

我国研究堆运行许可证延续的 关键技术问题和工程实践

初起宝¹, 马若群¹, 张 锋², 朱庆福^{3,*}, 吕云鹤¹, 陈晓亮³

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082; 2. 中核武汉核电运行技术股份有限公司, 湖北 武汉 430223;
3. 中国原子能科学研究院, 北京 102413)

摘要: 生态环境部发布的第8号令《核动力厂、研究堆和核燃料循环设施安全许可程序规定》对我国研究堆运行许可证延续事项作了新的规定, 与HAF001/03《研究堆安全许可证件的申请和颁发规定》的要求相比, 研究堆运行许可证延续技术路线和许可证申请流程均需作相应的变动。本文基于我国研究堆运行许可证延续相关法规要求, 借鉴商业堆运行许可证延续安全论证实践, 分析了高通量工程试验堆和游泳池式轻水反应堆运行许可证延续工程经验, 总结了研究堆开展运行许可证延续安全论证的主要技术要求和关键技术问题, 为我国研究堆后续开展运行许可证延续安全论证提供参考。

关键词: 研究堆; 运行许可证延续; 时限老化分析; 老化管理

中图分类号: TL411

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2024)08-1605-11

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0255

Key Technical Issues and Engineering Practices of Operating License Extension for Research Reactors in China

CHU Qibao¹, MA Ruqun¹, ZHANG Feng², ZHU Qingfu^{3,*}, LYU Yunhe¹, CHEN Xiaoliang³

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Ecology and Environment, Beijing 100082, China;

2. China Nuclear Power Operation Technology Corporation, Ltd., Wuhan 430223, China;

3. China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: In 2019, the Ministry of Ecology and Environment issued Order No.8 “Regulations on Safety Licensing Procedures for Nuclear Power Plants, Research Reactors, and Nuclear Fuel Cycle Facilities”, and repealed HAF001/03 “Regulations on Application and Issuance of Safety Licensing Certificates for Research Reactors”. The new regulation will unify the license management requirements of research reactors and commercial reactors, which puts forward new requirements for aging management and license renewal of research reactors. The Order No.8 has made new provisions on the operating license extension (OLE) for China’s research reactors. Compared with the previous implementation of OLE in accordance with HAF001/03, the technical route and license application process for OLE of research reactors need to be changed accordingly. High-flux engineering test reactors (HFETR) and swimming pool light water reactor (49-2 reactor) have carried out a pioneering exploration for the research reactor

收稿日期: 2024-04-25; 修回日期: 2024-06-17

基金项目: 国家重点研发计划(2019YFB1900900)

* 通信作者: 朱庆福

OLE. Based on the in-depth summary of the OLE engineering experience of the two research reactors, the main work contents and technical requirements for the renewal of the research reactor license were clarified. This paper was based on the related regulatory requirements for the OLE of research reactors in China, drew on the practice of commercial reactor safety demonstration for OLE, analyzed the experience of HFETR and 49-2 reactor OLE projects, summarized the main technical requirements and key technical issues for conducting OLE safety demonstration of research reactors in accordance with the requirements of Order No. 8, and provided reference for the subsequent OLE safety demonstration of research reactors in China.

Key words: research reactor; operating license extension; time-limited aging analysis; aging management

截至2023年12月,我国共有18座在役民用研究堆,其中3/4以上已运行超过30年,部分早期研究堆,如高通量工程试验堆(HFETR)和游泳池式轻水反应堆(49-2堆)服役时间已超过40年。根据我国核安全监管要求,研究堆在达到设计运行寿期或运行执照许可期限后,需要开展全面分析论证,如符合继续运行条件,可向核安全监管部门提出运行许可证延续(OLE)申请。

为规范民用核动力厂、研究堆、核燃料循环设施等核设施安全许可活动,2019年,国家生态环境部发布了第8号令《核动力厂、研究堆、核燃料循环设施安全许可程序规定》,同时废止HAF001/03《研究堆安全许可证件的申请和颁发规定》。新规定将研究堆与商业堆的许可证管理要求统一,这对研究堆的老化管理和许可证延续工作提出新的要求。

国内秦山核电厂经过多年分析论证和审评,已于2021年获批许可证延续运行,建立了商业机组OLE技术体系。2020年,HFETR首次按照新的监管要求,参考秦山核电厂OLE老化管理审查的经验,探索开展OLE论证工作,并获得有效期至2028年10月31日的运行许可^[1]。2022—2023年,49-2堆在参考秦山核电厂和HFETR延续运行经验的基础上,建立了较为完备的研究堆延续运行论证技术体系,并根据延续运行10年开展分析论证工作,经监管部门审评和综合考量,已批准延续运行6年至2029年12月。

HFETR和49-2堆为研究堆OLE开展了开拓性探索,基于两台研究堆OLE工程经验进行深入总结,明确研究堆许可证延续主要工作内容和技术要求,对后续研究堆的许可证延续具有重要的参考意义。

近年来随着核安全监管要求和安全标准的提

升以及研究堆服役年限的增长,研究堆OLE安全论证面临着诸多挑战:1)对照研究堆新的安全许可管理规定,目前研究堆OLE安全评估的技术体系、安全基准、审评方法流程等需要进一步完善;2)随着我国对核设施材料老化认知的逐渐深入,安全标准不断提高,新的安全标准对早期服役的研究堆的许可证延续带来了较大挑战;3)研究堆长期服役后,设备老化降质逐渐显现,对系统性的老化管理提出了新要求;4)研究堆的结构、材料与商业堆差异较大,难以借鉴商业堆的材料老化研究成果及运行数据,研究堆长期服役需更多的老化降质数据支持。

本文基于我国法规要求和现有的研究堆延续论证经验,探讨我国研究堆许可证延续的关键技术问题,为我国后续研究堆许可证延续工作提供借鉴。

1 研究堆OLE安全法规要求

2006年1月28日,国家核安全局发布了HAF001/03《研究堆安全许可证件的申请和颁发规定》,根据该规定,《研究堆运行许可证》的有效期为10年,设计寿期内许可证到期前需开展换证申请工作,相关论证工作基于定期安全评价(PSR)开展。超过设计寿期的研究堆如申请继续运行,必须对研究堆的设计和安全管理、安全性能、组织机构和行政管理、程序等5个要素开展综合审查,判断核设施是否具备延续运行条件。经国家核安全局审查批准,重新颁发《研究堆运行许可证》,该许可证的有效期一般不得超过5年。

2018年1月1日,《中华人民共和国核安全法》施行后,对核设施的安全许可提出了若干新的要

求。国家核安全局按照核安全法的相关要求,将核动力厂、研究堆和核燃料循环设施的安全许可证的申请和颁发方面的规定予以了明确,并于2019年10月1日发布第8号令《核动力厂、研究堆和核燃料循环设施安全许可程序规定》,代替了HAF001/03《研究堆安全许可证的申请和颁发规定》和HAF001/01《核电厂安全许可证件的申请和颁发》。

第8号令新增了许可变更和许可证延续的规定,并对核安全许可和审批事项的设立有所调整。其中在许可证延续方面,基于近几年国家核安全局关于核电厂OLE相关工作,制定了申请许可证延续的相关条件和要求。相比HAF001/03的要求,第8号令要求重点关注安全论证、老化管理、安全改进等方面,保留了延续运行期间继续开展PSR的要求,主要变化列于表1。

表 1 研究堆 OLE 安全许可相关要求的变化
Table 1 Changes of safety permit requirement for OLE of research reactors

要求项目	HAF001/03 的要求	生态环境部第 8 号令的要求
运行许可证的初始年限	《研究堆运行许可证》的有效期为 10 年	核设施运行许可证的有效期为设计寿期
OLE 的安全基准	研究堆安全状况及运行结果与设计或设计变更基本一致	核设施经论证、验证,符合核安全标准要求
OLE 申请时机	申请者必须在研究堆到达设计寿期前至少 12 个月,向国家核安全局提交申请	应当于许可证有效期届满前 5 年,向国家核安全局提出运行许可证有效期延续申请
OLE 申请提交材料	1) 《研究堆运行许可证申请书》; 2) 《研究堆运行安全论证报告》(该报告应覆盖 PSR 的内容); 3) 《研究堆最终安全分析报告》修订版; 4) 《研究堆质量保证大纲》; 5) 国家核安全局要求的其他相关文件	1) 核设施运行许可证有效期延续申请书; 2) 运行许可证有效期延续的安全论证、验证报告、老化管理大纲、修订的环境影响评价文件、核安全相关的工程改进措施和计划等与核设施安全论证、验证相关的材料; 3) 增补或者修改的最终安全分析报告; 4) 法律、行政法规规定的其他材料
OLE 申请年限	国家核安全局根据研究堆的特点,批准延续运行的《研究堆运行许可证》有效期一般不得超过 5 年	核设施运行许可证有效期延续的期限按照核设施的实际状态和安全评估情况确定,但每次不超过 20 年

2 大型商用堆 OLE 实践的启示

2.1 商用堆 OLE 技术路线和分析论证内容

商业堆 OLE 已形成良好实践,国际上核电厂许可证延续策略包括执照更新、长期安全运行以及执照更新和长期运行相结合的加强型模式。执照更新以美国为代表,在机组 40 年的运行执照到期前,通过递交申请以证明机组当前及今后的安全性,从而使运行执照得以更新并延长不超过 20 年。长期安全运行为国际原子能机构的技术体系,该模式要求每 10 年开展一次 PSR,评判机组在下一个 10 年是否能够继续运行。我国核电厂采用加强型模式,其中运行许可证延续审查重点关注老化和环境影响,PSR 重点关注机组设计、运行与最新的安全标准的符合性,以及可行的安全提升活动。

2015 年国家核安全局颁布了《核电厂运行许可证有效期限延续的技术政策(试行)》(简称技

术政策),明确了我国核电厂 OLE 技术路线。根据技术政策的要求,核电机组 OLE 安全论证包括:许可证延续安全论证基准的确定、许可证延续安全评估范围界定和老化管理审查对象筛选、时限老化分析清单筛选和时限老化分析论证、面向 OLE 的老化管理大纲构建、老化管理大纲/程序/活动的有效性审查、OLE 环境影响评估、《最终安全分析报告》增补和修改、安全改进和提升活动。

2.2 大型商用堆 OLE 的良好实践对研究堆的启示

在技术政策的基础上,为确立核电厂 OLE 安全论证和审评工作的基准,监管部门发布了《秦山核电厂运行许可证有效期限延续的安全审评指南》,明确以美国执照更新的法规和标准等技术文件为审评依据,对老化管理对象筛选、老化管理审查、时限老化分析、安全分析报告增补、老化管

理大纲等内容开展深入的审查。

依据技术政策的相关规定,秦山核电厂开展了许可证延续评估范围界定和老化管理对象的筛选,确定的 OLE 老化管理审查对象包含 8 559 个机械部件、5 类电仪物项组、265 项构筑物构件,筛选出的对象数量及分布与国外经验反馈结果较符合。通过对老化管理大纲的充分性和有效性审查,证明现有的大纲或强化后的大纲可合理控制老化效应,重要部件在延续运行期间可执行其预定功能^[2]。开展了 RPV 辐照脆化、金属部件疲劳、安全壳预应力等时限老化分析工作,分析结果表明部件在延续运行期间能够继续维持预定安全功能。秦山核电厂还针对《最终安全分析报告》内容、环境影响、工程改造等进行了专项评估^[3]。

2021 年秦山核电厂成功获批延续运行,完成了国内商业机组首次运行许可证延续,形成了我国核电机组运行许可证延续技术体系,起到了良好的示范效应。从秦山核电厂运行许可证延续的成功经验看,下列几个方面的工作对运行许可证延续至关重要,对研究堆开展 OLE 具有重要借鉴意义。

1) 安全基准的系统化管理

OLE 安全论证首先需要确定安全基准,《最终安全分析报告》中确定了核设施在设计、建造和运行过程中所遵循的法律、法规和参照的标准规范。然而在运行过程中,根据 PSR 结果,核电厂可能需要实施物项修改或标准规范的升版。另外,核设施还会经历由营运单位申请并经国家核安全局批准的重要修改。商业核电厂通常按需升版《最终安全分析报告》,将这些重要修改纳入《最终安全分析报告》中,从而动态维护核电厂安全基准。研究堆在开展许可证延续前,需要系统化梳理并建立安全基准清单。

2) 系统化的老化管理

设备和构筑物的老化是 OLE 关注的重点,开展 OLE 论证的前提是日常运行期间开展了系统的老化管理工作,包括针对老化管理物项,制定了系统的老化管理大纲,并按计划实施了各项老化管理活动,积累足够的老化数据以支持老化状态评价和老化趋势预测,还需开展老化管理大纲有效性评价,这些系统的老化管理措施对于提升机组安全水平具有重要意义^[4]。秦山核电厂在日常

运行期间建立了覆盖安全重要物项的 38 份老化管理大纲,按计划开展了辐照监督、瞬态统计等重要老化管理活动。研究堆的老化管理由于缺乏法规要求和标准指导,日常老化管理体系并不健全,主要以预防性维修手段为主,支持 OLE 安全论证的老化数据比较缺乏。

3) 持续的安全改造提升

商业核电机组为提高设备的可靠性,根据监管要求或新的安全标准要求,在历次大修期间主动实施了一系列的改造,老旧设备的更换更有利于许可证延续期间设备的安全稳定运行。秦山核电厂在 2012—2021 年的 OLE 期间,实施了大量的安全提升活动,在较大程度上提升了老机组的安全性能。

4) 配套科研支撑

OLE 安全论证涉及材料老化降质表征与预测、老化监检测与缓解、关键物项的老化管理策略等技术,行业内已有技术难以全面支持安全论证活动,需提前开发配套技术。秦山核电厂在开展 OLE 论证期间,系统梳理了核电厂长期运行技术体系,针对性地开发了老化状态监检测、寿命评估、特种维修技术,解决了 OLE 实践过程中的关键技术问题。

3 典型研究堆 OLE 论证的工程实践

自生态环境部第 8 号令发布以来,HFETR 与 49-2 堆根据国家核安全监管部门的最新政策要求,分别开展了许可证延续申请工作,通过了审评单位的安全审评,运行许可得以顺利延续。

3.1 HFETR OLE 论证工程实践

HFETR 属于 I 类研究堆,是我国首座自主设计、建造、运营的高通量研究堆,于 1979 年建成。其最大热功率为 125 MW,反应堆用水作为慢化剂和冷却剂,入口压力为 1.648 MPa,冷却剂自上而下流动,其堆芯具体参数列于表 2,整个堆芯置于设计压力为 2.16 MPa 的不锈钢制的压力容器内。

HFETR 根据试验和辐照任务要求制定运行方案,运行周期约 30 d,每次停堆换料间隙,按计划检查维护系统设备,每次启堆前按照规程要求进行相应检查和试验,HFETR 定期试验、在役检查均安排在停堆期间完成,每年进行一次为期约 30 d 的预防性维修。反应堆总体状态良好,年运行超

表 2 高通量工程试验堆参数
Table 2 High-flux engineering test reactor parameters

参量	数值
最大热中子通量密度, $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$	6.2×10^{14}
最大快中子通量密度, $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$	1.7×10^{15}
反射层	Be
燃料	$\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$ 弥散体
富集度, %	19.75
最大堆芯装载量, $\text{kg}(\text{}^{235}\text{U})$	13~25.6
冷却剂流速, m/s	10
设计燃耗, %	34
运行周期, d	30
卸载燃耗, %	55

过 200 d。在 2021 年开展 OLE 之前, HFETR 已通过 PSR 的方式开展了 3 次延寿, 许可证到期时间为 2021 年 10 月 31 日^[5]。

HFETR 的许可证延续采用“原则依据 IAEA, 操作借鉴美国”的技术路线, 可确保其预定功能在延续运行期间符合当前安全基准的要求。HFETR 的实践经验可为我国研究堆开展 OLE 申请工作提供指导和借鉴, 对于我国研究堆 OLE 监管体系的完善和行业标准规范的建立具有促进作用。

HFETR OLE 技术路线如图 1 所示, 安全论证过程包括 PSR、老化管理审查(AMR)过程、时限老化分析(TLAA)以及安全审查等环节。

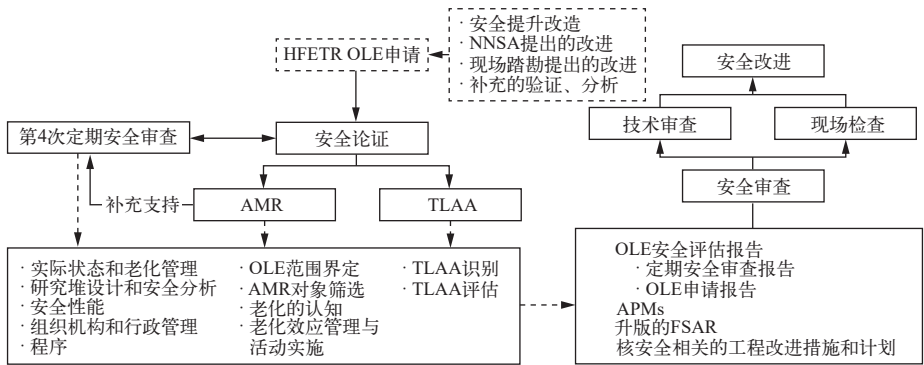


图 1 HFETR 运行许可证延续技术路线

Fig. 1 Technical road of HFETR operating license extension

1) 老化管理范围筛选

HFETR 运行许可证延续评估范围界定原则为: (1) 失效将直接导致 HFETR 停堆功能、余热导出功能和包容放射性物质功能丧失或受到损害的 SSCs; (2) 失效将影响 HFETR 安全相关物项 (原则 1) 执行安全功能, 间接导致安全功能丧失或受到损害的 SSCs; (3) 其他应考虑物项。针对纳入评估范围内的物项, 进一步开展老化管理对象筛选, 筛选原则为: 具有“非活动”且“长寿命”性质部件和构筑物纳入老化管理审查范围。

HFETR 分别开展了机械设备、电仪设备和构筑物的老化管理对象筛选, 共筛选出 364 项机械部件、1118 项电仪部件、186 项构筑物, 通过分组后, 确定了 423 项物项组需要纳入老化管理范围^[6]。

2) 老化管理活动

HFETR 参考《核电厂老化管理通用经验报告》(GALL 报告) 中压水堆核电厂老化管理经验^[7],

采用 IAEA 提出的系统性老化管理理念, 建立了基于戴明循环的老化管理文件体系。根据老化管理对象的基本资料 (材料、服役环境、预定功能等) 和老化效应/机理分析结果, 编制了 9 份老化管理大纲 (APM), 对老化管理过程提出基本要求及指导。并在现有 AMP 基础上, 协调已有各大纲有效实施老化管理活动。同时, HFETR 按照相关法规要求, 制定年度老化管理工作计划, 开展老化管理培训, 并按要求进行监测和评估, 编制老化管理活动总结报告, 定期组织开展老化管理有效性审查, 提出 AMPs 的改进建议。

3) 时限老化分析

HFETR 在确定是否开展 TLAA 评估时, 依次对核电厂通用或潜在的 TLAA 采用“材料-环境-影响因素”分析法进行适应性分析, 确定适用于 HFETR 的 TLAA 判定条件, 经统计, HFETR 共 9 项 TLAA 需要重新评估或补充相关的计算或分

析。包含: 1) 中子注量计算结果分析; 2) 压力容器疲劳分析; 3) 一回路压力边界管道及部件疲劳分析; 4) 栅格板断裂韧性损失分析; 5) 保存水池吊车、堆厅吊车疲劳分析; 6) 控制棒导管辐照效应分析; 7) 安全棒辐照效应分析; 8) 控制棒驱动机构老化分析; 9) 厂房耐久性评估。分析结果表明 HFETR 堆的各指标均在评定规范要求之内^[8]。

根据 HFETR 实际状态和老化评估结果, 确定 HFETR 许可证延续申请时间为 10 年, 并依此开展了 10 年延续期的安全论证。

3.2 49-2 堆 OLE 论证工程实践

49-2 堆属于 II 类研究堆, 是中国自行设计、建造的第一座反应堆, 始建于 1959 年, 1964 年 12 月 20 日达到临界, 1965 年 3 月开始满功率运行, 运行功率 3.5 MW。49-2 堆为游泳池式反应堆, 轻水慢化和冷却, 其反应堆参数列于表 3^[9]。49-2 堆具有系统简单、固有安全性高、中子能谱较硬、堆芯大小适中、辐照孔道多样、辐照控温方便、运行维护简便等特点。

49-2 堆设计寿命为 30 年, 在 2022 年开展 OLE 前, 已通过 PSR 的方式开展了 3 次延寿, 运行执照有效期至 2022 年 9 月 30 日。鉴于 49-2 堆建堆以来构筑物、系统与设备的持续改进以及良

表 3 49-2 堆参数

Table 3 Parameters of 49-2 reactor

参数	数值
最大热中子通量密度, $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	5.2×10^{13}
反射层	Be、石墨
燃料	UO_2
富集度, %	10
活性区高度, cm	50
燃料组件最大装载数(盒)	44
一次水流量, t/h	1 000~1 100
出堆组件最大燃耗, %	51

好的运行业绩和服役性能, 决定开展许可证延续申请工作。

49-2 堆本次 OLE 参照我国和 IAEA 关于许可证延续和定期安全审查的相关要求, 借鉴国内研究堆和商业堆许可证延续的最新经验, 针对下列 5 个方面开展安全评估: 1) 评估范围界定和老化管理对象筛选; 2) 老化管理审查; 3) 老化管理大纲有效性审查; 4) 时限老化分析; 5) 其他专项评估。49-2 堆许可证延续安全评估技术路线图如图 2 所示, 该评估工作的核心内容为 49-2 堆实物的老化管理和老化状态的论证。

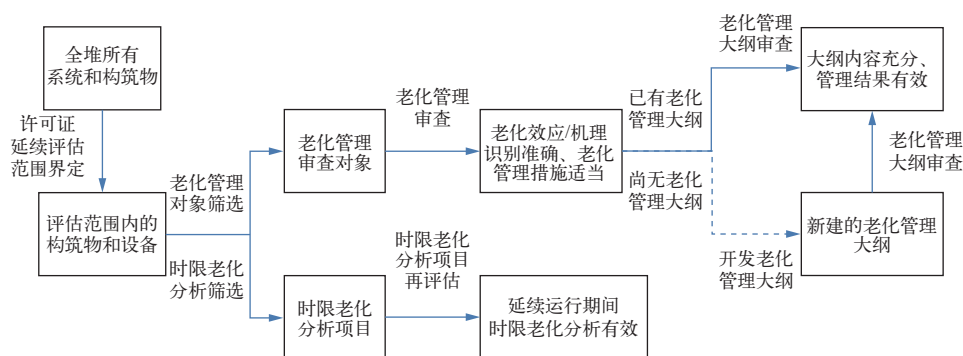


图 2 49-2 堆 OLE 安全评估技术路线图

Fig. 2 Technical road for safety assessment of 49-2 reactor operating license extension

1) 评估范围界定和老化管理对象筛选

49-2 堆范围界定和老化管理对象筛选主要依据 IAEA SSG-10 规定的原则, 并借鉴技术政策规定的原则要求进行评估范围界定和老化管理对象筛选, 其中非安全相关物项的筛选参考了核电厂许可证延续的经验^[10]。49-2 堆 OLE 安全评估范围界定结果为老化管理审查对象筛选和时限老化

分析筛选的输入; 对象筛选为老化管理审查工作提供输入清单。根据该筛选方法, 进行许可证延续评估范围界定、机械系统老化管理筛选、构筑物老化管理筛选以及电气和仪控系统老化管理筛选并获得相应的筛选结果。

49-2 堆评估范围界定包括针对全堆系统和构筑物的筛选, 分为系统/厂房级、设备级两个层级

实施。在评估范围界定结果的基础上实施老化管理对象筛选,进一步识别出需开展老化管理审查(AMR)的部件和构筑物构件清单。对象筛选分为机械部件、电仪物项组和构筑物构件分别开展筛选。

2) 老化管理审查

对于纳入老化管理范围内的对象,需对其开展老化管理审查,以明确部件的老化机理,并审查当前管理措施是否能有效管理其老化效应。49-2堆老化管理审查主要依据许可证延续技术政策的要求,参考HAD202/02《研究堆定期安全审查》关于老化管理要素审查的要求,以及美国核电厂执照更新技术体系提供的审查步骤、方法和执照更新临时导则的要求^[1],借鉴HFETR堆许可证延续的经验,开展老化管理审查。

49-2堆OLE老化管理审查工作包括两个部分:(1)构筑物构件和部件的老化效应识别;(2)老化管理措施审查。老化效应识别基于部件的材料、环境和服役环境,参考《核电厂老化管理通用经验报告》等内外部老化经验反馈,识别潜在的老化效应。老化管理措施审查通过对标《核电厂老化管理通用经验报告》,审查电厂老化管理大纲中9要素规定各项老化管理要求的有效性^[2]。

基于上述老化审查方法,对49-2堆反应堆冷却剂系统、专设安全设施系统、辅助系统、二回路系统、构筑物、电气和仪控系统开展老化管理审查。

3) 老化管理大纲有效性审查

通过上述老化管理审查梳理出现有的老化管理大纲清单,并与GALL报告对比分析,形成老化管理大纲体系,结合执行结果对各老化管理大纲开展有效性审查,确认延续运行期间各老化管理大纲是否对老化效应实施有效地管理。

49-2堆老化管理大纲审查采用两种方法:一是对于执行结果记录完整的设备,基于老化管理活动执行结果判断老化管理的有效性;二是对于执行结果记录不完整或尚未开展相关检查的设备,通过实施现场检查,确认设备老化状态后,评价老化大纲的有效性。

从老化管理大纲执行结果来看,49-2堆大部分设备未发现显著的老化降质,仅部分设备部件出现局部腐蚀现象,表明现有大纲对老化的管理是有效的,执行老化管理大纲可有效管理评估范

围内部件/构筑物构件的老化降质现象,从而保障大纲范围内的设备在OLE运行期间可执行其预期功能。

4) 时限老化分析

49-2堆时限老化分析筛选工作包括:梳理GALL报告中的通用TLAAs清单,分析通用TLAA是否适用于49-2堆;基于已开展的老化监测检测结果,以及前3次PSR结果等,识别满足6项筛选判据的49-2堆特有的TLAAs,筛选流程如图3所示。根据时限老化分析筛选原则,确定49-2堆识别出的TLAA项为:(1)金属疲劳分析;(2)电气与仪控设备环境鉴定;(3)49-2堆特定时限老化分析,包括吊车疲劳分析、堆芯支撑结构中子辐照影响评估和游泳池底部点缺陷评估。

49-2堆开展了堆芯支撑结构辐照后力学性能评估、电缆EQ论证分析、吊车疲劳评价、池底部点缺陷检查与评估^[3]等时限老化分析工作,评估结果表明设备在OLE期内可有效执行其预定功能。

3.3 研究堆OLE技术路线总结

HFETR和49-2堆OLE技术路线总体相似,均借鉴了商业电站OLE的经验。首先基于构筑物、系统和设备失效对安全功能的影响分析,界定OLE评估的范围。针对范围内非活动且长寿命的对象开展老化管理审查,评价老化机理识别深度、老化管理措施的充分性以及老化管理大纲的有效性,确保老化管理大纲在延续期内能够保障部件的预定功能;针对OLE评估范围内时限老化分析项目,结合实际服役数据开展时限老化分析评估,明确相关部件在延续期内能够继续服役。

4 研究堆OLE分析论证的关键技术问题

在研究堆OLE安全论证中,关键部位的老化与寿命是关注的重点,例如堆芯结构辐照影响、一回路边界完整性、电仪设备的环境鉴定等,根据HFETR和49-2堆许可证延续经验,相关技术问题的分析论证经验如下。

4.1 堆芯结构中子辐照影响

堆芯结构在长期中子辐照下的性能退化是延寿关注的核心老化机理。对于研究堆,由于通常缺乏辐照监督试样,在OLE安全评估期间,需要重点关注长期辐照对堆芯材料性能的影响。

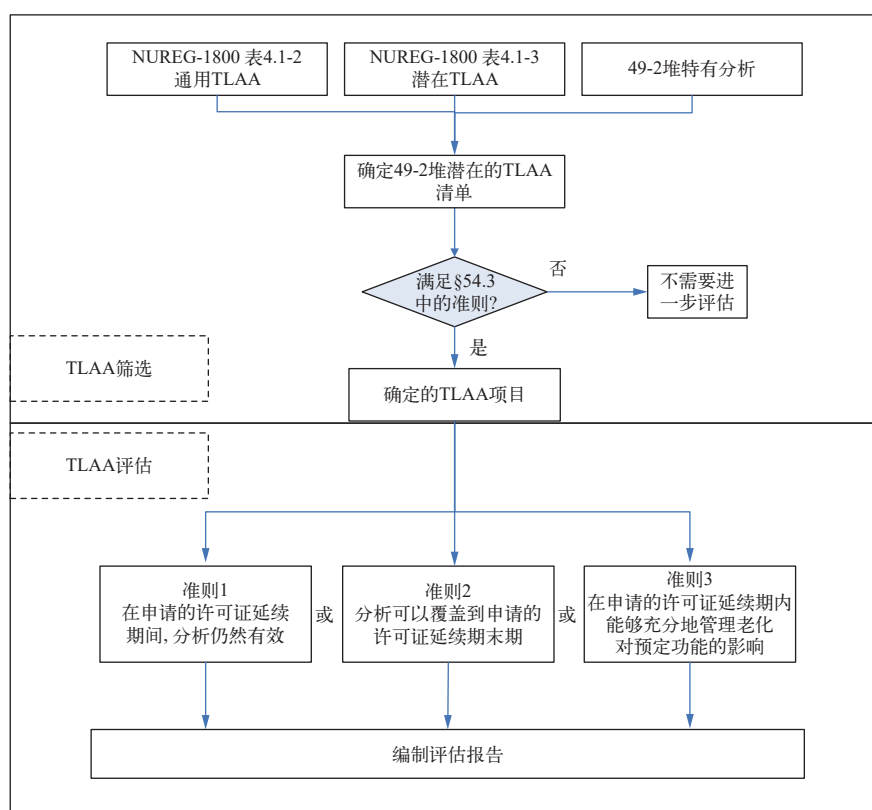


图3 49-2堆安全评估时限老化分析筛选与评估流程

Fig. 3 49-2 reactor safety assessment time-limit aging analysis screening and assessment process

1) 辐照后材料性能变化

49-2堆的堆芯主要材料为CAB-1铝, 初始屈服强度 $\sigma_{0.2}$ 为35 MPa, 抗拉强度 σ_b 为90 MPa。49-2堆在满功率工况下, 最大热中子注量率为 $5.2 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, 平均热中子注量率为 $2.6 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, 最大快中子($E \geq 0.625 \text{ eV}$)注量率为 $1.4 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, 最大快中子($E \geq 1 \text{ MeV}$)注量率为 $2.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 。保守估计, 49-2堆自1965年运行至2022年的累积中子注量, 并按延续运行10年、每年运行150 d计算延续运行期末的累积中子注量列于表4。

由于热中子和快中子对铝合金结构材料的影响机理不同, 分别分析了热中子注量、快中子注

量对堆芯支撑结构材料性能的影响。

(1) 热中子对材料性能的影响分析评估

能量较小的热中子($E < 0.625 \text{ MeV}$)被Al原子核俘获存在一定的概率, 发生 $^{27}_{13}\text{Al} + n_{\text{th}} \rightarrow ^{28}_{13}\text{Al} + \gamma$ 核反应(n_{th} 为热中子, γ 为 γ 射线), 其反应产物 $^{28}_{13}\text{Al}$ 不稳定, 经过半衰期约2.31 min的 β 衰变后转变为较稳定的嬗变产物 $^{28}_{14}\text{Si}$, 使铝合金内部的溶质、杂质组分和形貌发生改变, 该反应的核反应截面为 $0.23 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$ 。

根据中国原子能科学研究院1997年《49-2游泳池反应堆延长寿期论证报告 两堆(101, 49-2)容器材料的辐照脆化和疲劳分析报告》, 当堆芯支撑结构CAB-1铝合金在经受 $2.944 \times 10^{22} \text{ cm}^{-2}$ 的热中子注量的辐照后, Al原子发生嬗变成Si的概率 $T = \text{热中子注量} \times \text{核反应截面面积} = 2.944 \times 10^{22} \times 0.23 \times 10^{-24} = 0.00677$ 。

因此, 堆芯支撑结构Al原子发生嬗变成Si的概率很低, 表明上述反应不会引起严重的性能变化, 热中子引发Al嬗变引起的损伤可不计。

(2) 快中子对材料性能的影响分析评估

根据文献[14-15], 快中子注量达到 10^{22} cm^{-2}

表4 49-2堆堆芯累积中子注量

Table 4 Cumulative neutron flux of 49-2 reactor core

参数	数值	
	1965—2022年	1965—2032年
累计最大热中子注量, cm^{-2}	2.27×10^{22}	2.944×10^{22}
累计最大快中子注量 ($E \geq 1 \text{ MeV}$), cm^{-2}	1.09×10^{22}	1.414×10^{22}
累计最大快中子注量 ($E \geq 0.625 \text{ MeV}$), cm^{-2}	6.11×10^{22}	7.92×10^{22}

时,辐照会引起铝合金材料出现不同程度强化,而延伸率会随之降低,但降低较小。根据文献[14]的研究成果,6061-T6 铝合金的辐照效应与热/快中子的比值有关,热、快中子注量接近时,辐照效应不明显;比值越大,强度上升和延伸率降低的趋势越明显。其原因是热中子注量高,会使更多的Al嬗变成Si,从而使铝基体损失变大,强度升高趋势将更加明显。对于较高的快中子注量,在Al中产生点缺陷数量增多,从而导致Si在铝基体中的扩散速率增加,引起较大Si颗粒的沉淀,铝合金强度增加和延伸率降低的程度较小。

按49-2堆延续运行10年保守分析论证,堆芯支撑结构材料CAB-1承受的热中子注量低于快中子注量,两者比值仅为0.372,因此快中子引起的辐照效应可不予考虑[16]。

2) 堆芯抗震性能评估

1996年,中国原子能科学研究院在49-2堆开展了堆芯支撑结构(LT-21,前苏联对应牌号CAB-1)等材料的腐蚀行为研究,模拟工况为正常水质情况和氯离子超标水质情况。研究表明氯离子在短时间内超标时材料腐蚀深度无明显变化,未发生水线腐蚀。同时,堆芯支撑结构材料(CAB-1)正常水质全浸情况下的腐蚀速率为 3.75×10^{-3} mm/a。1997年CAB-1总的腐蚀深度为0.124 mm,按延续10年保守测算,总的腐蚀深度为0.255 mm,两者腐蚀深度相差0.121 mm,相较于最小壁厚5 mm(上部壳体)来说较小,可不考虑腐蚀对壁厚的影响,因此,1997年的计算模型仍然有效。

按49-2堆延续运行10年保守分析论证,CAB-1铝合金材料抗拉强度和屈服强度均有所升高。堆芯支撑结构抗震分析评定时,其应力强度限值为1/4的抗拉强度与2/3的屈服强度的最小值,1997年CAB-1合金材料应力强度限值小于延续运行10年的应力强度限值,因此,相比于10年延续期末,1997年抗震分析结果偏于保守。由于延伸率为描述材料塑性性能的指标,部件在抗震分析时处于弹性范围内,故其延伸率不影响抗震计算结果,故1997年开展的堆芯支撑结构的抗震计算结论仍然有效,即在地震烈度8度地震下,堆芯支撑结构强度满足要求。

4.2 一回路材料的腐蚀

49-2堆在建造期间,由于受当时科学技术水平限制,反应堆水池底部未采取最佳的工程防腐

措施,导致底部存在不同程度的点蚀孔,点蚀孔共计157个,其中最深点坑为2.4 mm,当时对坑深超过1.8 mm的点进行了补焊,并用化学清洗的方法,除去表面碱性,清除表面附着的各种物质。49-2堆长期以来对游泳池底部点缺陷开展跟踪检测,2018—2020年对池底固定区域的连续观察(图4),未见黑点分布密度和尺寸变大的趋势,从目视检查结果来看,池底点缺陷处于稳定状态。

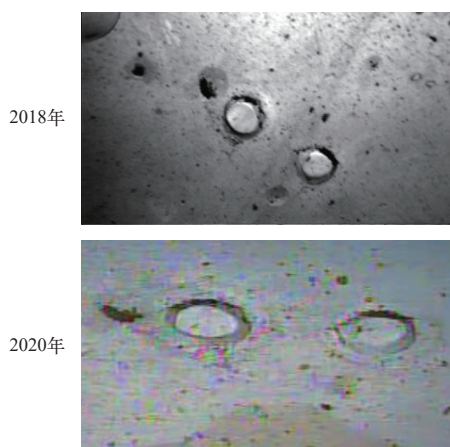


图4 池底点缺陷形貌

Fig. 4 Morphology of point defects in pool bottom

为进一步确认点缺陷的实际尺寸以及其腐蚀发展规律,在本次OLE期间开发了水下超声检测技术,对点缺陷位置的壁厚尺寸进行检测;并结合反应堆池底的实际环境,利用腐蚀试验研究获得铝合金点蚀深度变化速度,结合超声检测结果进行分析,以确认点缺陷在延续运行期末之前是否满足壁厚要求。

1) 腐蚀速率试验研究

腐蚀试验采用纯铝材料,通过机械钻孔法制备直径为 (2.00 ± 0.05) mm,深 (1.00 ± 0.05) mm的点坑。采用优级纯氯化钠、超纯水配置氯离子浓度为0.1 ppm(正常运行时池内介质条件为氯离子浓度 ≤ 0.1 ppm)的氯化钠溶液。将预制点坑的铝材试样浸泡到配制好的溶液中,定期取样,通过激光共聚焦显微镜测试点坑形貌及深度变化。

试验结果表明,试样在浸泡初期的腐蚀速率较高,但是随着浸泡时间的延长,腐蚀速率快速下降;当腐蚀浸泡时间达到21 d后,腐蚀速率下降趋势开始变得缓慢;浸泡62 d后,腐蚀速率基本稳定。将多次取样的测试数据拟合,如图5所示,得

到在长期浸泡下的腐蚀速率接近 0.0326 mm/a 。

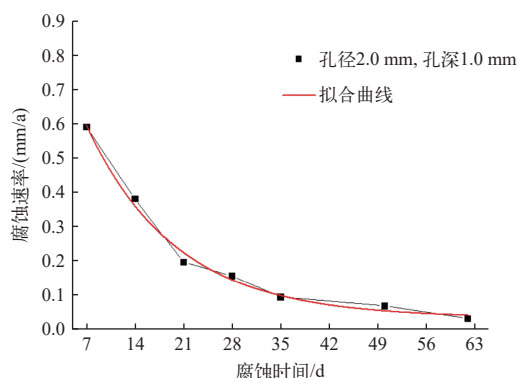


图5 纯铝点蚀试验结果

Fig. 5 Pitting test results of pure aluminum

2) 池底黑点深度测量

针对池底衬里点坑尺寸较小、表面不规则等特点,开发了水浸超声直探头检测装置,频率选用 $10\sim 15 \text{ MHz}$,选用点聚焦以提高水下微小缺陷的深度测量精度。对池底进行现场实测前,采用 15 MHz 水浸点聚焦探头对凹坑模拟试块进行扫描,采用激光共聚焦显微镜对凹坑模拟试块进行对比测量,水浸超声测量误差在 $-9.4\%\sim 5.5\%$ 之间。池底缺陷超声波检查时,对重点区域进行全覆盖检查,测试结果显示池底点坑最大深度为 1.495 mm 。

3) 池底黑点寿命评估

根据池底铝材腐蚀试验结果可知,在氯离子浓度 0.1 ppm 、温度 48°C 、 $\text{pH } 5.5\sim 6.6$ 的水质条件下,铝材点坑内的腐蚀速率趋近于 $3.26\times 10^{-2} \text{ mm/a}$ 。对于 10 mm 的初始壁厚铝合金池底,根据池底凹坑检查最大深度 (1.495 mm) 及测量误差 ($-9.4\%\sim 5.5\%$),49-2 堆池底铝材延续运行 10 年,其剩余厚度 $L_1 = 10.0 - 1.495 \times (1 + 9.4\%) - (10 \times 3.26 \times 10^{-2}) = 8.038 \text{ mm}$ 。

由于反应堆水池为开放式结构,且池底铝材衬里敷设在混凝土基础上,铝材衬里不承受应力,剩余厚度足以保障泳池不发生泄漏,因此其壁厚满足安全运行要求。

4.3 电仪设备的环境鉴定

根据 10 CFR 50.49 筛选了电气与仪控设备环境鉴定的对象,筛选原则为需要在严酷环境下执行预定功能的设备。根据 49-2 堆的安全分析报告,49-2 堆可能造成严酷环境的事件包括:1) 全

厂断电下未能紧急停堆的预期瞬态;2) 水平孔道断裂;3) 堆芯完全裸露。根据上述严酷环境影响事件,按照筛选原则对 49-2 堆电气与仪控设备进行了环境鉴定设备筛选,筛选出的设备包括 3 种测量仪表及其供电电缆,包括:功率保护通道探测仪表 1/2/3、游泳池水位监测仪表、补给水箱水位监测仪表,以及上述仪表对应的 5 组供电电缆。

为确保 49-2 堆电气与仪控 EQ 设备的预期功能,49-2 堆针对筛选出来的仪表和电缆,分析了其老化机理,开发了《电缆老化及 EQ 管理大纲》,结合现有的电仪相关检查大纲/程序,对定期试验、定期检查和预防性维修措施进行了规定。许可证延续申请期间,对电缆开展了全面的检测与分析,并对重要仪表进行了定期检测试验,结果表明:电缆及仪表状态良好,未发现因热/辐照、潮湿等环境引发的显著老化降质现象,仪表当前性能良好,在延续运行期间各项老化效应能得到有效管理。

5 总结和展望

生态环境保护部第 8 号令将研究堆与核动力厂 OLE 的要求和流程进行了统一,给出了研究堆 OLE 申请文件的总体要求。在借鉴国内商业核电厂 OLE 经验的基础上,HFETR 和 49-2 堆顺利开展 OLE 工作,为研究堆的 OLE 打下了坚实基础。

1) 建立系统化的研究堆 OLE 评估体系:包括评估范围界定和老化管理对象筛选、老化管理审查、时限老化分析项目的筛选和评估、特有老化问题的专项评估,如老化管理大纲不能满足延续运行期间的管理要求,应增强或新建老化管理大纲。

2) 应充分借鉴商用核电机组许可证延续经验:商用核电机组 OLE 已建立了较完整的法规、标准和技术导则,研究堆在 OLE 活动中应充分借鉴商业核电机组的相关经验及研究成果。

3) 重视日常运行期间的老化管理工作:通过实施系统的老化管理活动,掌握关键设备的老化降质数据,为 OLE 老化状态和寿命预测以及延续运行期间老化管理活动的有效性评价提供输入。

4) 做好技术积累:研究堆特有的老化降质问题是 OLE 审评关注的重点,应尽早着手建立相关的检测与评估能力,必要时建立缓解与修复技术手段。同时,应不断积累研究堆老化降质数据,收集经验

反馈信息,为关键部件安全评估做好数据储备。

总体上,现阶段我国研究堆老化管理和 OLE 的技术体系有待完善,需深入总结 HFETR 和 49-2 堆延续运行的经验,明确研究堆日常运行和证延运行续期间的老化管理要求,出台研究堆老化管理和 OLE 的监管法规要求,建立配套的老化评估、监测和缓解等技术,制定体系化的规范、标准及导则文件,全面支撑我国研究堆许可证延续工作,确保研究堆在许可证延续期间安全稳定运行。

参考文献:

- [1] 杨永木,黄礼渊.中国脉冲堆退役临界安全计算分析[M]//中国核动力研究设计院科学技术年报(2012).成都:中国核动力研究设计院,2014:14-15.
- [2] 吕云鹤,初起宝,王臣,等.核电厂老化管理审查方法分析与研究[J].核安全,2021,20(6):1-7.
LV Yunhe, CHU Qibao, WANG Chen, et al. Study on aging management review method of nuclear power plants[J]. Nuclear Safety, 2021, 20(6): 1-7(in Chinese).
- [3] 石文翔,陶钧,尚宪和,等.秦山核电厂运行许可证延续研究与应用[J].中国核电,2021,14(3):312-316.
SHI Wenxiang, TAO Jun, SHANG Xianhe, et al. Study and application of operating license extension in Qinshan nuclear power plant[J]. China Nuclear Power, 2021, 14(3): 312-316(in Chinese).
- [4] 窦一康.核电厂生命周期全过程的老化管理[J].金属热处理,2011,36(增刊1):10-14.
DOU Yikang. Aging management in the whole life cycle of nuclear power plant[J]. Heat Treatment of Metals, 2011, 36(Suppl. 1): 10-14(in Chinese).
- [5] 高泉源,陈连发.高通量工程试验堆第2次定期安全审查审评[J].原子能科学技术,2012,46(增刊):885-888.
GAO Quanyuan, CHEN Lianfa. The second periodic safety review of high-throughput engineering test reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2012, 46(Suppl.): 885-888(in Chinese).
- [6] 蔡文超,李松发,邓云李,等.高通量工程试验堆老化管理范围确定[J].核动力工程,2023,44(增刊1):217-222.
CAI Wenchao, LI Songfa, DENG Yunli, et al. Determination of aging management scope of high-throughput engineering test reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2023, 44(Suppl. 1): 217-222(in Chinese).
- [7] 龚巍,窦一康.美国核电厂 GALL 报告解读[J].核安全,2014,13(2):88-94.
GONG Yi, DOU Yikang. Review of the generic aging lessons learned (GALL) report for U. S. NPPs[J]. Nuclear Safety, 2014, 13(2): 88-94(in Chinese).
- [8] 邓云李,刘鹏,李松发,等.高通量工程试验堆运行许可证延续的时限老化分析[J].核动力工程,2023,44(增刊1):194-198.
DENG Yunli, LIU Peng, LI Songfa, et al. Time-limited aging analysis of operation license extension of high-throughput engineering test reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2023, 44(Suppl. 1): 194-198(in Chinese).
- [9] 朱杰,张亚东,佟振峰.核电厂压力容器材料在 49-2 反应堆的辐照技术研究[J].核动力工程,2016,37(6):98-103.
ZHU Jie, ZHANG Yadong, TONG Zhenfeng. Irradiation technology for NPP reactor pressure vessel material in 49-2 SPR[J]. Nuclear Power Engineering, 2016, 37(6): 98-103(in Chinese).
- [10] 张锋,张江涛,龚怒,等.核电厂执照延续安全评估涉及的非核安全设备的边界探讨[J].科技创新导报,2018,15(9):196-197.
ZHANG Feng, ZHANG Jiangtao, GONG Nu, et al. Discussion on the boundary of non-nuclear safety equipment involved in the safety assessment of nuclear power plant license renewal[J]. Science and Technology Innovation Herald, 2018, 15(9): 196-197(in Chinese).
- [11] 魏松林,刘朝,胡亭尹,等.核电厂执照更新管道老化管理临时导则解析及应对实践[J].中国核电,2022,15(2):187-192,203.
WEI Songlin, LIU Zhao, HU Ningyin, et al. Analysis and practice of interim staff guidance for the piping ageing management of nuclear power plant license renewal[J]. China Nuclear Power, 2022, 15(2): 187-192, 203(in Chinese).
- [12] 陶革,高轩,赵传礼,等.核电厂老化管理大纲及其要素[J].核安全,2022,21(6):47-54.
TAO Ge, GAO Xuan, ZHAO Chuanli, et al. The generic elements of an effective aging management program[J]. Nuclear Safety, 2022, 21(6): 47-54(in Chinese).
- [13] 张亚东,郭玥,杨笑,等.制约 49-2 游泳池式反应堆寿期的关键硬件因素分析及应对措施[J].原子能科学技术,2013,47(增刊):547-551.
ZHANG Yadong, GUO Yue, YANG Xiao, et al. Analysis of key hardware factors restricting the life of 49-2 swimming pool reactor and its countermeasures[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2013, 47(Suppl.): 547-551(in Chinese).
- [14] 冯琦杰.铝辐照损伤机理研究[D].绵阳:中国工程物理研究院,2015.
- [15] 胡凌.退役 LT21 铝合金力学性能及变形损伤机理[D].绵阳:中国工程物理研究院,2015.
- [16] 49-2 游泳池反应堆延长寿命论证报告 两堆 (101, 49-2) 容器材料的辐照脆化和疲劳分析报告[R].北京:中国原子能科学研究院,1997.