doi:10.3969/j.issn.1001-4837.2025.03.008

安全分析

压水堆核电厂厚壁承压设备设计评价和在役评定分析探讨

陈明亚[1,2],曹昱澎[3],孙　欣[4],余伟炜[1,2],彭群家[1,2],赵万祥[1,2]
(1.苏州热工研究院有限公司,江苏苏州 215000;2.国家核电厂安全及可靠性工程技术研究中心,江苏苏州 215004;
3.上海核工程研究设计院股份有限公司,上海 200233;4.浙江树人学院,杭州 310015)

摘　要:针对某核电厂一回路厚壁承压设备设计评价和在役评定中,评价准则和评价方法上存在的差异问题。以制定一回路温度-压力限值曲线为例,介绍设计中的"简略分析"和在役分析中"精确评定"在参考缺陷、焊接残余应力、材料断裂韧度、评定系数等方面的差异情况,发现存在大量混淆设计评价和在役评定要求的情况,如较为普遍采用设计评价的技术思路评定在役阶段缺陷的安全性。基于不同分析假设的在服役阶段可接受缺陷信息和现有评价体系存在不足,忽略长期运行中客观条件的变化,缺乏对关键技术难点和科学问题的重视,自主提出影响安全的技术问题较少,建议后续国内可给出基于标准的分析案例。

关键词:承压设备;核压力容器;*P-T*曲线;设计评价;在役评定
中图分类号:TH49;TL351;TL371　　**文献标志码:**B

Discussion on design evaluation and in-service assessment of thick-walled pressure equipment in PWR nuclear power plants

CHEN Mingya[1,2],CAO Yupeng[3],SUN Xin[4],YU Weiwei[1,2],PENG Qunjia[1,2],ZHAO Wanxiang[1,2]
(1.Suzhou Nuclear Power Research Institute,Suzhou 215000,China;2.National Nuclear Power Plant Safety and Reliability Engineering Research Center,Suzhou 215004,China;3.Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute,Shanghai 200233,China;4.Zhejiang Shuren University,Hangzhou 310015,China)

Abstract: Due to historical development and the control of design evaluation workload, significant differences exist in the evaluations of the design and in-service stages for thick-walled pressure equipment. In the open literature, there are numerous mix-ups of design evaluation and in-service assessment requirements. For example, the evaluation criterion of pre-service evaluation is widely used to evaluate the safety of defects found in the in-service inspection. Taking the development of the primary circuit temperature-pressure limit curve as an example, this paper introduces the differences between the simplified analysis in the design stage and the precise assessment in the in-service stage, focusing on reference defects, welding residual stress, material fracture toughness, and evaluation coefficients. The acceptable crack information and the shortcomings of the existing evaluation method are also discussed. Finally, the on-line structural integrity analysis system which can realize the accurate evaluation in in-service stage is introduced.

Key words:pressure equipment;nuclear pressure vessel;*P-T* curve;design evaluation;in-service evaluation

0　引言

压水堆核电厂反应堆压力容器(RPV)、蒸汽发生器(SG)下封头和一回路主管道等均属于核安全规范Ⅰ级厚壁承压部件[1-4],设备的长期运行导致材料性能劣化,并提出了更高的安全要求,在核电厂长期运行安全论证(long-term-operation safety assessment,LSA)中,在役厚壁承压设备的

收稿日期:2025-01-11　**修回日期:**2025-02-21
基金项目:国家自然科学基金项目(U21B2076,U21132076)

安全评价已成为主要技术瓶颈工作之一[5-7]。

由于规范体系的发展历程和设计环节工作量控制需求的原因，设计评价和在役评定要求存在较大差异。而在公开的文献中，存在大量混淆设计评价和在役评定要求的情况，如较为普遍地误认为设计中能够通过LSA的1/4壁厚部位假想缺陷满足在役阶段的安全要求[8]。早期，美国ASME Boiler and Pressure Vessel Code规范（简称ASME规范）和法国RCC-M在设计“简略分析”中，考虑RPV内表面局部脆化区域裂纹的突进现象，要求能够保障小尺寸裂纹在1/4壁厚位置停止扩展[9]。后续研究表明，裂纹突进对材料断裂韧度影响处于材料断裂韧度的分散区间内，无需基于止裂断裂特性考虑内表面局部脆化区域裂纹的突进现象[10]。同时，随着无损检测精度要求的提高，在役“精确评定”中允许用较小尺寸的参考缺陷[11]。但随着裂纹尺寸的降低，需综合考虑焊接残余应力、材料热膨胀性能差异等因素的影响[12]。当前，美国的10 CFR 50.61a、法国的RCC-M规范已引入拘束效应、温预应力等先进断裂力学评价方法，以挖掘长期运行时厚壁承压设备的安全裕量[13]。同时，随着基于风险指引的评价方法的发展，考虑材料性能、缺陷信息和载荷特征的概率分布，以控制厚壁承压容器仅存在“可接受的失效风险”的评价方法得到了广泛发展和应用[14]。

本文以制定RPV的温度-压力限值曲线（*P-T*曲线）为例，介绍厚壁承压设备在设计“简略分析”和在役“精确评定”时，在参考缺陷、焊接残余应力、材料断裂韧度、评定系数等方面的差异情况。同时，将探讨基于不同分析假设下的在役阶段可接受缺陷的接受信息和现有评价体系中存在的不足之处。最后，基于瞬态参数监测的在线结构完整性分析系统（预期可实现核电厂的瞬态统计、疲劳分析、断裂评价等工作），相关系统可实现在役分析中“精确评定”，且其已应用于国内某核电厂的LSA之中。

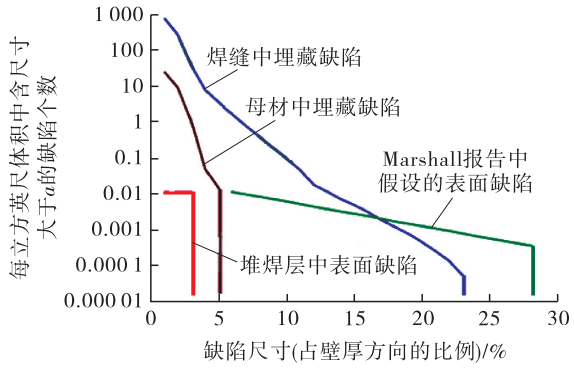
1 *P-T*曲线案例

为防止发生脆性断裂，核电站在启停堆过程中必须控制RPV内的温度和压力，将压力和温度控制在限值曲线（*P-T*曲线）所规定的范围内。随着服役时间的延长，堆芯材料辐照脆化程度将影响*P-T*曲线数值情况。目前，在公开文献中，*P-T*曲线多基于设计“简略分析”获得。

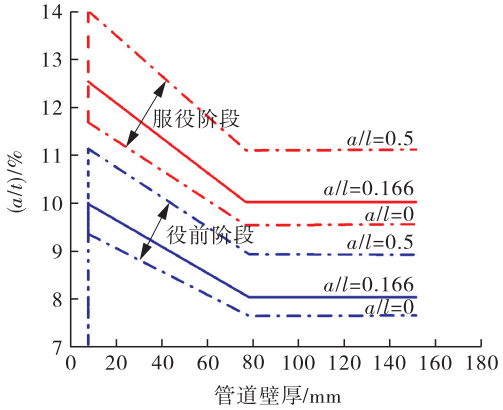
1.1 参考缺陷对比

如图1（a）所示，因早期缺陷分布数据缺乏，在设计阶段，1972年，Marshall报告最早提出使用1/4壁厚部位的假设表面裂纹，裂纹长度是裂纹深度尺寸的6倍，图1（a）中，缺陷尺寸剔除堆焊层后所占比例约为25%[15-16]，此区域也被认为是制造过程中材料性能相对较差的区域。

后续美国RPV无损检测和破坏性验证结果均表明，尚未发现尺寸超过1英寸（25.4 mm）深度的裂纹[17]。类似地，对于如图1（b）所示的厚壁奥氏体不锈钢管道，ASME规范要求标准缺陷（裂纹长度是裂纹深度的6倍）在役阶段的必须检出深度尺寸超过1/40壁厚的缺陷。因此，运行阶段中，对于厚壁承压设备可使用约1/10壁厚的参考缺陷进行“精确评定”（可认为在“简略评价”中对裂纹尺寸取了2.5倍的安全系数[10]）。



（a）Marshall报告和FAVOR软件所采用的缺陷信息



（b）对奥氏体不锈钢管道UT检查缺陷检出门槛要求

图1 评定中参考缺陷信息

Fig.1 Reference crack information in the assessment

1.2 评定准则对比

参考2002版RCC-M规范（国内多数法系机

组设计参考规范版本），*P*–*T*曲线制定中主要考虑内压引起的应力强度因子K_{IM}和热应力引起的应力强度因子K_{IT}，为了考虑被忽略载荷的影响，在K_{IM}施加了2的评定系数（与“安全系数”不同，这多被评定者误解），具体准则如下式所示：

$$2K_{IM}+K_{IT}\leqslant K_{IR} \tag{1}$$

式中，K_{IR}为材料参考断裂韧度，MPa·m$^{1/2}$。

K_{IR}主要受裂纹的止裂断裂韧度K_{Ia}影响，其取值如下：

$$K_{IR}=\min\{29.43+1.355e^{0.0261(T-RT_{NDT}+89)},195\} \tag{2}$$

式中，T为裂纹前沿材料温度，℃；RT_{NDT}为材料的韧脆转变温度，℃。

此处，不应简单认为式（1）保障了1/4壁厚深裂纹的安全性，因为参照ASME规范Ⅺ卷附录E，式（1）中忽略了焊接残余应力引起的应力强度因子$K_{IR_s}(\theta)$、开口缺陷裂纹面上内压引起的应力强度因子$K_{IP_s}(\theta)$和母材和堆焊层热膨胀差异引起的应力强度因子$K_{IT_d}(\theta)$。其中，在考虑堆焊层覆盖将内表面缺陷变为堆焊层下缺陷时，$K_{IP_s}(\theta)$将不存在。同时，参照ASME规范所引的分析参考依据，“精确评定”中评定系数不是必须的[18]。因此，式（1）可以改写为下式：

$$K_{IM}(\theta)+[K_{IR_s}(\theta)+K_{IT_d}(\theta)]+K_{IT}(\theta)\leqslant K_{IR}(\theta) \tag{3}$$

图2示出精确分析中堆芯筒体参考缺陷，在式（3）中，θ为裂纹前沿位置参数，这是因为考虑材料断裂韧度、温度场和应力等沿壁厚方向的变化，导致最危险区域可能是裂纹前沿任意一个位置。在设计阶段，2002版RCC-M规范未给出内表面裂纹表面点的安全评定方法，但规范本身又要求对内表面裂纹表面点进行LSA。在以往研究中，此评估要求多被评估者所忽略[19]。而相关研究表明，在事故工况下，忽略该要求可能得到非保守性结论[20]。

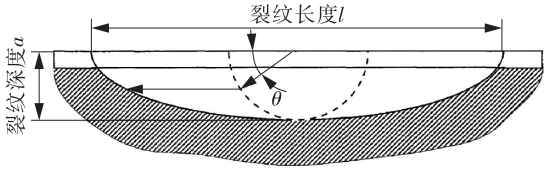


图2 精确分析中堆芯筒体参考缺陷

Fig.2 Reference crack in the beltline in the accurate analysis

提出基于结构断裂安全裕量S_M表征裂纹前沿任意一个位置处的安全性能，其计算公式如下：

$$S_M=K_{IR}[RT_{NDT}(x),T(x)]/K_I \tag{4}$$

式中，K_{IR}为$RT_{NDT}(x)$和$T(x)$的函数；$RT_{NDT}(x)$和$T(x)$为x的函数；x为沿壁厚方向上距离界面的距离。

式（4）可考虑中子注量、裂纹前沿温度、应力分布等参量沿容器壁厚方向分布的综合影响，相比传统的基于临界RT_{NDT}或临界应力强度因子参数具有更综合的度量优势[21]。

1.3 材料断裂韧度对比

无需考虑局部脆化引起的裂纹突进现象时，“精确评定”中采用裂纹启裂断裂韧度K_{Ic}进行分析。因美国规范体系中公开文献较多，此处参考美国ASME规范的相关测试数据进行论述，在ASME规范Ⅺ卷中取值如下式所示：

$$K_{Ic}=\min\{36.5+22.783e^{0.036(T-RT_{NDT})},220\} \tag{5}$$

图3示出RPV母材断裂韧度测试数据[22]，对测试结果进行大量统计分析，可以发现式（5）并不是K_{Ic}的下包络曲线[22]。

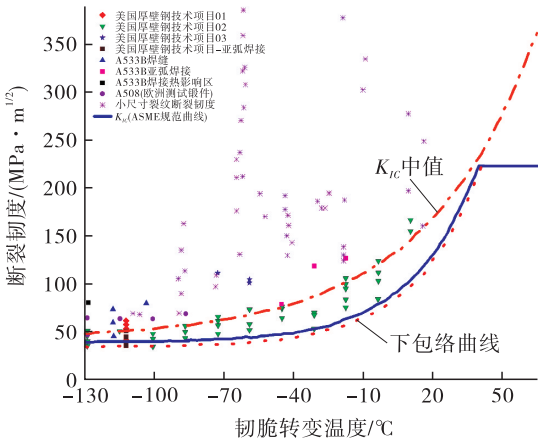


图3 RPV母材断裂韧度测试数据

Fig.3 Fracture toughness of the RPV base metal

（1）为获得偏于保守的评估结果，需将曲线整体下移4.94 MPa·m$^{1/2}$，以包络最下方的测试数据。

（2）为了避免非必要的保守程度，考虑材料性能测试阶段多采用高拘束度的试样，针对“精确评定”中小尺寸裂纹的低拘束度情况，需上移K_{Ic}的下包络曲线8.24 MPa·m$^{1/2}$。

综合上述两条因素，在“精确评定”中小尺寸裂纹情况下可使用下面曲线方程：

$$K_{Ic}=\min\{39.8+3.1e^{0.36(T-RT_{NDT}+55.5)},220\} \tag{6}$$

综上所述，在国内公开文献中可发现，对*P*–*T*曲线进行的大量裂纹尺寸敏感性分析、堆焊层结构影响分析等内容存在对规范理解“不太确切”的问题，没有全面考虑规范潜在的“精确评定”中技

术细节内容，片面地变更“简化评价”的输入参数，得出的结论往往不够全面。

2 美国规范体系中不同缺陷接受尺寸对比

2.1 设计阶段“简略分析”

ASME规范Ⅲ卷提供了设计阶段“简略分析”方法。铁素体钢厚壁承压容器设计参考缺陷见表1，如参考缺陷不能通过评定时，规范允许采用较小尺寸缺陷进行评价。

表1 ASME规范设计参考缺陷

Tab.1 Reference crack in the ASME design code mm

壁厚范围	裂纹深度	裂纹长度
<100	25	150
100~300	t/4	3t/2
>300	75	450

厚壁承压管道等结构的材料需满足规范要求的冲击性能指标，此时，材料性能已可满足结构在正常和扰动工况下的安全需求，而紧急和事故工况下的评定可参考容器的方法进行。

2.2 在役阶段缺陷接受表

针对以塑性失稳为主要失效模式的结构（如一回路管道奥氏体钢管道B-J类焊缝），设计阶段未考虑含缺陷位置材料服役的热老化硬化及循环硬化效应，ASME规范Ⅺ卷在考虑含缺陷位置管道承载截面减少因素，在保证含缺陷一回路管道的极限载荷不降低的前提下，给出了可接受的缺陷尺寸信息。针对以断裂失效为主要失效模式的结构（如辐照脆化后RPV的B-A类焊缝），ASME规范Ⅺ卷在保持设计阶段潜在保障的塑性极限载荷裕度不降低的前提下，给出了与设计阶段参考缺陷等效的可接受缺陷尺寸信息[23]。

基于上述假设，制定ASME规范Ⅺ卷可接受裂纹的理论值和规范给出值示例，如表2所示，应注意到ASME规范中相关方法和数据均未细化考虑服役中材料性能劣化、裂纹扩展等因素。从表2中可以看出，对于容器类焊缝，ASME规范给出值大于理论值；而对于管道焊缝，ASME规范给出值小于理论值，相关差异缺乏详细的理论说明。

表2 ASME规范Ⅺ卷可接受的表面裂纹信息

Tab.2 Acceptable surface crack information in the ASME Code Section Ⅺ

分析位置	数据源	裂纹形状参数=0.17	裂纹形状参数=0.50
容器B-A类焊缝（102~300 mm壁厚）	基于规范假设的数值解	3.14%t	3.5%t
	规范在役阶段可接受数据	2.6%t	5.2%t
奥氏体钢管道B-J类焊缝（75 mm壁厚）	基于规范假设的数值解	13.0%t	22.5%t
	规范在役阶段可接受数据	9.1%t	11.1%t

2.3 在役阶段“精确评定”

对实际中检测到的缺陷需要开展独立详细分析（Case by Case），特别是对焊接接头位置需要考虑焊接工艺、材料性能不均、应力腐蚀等复杂因素的影响。ASME规范Ⅺ卷附录E（对超出正常P-T限制的非预期运行事件的评价）的评定准则如下式所示：

$$1.4(K_{\mathrm{IM}}+K_{\mathrm{IT}})+K_{\mathrm{IR_s}}\leqslant K_{\mathrm{Ic}} \tag{7}$$

以该评定准则为例，探讨对超出正常P-T限制事故工况瞬态或检测到的缺陷进行安全评定。依据ASME规范要求，“精确评定”需要考虑焊接残余应力引起的$K_{\mathrm{IR_s}}$、堆焊层对温度场和应力场影响、裂纹表面点和最深点、小裂纹（小于25 mm）的启裂特性等。

2.4 基于风险指引的LSA

基于风险指引的LSA方法正在逐步为公众所接受，一方面，相比传统的确定性评价方法，该方法可综合考虑不同瞬态、不同缺陷、不同辐照水平等参数综合影响的风险；另一方面，对于像三里岛经验反馈的具有典型重新加压的瞬态，虽然对于大部分RPV的LSA中条件失效概率为1[24]，不能满足基于确定性方法的评价，但因其瞬态发生概率仅有10^{-8}/堆年，其最终仍可以通过基于风险指引的评价[25]。

2014年，法国材料老化协会（MAI）通过国际基准案例研究，认为美国FAVOR软件、日本PASCAL3软件、法国电力公司的CUVE1D和Open TURNS软件所计算的RPV失效概率结果及其变化趋势是一致的，各国所开发的风险指引评价软件分析结果的差异主要来源于各国规范中应力强度因子计算方法的不同，该国际基准案例的结果增强了风险指引方法工程应用的可信度[26]。2021年，美国EPRI研究提出考虑反应堆一回路铸造奥氏体不锈钢热老化后，材料性能相关的铁

素体含量、夏比冲击吸收能、材料流变应力、本构关系参数等概率统计模型，研究认为约1/10壁厚深的裂纹可满足相关风险评价的技术要求[14]。

3 先进断裂力学评价技术研究

3.1 现有评价不足之处

综合对国内相关公开文献进行梳理，总结现有评价体系中存在的不足之处，具体如下。

（1）事故工况瞬态分析存在不足。

美国三里岛核事故经验反馈和国际原子能机构的相关研究表明，一回路阀门异常启闭瞬态的危险性比主管道大破口和小破口瞬态更危险[27]，该类瞬态尚未考虑在确定性的安全评价之中。同时，设计阶段多给出一回路压力与温度随时间的变化关系，将传热简化为强制或半强制对流换热，而辐照脆化评定中重点关注堆芯区域，真实事故工况下常会伴有汽液两相流的出现，两相流将不利于厚壁承压容器向低温流体传热，可提升结构的安全裕度。

（2）厚壁承压容器内表面堆焊层开裂问题。

在设计阶段，认为堆焊层材料抗疲劳等性能均高于碳钢基层材料，通常忽略对堆焊层材料进行评价[28]（即设计阶段，规范通常不考虑堆焊层的影响，在考虑反应堆一回路水环境对疲劳寿命的影响时，进行基层材料与一回路硼酸水接触的“保守设计”）。“保守设计”中忽视了基层材料不耐一回路硼酸水腐蚀的问题，相关假设存在一定的“悖论”。近年来，研究表明奥氏体钢材料的环境促进疲劳因子明显高于碳钢材料，并因与基层材料之间的热膨胀系数存在明显差异，堆焊层材料中的应力明显高于基层材料，即堆焊层材料的疲劳寿命可能低于基层材料，而目前国内公开文献中尚缺乏相关问题探讨。后续，内表面堆焊层开裂及小裂纹扩展问题需进行深入研究。

（3）长期运行条件下材料性能劣化问题。

国内相关研究缺乏对长期运行期间材料性能的关注，如靠近RPV内表面区域的快中子注量明显大于1/4壁厚的数值。2020版RCC-M规范，仅给出快中子注量至8×10^{19} n/cm^2（>1 MeV）时材料性能预测方法（低于服役至60年时内表面的快中子注量）[29]，无法在“精确评定”中考虑近内表面位置处小裂纹的启裂特性（如ASME规范要求评价近表面25 mm深的小裂纹安全性），这些小裂纹的LSA也通常被评定者忽略。

（4）多因素影响条件下的LSA技术。

近年来，热疲劳和应力腐蚀等多因素共同引起了多起反应堆一回路设备开裂问题[30]，考虑塑性失稳和断裂的综合评定问题等均缺乏有效、简洁的工程评价方法[31]。同时，也应注意到国内在评定模型、边界条件设置[32]、工程简化[33]、实验验证手段等方面[34-35]仍存在明显的不足，使得所分析获得的数据可信度仍有待验证。上述问题对LSA带来挑战，亟须开发先进断裂LSA技术，论证厚壁承压容器的服役安全性能。

3.2 先进断裂评价技术

3.2.1 裂纹止裂效应

近年来，法国核电站发现数个核电厂SG封头等大型锻件存在表面局部区域材料偏析的问题，引起材料抗快速断裂性能的下降[36]。同时，在长期运行条件时，RPV内表区域面辐照剂量将明显增加，该区域裂纹的启裂存在安全裕量不足的风险。

裂纹启裂后，可能伴随着应力的释放或扩展路径上材料断裂韧度的提高，裂纹在刚停止扩展时对应的材料特性为其止裂断裂韧度。局部位置小裂纹启裂后，可在壁厚方向上评价裂纹的止裂特性，同样可保障事故工况下堆芯放射性物质不泄漏[37]。事实上，美国早期如RG 1.154等技术文件中均考虑了裂纹的止裂评价。2018年，MAI系统性地研究了RPV材料止裂断裂韧度的影响因素、测试方法等内容，认为止裂方法可应用于RPV的LSA评价，但当前法国安全管理当局仍未完全接受该方法[38]。

3.2.2 温预应力

针对RPV而言，反应堆正常运行工况温度高于材料上平台温度，多数最危险事故工况中具有高温加载（正常运行工况）——事故工况卸载（内压降低）——结构重新加载（热应力或压力增加）的特性，而RPV材料在此情况下具有明显的“温预应力”（WPS）效应，即材料增强韧性效应[39]。

利用WPS效应可以提高RPV碳钢材料的抗辐照脆化断裂评定性能。美国橡树岭国家重点实验室开发的FAVOR软件中已融入了WPS效应对结构失效概率的影响[40]。RCC-M规范也在融入WPS相关内容，但国内鲜有公开文献针对RPV材料开展WPS效应研究。陈明亚等[41]针对某国产RPV材料，采用了标准CT试样分析WPS效性对RPV材料断裂韧度的影响情况。数据分析结

果表明，断裂时材料断裂韧度高于RCC-M规范预测结果2.11倍，即基于主曲线预测值的1.71倍。

3.2.3 小裂纹拘束效应

如ASME规范Ⅺ卷所述，需要考虑如小于25 mm深的小裂纹的启裂特性。材料断裂韧度测试值一般随着试样厚度的增加而下降。CHEN等[42]采用标准CT试样，对某国产RPV钢材料进行了不同裂纹尺寸下断裂韧度的测试，在测试浅裂纹（裂纹相对深度为1/10）时，材料的表观断裂韧度明显高于深裂纹的情况（可提高断裂韧度K_{Ic}值60%以上）。基于双参量断裂力学模型和断裂局部法模型，研究了试样结构、尺寸和加载方式对拘束度的影响，有助于对含裂纹的结构进行完整性评价时，消除拘束差异引起的过保守性，特别是小裂纹结构[43]。

另外，RPV堆芯段中的裂纹通常受到双轴载荷的作用，而试验测试试样仅承受单向拉伸加载，“精确评定”中需要考虑双向加载的影响。CAO等[44]基于双参量断裂力学理论对此开展了详细的计算分析，研究认为双轴载荷提高了裂纹尖端的拘束度，并且双轴载荷对拘束度的影响程度与材料强度性能等因素存在关系。为了考虑裂纹尖端卸载效应的影响，法国电力公司将断裂力学和损伤力学相结合，提出了一种基于能量最小化原则的断裂评价准则（G_p方法论）[45]。G_p方法对RPV事故工况评定具有较强的适用性和可扩展性。陈明亚等[46]基于有限元软件ABAQUS开发了G_p参量的后处理程序，并针对RPV堆焊层下裂纹，采用该准则进行了工程应用研究[47]。

3.2.4 基于瞬态参数在线监测的实时安全评定

核电厂一回路实际运行瞬态往往比设计参数更加复杂，随着计算机性能的提升，基于运行参数在线监测的评定技术得到了深入发展[48]。为满足未来数字孪生等应用场景需求，CHEN等[49]优化格林函数等在线算法，在国内某大型核电厂建立了在线监测的热疲劳评价系统；在MAI国际合作中，通过基准案例分析论证了格林函数等算法的计算精度[50]；在国家重点研发计划课题“核电站重要设备部件先进智能老化监检测技术开发与验证”中开发了“一回路不锈钢管道结构完整性在线分析系统”（包含裂纹扩展分析与断裂安全评定内容）[51]。

4 结论

探讨了国内核电厂厚壁承压设备LSA的主要研究现状，总结了当前工作的一些不足之处和后续工作建议，主要如下。

（1）不同评定者对规范的理解和应用方法存在一定的偏差，导致大量研究结果的参考价值有限，公开文献中普遍存在片面改变“简化评定”中参数取值，而对设计阶段采用的分析模型和评价准则不加更新的问题。

（2）忽略了长期运行中客观条件的变化，如厚壁承压容器部分区域材料性能已不满足设计阶段小尺寸裂纹启裂的评价模型要求，对技术问题缺乏敏感性。

（3）缺乏对关键技术难点和科学问题的重视，自主提出影响安全的技术问题较少，如未注意到RPV基材和内表面堆焊层疲劳和环境促进疲劳开裂的评价问题。

建议后续国内可给出基于标准的分析案例，即“基准案例分析”，给出各主要步骤的分析结果，以供评定者验证其对规范的理解，进一步推动评定结果的可对比性与提升研究成果深入应用的参考价值。

参考文献：

[1] 郑斌，臧峰刚，孙英学. 反应堆压力容器承压热冲击分析研究[J]. 核动力工程，2012，33(1)：1-3.
ZHENG B，ZANG F G，SUN Y X. Pressurized thermal shock analysis for reactor pressure vessels[J]. Nuclear Power Engineering，2012，33(1)：1-3.

[2] 刘闯，臧家林，张福海，等. 核电主蒸汽阀站中电磁先导阀的动态响应仿真研究[J]. 机电工程，2024，41(5)：894-900.
LIU C，ZANG J L，ZHANG F H，et al. Simulation on dynamic response of solenoid pilot valve in main steam valve set of nuclear power plant[J]. Journal of Mechanical & Electrical Engineering，2024，41(5)：894-900.

[3] 吴大转，曹廷发，翟立宏，等. 压水堆主泵及液态金属泵转子动力学研究进展[J]. 流体机械，2024，52(1)：30-40.
WU D Z，CAO T F，ZHAI L H，et al. Research progress on rotor dynamics of pressurized water reactor main pump and liquid metal pumps[J]. Fluid Machinery，2024，52(1)：30-40.

[4] 罗岩松,何清,于新海,等.先导式主蒸汽安全阀动作性能瞬态模拟及分析[J].流体机械,2023,51(12):49-55.
LUO Y S,HE Q,YU X H,et al.Transient simulation and analysis of pilot main steam safety valve performance [J]. Fluid Machinery, 2023, 51 (12): 49-55.

[5] QIAN G, NIFFENEGGER M. Investigation on constraint effect of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks[J].Journal of Pressure Vessel Technology,2015(137):1-7.

[6] 贺寅彪,曲家棣,窦一康.反应堆压力容器承压热冲击分析[J].压力容器,2004,21(10):5-9.
HE Y B,QU J D,DOU Y K.Pressurized thermal shock analysis for reactor pressure vessel [J]. Pressure Vessel Technology,2004,24(10):5-9.

[7] 王磊,谈建平,于新海,等.热力耦合作用下阀门高温结构蠕变疲劳损伤研究[J].机电工程,2023,40(5):633-643.
WANG L, TAN J P, YU X H, et al. Creep fatigue damage of high-temperature structure of valve under thermal-mechanical interaction [J]. Journal of Mechanical & Electrical Engineering, 2023, 40(5): 633-643.

[8] 陈明亚,曹昱澎,贺寅彪,等.长寿期运行RPV辐照脆化后结构完整性评定关键技术探讨[J].压力容器,2023,40(2):71-79.
CHEN M Y,CAO Y P,HE Y B,et al.Discussion on the key technology of structure integrity assessment of irradiated RPV in the long-term operation [J]. Pressure Vessel Technology,2023,40(2):71-79.

[9] 陈明亚,曹昱澎,贺寅彪,等.厚壁反应堆压力容器中裂纹启裂、止裂与撕裂评定研究进展[J].压力容器,2023,40(12):50-58.
CHEN M Y,CAO Y P,HE Y B,et al.Discussion on research progress in crack initiation, arrest and tearing evaluation of thick-walled reactor pressure vessel[J].Pressure Vessel Technology,2023,40(12):50-58.

[10] PENNELL W E, MALIK S N M. Structural integrity assessment of aging nuclear reactor pressure vessels [J]. Nuclear Engineering and Design, 1997, 172(1/2):27-47.

[11] CHEN M Y, LYU F, WANG R S, et al. Structural integrity assessment of the reactor pressure vessel under the pressurized thermal shock loading [J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 272 (9): 84-91.

[12] ASME. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section Ⅺ, Appendix E, Evaluation of unanticipated operating events[S].2013.

[13] U.S.Nuclear Regulatory Commission.10 CFR 50.61a, Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events[S].2013.

[14] Electric Power Research Institute. Probabilistic fracture mechanics evaluation of PWR cast austenitic stainless steel piping components [R]. Palo Alto: Electric Power Research Institute,2021.

[15] Electric Power Research Institute. White paper on reactor vessel integrity requirements for level A and B conditions [R]. Palo Alto: Electric Power Research Institute,1993.

[16] 陈明亚,吕峰,王荣山,等.反应堆压力容器结构完整性评估中缺陷分布分析[J].压力容器,2015,32(8):50-55.
CHEN M Y,LYU F,WANG R S,et al.Study of flaw distribution for structural integrity assessment of reactor pressure vessels [J]. Pressure Vessel Technology,2015,32(8):50-55.

[17] DOCTOR S R, SCHUSTER S J, SIMONEN F A. Fabrication flaws in reactor pressure vessels to be presented at the 26th nuclear regulatory commission [R]. Washington D C: Pacific Northwest National Laboratory,1998.

[18] Welding Research Council Bulletin 175. PVRC recommendations on toughness requirements for ferritic materials [R]. Washington D C: Welding Research Council Bulletin,1972.

[19] CHEN M Y,WANG R S,YU W W,et al.Application of the French codes to the pressurized thermal shocks assessment[J].Nuclear Engineering and Technology, 2016,48(6):1423-1432.

[20] CHU Q B, WANG Q, FANG Y G, et al. Fracture assessment for pressurized water reactor vessel nozzles subjected to pressure and thermal loading[J]. Journal of Pressure Vessel Technology,2022,144(5): 1-7.

[21] 陈明亚,吕峰,王荣山,等.基于结构安全裕量准则的反应堆压力容器承压热冲击分析[J].中国电机工程学报,2015,35(20):5271-5277.
CHEN M Y,LYU F,WANG R S,et al.Analysis of the pressurized thermal shock of reactor pressure vessel based on the structure safety margin criterion [J]. Proceedings of the CSEE,2015,35(20):5271-5277.

[22] DICKSON T D，MCAFEE W J，PENNELL W E. Evaluation of margins in the ASME rules for defining the *P*–*T* curve for a RPV [R]. Washington D C：ORNL，1998.

[23] MACCARY R R. Nondestructive examination acceptance standards：Technical basis and development of boiler and pressure vessel code [R]. ASME Section Ⅺ，Division 1，Electric Power Research Institute，Washington D C：EPRI，1980.

[24] CHEN M Y，LYU F，WANG R S，et al. The deterministic structural integrity assessment of reactor pressure vessels under pressurized thermal shock loading [J]. Nuclear Engineering and Design，2015，294(6)：93–102.

[25] CHEN M Y，WANG R S，YU W W，et al. The probabilistic structural integrity assessment of reactor pressure vessels under pressurized thermal shock loading [J]. Nuclear Engineering and Design，2015，294(12)：93–102.

[26] EMILIE D. Material ageing institute reactor pressure vessel lifetime project-benchmark study of RPV integrity probabilistic computational results using the Favor/PASCAL3/CUVE1D–OpenTurns software codes [R]. Paris：MAI，2014.

[27] International Atomic Energy Agency. Pressurized thermal shock in nuclear power plants：Good practices for assessments [R]. Austria：IAEA，2010.

[28] 陈明亚，郑雅芳，高红波，等. 堆焊覆层对结构力学性能的影响分析 [J]. 化工机械，2023，50(2)：341–348.
CHEN M Y，ZHENG Y F，GAO H B，et al. Influence analysis of surfacing cladding on the mechanical properties of the structure [J]. Chemical Engineering & Machinery，2023，50(2)：341–348.

[29] 房永刚，佟振峰，初起宝，等. 某核电厂RPV辐照脆化性能预测与延续运行评估 [J]. 核动力工程，2023，44(4)：192–197.
FANG Y G，TONG Z F，CHU Q B，et al. Prediction of RPV irradiation embrittlement performance and life evaluation of extended operation in a nuclear power plant [J]. Nuclear Power Engineering，2023，44(4)：192–197.

[30] EHRNSTÉN U，ANDRESEN P L，QUE Z Q. A review of stress corrosion cracking of austenitic stainless steels in PWR primary water [J]. Journal of Nuclear Materials，2024，588：154815.

[31] CHEN M Y，LYU F，WANG R S. Use of the failure assessment diagram to evaluate the safety of the reactor pressure vessel [J]. Journal of Pressure Vessel Technology，2015，137(5)：1–8.

[32] 陈明亚，孙兴悦，刘晗，等. 压水堆核电厂稳压器波动管热分层分析关键技术探讨 [J]. 压力容器，2023，40(9)：55–61.
CHEN M Y，SUN X Y，LIU H，et al. Discussion on the key technology for thermal stratification analysis of pressurizer surge tube in pressurized water reactor plant [J]. Pressure Vessel Technology，2023，40(9)：55–61.

[33] CHEN M Y，GAO H B，SUN X，et al. Evaluation of RPV closure head penetration integrity considering fitting and residual stresses [J]. Nuclear Engineering and Design，2024，424(4)：1–13.

[34] 陈明亚，高红波，史芳杰，等. 压水堆核电厂一回路主管道在线断裂评价技术精度验证 [J]. 化工机械，2023，50(3)：361–367.
CHEN M Y，GAO H B，SHI F J，et al. Study on accuracy verification of on-line fracture evaluation for primary loop pipeline of PWR nuclear power plant [J]. Chemical Engineering & Machinery，2023，50(3)：361–367.

[35] Safety Standard Division of Japan Nuclear Energy Safety Organization. Investigation report on the integrity of thermally-embrittled cast stainless steel pipe [R]. Japan：Safety Standard Division of Japan Nuclear Energy Safety Organization，2006.

[36] Electric Power Research Institute. Materials reliability program：Evaluation of risk from carbon macrosegregation in reactor pressure vessel and other large nuclear forgings [R]. Palo Alto：Electric Power Research Institute，2017.

[37] CHEN M Y，YU W W，QIAN G，et al. Crack initiation，arrest and tearing assessments of a RPV subjected to PTS events [J]. Annals of Nuclear Energy，2018，116(6)：143–151.

[38] ERAK D. "RPV integrity project" WP4–report on crack arrest [R]. Paris：MAI，2014.

[39] 王国珍，陈剑虹，董志强，等. 合金钢缺口试样热预应力增韧机理的研究 [J]. 甘肃工业大学学报，2001，27(2)：1–4.
WANG G Z，CHEN J H，DONG Z Q，et al. Investigation of mechanism of toughness improvement of warm prestressing in notched specimens of alloy steel [J]. Journal of Lanzhou University of Technology，2001，27(2)：1–4.

[40] Oak Ridge National Laboratory. Fracture analysis of vessels-Oak Ridge FAVOR, v06.1, computer code: Theory and implementation of algorithms, methods and correlations [R]. Washington, DC: Oak Ridge National Laboratory, 2006.

[41] 陈明亚,於旻,刘晗,等.热预应变对反应堆压力容器材料断裂行为影响研究[J].化工机械,2023,50(1):40-44.
CHEN M Y, YU M, LIU H, et al. Research on thermal pre-strain effect on the fracture behavior of reactor pressure vessel materials[J]. Chemical Engineering & Machinery, 2023, 50(1): 40-44.

[42] CHEN M Y, LIU H, KONG Z C, et al. Evaluation of new brittle fracture criterion and application in nuclear industry[R]. Paris: MAI, 2022.

[43] QIAN G A, CAO Y P, NIFFENEGGER M, et al. Comparison of constraint analyses with global and local approaches under uniaxial and biaxial loadings [J]. European Journal of Mechanics-A/Solids, 2017, 69: 135-146.

[44] CAO Y P, QIAN G, HE Y B, et al. Constraint assessment for specimens tested under uniaxial and biaxial loading conditions [J]. Journal of Pressure Vessel Technology, 2018, 140(3): 1-9.

[45] FRANCFORT G A, MARIGO J J. Revisiting brittle fracture as an energy minimization problem [J]. Journal of the Mechanics and Physics of Solids, 1998, 46(8): 1319-1342.

[46] 陈明亚,刘晗,高红波,等.一种基于能量最小化的断裂准则及其在ABAQUS软件中的应用研究[J].化工机械,2022,49(5):806-810.
CHEN M Y, LIU H, GAO H B, et al. A fracture criteria based on energy minimization and its application in ABAQUS software [J]. Chemical Engineering & Machinery, 2022, 49(5): 806-810.

[47] 陈明亚,刘晗,孔子琛,等.基于能量最小化准则的RPV堆芯筒体段断裂安全评估[J].化工机械,2023,50(5):762-767.
CHEN M Y, LIU H, KONG Z C, et al. Fracture safety assessment of RPV core segment based on the energy minimization criterion [J]. Chemical Engineering & Machinery, 2023, 50(5): 762-767.

[48] 崔怀明,唐传宝,白晓明,等.华龙一号疲劳监测和瞬态统计系统研制[J].核动力工程,2024,44(5):80-84.
CUI H M, TANG C B, BAI X M, et al. Development of fatigue monitoring and transient counting system in HPR1000 [J]. Nuclear Power Engineering, 2024, 44(5): 80-84.

[49] CHEN M Y, YU W W, WANG C H, et al. Study on stress-based fatigue monitoring methodology for class 1 nuclear pipe based on the RCC-M code[J]. Nuclear Engineering and Design, 2022, 400(12): 1-9.

[50] CHEN M Y, LIU H. Eliminating uncertainties in automatic fatigue evaluation a first step towards a digital twin[R]. Paris: MAI, 2023.

[51] CHEN M Y, GAO H B, LIN L, et al. Research on the on-line fracture assessment of cracked primary loop pipes in NPPs [J]. Annals of Nuclear Energy, 2023, 180: 1-13.

作者简介:陈明亚(1985),男,博士,正高级工程师,研究方向为反应堆结构力学评定,通信地址:215000江苏省苏州市西环路1688号苏州热工研究院有限公司,E-mail: chenmingya@cgnpc.com.cn。

本文引用格式:
陈明亚,曹昱澎,孙欣,等.压水堆核电厂厚壁承压设备设计评价和在役评定分析探讨[J].压力容器,2025,42(3):62-70.
CHEN Mingya, CAO Yupeng, SUN Xin, et al. Discussion on design evaluation and in-service assessment of thick-walled pressure equipment in PWR nuclear power plants[J]. Pressure Vessel Technology, 2025, 42(3): 62-70.