



CPR1000延长ILRT周期研究

方 兴, 翁文庆, 叶水祥, 张 伟, 李剑波

Study on Extension of Containment ILRT Cycle of CPR1000

Fang Xing, Weng Wenqing, Ye Shuixiang, Zhang Wei, and Li Jianbo

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2021.04.0222>

您可能感兴趣的其他文章

Articles you may be interested in

基于统计软件R的安全壳泄漏率试验数据有效性分析

Data Reliability Analysis during Containment Leakage Test Based on Statistical Software R

核动力工程. 2020, 41(5): 99–103

安全壳冷却机组风机盘管进风均匀性的定量研究

Quantitative Analysis on Uniformity of Inflow of Fan Coil Unit in Containment Cooling System

核动力工程. 2018, 39(3): 114–118

安全壳大空间内氢气分层行为的模型研究

Model Study on Hydrogen Stratification Behavior within a Containment

核动力工程. 2021, 42(3): 155–160

CPR1000机组定期试验优化方法研究

Study on Optimization Method for Periodical Tests of CPR1000 Nuclear Power Unit

核动力工程. 2018, 39(4): 123–127

非能动压水堆钢安全壳围堰安装技术

Installation Technology for Weirs of Steel Containment Vessel in a Passive Pressure Water Reactor

核动力工程. 2019, 40(2): 146–149

双层安全壳环廊泄漏率分析方法研究

Research on Double Containment Annulus Leakage Rate Test

核动力工程. 2021, 42(3): 121–126



关注微信公众号, 获得更多资讯信息

文章编号: 0258-0926(2021)04-0222-06; doi:10.13832/j.jnpe.2021.04.0222

CPR1000 延长 ILRT 周期研究

方兴¹, 翁文庆¹, 叶水祥², 张伟¹, 李剑波¹

1. 中广核研究院有限公司, 广东深圳, 518000; 2. 苏州热工研究院有限公司, 江苏苏州, 215000

摘要: 10 a 一次的安全壳整体密封性试验 (ILRT) 必须占用大修关键路径, 时长约 100 h。美国 94 台核电机组已基于安全壳性能评价将 ILRT 周期延长至 15 a。本研究介绍了美国相关安全壳性能评价要求, 分析了 CPR1000 机组延长 ILRT 周期历史中试验、检查数据的可用性, 并以岭澳核电站二期为例计算了延长 ILRT 周期后的风险, 风险增量非常小。结果表明, CPR1000 机组基本具备延长 ILRT 周期的条件。

关键词: 安全壳整体密封性试验 (ILRT); 定期试验周期; 安全壳

中图分类号: TL364 **文献标志码:** A

Study on Extension of Containment ILRT Cycle of CPR1000

Fang Xing¹, Weng Wenqing¹, Ye Shuixiang², Zhang Wei¹, Li Jianbo¹

1. China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd., Shenzhen, Guangdong, 518000, China;
2. Suzhou Nuclear Power Research Institute Co., Ltd., Suzhou, Jiangsu, 215000, China

Abstract: The containment ILRT for 10 years occupies the critical path of refueling for about 100 hours. 94 nuclear power units in the United States have extended the containment ILRT cycle to 15 years based on containment performance evaluation. This paper introduces the performance evaluation requirements of the relevant containment in the United States in detail, and analyzes the extension of the ILRT cycle by the CPR1000 unit, and the availability of historical test data and inspection data. Taking a CPR1000 demonstration unit as an example, the risk after prolonging the safety test of the containment is calculated, and the risk increment is very small. The results show that the CPR1000 unit basically is with the conditions to extend the test period of the containment seal.

Key words: ILRT, Periodic test cycle, Containment

0 引言

为了实现保护生态环境和公众健康的目的, 核电站安全壳必须实现功能: ①在运行状态和事故工况下包容放射性物质; ②在运行状态和事故工况下屏蔽辐射; ③防御外部自然事件和人为事件。为保证安全壳实现上述功能, 探测潜在的故障和检查可运行性, 在机组停运时, 核电站通过计划性的定期安全壳整体密封性试验 (ILRT) 来确认设计功能。

美国联邦法规 10CFR50 能源部分附录 J 选项 B 规定核电机组可以基于安全壳性能决定 ILRT 周期, 在此基础上, 美国核管会 (NRC) 委托美国核能研究所发布了导则 NEI 94-01^[1-3]。该导则具有可操作性和普适性, 在美国, 无论何种堆型、何种安全壳形式的核电机组都可根据该导则的相关要求向监管部门申请延长 ILRT 周期。NRC 近年来已批准 94 台核电机组延长 ILRT 周期至 15 a, 其中已有 75 台机组完成了 15 a 周期的 ILRT, 尚

收稿日期: 2020-06-22; 修回日期: 2020-07-13

作者简介: 方兴 (1989—), 男, 工程师, 现主要从事核电科研及共性技术改进工作, E-mail: 562120219@qq.com

无试验失败的报告。

根据《900兆瓦压水堆核电站土建工程设计和建造法则》(RCC-G)要求, CPR1000系列机组 ILRT 周期为每 10 a 至少 1 次。ILRT 必须占用大修关键路径, 试验时长约 100 h。CPR1000 系列机组已完成 50 余次 ILRT (包括运行前 ILRT), 历次试验结果优良, 具备延长试验周期的前提条件。以每台机组 60 a 寿命计算, 寿期内根据延长 ILRT 周期时间节点不同可减少 1 次或 2 次 ILRT, 创造了直接经济效益, 同时减少了工作人员照射剂量。本文针对延长 CPR1000 系列机组 ILRT 周期进行了分析, 并以岭澳核电站二期为例进行了风险增量计算。

1 美国基于安全壳性能延长安全壳试验周期的要求

安全壳性能评价的内容主要包括安全壳密封性试验、安全壳在役检查、延长周期后的风险增量。

1.1 安全壳密封性试验

ILRT 方法需遵循 ANSI/ANS56.8^[4], 但性能指标泄漏率的定义需使用文献 [1] 中的新定义。新定义强调了性能指标泄漏率的计算值需加入因大量泄漏而隔离的通道的泄漏率值。成功的 ILRT 定义为性能指标泄漏率小于 1.0 La (24 h 内泄漏空气百分比)。若最近连续 2 次 ILRT 成功, 则初步符合延长 ILRT 周期的条件。连续 2 次 ILRT 至少有一次是在设计压力下进行, 连续两次 ILRT 的最小间隔为 24 个月。

1.2 安全壳在役检查

安全壳在役检查需遵循 ASME-BPVC-XI 卷-IWE/IWL^[5]的规定。每次 ILRT 开始前需进行安全壳内外部表面可接近区域的普通目视检查。ASME-BPVC 任一版本都是有效的, 美国核电业主可以根据某一版本制定电厂的检查程序。ASME-BPVC 卷 IWA/IWE/IWL (IWA: 轻水冷却核电厂的通用要求; IWE: 轻水冷却核电厂 MC 和 CC 级部件金属内衬的检查要求; IWL: 轻水冷却核电厂 CC 级混凝土部件的检查要求) 2004、2007、2010、2013 版变化不大, 仅检查周期存在细微变化且新增了少许仪器探测项目。

为适应最新要求, 本文主要参考 ASME-BPVC 2013 版。

1.2.1 常规检查要求 每次 ILRT 前进行安全壳内外部表面可接近区域的普通目视检查。遵循 ASME 核电厂设备在役检查规则 IWE/IWL 节的要求进行检查。

1.2.2 补充检查要求 若 ILRT 间隔已经延长至 15 a, 需在上 2 次 ILRT 期间的换料阶段进行至少 3 次安全壳内外部表面可接近区域的普通目视检查 (针对已经申请过特许 1 次延长 ILRT 至 15 a 的电厂)。若 ILRT 间隔为 10 a, 需在上两次 ILRT 的期间的换料阶段进行至少 2 次安全壳内外部表面可接近区域的普通目视检查 (针对 ILRT 周期为 10 a 的电厂、与 CPR1000 机组现状类似)。建议这些检查应与 ASME BPVC-IWE/IWL 小节要求的检查一起进行或协调进行。

1.2.3 补充检查中发现的缺陷处理 若补充检查期间或 ILRT 期间发现缺陷, 电厂应给出纠正行动方案, 以查明缺陷的原因, 并确定适当的纠正行动, 给出结论。

1.3 延长 ILRT 周期的风险增量评价方法

根据两百多次 ILRT 历史记录可知, 延长安全壳试验周期是可行的, 风险增量一般都很小。但监管部门仍要求核电业主在申请延长 ILRT 周期时计算风险增量。延长 ILRT 周期的风险在于延长 ILRT 周期后导致那些仅可通过 ILRT 发现的潜在缺陷被发现的可能性降低, 故那些能被局部泄漏率试验 (LLRT) 所探查到的潜在缺陷不应纳入风险增量贡献值中。

1.3.1 风险分析方法 风险分析方法主要步骤包括归并事故工况下的释放类、确定集体剂量基线、分析风险增量并与风险接受准则对比、敏感性分析^[6]。具体过程参见第 3 节。

1.3.2 风险接受准则 ILRT 周期延长的风险接受准则如表 1 所示。

2 CPR1000 机组延长 ILRT 周期研究

在应用美国延长 ILRT 周期相关判断方法时, 为实现最大的经济效益, 最好能直接使用 CPR1000 机组的历史 ILRT 数据和安全壳检查结果。但 CPR1000 机组历史上并非使用美国相关

表1 风险接受准则

Tab. 1 Risk Acceptance Criteria

指标	接受准则
ΔCDF	如果 $\Delta CDF < 10^{-6}$, 风险增量为: “非常小”, 可接受; 如果 $10^{-6} \leq \Delta CDF < 10^{-5}$, 风险增量为“小”, 需确保总 $CDF \leq 10^{-4}$
$\Delta LERF$	如果 $\Delta LERF < 10^{-7}$, 风险增量为: “非常小”, 可接受; 如果 $10^{-7} \leq \Delta LERF < 10^{-6}$, 风险增量为“小”, 需要确保总 $LERF \leq 10^{-5}$
集体剂量	集体剂量增量等于 $0.01 \text{人} \cdot \text{Sv/a}$ 或集体剂量变化率 $\leq 1\%$
$\Delta CCFP$	$\leq 1.5\%$

CDF —ILRT周期延长后的堆芯损坏频率; ΔCDF — CDF 的增量; $LERF$ —ILRT周期延长后的大量早期泄漏频率; $\Delta LERF$ — $LERF$ 增量; $\Delta CCFP$ —ILRT周期延长后的安全壳条件失效概率增量

试验和检查体系, 这就要求分析 CPR1000 机组历史上所用试验和检查方法是否满足美国要求。

2.1 安全壳密封性试验具体要求

CPR1000 机组每次 ILRT 都达到设计压力 $4.2 \times 10^5 \text{ Pa}$ 。ILRT 中并无验证试验, RCC-G^[7] 中对于气体稳定和终止取值的判定也无明确要求, 实际操作中, 一般 5 min 取一组压力、温度、湿度数据 (ANSI/ANS 56.8 规定: 至少取 30 组压力、温度、湿度等读数才构成有效泄漏率计算数据), 且要求维持在 $4.2 \times 10^5 \text{ Pa}$ 试验压力平台 24 h (ANSI/ANS 56.8 规定气体稳定时间 $\geq 4 \text{ h}$, 试验时间 $\geq 8 \text{ h}$, 验证试验时间 $\geq 4 \text{ h}$), 按照 CPR1000 机组多次 ILRT 经验, 此时泄漏率已经稳定, 虽无验证试验, 但泄漏率结果准确性可以保证。

宁德核电站 1 号机组首次 ILRT 时曾应用 ANSI/ANS 56.8 所规定的方法进行试验: 升压速率约为 $1.4 \times 10^4 \text{ Pa} \cdot \text{h}^{-1}$, 在 $4.2 \times 10^5 \text{ Pa}$ 保压平台气体的稳定时间约为 10 h, 数据取值时间正好 8 h (这意味着标准要求的数据取值终止判定准则早已满足, 只是必须满足试验取值时间 $\geq 8 \text{ h}$ 的要求)。因此, 在现行 CPR1000 机组 ILRT 必须保压 24 h 的情况下, 实际上已能满足 ANSI/ANS 56.8 的要求 (气体稳定时间 $\geq 4 \text{ h}$, 试验时间 $\geq 8 \text{ h}$, 验证试验时间 $\geq 4 \text{ h}$)。

以岭澳核电站二期为例, 分析其试验前仪表检定要求、仪表精度要求、ILRT 前状态设置、A/B/C 类试验验收标准、路径泄漏率计算方法, 均较美国相关要求更为严格。ILRT 历史试验数据满足美国相关要求。

2.2 安全壳在役检查和监测要求

CPR1000 机组属于法国技术体系, 但其在役检查要求编制时参考了多份美国相关标准, 如

ASME-BPVC-XI 卷-IWE/IWL 节《核电厂设备在役检查规则-钢内衬/混凝土》。对于安全壳钢内衬及其附属结构、混凝土在役检查基本满足 IWE/IWL 要求, 但部分检查项目的检查周期与 CPR1000 机组现行检查周期并不完全符合, 如: 钢内衬超声厚度检查, 建议持证人可在申请 ILRT 周期变更前补做钢内衬超声厚度检测。

美国大部分核电站预应力钢束都是灌脂钢束, 只有三里岛 2 号机 (三维钢束、已永久关闭) 和 HB 罗宾逊电厂 (只使用竖向钢束) 应用了灌浆钢束。但法国、比利时、加拿大、中国的核电站更多使用灌浆钢束。IWL 中关于灌脂钢束检查的内容并不适用于评估对比, 因此在评价灌浆钢束时改用 RG1.90^[8] 作为美国评价要求的来源, 其要求包括: 无灌浆试验钢束的受力监测; 使用仪器和压力测试 (备选方案 A) 或监测压力下的变形 (备选方案 B) 来监测预应力水平; 目视检查。

通过分析, CPR1000 机组预应力钢束目视检查、安全壳结构变形监测、安全壳强度试验均已基本满足 RG1.90 要求。

2.3 概率安全评价

美国是风险评价领域的先行者, 我国国家核安全局组织相关单位对国际概率安全分析 (PSA) 应用先进国家相关导则进行翻译、消化、吸收工作。陆续以核安全译文的形式出版了美国 NRC 管理导则 RG1.174《概率风险评价应用于特定电厂许可证基础变更的风险指引决策方法》^[9]、RG1.177《特定电厂风险指引决策方法: 技术规格书》^[10]、RG1.200《确定 PSA 结果应用于风险指引活动的技术充分性的方法》^[11] 等。

国家核安全局的发布文件规定: “在国内概

率安全分析相关的法规和标准尚不完善时,核工业界可以对国际上成熟的法规和标准提出拟采用的建议,在获得国家核安全局同意后,可在有关工作中加以参照”^[12]。

CPR1000 机组根据各自建立的 PSA 模型,若模型通过同行评审,则符合美国关于 PSA 模型充分性和质量 (RG1.200) 的要求。因此,CPR1000 机组具备应用上文中风险接受准则和风险增量计算方法的可行性。

3 岭澳核电站二期延长 ILRT 周期的风险评价

以岭澳核电站二期为例,使用功率工况一级模型和功率工况内部事件简化二级模型作为输入条件。风险分析流程主要包括以下步骤:

(1) 确定安全壳事故风险的基线并归类

以一级 PSA 分析结果作为二级 PSA 模型的输入信息,并采用安全壳事件树将安全壳状态向 EPRI 规定的释放分类^[13]归并。国际电力研究

协会 (EPRI) 推荐的释放分类如表 2 所示。

(2) 确定每一释放类集体剂量基准值

如机组已建立三级 PSA 模型,则可直接应用其结论;若没有建立三级 PSA 模型,可参考美国 Surry 核电厂的计算结果 (表 3) 进行对比并通过修正得出集体剂量。修正因子包括:以电厂为中心的 80 km 半径内人口数量、机组热功率、安全壳最大允许泄漏率。

(3) 计算延长 ILRT 周期的风险增量

安全壳除了要做整体泄漏率试验,还要针对贯穿件、隔离阀、气闸门等做局部泄漏率试验,这些试验一般要在整体泄漏率试验之前完成。因此,延长安全壳试验周期的风险指的是不能被局部泄漏率试验所探测到的已存在缺陷。然后通过计算得出 $\Delta LERF$ 、集体剂量变化、 $\Delta CCFP$ 。

(4) LERF、集体剂量、CCFP 的变化评价

ILRT 周期为 15 a 时,岭澳核电站二期风险增量计算结果为: $\Delta LERF$ 为 3.69×10^{-8} /(堆·年),集体剂量率变化为 0.21%,集体剂量增量为 $2.28 \times$

表 2 EPRI 规定的释放分类及描述

Tab. 2 Classification and Description of Release Specified by EPRI

安全壳释放类	描述
1	堆芯损坏后初期和长期阶段,安全壳保持完整性。
2	堆芯损坏后,由于安全壳隔离失效而导致的泄漏(即阀门是开着的),此事故类主要指直径大于 5.1 cm 的安全壳隔离阀关闭失效
3a	堆芯损坏后安全壳完整性因设备隔离失效而破坏,但这些设备不是由 B 类和 C 类试验验证的设备,但为小泄漏
3b	堆芯损坏后安全壳完整性因设备隔离失效而破坏,但这些设备不是由 B 类和 C 类试验验证的设备,但为大泄漏
4	与局部 B 类试验相关的密封失效,小泄漏,与 ILRT 延长无关,不需要进一步研究
5	与局部 C 类试验相关的密封失效,小泄漏,与 ILRT 延长无关,不需要进一步研究
6	在堆芯损坏后安全壳完整性因设备卡开在开启位置而关闭失效,通常指维修后的试验,如某一阀门行程试验,卡开失效,但是通常这类失效不会对分析结果有较大的影响,不需要进一步分析
7	严重事故工况或后续的继发失效(超压),如氢爆等
8	安全壳旁通

表 3 参考核电厂周边 80 km 处集体剂量风险

Tab. 3 Population Dose with in 80 km Radius of the Reference Plant

平均比例	集体剂量风险/[人·Sv·(堆·年) ⁻¹]	释放类频率/(人·年 ⁻¹)	集体剂量风/(人·Sv)
0.029	1.58×10^{-3}	1.23×10^{-7}	1.28×10^4
0.019	1.06×10^{-3}	1.64×10^{-7}	6.46×10^3
0.002	1.30×10^{-4}	2.01×10^{-8}	6.46×10^3
0.216	1.20×10^{-2}	2.42×10^{-6}	4.95×10^3
0.732	4.06×10^{-2}	5.00×10^{-6}	8.12×10^3
0.001	6.00×10^{-5}	1.42×10^{-5}	4.23
0.002	1.10×10^{-4}	1.91×10^{-5}	5.76
1.0	5.55×10^{-2}	4.10×10^{-5}	

10^{-3} 人·Sv·a⁻¹, ΔCCFP 为 0.32%, 3 指标都在风险接受准则内。

(5) 敏感性分析

该步骤对于安全壳衬里腐蚀对风险结果的影响进行分析, 采用 Calvert-Cliffs 核电厂的分析方法^[14] 进行分析, 可分别得到考虑和不考虑钢衬腐蚀的 ILRT 周期变更后的风险变化情况。具体从几个方面考虑: ①分别考虑安全壳筒体和大盖、安全壳基座结构属性的差异; ②安全壳衬里遭受腐蚀导致出现缺陷的可能性; ③ILRT 周期延长后, 老化对缺陷发展可能性的影响; ④安全壳内压力导致衬里缺陷出现泄漏的可能性; ⑤目视检查未能有效探测缺陷的可能性。

结果表明, ΔLERF 在考虑钢内衬腐蚀的情况下由 3.69×10^{-8} /(堆·年) 增长为 3.74×10^{-8} /(堆·年), 80 km 附近人员年集体剂量由 2.28×10^{-3} 人·Sv 增长为 2.30×10^{-3} 人·Sv, 集体剂量变化率由 0.2139% 增长为 0.2164%, 变化很小, 仍处于接受范围内。

(6) 外部灾害分析

上述步骤从内部事件的角度分析了 ILRT 周期延长后的风险评价方式, 此外还要分析 ILRT 周期延长时外部事件对风险的贡献(如火灾和地震)。如果电厂已经开发了对应的内部事件 PSA 模型, 并且模型是充分的满足分析 ILRT 周期延长的需要, 则可依据内部事件评价 ILRT 周期延长的风险评价方式进行评价; 否则应细化模型。此外, 对于外部风险的评价也可以借鉴当前存在的、并被批准了的分析方式或者其他的替代方法来评价 ILRT 周期变更的风险变化。岭澳核电站二期并未建立水淹、火灾地震二级 PSA 模型, 采用 LERF/CDF 为 0.1 的保守假设时, 包含内外部事件的总 ΔLERF 为 1.19×10^{-7} /(堆·年), 已处“风险小”的区域, 此时总 LERF 为 3.58×10^{-7} /(堆·年), 仍处于风险接受准则内。

(7) 安全壳超压影响分析

通常, ILRT 周期延长不影响 CDF, 但如果机组发生事故后, 堆芯应急冷却注入功能依赖安全壳的超压静压头, 那么这些事故序列对应的 CDF 将可能增加, 因此在分析时需要甄别此类事故序列以确定 ILRT 周期延长是否对 CDF 有影响。

通过查询系统设计手册和系统运行程序, 发现堆芯应急冷却注入功能与安全壳内超压静压头无关, 故 ILRT 周期延长不会影响 CDF。

4 结论

CPR1000 机组参考美国基于安全壳性能的方法将 ILRT 周期延长为 15 a 在机组寿期内能减少 1~2 次试验, 减少了成本。CPR1000 机组的历史 ILRT 结果和安全壳在役检查要求及结果表明, 基本具备应用美国方法延长 ILRT 周期的条件, 且安全壳历史密封性试验和在役检查数据可直接作为延长试验周期依据。通过对岭澳核电站二期进行风险增量计算, 风险增量处于“非常小”区间, 具备延长 ILRT 周期的条件。建议各 CPR1000 机组尽早开展延长 ILRT 周期评估工作, 提高核电经济效益, 降低工作人员集体剂量。

参考文献:

- [1] Nuclear Energy Institute. Industry guideline for implementing performance-based option of 10 CFR 50, Appendix J[R]. NEI94-01, Revision 3-A, Washington: Nuclear Energy Institute, 2012.
- [2] Nuclear Energy Institute. Industry guideline for implementing performance: based option of 10 CFR 50, Appendix J[R]. NEI94-01, Revision 2-A, Washington: Nuclear Energy Institute, 2008.
- [3] Nuclear Energy Institute. Industry guideline for implementing performance-based option of 10 CFR 50, Appendix J[R]. NEI94-01, Revision 0, Washington: Nuclear Energy Institute, 1995.
- [4] American Nuclear Society. American national standard for containment system leakage testing requirements: ANSI/ANS-56.8-1994[S]. American: American Nuclear Society, 1994.
- [5] The American Society of Mechanical Engineers. Rules for inservice inspection of nuclear power plant components: ASME BPVC-XI-2013[S]. New York: ASME, 2013.
- [6] Electric Power Research Institute. Risk impact assessment of extended integrated leak rate testing intervals: 1009325[R]. California: Electric Power Research Institute, 2008.
- [7] Electricite De France. 900兆瓦(电)压水堆核电站土建工程设计和建造法则: RCC-G[Z]. 水利电力部苏州热工研究所, 译. 苏州: 水利电力部苏州热工研究所, 1983.
- [8] Nuclear Regulatory Commission. Inservice inspection of

- prestressed concrete containment structures with grouted tendons[Z]. Washington: Nuclear Regulatory Commission, 2012 .
- [9] Nuclear Regulatory Commission. An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant specific changes to the licensing basis: regulatory guide 1.174, revision 2[R]. Washington: Nuclear Regulatory Commission, 2011.
- [10] Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research. An approach for plant-specific, risk-informed decisionmaking: technical specifications: regulatory guide 1.177, revision 1[Z]. Washington: Nuclear Regulatory Commission, 2011.
- [11] Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research. An approach for determining the technical adequacy of probabilistic risk assessment results for risk-informed activities: regulatory guide 1.200[Z]. Washington: U. S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, 2009.
- [12] 国家核安全局. 关于发布《概率安全分析技术在核安全领域中的应用》(试行)的通知: 国核安发[2010] 12号[R]. 北京: 国家核安全局, 2010.
- [13] U. S. Nuclear Regulatory Commission. Vogtle electric generating plant technical specification revision request integrated leakage rate testing interval extension[R]. Washington: U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2003.
- [14] Calvert Cliffs Nuclear Power Plant. License amendment request: one-time integrated leakage rate test extension[R]. Washington: U. S. Nuclear Regulatory Constellation, 2002.

(责任编辑: 王中强)