
			≥ 10500	1990	

注 1: 断后伸长率 A% 至少大于 16%

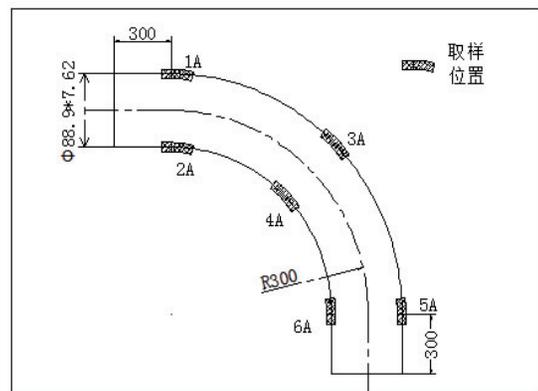


图 1 取样示意图

Fig. 1 Sample for schematic

收稿日期: 2017-11-02

修回日期: 2018-02-14

作者简介: 贺振宇 (1972—), 男, 山西繁峙人, 高级工程师, 学士, 现主要从事民用核安全设备审评工作

*通讯作者: 邓冬, E-mail: dengdong1985@163.com

表 2 冷弯试样室温拉伸的试验结果

Table 2 Test result of cold-formed sample for room Temperature

序号	试样编号	抗拉强度 R_m (MPa)		断后伸长率 A (%)		$R_m \times (A - 2)$	试验结果判定
		要求值	试验值	要求值	测量值		
1	1A		508		22	10160	不合格
2	2A		561		21	10659	合格
3	3A	470 ~ 570	570	$R_m \times (A - 2)$ ≥ 10500	20.5	10545	合格
4	4A		490		19.5	8575	不合格
5	5A		571		20	10278	不合格
6	6A		497		20	8946	不合格



图 2 不合格品拉伸试样图

Fig. 2 Tensile sample of nonconforming product

根据表 3 测量数据发现, 管道拱背起弯和终弯侧、拱腹中间和终弯侧试样壁厚变化达 3% - 5% 左右, 也是引发较薄处断裂的原因所在。

表 3 纵向弧形弯曲试样厚度测量表

Table 3 Thickness measurement table of portrait arc bend sample

取样编号	近起点厚度 (mm)	中间厚度 (mm)	近终点厚度 (mm)
1A (拱背起始)	7.98	7.72	7.7
2A (拱腹起始)	7.95	7.88	7.86
3A (拱背中间)	7.22	7.18	7.24
4A (拱腹中间)	8.4	8.15	8.17
5A (拱背终弯)	7.72	7.75	7.95
6A (拱腹终弯)	8.3	7.93	7.88

2 数据不合格原因分析

2.1 原材料分析

原材料复验数据显示, 原材料取样是直径 5mm 的圆形截面棒样, 拉伸试样 $R_m \times (A - 2)$ 值位于 10600 - 13800 之间。

2.2 冷弯工艺分析

采用相同的工艺对 $\Phi 168 \times 16\text{mm}/20\text{G}$ 和 $\Phi 88.9 \times 7.62\text{mm}/20\text{G}$ 的管子冷弯, $\Phi 168 \times 16\text{mm}$ 弯管取样采用直径 5mm 的圆形截面棒样, 拉伸结果全部合格, 而采用 $\Phi 88.9 \times 7.62\text{mm}/20\text{G}$ 弯管采用纵向弧形试样进行拉伸, 拉伸结果也出现了不合格现象, 经过试验, 初步认为拉伸样的形状对结果产生的影响较大。

2.3 拉伸试样厚度及形状分析

经测定, 纵向弧形试样在起弯处、终弯处、拱背及拱腹处厚度出现不均匀现象, 试验采用 $\Phi 88.9 \times 7.62\text{mm}$ 冷弯后 1A - 6A 厚度分布值见表 3。

2.4 GB/T228.1 测量方法的分析

由于拉伸试验数据不合格采用的试样为纵向弧形板状试样, 拉伸时会出现靠近夹持端断裂的情况, GB/T228.1 附录 H 对出现靠近夹持端断裂采用移位法进行计算, 此方法对于断裂位置靠近试样中间标记 1/4 - 3/4 有实际意义, 若断裂位置很靠近夹持端, 则拉伸试验断后伸长率 $A\%$ 会由于夹持端截面较大而引起断后伸长率严重下降的现象, 移位法计算可适当弥补一定的计算误差。

2.5 试样加工工艺分析

试样取样采用线切割取样, 取样不受温度的影响, 对材料金相组织无影响, 但取样时原始样为弯板状, 取样后需要在弯曲试验机正反弯曲后保证拉伸样处于平直状态, 多次正反弯曲使试样有一定的冷作硬化作用。

2.6 不合格的原因分析如下：

(1) 拉伸试样形状对结果产生影响较大，采用均匀的圆棒样 $R_m \times (A - 2)$ 值与母材拉伸结果几乎一致，而采用纵向弧形板状试样 $R_m \times (A - 2)$ 值相对偏小，对断后伸长率 $A\%$ 影响较大；

(2) 管道经冷弯后壁厚会出现不均匀现象，拉伸试验取样样品在拱腹处厚度变化最大；

(3) 试样冷加工也对性能产生一定的影响。

3 重新拉伸试验的质量控制措施与结果

3.1 质量控制措施

考虑到试样形状及机加工会引起试样拉伸数据不合格，并参考《ASME 规范第 II 卷中 SA-370 钢制品力学性能试验的标准试验方法和

定义》^[15]第 3.2 条中，对机加工也有对试样加工的要求：试样机加工或制备不当会造成错误的结果，机加工不当的试样应报废或用另外的试样代替的要求，试验重新进行取样，为保证试样的均匀性，拉伸样采取如下措施：

由于受壁厚度、管径条件限制和加工精度限制，试样继续采用纵向弧形板状试样，但试样弯曲时尽量减少次数，正反弯曲次数控制在 10 次以内。

试样正反面进行机加工，尽量保证板厚度一致，保证壁厚差控制在 1% 以内。

3.2 重新拉伸结果

重新取样加工后进行拉伸试验，试验结果均合格。重新加工后的试样如图 3 所示，拉伸试验数据见表 4。



图 3 重新加工后的试样

Fig. 3 Tensile sample of recollect and machining

表 4 重新进行拉伸试验数据

Table 4 Result of tensile testing again

序号	试样编号	抗拉强度 R_m (MPa)		断后伸长率 A (%)		$R_m \times (A - 2)$	试验结果判定
		要求值	试验值	要求值	测量值		
1	1A (拱背起始)		527		25	12121	合格
2	2A (拱腹起始)		504		29	13608	合格
3	3A (拱背中间)	470 - 570	564	$R_m \times (A - 2)$ ≥ 10500	22.5	11562	合格
4	4A (拱腹中间)		522		22.5	10701	合格
5	5A (拱背终弯)		541		21.5	10549	合格
6	6A (拱腹终弯)		524		25	12052	合格

4 结论

核级小径薄壁管按 RCC - M 标准 F 篇冷弯后采用纵向弧形板状试样拉伸试验 $R_m \times (A - 2)$ 值受试样壁厚不均匀和机加工因素的影响不合格几率很大，采取有效的机加工，使试样壁厚均匀后拉伸试验方可合格。

参考文献

- [1] 中华人民共和国国家发展和改革委员会. DL/T 515 - 2004, 电站弯管 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2004.
- [2] ASME, 锅炉及压力容器委员会动力锅炉分委员会. ASME B31.1 - 2010 动力管道 [S]. 中国《ASME 规范产品》协作网 (CACI), 译. 北京: 中国石化出版社, 2010.

- [3] 国家能源局. NB/T20001-2013, 压水堆核电站核岛机械设备制造规范 [S]. 北京: 国家能源局, 2013.
- [4] 马甲科. 核电站管道弯曲工艺 [J]. 中国核电, 2013, 6 (2): 144-147.
- [5] 谭璞, 李剑波. 核电站管道热疲劳机理与防治 [J]. 核安全, 2011 (4): 23-28.
- [6] 马娜, 尹昌耕, 秦金光. 核电站碳钢管道壁厚减薄原因分析 [J]. 核动力工程, 2013, 34 (2): 123-125.
- [7] 古敏, 王殿祥, 韩丽, 等. 经不同规范焊后热处理的核电用碳钢的力学性能比较 [J]. 压力容器, 2015, 32 (6): 35-39.
- [8] 黄炳臣, 焦殿辉, 沈伟, 等. 主蒸汽超级管道许可证模拟件制作的基本要求 [J]. 核安全, 2014, 13 (3): 78-83+55.
- [9] 法国核岛设备设计、建造及在役检查规则协会. RCC-M 压水堆核岛机械设备设计和建造规则 [S]. 中科华核电技术研究院有限公司, 译. 上海: 上海科学技术文献出版社, 2010.
- [10] AFNOR. NFA49-213-1990, STEEL TUBES. seamless unalloyed and Mo or Cr-Mo alloyed steel tubes for use at high temperatures. Dimensions (with normal tolerances). Technical delivery conditions. [S]. LA PLAINE: AFNOR, 1990.
- [11] 梁新邦, 李久林. GB/T228-2002 金属材料室温拉伸试验方法实施指南 [M]. 北京: 中国标准出版社, 2002.
- [12] 孙造占. 关于金属拉伸试样的有效性 [J]. 核安全, 2004 (2): 9-13.
- [13] 焦殿辉, 杜爱玲. 主管道环焊缝横向拉伸试验要求和验收准则的标准对比 [J]. 核安全, 2011 (3): 65-68.
- [14] 中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局, 中国国家标准化管理委员会. GB/T228.1-2010 金属材料拉伸试验第1部分: 室温试验方法 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2010.
- [15] ASME, 上海发电设备成套设计研究院. ASME 核电规范与标准 BPVC-II 材料 [S]. 上海核工程研究设计院, 译. 上海: 上海科学技术文献出版社, 2007.

Failure Analysis and Quality Control Measures for the Cold Bending Tensile Test of Thin Wallpipe of Nuclear Grade Carbon Steel

HE Zhenyu, ZHANG Qiangsheng, ZHANG Fayun, XIONG Dongqing, DENG Dong*
(Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing 100082, China)

Abstract: The tension test result of thin-walled tube after cold bending is unqualified. Through the analysis of causes of tension test result data, including raw material, cold bending, thickness and shape, measuring method and processing technical of test sample, confirm the reason which the tension test result data is unqualified. and re-tension test to the cold bending, adopt quality control measure further, ensured the tension test to achieve the requirement of standard.

Key words: thin-walled tube; tensile test; causal analysis; quality control measures

安全相关涂层管理策略研究

梁耀升*, 张忠伟, 董海涛
(苏州热工研究院有限公司, 苏州 215000)

摘要: 本文介绍国内主要商用核电堆型电厂反应堆厂房涂层的安全相关属性和管理策略, 简述地坑过滤器堵塞风险的研究现状, 指出当前所公开的管理导则忽略了安全壳内涂层劣化, 可能在基准事故工况下生成大量碎片, 提高地坑过滤器的堵塞风险。并且提出了安全壳内涂层的管理策略以控制地坑过滤器堵塞风险为目的, 通过涂层在基准事故工况下的生成碎片与传输能力, 以及滤网堵塞的临界碎片量, 量化状态评估办法。根据碎片量逼近关系和碎片传输关系, 决定维修时机和维修优先级。

关键词: 安全相关涂层; 老化; 评估; 管理策略

中图分类号: T-19 **文章标志码:** A **文章编号:** 1672-5360 (2018) 01-0087-08

余热排出是保证核电厂安全的一项专设功能, 反应堆厂房的涂料选材必须通过模拟设计基准事故条件下的评价试验, 以避免涂层对安全功能的执行造成影响。安全系统关键设备的性能鉴定是以涂层合格作为默认前提的, 但涂层会在固化后随着服役时长不断劣化降质。针对该问题美国核管会 (NRC) 号召电厂运营者单独开展持续的涂层状态评估和风险评估活动, 确保始终满足核电的安全承诺, 并且在指导核电厂延寿申请和审批的 GALL 报告中, 将涂层管理纳入老化管理范畴^[1], 这要求不同堆型的各个核电厂不但要掌握自身的涂层状态和安全风险, 也要制定有效的管理策略并采取及时的纠正措施。

本文结合我国多年来核电运行管理经验及研究成果, 提出安全相关涂层管理策略, 以控制安全风险为目的量化涂层状态评估方法, 为我国核电厂的安全相关涂层管理工作提供参考。

1 核反应堆各堆型涂层管理风险

1.1 M310 堆型

当前核电业界研究成果否定了 M310 堆型反应堆厂房地坑过滤器设计以 50% 滤网面积堵塞的假设, 因为这种假设低估了碎片的影响,

在设计基准事故下, 破口影响区内外生成的大量碎片随着蒸汽和水流迁移, 在冷却液循环期间可能造成以下影响: (a) 滤网上游碎片堆积导致滤网两侧压差增大, 降低安注泵和安喷泵的净正吸入压头裕量, 最终导致堆芯冷却功能和安全壳喷淋功能的丧失; (b) 到达过滤器下游的碎片在流道狭窄处滞留, 阻止冷却剂到反应堆堆芯和安全喷淋的再循环, 导致安全壳内热量导出不足, 或者在燃料组件格架上堆积, 影响堆芯长期再循环冷却能力。碎片也可能在精密部件上堆积或造成磨损, 导致设备和系统的运行恶化或功能缺失; (c) LOCA 后化学产物沉积于燃料包壳表面导致包壳温度升高, 硼酸析出和碎片的化学效应则使得堆芯区域的硼酸浓度超标。美国核管会及核能研究机构对以上问题的研究形成了较为规范的管理规定和技术导则, 包括各类法规、导则和技术公报。

针对地坑过滤器上游碎片影响的问题, 美国核管会号召核电运营者重新实施地坑过滤器堵塞风险评估^[2], 各国核安全监管当局和工业界随后开展地坑性能优化研究和改造工作。加拿大、德国、美国、法国、韩国、日本等国把增加滤网面积的设备改进作为应对措施, 但对

收稿日期: 2017-10-11

修回日期: 2018-02-09

作者简介: 梁耀升 (1986—), 男, 广西贵港人, 工程师, 学士, 金属材料工程专业, 现主要从事核电厂老化与腐蚀研究工作

*通讯作者: 梁耀升, E-mail: 124467627@qq.com

其安全论证的工作并没有最终结束。我国的国家核安全局对地坑过滤器堵塞问题的监管要求也及时借鉴国际上的成熟经验和措施。从岭澳二期核电站建设开始,新建电厂都进行了地坑过滤器的上游碎片分析、系统及新型设备设计、滤网堵塞性能分析以及试验验证等,已经建设的电站也逐步参考新建标准开展补充分析评估和改造工作。

在这些改进措施的上游碎片分析中,破口影响区内的涂层以及安全壳内不满足设计基准事故工况涂层系统要求的涂层被认为是碎片源,其他的“合格涂层”则不会生成碎片[3]。反应堆厂房建设工程中,钢衬里、土建钢结构、混凝土地面、墙面、天花板表面约有 25000m²涂装面积,经过严格的涂料选型和工程质量控制,都可以属于“合格涂层”。但随着这些涂层的老化,在其服役的第二个十年内可能发生比较明显的降质劣化[4]。图1和图2分别为核电厂安全壳内部混凝土表面及管道表面的涂层脱落情况。



图1 某核电厂安全壳内局部混凝土表面涂层脱落
Fig.1 Peeling coating of concrete in containment of a nuclear power plant



图2 某核电厂安全壳内管道表面涂层脱落
Fig.2 Peeling coating of pipe in containment of a nuclear power plant

一旦涂层出现大面积剥落,传输到地坑过滤器表面,可能将堵塞风险提高到不可接受的程度。因为这些特性,安全壳内的涂层被定义为安全相关涂层^[5],这些涂层本身没有安全功能,但其失效却会影响有关设备执行安全功能。为了全寿期始终满足核电厂的安全承诺,美国材料与试验协会响应美国核管会的号召,编写了“核电站服役 I 级涂层系统的状态评估大纲标准指南”^[6],以便各核电厂运营者进一步规范和监督反应堆厂房涂层的服役状态和安全风险。尽管关于核电厂涂料的测试方法,我国建立了 NB/T20133 系列核能行业标准,可以为涂层性能和老化状态评价提供参考,但在安全风险评估方面暂时没有通用的指导规范。

1.2 其他堆型

EPR 堆型的堆芯余热排出系统执行原理与 M310 堆型类似,但提高了安全冗余量,通过循环地坑收集安全壳内冷却水,经换热器排出余热。在事故工况下,由独立于核岛冷却水系统之外的另一个冷却系统负责将热负荷从换热器传递到海水。因而 EPR 的安全壳涂层具有与 M310 相同的安全相关属性。

AP1000 把堆芯余热排出设计成非能动堆芯冷却系统 PXS 和非能动安全壳冷却系统 PCS。在设计基准事故下,非能动余热排出子系统把堆芯余热交换给安全壳内置换料水箱,水箱经过蒸发和通风再把热量带至钢制安全壳,钢制安全壳内壁作为热阱吸收空气热量,表面形成凝结水,通过地坑过滤器回流到安全壳内置换料水箱,热量被传导到钢制安全壳外壁,来自非能动安全壳冷却水储存箱的水依靠重力淋到钢制安全壳外壁,水膜吸收热量向上蒸发后流入大气。空气导流板则从底部输送环境低温空气,与安全壳热交换后上升回流至大气,以此自然循环方式提供再循环冷却。为了保证传热安全功能,AP1000 钢制安全壳内外壁和设备涂层应有优秀的传热系数、发射率、比热容和润湿性,为了保证在长期再循环过程中地坑过滤器及下游不被堵塞,设计规定使用干膜密度较大、易于沉积的涂层^[7]。由于 AP1000 在设计基准事故期间不允许使用非安全级别的安全壳喷淋系统,不会产生流体将钢制安全壳内壁以

外的涂层运输至过滤器，因而 AP1000 反应堆厂房涂层的安全相关性体现为安全壳内外涂层的传热性能和内壁涂层的抗剥落性能。此外，AP1000 钢制安全壳外侧与大气直接连通，当前我国核电厂址全部处于滨海大气环境，具有高湿度和高卤素含量特征，当外壁涂层失效导致腐蚀持续发展，造成钢制安全壳基材性能下降时，也具有安全相关属性。

高温气冷堆不存在安全相关涂层。所以不在讨论范围内。

2 安全相关涂层管理策略

安全相关涂层管理是针对安全相关属性开展预警评估和预防性维修，因而以下就 M310、EPR 和 AP1000 三种堆型进行讨论。

2.1 M310 与 EPR 堆型

M310 与 EPR 安全相关涂层管理是以控制地坑过滤器堵塞风险为目的，电厂运营者持续评估涂层的老化状态和在设计基准事故下的碎片总量，以其与地坑堵塞的临界涂层碎片量的逼近程度，作为风险评估和启动维修的决策依据，评估工作需要现场目视检查、附着力测试和留样 LOCA 测试来完成。需要涂层留样和电厂寿期内定期检查测试来获得评估的充分条件，下面简述评估办法。

2.1.1 评估指标

评估体系定义一组关键指标：

(1) 逼近率，指每次检测涂层碎片量与临界涂层碎片量的逼近程度；

(2) 临界涂层碎片量，指在设计基准事故下可以造成安全壳再循环地坑过滤器堵塞的最少涂层碎片量；

(3) 检测涂层碎片量，指检测活动中评估出可传至地坑过滤器的涂层碎片总量；

(4) 极限碎片量，指地坑过滤器正常运行所能负荷的极限碎片总量；

(5) 初始碎片量，指排除涂层老化因素，在设计基准事故下生成并传输至地坑过滤器的所有碎片总量；

(6) 潜伏涂层碎片量，指在破口影响区以外，可在事故工况下变成碎片的涂层总量；

(7) 传递系数，指各区域涂层碎片传输到

地坑过滤器的比例。

各指标之间关系详如图 3 所示。

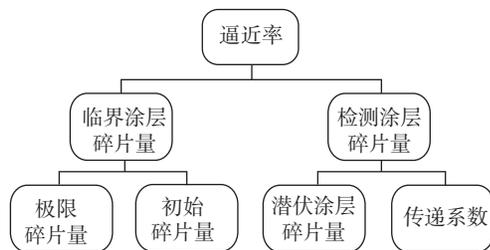


图3 安全相关涂层管理关键指标逻辑图

Fig. 3 Logic diagram of key indicators for safety related coating management

2.1.2 评估方法及应对措施

(1) 逼近率

逼近率代表涂层老化状态在事故工况下向地坑过滤器堵塞事件的逼近程度。是每次评估出可传递至地坑过滤器的全部涂层碎片量与临界涂层碎片的比值，即：

$$\gamma = \frac{X_{ACD}}{X_{CCD}} \times 100\%$$

式中：

γ ——逼近率；

X_{ACD} ——检测涂层碎片量；

X_{CCD} ——临界涂层碎片量。

电厂运营者应持续评估涂层状态，维修时机必须设定在逼近率达到 1 之前。更为准确和保守的，管理者应综合维修窗口间隔和涂层老化速率设定警戒线（小于 1），当逼近率靠近警戒线时启动维修活动。

(2) 临界涂层碎片量

临界涂层碎片量 X_{CCD} 是事故工况下可以造成地坑过滤器堵塞的最少涂层碎片量。临界涂层碎片量与反应堆厂房结构、设计基准事故工况条件、破口选择、以及地坑过滤器、安喷泵和安注泵的设计技术参数有关，但机组一旦建成，其临界涂层碎片量就是一个定值，等于极限碎片量与初始碎片量之差。

$$X_{CCD} = N_{LM} - N_{INI}$$

式中：

X_{CCD} ——临界涂层碎片量；

N_{LM} ——极限碎片量；

N_{INI} ——初始碎片量。

(3) 检测涂层碎片量

检测涂层碎片量 X_{ACD} 是在检查评估活动中, 认为在事故工况下转变成碎片, 并且传输至地坑过滤器的涂层碎片总量; 检测涂层碎片量由涂层状态以及安全壳内各区域到达地坑过滤器的传递系数决定, 当某一个区域的涂层被评估为潜伏碎片时, 其与传递系数的乘积为该区域向地坑过滤器输送的涂层碎片量。将安全壳内所有区域的涂层碎片加和即为检测涂层碎片量。

$$X_{ACD} = \sum (\alpha \times N_{LAT})$$

式中:

X_{ACD} ——检测涂层碎片量;

α ——传递系数;

N_{LAT} ——潜伏涂层碎片量。

(4) 极限碎片量

极限碎片量 X_{LM} 指地坑过滤器正常运行所能负荷的极限碎片总量, 包括保温材料、涂层、

异物等所有碎片类型, 代表地坑过滤器的性能属性。获得极限碎片量的方法是进行地坑过滤器样机的极限杂质鉴定试验, 通过压损计算辅助论证鉴定结果。极限杂质鉴定试验的设计的温度修正方法和碎片替代方法参照 NUREG/CR-6224 《Parametric Study of the Potential for BWR ECCS Strainer Blockage due to LOCA Generated Debris》^[8], 样机尺寸、试验流量、水位控制根据地坑过滤器技术规范书确定。

(5) 初始碎片量

初始碎片量 N_{MIN} 是排除涂层老化因素, 在事故工况下生成并传递至地坑过滤器的所有碎片总量; 初始碎片量的计算方法参照 NEI-04-07 《Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology》^[3], 通过破口选择、碎片生成、潜伏碎片、碎片传输, 最终计算初始碎片量。初始碎片量评估方法示意图如图 4 所示。

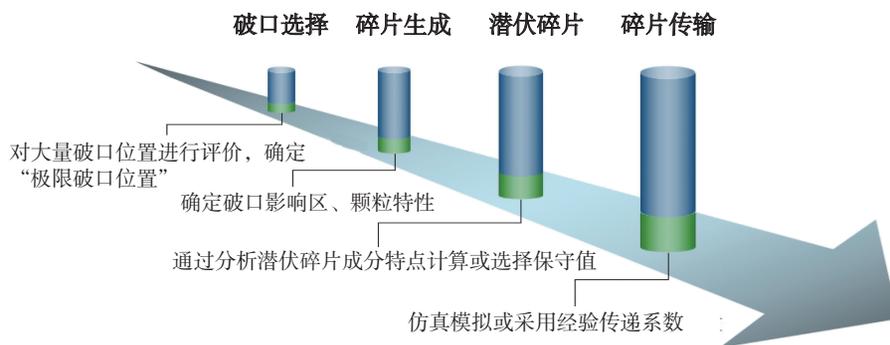


图 4 初始碎片量评估方法

Fig. 4 Initial debris assessment method

① 破口选择

选择破口尺寸和位置是在假定破口尺寸的情况下, 对大量破口位置进行评价, 最终确定出对地坑性能影响最大的破口位置, 即产生最大碎片量和最差碎片组合时的位置, 称为“极限破口位置”。

将管道“双端截断”时的破口尺寸作为给定破口尺寸, 这样可以计算出大体积的碎片量。确定破口位置较为复杂, 需要将所有反应堆冷却剂系统管道及其连接管道考虑进去。调查显示, 蒸汽发生器保温材料的类型和数量往往多于一回路主管道系统, 因此可选择蒸发器与一回路管道连接处作为初始破口位置。再沿着主

管道每三步设一计算点, 并与初始位置的计算结果比较, 取其中较大的破口位置; 对于一回路附属管道, 可只考虑流体隔离点的情况。

② 碎片生成

确定影响区内各种材料生成碎片的数量和尺寸分布。假定影响区是以破口为中心的某一球形区域, 并按照《American National Standard Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plant Against the Effects of Postulated Pipe Rupture》^[9]中推荐的方法确定影响区半径。当计算的影响区边界越过墙体时, 则实际边界应该在墙体终止; 当遇到设备或部件(比如稳压器、蒸发器、主泵、支撑件等)时, 它们的背

影区将免受破坏。之后，对计算出的 ZOI 半径进行修正，以取得保守值。

在评价碎片传输之前，需要明确各种尺寸碎片的数量。美国核能研究所（Nuclear Energy Institute，简称 NEI）将碎片分为小碎片和大碎片两种。所谓小碎片是指能够通过格栅、拦污栅、辐射防护栏的碎片，而不能通过上述障碍的碎片归为大碎片，其中格栅、拦污栅和辐射防护栏的最大开口尺寸约小于 $10\text{cm} \times 10\text{cm}$ 。R. G. 1. 82 《Water Sources for Long - Term Recirculation Cooling Following a Loss - of - Coolant Accident》^[10] 已经给出各种材料形成碎片后的尺寸分布推荐值，当计算某一材料碎片的尺寸分布量时，只需将该种材料在 ZOI 内的体积（或面积）乘以对应的尺寸分布百分数即可。

③ 初始潜伏碎片

初始潜伏碎片也是造成地坑过滤器堵塞的来源之一，包括破口影响区外的不合格涂层、泥土、保温材料等，评价时需要明确安全壳内结构和设备的总面积以及易堆积碎片的面积占总面积的比例、正常运行期间碎片的堆积量和碎片的特点。

安全壳内结构和设备的水平与竖直面决定了潜伏碎片可能堆积的总面积，例如地面、墙体、电缆槽、控制棒驱动机构冷却器等。如果无法计算出某一部位的准确面积，可用保守数值代替。确定正常运行期间碎片在水平表面的堆积量时，可将安全壳按原有实体分隔成各个区域，并在各区域内选择具有代表性的水平表面，测量表面上碎片堆积厚度，从而可以计算出碎片的堆积量。另外，设备标签、布告牌等也应作为运行期间的潜伏碎片计算。潜伏碎片的特点包括碎片密度和颗粒直径等，确定方法有两种，一种是通过分析碎片试样确定出它的成分和特点，另一种是直接选择保守数值。

④ 碎片传输

评价碎片传输的目的是确定各种碎片从碎片源传输到再循环地坑过滤器的比例与数量。

安全壳类型不同，碎片在各阶段的传输比例也不相同，这里以“高分隔安全壳”为例加以说明，同时假设破口发生在安全壳底部。所谓高分隔安全壳是指反应堆冷却剂系统设备

（如蒸汽发生器、稳压器等）被周围结构和隔间完全包围的安全壳，比如西屋公司的三回路核电站。

在爆裂传输过程中，假设有 75% 的小纤维碎片和 RMI 碎片被传输到安全壳底层地面，其余 25% 向上喷射；冲刷传输时，假设小纤维碎片可全部传输，而对于 RMI 小碎片，假设只有那些在安全壳底层地面和喷淋路径上的碎片才发生传输；在填池传输过程中，假设所有小纤维碎片均可传输，其传输到死水池的比例可以根据死水池占安全壳底层水体的比例计算。再循环传输时，假设活水池内的全部小纤维和全部 RMI 小碎片都可以传输至地坑。在所有传输过程中，假设 ZOI 内的所有其它材料的传输比例与小纤维碎片相同，而 ZOI 外的所有材料在再循环开始时可全部传输到再循环地坑。而大碎片除了进行初始传输外，不再参与其它传输过程。将这些数据连同各种碎片生成的尺寸比例填入碎片传输逻辑图，即可计算出它们的传输比例与数量。

（6）潜伏涂层碎片量

潜伏涂层碎片量 N_{LAT} 是指破口影响区以外，可在事故工况下变成碎片的涂层，包括不满足设计基准事故试验的涂层系统，以及经老化降质为不合格的涂层。其中不满足设计基准事故试验的涂层系统在“初始涂层碎片量—初始潜伏涂层”评估中进行过统计，但后期涂层维修工作仍可能引入新的不满足设计基准事故试验的涂层系统，或者“初始潜伏涂层碎片”获得维修变为“合格涂层”，因此定期的评估是必要的。

对于经老化降质为不合格涂层的评估，目视检查被公认为标准有效的方法，ASTM D5163 《Standard Guide for Establishing Procedures to Monitor the Performance of Coating Service Level I Coating Systems in an Operating Nuclear Power Plant》^[6] 规定核电厂应在每次换料大修中对安全壳内涂层进行全面的目视检查，并对可疑部位实施进一步检查，包括干膜测厚和附着力测试等。2006 年至 2017 年期间，美国电力研究院（EPRI）和苏州热工研究院（SNPI）对此问题做了进一步研究和实践^[11]，表明单一目视检查方法并非完全可靠。而目视

检查完好和附着力测试合格的涂层系统，也并不都能通过模拟 LOCA 测试。

图 5 与图 6 分别是国内核电站服役第 5 年与服役第 15 年的安全壳同种涂层留样在 LOCA 测试中的最大缺陷面，后者出现明显鼓泡。但在这两次评估活动中，目视检查的评估结果差别微小。

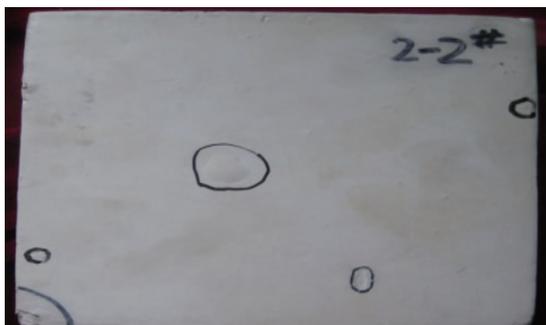


图 5 服役 5 年的安全壳内混凝土涂层留样 LOCA 测试最大缺陷面

Fig. 5 The maximum defect surface after LOCA test of concrete coating in containment for 5 years service



图 6 服役 15 年的安全壳内混凝土涂层留样 LOCA 测试最大缺陷面

Fig. 6 The maximum defect surface after LOCA test of concrete coating in containment for 15 years service

但采用目视检查、附着力测试、LOCA 测试的递进评估方法（如图 7 所示）可以获得最接近实际的涂层状态。

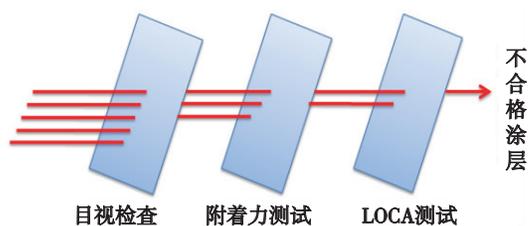


图 7 涂层碎片评估方法示意图

Fig. 7 Sketch map of evaluation method for coating debris

据此方法，某区域的潜伏涂层碎片量为：

$$N_{LAT} = Z_{UNQ} + Z_{QUA} \times \{P_V + P_A \times (1 - P_V) + P_L \times [1 - P_V - P_A \times (1 - P_V)]\}$$

式中：

N_{LAT} ——潜伏碎片量；

Z_{UNQ} ——检查区域内不满足设计基准事故试验涂层系统的涂层量；

Z_{QUA} ——检查区域内满足设计基准事故试验涂层系统的涂层总量；

P_V ——目视检查不合格率；

P_A ——附着力测试不合格率；

P_L ——LOCA 测试不合格率。

(7) 传递系数

传递系数 α 反映碎片传输的规律，代表不同区域的涂层碎片对地坑过滤器堵塞的贡献程度。碎片特征、安全壳结构、水流通道、流速是影响传递系数的主要因素。NEI04 - 07 《Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology》导则^[3]中的“逻辑树分析法”和“精细分析法”是传递系数的计算方法。

传递系数是对地坑过滤器堵塞进行风险评估和制定维修优先级的关键指标。在确定维修时机后，全部缺陷面积可能无法一次性维修完成，因此在满足将逼近率降低至可接受范围内的前提下，优先维修传递系数较大的缺陷涂层。图 8 为某颗粒传递系数示意图。

2.2 AP1000 堆型

AP1000 应该建立预防性维修大纲，定期评估下列风险并采取纠正措施：一是钢内衬及钢制安全壳腐蚀风险，电厂通过防腐大纲的执行，监督涂层完整性和基材腐蚀状态，利用大修窗口完成维修工作；二是涂层润湿及传热能力不足风险，目前尚无服役涂层老化与该指标变化的定性或定量关系研究结论，运营电厂可通过长期留样监测来实现控制目标；三是设计基准事故下生成碎片堵塞地坑过滤器风险，与 M310 堆型的评估方法相同，开展现场涂层目视检查、附着力测试和留样 LOCA 测试，计算碎片总量和逼近率。

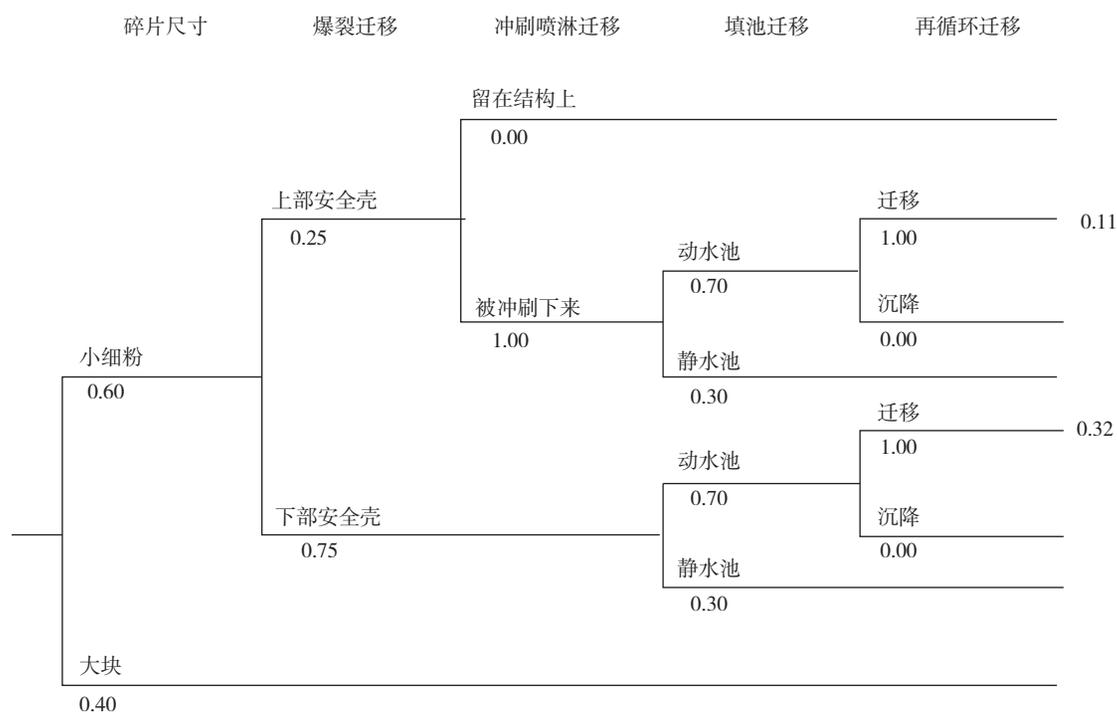


图8 某颗粒传递系数示意图

Fig. 8 Sketch map of transfer coefficient of a particle

3 结论

我国压水堆核电反应堆厂房涂层的全部或部分具有安全相关属性，需要持续评估和鉴定涂层的老化状态在安全允许范围，采取及时有效的纠正性维修。涂层的完整性对安全壳的全寿期耐蚀能力具有决定性作用，涂层缺陷对腐蚀的影响应根据服役环境的侵蚀性来评价；评估安全壳内潜在流入地坑的涂层量，及其与临界碎片量的逼近程度，可以为安全壳内涂层的维修时机提供决策依据；AP1000堆型的钢制安全壳内外壁涂层还需要监控其传热性能。

参考文献

- [1] U. S. NRC. Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, Rev. 2 [R]. NUREG - 1801, Washington, DC: U. S. NRC, 2010.
- [2] U. S. NRC. Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Recirculation During Design Basis Accidents at PWRs, GL2004 - 02 [R]. Washington, DC: U. S. NRC, 2004.
- [3] Nuclear Energy Institute. Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology, NEI 04 - 07 Vol. 1 [R]. Washington, DC: NEI, 2004.
- [4] Westinghouse. Degradation and failure characteristics of NPP containment protective coatings, WSRC - TR - 2000 - 00340 [R]. Pittsburgh: Westinghouse, 2000.
- [5] American Society for Testing and Materials. D5144 Standard Guide for Use of Protective Coating Standards in Nuclear Power Plants [S]. West Conshohocken: ASTM, 2008.
- [6] American Society for Testing and Materials. D5163 Standard Guide for Establishing Procedures to Monitor the Performance of Coating Service Level I Coating Systems in an Operating Nuclear Power Plant [S]. West Conshohocken: ASTM, 2004.
- [7] Westinghouse. Application of Protective Coatings Systems, Structures for AP1000 Reactor Plant, Revision 6 [R]. Pittsburgh: Westinghouse, 2012.
- [8] U. S. NRC. Parametric Study of the Potential for BWR ECCS Strainer Blockage due to LOCA Generated Debris, NUREG/CR - 6224 [R]. Washington, DC: U. S. NRC, 1995.
- [9] American National Standards Institute. American National Standard Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plant Against the Effects of Postulated Pipe Rupture [R]. Washington, DC: ANSI, 1988.
- [10] U. S. NRC. Water Sources for Long - Term Recirculation Cooling Following a Loss - of - Coolant Accident, RG1. 82, Revision 3 [R]. Washington, DC: U. S. NRC, 2003.
- [11] Electric Power Research Institute. Guideline on Nuclear Safety-Related Coatings. Rev. 2 [R]. California: EPRI, 2009.

