

DOI: 10.3901/JME.2015.20.067

# 承压热冲击下反应堆压力容器的概率评定 进展与案例分析\*

高增梁<sup>1,2</sup> 李曰兵<sup>1,2</sup> 雷月葆<sup>1,2</sup>

(1. 浙江工业大学化工机械设计研究所 杭州 310032;

2. 浙江工业大学过程装备及其再制造教育部工程研究中心 杭州 310032)

**摘要:** 在压水堆核电站运行中,某些工况可能会使反应堆压力容器(Reactor pressure vessels, RPV)经受承压热冲击(Pressurized thermal shock, PTS)瞬态,这给含缺陷RPV的结构完整性带来了一定的挑战。简要介绍含缺陷RPV在PTS条件下的筛选准则及其结构完整性评定方法,重点阐述PTS下含缺陷RPV的概率评定方法。概率评定方法采用概率断裂力学(Probabilistic fracture mechanics, PFM)分析,主要内容包括不确定因素统计分析(裂纹检出率、裂纹尺寸、材料性能等)、裂纹启裂模型及穿透模型等。此外,还对适用于PTS分析的典型PFM程序进行评价。在此基础上,针对典型RPV利用自主开发的PFM程序进行两个典型PTS瞬态的案例分析和结构完整性评定。分析结果表明在60年设计寿命内分析瞬态下该RPV的失效频率低于核安全要求值。结合目前我国核电发展,针对PTS下RPV结构完整性概率评定提出几点建议。

**关键词:** 承压热冲击; 概率断裂力学; 结构完整性评定; 反应堆压力容器

**中图分类号:** TL351

## Progress and Case Study on Probabilistic Assessment of Reactor Pressure Vessels under Pressurized Thermal Shock

GAO Zengliang<sup>1,2</sup> LI Yuebing<sup>1,2</sup> LEI Yuebao<sup>1,2</sup>

(1. Institute of Process Equipment & Control Engineering, Zhejiang University of Technology, Hangzhou 310032;

2. Engineering Research Center of Process Equipment and Re-manufacturing of Ministry of Education, Zhejiang University of Technology, Hangzhou 310032)

**Abstract:** A certain type of transients may cause the pressurized thermal shock(PTS) in the reactor pressure vessels(RPV) in pressurized water reactors(PWR) and may result in problem of structural integrity of RPV with flaws. The structural integrity assessment methods for RPV under PTS conditions are reviewed. The research progress and situation about these methods, especially probabilistic assessment, are introduced. Probabilistic assessment which uses the probabilistic fracture mechanics(PFM) analysis approach is reviewed, including uncertainty analysis (probability of detection, flaw characterization models, fracture property data, et al.), numerical calculating method on the failure probability, et al. Main PFM computational computer codes for PTS are evaluated. A PFM program is developed to calculate the failure probability. Two typical PTS transients for RPV and their structural integrities are analyzed. The results show that the failure probability for the RPV under these PTS transients is lower than the required value of nuclear safety for the design life of 60 years. Combined with Chinese nuclear power development, a few pieces of advices are proposed for probabilistic assessment of RPV structural integrity under PTS transients.

**Key words:** pressurized thermal shock; probabilistic fracture mechanics; structural integrity assessment; reactor pressure vessels

## 0 前言

反应堆运行过程中发生严重失水事故(Loss of

coolant accident, LOCA)时,紧急堆芯冷却系统启动,冷安注水从安注接管注入反应堆压力容器(Reactor pressure vessels, RPV)。这时,可能会在器壁中引起很大的温差应力。在某些事件中,RPV还维持着较高的压力,这种瞬态称为承压热冲击(Pressurized thermal shock, PTS)瞬态<sup>[1]</sup>。一些非正常

\* 国家自然科学基金(51205356)和浙江省公益类重点(2014C23001)资助项目。20141028收到初稿,20150619收到修改稿

工况,如一次侧管道破口或安全阀卡开、二次侧蒸汽管线破口等,都可能引起 RPV 经受 PTS 瞬态。多年核电运行经验表明,尽管这样的瞬态并不常发生,但它是确实存在的,如美国三里岛阀门卡开事故。如果 RPV 材料有足够的断裂韧性,PTS 瞬态就不会引起 RPV 器壁开裂导致放射性介质泄漏。但是,随着核电厂运行接近寿命末期,快中子辐照会导致材料的断裂韧性下降,此时严重的 PTS 瞬态就可能引起内表面附近区域的缺陷快速扩展并穿透壁厚。因此,有必要对核电站 RPV 进行 PTS 分析,保证 RPV 在全寿期内 PTS 条件下的结构完整性。

早在 20 世纪 80 年代初期,美国核管委(Nuclear Regulatory Commission, NRC)便开始关注 PTS 引起 RPV 失效的可能性,并制定了 PTS 筛选准则,规定了基于转变温度  $RT_{NDT}$  的 PTS 温度鉴别值  $RT_{PTS}$ ,作为 RPV 抵御 PTS 瞬态所必需的材料断裂韧性下限。在 20 世纪 90 年代末期,随着对材料行为认识以及制造水平的提高,美国 NRC 研究发现因 PTS 瞬态而造成裂纹穿透 RPV 的频率是非常低的,而且原 PTS 温度鉴别值是非常保守的,不利于核电站的延寿。因此,于 1999 年美国 NRC 启动了 PTS 的再评估项目以发展基于风险的 PTS 筛选准则。经近 10 年研究,该项目统筹概率风险分析(Probabilistic risk assessment, PRA)、热工水力(Thermal hydraulic, TH)分析和概率断裂力学(Probabilistic fracture mechanics, PFM)分析,以裂纹穿透频率(Through-wall cracking frequency, TWCF)为基准建立了新的 PTS 温度鉴别值<sup>[2]</sup>。

PTS 分析实际上是含缺陷 RPV 在 PTS 瞬态条件下的结构完整性分析。而目前含缺陷结构的完整性分析更多的是采用确定性断裂力学方法对缺陷进行合于使用评价。因此,国际原子能机构于 2005 年组织开展了核电站 RPV 在 PTS 瞬态下的基准课题研究,对比了世界各国对 RPV 在 PTS 条件下的结构完整性分析方法和评价准则<sup>[3]</sup>。

我国借鉴美国 NRC 早期的筛选准则,于 2010 年颁布了 PTS 评定标准 NB/T 20032<sup>[4]</sup>规定了板材、锻件和环纵向焊缝金属的温度鉴别值,作为 RPV 抵御 PTS 所必需的材料断裂韧性下限。当 RPV 堆芯带区材料的转变温度超过鉴别值时,标准建议进行专项安全分析,其中包含采用 PFM 分析方法,但未给出详细分析方法。

针对上述情况,本文将首先介绍 PTS 筛选准则及其制定依据,接着论述含缺陷 RPV 在 PTS 条件下的确定性评定方法和概率性评定方法及各自的优

缺点。其次,重点总结 PFM 分析方法在 PTS 下 RPV 评定中涉及的主要内容,包括不确定因素统计分析(裂纹检出率、裂纹尺寸、材料性能等)、裂纹启裂模型及穿透模型等,并评价了国外针对 PTS 分析的典型 PFM 程序。进而利用自主开发的 PFM 程序对典型 PTS 瞬态进行案例分析。最后,为我国开展相关研究提出了一些建议。

## 1 PTS 评定方法

### 1.1 PTS 筛选准则

PTS 分析作为含缺陷 RPV 的结构完整性分析,其重要参数之一便是材料的断裂韧性。而试验研究表明:对于随温度变化的 RPV 用铁素体钢断裂韧性曲线,材料成分、成形技术、热处理状态或辐照条件等因素仅改变其在温度坐标轴上的位置,而不影响曲线形状。因此,RPV 用铁素体钢常用参考温度方法表征材料的断裂韧性,如美国机械工程师学会(American Society of Mechanical Engineers, ASME)锅炉及压力容器规范(Boiler and pressure vessel code, BPVC)第 XI 卷下限曲线<sup>[5]</sup>。其中,断裂韧性曲线可描述为

$$K_{Ic} = 36.5 + 22.738 \exp[0.036(T - RT_{NDT})] \quad (1)$$

式中,  $K_{Ic}$  为静态启裂韧性,  $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ ;  $T$  为材料温度,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $RT_{NDT}$  为材料参考转变温度,  $^{\circ}\text{C}$ , 可以由落锤试验和夏比冲击试验测得。

随着核电站的运行,中子通量增加将引起 RPV 用钢的断裂韧性下降,也可以用参考温度的提高来描述。对于中子辐照引起参考温度的提高  $\Delta RT_{NDT}$ , 美国联邦法规 10 CFR 50.61<sup>[6]</sup>采用式(2)描述

$$\Delta RT_{NDT} = (CF) f^{(0.28-0.1 \lg f)} \quad (2)$$

式中,  $CF$  为化学系数,  $^{\circ}\text{C}$ , 受 Cu、Ni 含量及材料形式的影响;  $f$  为快中子注量,  $10^{19} \text{ n/cm}^2$ , 中子能量  $E > 1 \text{ MeV}$ 。由此, 10 CFR 50.61 采用式(3)估算核电站寿期末  $RT_{NDT}$ , 作为核电站的延寿许可指标。

$$RT_{NDT} = RT_{NDT0} + \Delta RT_{NDT} + M \quad (3)$$

式中,  $RT_{NDT0}$  为未辐照时材料的参考转变温度,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $\Delta RT_{NDT}$  为辐照引起参考转变温度的增量,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $M$  为考虑不确定性的裕度,  $M = 2\sqrt{\sigma_U^2 + \sigma_{\Delta}^2}$ ;  $\sigma_U$  和  $\sigma_{\Delta}$  分别为  $RT_{NDT0}$  和  $\Delta RT_{NDT}$  标准差。

同时, 10 CFR 50.61 还规定了寿期末的温度鉴别值  $RT_{PTS}$ , 即 PTS 筛选准则, 对于板材、锻件和纵向焊缝金属规定温度鉴别值为  $132^{\circ}\text{C}$ ; 对于环向

焊缝金属为 149 °C。当 RPV 堆芯带区材料的转变温度超过鉴别值时, 标准要求采取有效措施保证  $RT_{NDT}$  低于  $RT_{PTS}$ , 如减少中子注量、退火处理或开展专项分析。

该筛选准则只需要计算材料在寿命末期的  $RT_{NDT}$ , 计算简便, 而且具有足够的保守性, 是目前广泛采用的 PTS 筛选准则之一。该准则制定时受制于认识水平和数据限制, 分析中进行了诸多保守假设, 如 PTS 瞬态的高度简化、较深的表面裂纹等。最终, 控制裂纹穿透频率的限值为  $5 \times 10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。针对一些过于保守的假设, 美国 NRC 开展的 PTS 再评估项目对其进行了改进。该项目研究发现因 PTS 而造成裂纹穿透 RPV 的概率是非常低的。项目最终基于不同的 TWCF 发展了新的 PTS 筛选准则 10 CFR 50.61a<sup>[7]</sup>, 以 TWCF 不低于  $1 \times 10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$  为极限, 设置了较为宽松的参考温度限值, 作为 10 CFR 50.61 的可选准则。同时, 该可选准则中还增加了对缺陷尺寸、数目及材料化学成分的要求。

## 1.2 确定性评定方法

PTS 条件下的 RPV 结构完整性分析不仅涉及特定的载荷瞬态, 还伴随着缺陷的随机性、材料的辐照催化、热老化等因素, 为 PTS 分析造成了一定的难度。图 1 给出了基于断裂力学的 PTS 分析确定性评价流程图<sup>[3]</sup>。采用断裂力学方法的评定规程可描述如下: 依据不同工况下的 RPV 内压以及器壁温度瞬态, 获得器壁的温度及应力分布; 根据制造、无损检测或役前无损检测, 确定并表征缺陷的位置、尺寸及形状; 根据壁厚的应力分布, 考虑残余应力, 通过有限元或者工程估算方法计算各种苛刻瞬态下裂纹尖端的应力强度因子  $K_I$ ; 依据裂纹尖端温度、材料成分及中子通量等信息, 估算辐照材料的断裂阻力值  $K_{IR}$ 。以  $nK_I \leq K_{IR}$  为判据, 评定 RPV 的结构完整性。其中,  $n$  为安全系数。

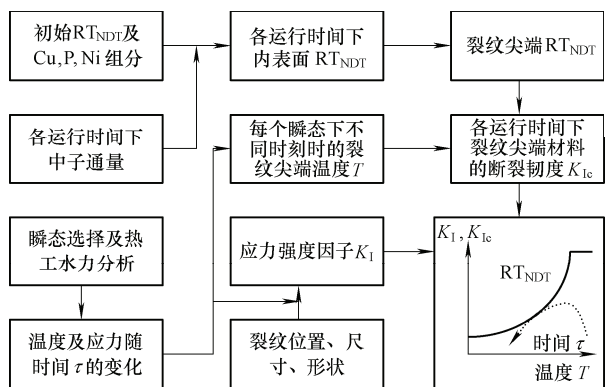


图 1 RPV PTS 分析的确定性评价流程图

基于断裂力学的确定性评价方法的优点在于

断裂力学的理论坚实, 已有了广泛的应用经验, 形成了诸多规程或规范可供使用。其缺点是: ① 需要人为判断“最坏”的条件, 不排除有失误, 如工况的选择、缺陷的表征、应力强度因子的估算方法、断裂韧度的取值、安全系数的确定等; ② 《核动力厂设计安全规定》提出了必须在核动力厂安全评价中采用确定论和概率论分析方法的要求。然而, 确定性评价方法的安全系数与失效概率并不是一一对应的关系, 不能直接支持按失效概率表述的核安全要求。

我国 PTS 方面的研究起步较晚, 但也取得了一些研究成果, 多集中于基于断裂力学的确定性分析研究。上海核工程研究设计院贺寅彪等<sup>[8-9]</sup>参与了国际合作研究项目(CRP-9), 并承担了基准考题研究、我国规范案例分析、敏感性研究分析、接管区域完整性分析等多个研究子项。重点分析了假想缺陷、弹塑性材料模型、辐照脆化效应、焊接残余应力等对 PTS 评定结果的影响, 为我国 PTS 评定准则中 PTS 鉴别值  $RT_{PTS}$  的确定奠定了基础。中国核动力研究院孙英学等<sup>[10-11]</sup>对 PTS 条件下含缺陷 RPV 的结构完整性分析进行了初步研究, 基于断裂力学方法给出了含缺陷 RPV 的 PTS 分析案例。近来, 苏州热工研究院<sup>[12]</sup>也对 CRP-9 中的考题采用确定性方法进行了讨论。

## 1.3 概率性评定方法

概率安全评价方法是近年来发展的一种新的评价方法, 采用概率风险理论对核电厂安全性进行评价。20 世纪 70 年代, PFM 的兴起引起了广泛重视, 并取得了快速的发展, 逐渐被引入核电厂的概率安全分析。图 2 给出了美国 NRC 所采用的 PTS 下 RPV 概率评价流程图<sup>[2]</sup>。其基本流程如下: 首先通过 PRA 事故序列分析, 定义可能引起 RPV 发生 PTS 瞬态的所有事件序列并估计所有事件序列的发生频率  $f_{seq}$ 。然后, 通过热工水力模型计算各事故序列下 RPV 下降环腔内温度、压力及表面传热系数随时间的变化历程。将 TH 分析所得的温度、压力及表面传热系数作为 PFM 分析的输入数据, 结合电厂设计结构及材料参数, 计算给定事件序列下随时间变化的断裂驱动力参数。将断裂驱动力参数同 RPV 材料断裂韧度或断裂阻力进行比较, 估算给定事件序列下裂纹穿透器壁的失效概率  $P_{TWC}$ 。最后, 通过 PRA 所得事故序列发生频率矩阵  $f_{seq}$  与裂纹穿透器壁的条件失效概率矩阵  $P_{TWC}$  的乘积, 估算电厂因 PTS 发生裂纹穿透器壁的年度失效频率。在电厂整个寿期内开展分析可得到电厂全寿期内任意操作寿

命时的 PTS 裂纹穿透频率。

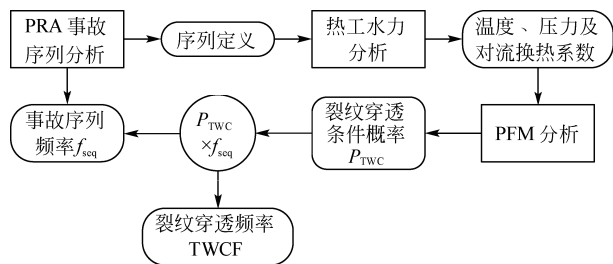


图 2 PTS 下 RPV 概率评价流程图

PTS 下 RPV 概率分析中除了估算 TWCF 外, 另一关键是确定合适的可接受准则。美国核电管理导则 RG1.154<sup>[13]</sup>中规定其可接受准则为  $5.0 \times 10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。然而核电监管部门常依据堆芯损坏频率(Core damage frequency, CDF)和早期大量释放频率(Large early release frequency, LERF)两个指标控制核电站的概率要求。RG1.174<sup>[14]</sup>给出了核电站执照申请基准变更时风险指引决策方法及其接受准则, 要求 CDF 低于  $1 \times 10^{-4}/(\text{堆} \cdot \text{年})$  和 LERF 低于  $1 \times 10^{-5}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。核电监管部门可依据执照基准变更引起的 CDF 增量和 LERF 增量进行审核, 一般地, CDF 增量上限为  $1 \times 10^{-5}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ , LERF 增量上限为  $1 \times 10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。NRC 分析了 TWCF 与 CDF 和 LERF 之间的联系, 并最终以前以  $1 \times 10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$  为可接受准则制定了新的 PTS 筛选准则<sup>[2]</sup>。

概率安全评价方法作为确定性评价方法的重要补充, 为 RPV 的 PTS 分析提供了更好的实用工具。该方法充分考虑了评定参数的不确定性, 评定结果以失效概率的形式定量反映结构的完整性状态, 而不仅是“完全-不安全”。这与按失效概率表述的核安全要求相一致, 在今后将变得越来越重要。尽管该方法已经经历了 30 多年的发展, 但仍存在着一些问题: ① 概率评定方法需要在整个 PTS 瞬态中的详细断裂力学计算, 其运行过程中存在着大量的运算, 所以其评定效率受到一定程度的影响; ② 由于核电部件的失效概率往往是比较低的, 难以对概率评估方法进行直接验证; ③ 数据的不足、可用数据的缺少是概率评定面临的另一个重要问题。

近年来, 在总结借鉴国外先进概率评定方法的基础上, 国内学者对含缺陷结构概率性评定方法进行了理论研究及工程实践。北京航空航天大学左尚志等<sup>[15-16]</sup>基于 R6 结构完整性评定方法和 PFM 分析提出了以保留系数为基础的概率 R6 评定方法, 对飞机发动机零部件、钛管等结构进行了概率分析评定。南京工业大学 CHEN 等<sup>[17-18]</sup>在原 R6 失效评定图方法的基础上提出了概率失效评定图方法及简化

的失效概率计算方法, 提高了计算效率。然而, 对 PTS 条件下含缺陷 RPV 的 PFM 分析研究较少, 仅有华东理工大学<sup>[19]</sup>、浙江工业大学<sup>[20]</sup>、中国核动力研究院<sup>[21]</sup>等对此进行了初步研究与探讨。目前, 这些研究多局限于理论层面且不够深入, 距工程实际应用尚有一定距离。

## 2 PTS 条件下 RPV PFM 分析

含缺陷 RPV 的 PFM 分析是 PTS 分析中重要内容之一。PFM 分析充分考虑输入参数的不确定性, 结合断裂力学分析, 通过某些数值计算方法获得结构的失效概率, 为结构的危险程度提供了定量指标。RPV 在 PTS 条件下的 PFM 分析典型流程图如图 3 所示。PTS 条件的 PFM 分析首先需要确定所涉及的不确定性因素, 如缺陷数量及尺寸, 与中子通量、材料化学成分等相关的材料断裂韧度等参数, 并建立这些不确定因素的统计模型。其次, 要确定 RPV 的失效判据, 如脆性断裂、延性撕裂及塑性坍塌等, 并建立相应的极限状态函数。最后, 要选择合适的方法计算 RPV 的失效概率, 并进行随机变量的敏感性分析。

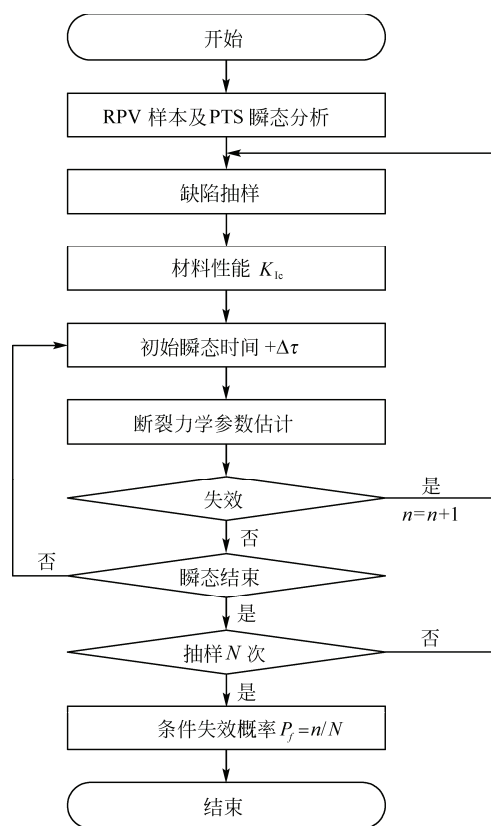


图 3 典型 PFM 分析流程图

### 2.1 主要输入参数

PTS 条件下含缺陷 RPV 的 PFM 分析中所需要

的主要输入参数, 包括缺陷数量及尺寸, 与初始无延性转变温度、中子通量、材料化学成分等相关的材料断裂韧度, 瞬态载荷条件等。其中, 瞬态载荷条件的不确定性由事故发生频率定义, 在 PFM 分析中视为确定值; 而其他输入参数则采用统计分布来描述其不确定性。

### 2.1.1 RPV 自身的不确定性

RPV 自身的不确定性参数主要包括: RPV 材料的化学成分(包括 Cu、Ni、P 等)、RPV 材料的初始无延性转变温度  $RT_{NDT0}$  等。这些参数在同一 RPV 中认为是确定值, 而不同 RPV 中常被视为服从正态分布<sup>[22]</sup>。

RPV 材料受中子辐照而发生脆化, 随着电站运行中子注量增加, 辐照脆化行为加剧。尽管不同 RPV 位置上中子注量并不相同, 但不同时期 RPV 经受的中子注量  $f$  在同一 RPV 中同一位置上也可认为是确定值。同样地, 不同 RPV 中同一位置上的中子注量也常被视为服从正态分布。

### 2.1.2 缺陷类型及其不确定性

RPV 中可能的缺陷包括: 焊缝缺陷、母材缺陷、堆焊层缺陷以及补焊缺陷等。PFM 分析将这些缺陷假定为平面型裂纹, 可分为三类: 表面裂纹、堆焊层下埋藏裂纹和埋藏裂纹。表面裂纹和堆焊层下埋藏裂纹常简化为半椭圆形裂纹, 并假设只有环向裂纹; 而埋藏裂纹常简化为椭圆形裂纹, 在环向焊缝中只有环向裂纹, 在轴向焊缝中只有轴向裂纹, 但在母材中环向和轴向裂纹假设各占 50%。

使用各种无损检测方法对在役设备进行检测, 可以发现其中的缺陷。然而, 无论哪一种无损检测方法都不能完全将任何尺寸的裂纹检测出来。为此, 常采用在给定检测条件下一定尺寸  $a$  的裂纹在一次独立检测中被检出的概率, 即裂纹检出率 (Probability of detection, POD), 来描述无损检测方法的可靠性。美国电力科学研究院(Electric Power Research Institute, EPRI)针对 ASME BPVC 第 XI 卷附录 VIII “超声检测系统的性能验证” 开展了研究, 建立相应的 POD 模型<sup>[23]</sup>

$$POD(a) = \frac{\exp(\beta_1 + 25.4\beta_2 a)}{1 + \exp(\beta_1 + 25.4\beta_2 a)} \quad (4)$$

式中,  $\beta_1$  和  $\beta_2$  为模型参数。当满足附录 VIII 中补充 4 “反应堆压力容器堆焊层/母材结合面超声检测鉴定要求” 和补充 6 “反应堆压力容器不是堆焊层/母材结合处焊缝的超声检测鉴定要求” 时, 模型参数及其标准差如表 1 所示。

表 1 EPRI POD 模型参数

鉴定要求	$\beta_1$	$\beta_1$ 的标准差	$\beta_2$	$\beta_2$ 的标准差
补充 4	2.14	0.47	5.43	1.80
补充 6	1.72	0.34	3.23	0.82

此外, 瑞典核电监督局(Swedish Nuclear Power Inspectorate, SKI)<sup>[24]</sup>及美国太平洋西北国家实验室(Pacific Northwest National Laboratory, PNNL)<sup>[25]</sup>对核电管道的超声检测方法进行了可靠性分析, 并给出了相应的 POD 模型及其参数。

当缺陷被检出时, 还需要考虑缺陷的尺寸测量误差。EPRI 研究<sup>[23]</sup>表明短裂纹的测量尺寸往往比实际尺寸大, 而长裂纹的测量尺寸常比实际尺寸小。并针对附录 VIII 中补充 4 和补充 6 建立了相应的测量尺寸模型。

$$a_m = \kappa + \lambda a_r + a_e \quad (5)$$

式中,  $a_m$  和  $a_r$  为测量尺寸和实际尺寸;  $\kappa$  和  $\lambda$  为模型参数, 可采用线性回归方法确定;  $a_e$  为模型误差项, 假定为均值为 0 的正态分布。

裂纹深度的分布常采用指数分布模型进行描述。1982 年 MARSHALL 研究团队根据核容器和非核容器的有限样本建立了由制造而产生裂纹的深度分布模型<sup>[26]</sup>, 称为 MARSHALL 分布模型。认为裂纹深度服从指数分布, 其平均裂纹深度为 6.25 mm。该模型至今仍被广泛用于 PTS 条件下 RPV 的概率分析<sup>[27]</sup>。SIMONEN 等<sup>[28]</sup>依据制造和役前检出的裂纹数据进行统计分析, 得到了裂纹尺寸的统计分布, 即改进的 PNNL 分布, 认为: RPV 单位母材体积或单位焊缝面积内的裂纹数目服从泊松分布, 裂纹深度和长度可采用指数分布进行描述, 而短裂纹采用了多项式分布。这些分布中的分布参数也认为是随机变量, 并依据 Bayesian 进行推断。DICKSON 等<sup>[29]</sup>讨论了 MARSHALL 分布和改进的 PNNL 分布在 PTS 条件下裂纹启裂和穿透的失效概率, 改进的 PNNL 分布在一定程度上可以消除 PTS 分析中不必要的保守性。QIAN 等<sup>[30]</sup>对假定的单个检出裂纹进行概率分析, 发现其失效频率低于采用改进 PNNL 分布的失效频率, 说明了改进 PNNL 分布还是具有一定的保守性。

### 2.1.3 断裂韧度

与其他材料性能相比, 断裂韧度受各种影响因素众多, 如微观组织结构、化学成分、取样方向、试样尺寸、试验环境等都对断裂韧度有影响。RPV 母材及焊缝断裂韧度的分散性大, 材料断裂韧度的分布规律需要引起关注。在 PTS 条件下, 材料的断裂韧度还将受到温度的影响。当 RPV 内壁温度下降



时,材料韧性也将随之降低。

断裂韧度数据的分散性,常用三参数 Weibull 分布进行描述。首先,对每个试验温度下的数据进行分析得到同一温度下三参数 Weibull 分布的分布参数,再采用最小二乘法将分布参数拟合为随温度的函数,最终得到与温度相关的断裂韧度 Weibull 分布参数<sup>[31-32]</sup>。美国、日本等研究机构大都采用了这种方法来表征断裂韧度的分布,其概率密度函数为

$$f(K_{Ic} | a_{K_{Ic}}, b_{K_{Ic}}, c_{K_{Ic}}) = \frac{c_{K_{Ic}}}{b_{K_{Ic}}} y^{c_{K_{Ic}}-1} \exp(-y^{c_{K_{Ic}}})$$

$$y = (K_{Ic} - a_{K_{Ic}}) / b_{K_{Ic}}, \quad K_{Ic} > a_{K_{Ic}}, b_{K_{Ic}}, c_{K_{Ic}} > 0 \quad (6)$$

式中,  $a_{K_{Ic}}$ 、 $b_{K_{Ic}}$  和  $c_{K_{Ic}}$  分别为随机变量的位置、比例、形状参数,均为  $\Delta T = T - RT_{NDT}$  的函数。

目前,参考温度方法以其测试简便的优势被广泛应用于确定断裂韧度。它通过落锤或冲击试验测得参考温度  $RT_{NDT}$  再依据形如式(1)的下限曲线计算断裂韧度。这样的表征方法并不是由断裂韧度试验直接测得断裂韧度,存在主观不确定性。WALLIN 等<sup>[33-34]</sup>通过对断裂韧度试验数据的分析,依据最弱链理论提出了基于指示温度  $T_0$  的主曲线法。美国橡树岭国家实验室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)通过分析建立了参考温度  $RT_{NDT}$  和指示温度  $T_0$  之间的联系,以消除其主观不确定性<sup>[35]</sup>。

## 2.2 启裂失效模型

### 2.2.1 条件启裂概率

在 PTS 条件下,RPV 中的初始裂纹可能因中子辐照引起的材料催化及低温冷却而发生脆性启裂并断裂。脆性断裂的工程评定方法基于线弹性断裂力学理论,以  $K_I \leq K_{Ic}$  为判据进行评价。鉴于裂纹尖端的塑性区尺寸相对于 RPV 结构是非常小的,满足线弹性断裂力学的小范围屈服条件,采用脆性断裂判据进行 PTS 分析认为有效的。

根据断裂韧度的统计分布,对于第  $j$  个 RPV 样本、第  $k$  个裂纹,第  $i$  个瞬态过程中任意时刻  $\tau$  时裂纹瞬时条件启裂概率  $P_{CIT}$  为

$$P_{CITijk}(\tau) = P\{K_{Ic} \leq K_{Iijk}(\tau)\} =$$

$$\begin{cases} 0 & K_{Iijk}(\tau) \leq a_{K_{Ic}} \\ 1 - \exp\left\{-\left[\frac{K_{Iijk}(\tau) - a_{K_{Ic}}}{b_{K_{Ic}}}\right]^{c_{K_{Ic}}}\right\} & K_{Iijk}(\tau) > a_{K_{Ic}} \end{cases} \quad (7)$$

式中,  $a_{K_{Ic}}$ 、 $b_{K_{Ic}}$  和  $c_{K_{Ic}}$  都是时间  $\tau$  的函数。整个瞬态过程的条件启裂概率定义为瞬态过程内所有时刻

中最大的瞬时条件启裂概率,即

$$P_{CIijk} = \max_{\tau} P_{CITijk}(\tau) \quad (8)$$

对于  $m$  个裂纹,至少一个裂纹发生启裂的概率,即第  $i$  个瞬态、第  $j$  个 RPV 样本对应的条件启裂概率为

$$P_{CIij} = 1 - \prod_{k=1}^m (1 - P_{CIijk}) \quad (9)$$

### 2.2.2 启裂失效频率

根据 PRA 分析可以得到第  $i$  个瞬态的发生频率  $f_{seqi}$  及其分布。因此,对于  $p$  个瞬态,可在每个 RPV 样本下抽取一个发生频率的样本值  $f_{seqij}$ ,则第  $j$  个 RPV 样本对应的启裂失效频率  $F_{Ij}$  为

$$F_{Ij} = \sum_{i=1}^p f_{seqij} P_{CIij} \quad (10)$$

进行  $N$  次 RPV 模拟,可以获得  $N$  个启裂失效频率的样本值  $F_{Ij}$ ,可以估计其均值  $F_I = \sum_{j=1}^N F_{Ij}$ 。按

欧洲标准,该值的可接受准则为  $1.1 \times 10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ <sup>[36]</sup>。

## 2.3 裂纹穿透失效模型

### 2.3.1 条件穿透概率

对 RPV 在 PTS 条件下进行定量评定时,不仅要考虑初始裂纹的启裂,还应考虑到裂纹扩展及中止的可能性。裂纹启裂后随着扩展,中子辐照降低,温度升高,裂纹尖端的材料断裂阻力增加。于是,便可能由脆性断裂转为韧性撕裂。韧性断裂评定以弹塑性断裂力学理论为基础,主要有  $J_R$  阻力曲线和失效评定图 2 种方法。SHIBATA 等<sup>[37]</sup>对比了脆性断裂和韧性撕裂引起的失效概率,认为韧性断裂准则能明显消除脆性断裂准则的过保守性。当裂纹扩展一定的深度后,剩余截面的承载能力可能低于材料强度。因此,RPV PTS 分析还应考虑到结构的塑性坍塌破坏。

许多研究都表明,将材料在高温下进行预应力处理,即热预应力(Warm pre-stress, WPS)处理,可以显著提高其在低温下的断裂韧度<sup>[38]</sup>。因此,根据热 WPS 效应的增韧机理,如果试件在一定的载荷  $K_I$  作用下不发生失效,那么温度降低后试件将仍保持结构完整性。在某些 PTS 瞬态下,裂纹尖端的应力强度因子在初期逐步增加,但之后随时间而降低。因此, WPS 效应可能有效避免裂纹的启裂。故考虑 WPS 效应时,启裂失效条件可写为

$$\begin{cases} K_I(\tau) \geq K_{Ic}(\tau) \\ dK_I/d\tau > 0 \end{cases} \quad (11)$$

通过 Monte Carlo 模拟, 对于第  $j$  个 RPV 样本、第  $k$  个裂纹, 第  $i$  个瞬态过程下裂纹条件穿透概率为

$$P_{CFijk} = \sum_{l=1}^{n_t} \Delta P_{CITijk}(\tau_l) P_{FIl} \quad (12)$$

式中,  $n_t$  为第  $j$  个 RPV 样本、第  $k$  个裂纹在第  $i$  个瞬态中瞬时最大条件启裂概率对应的时间步;  $\Delta P_{CITijk}(\tau_l)$  为瞬时条件启裂概率随瞬态时间步  $\tau_l$  的增量;  $P_{FIl}$  为瞬态工况中第  $l$  个时间步  $\tau_l$  内裂纹启裂条件下发生穿透的概率。对于  $m$  个裂纹, 第  $i$  个瞬态、第  $j$  个 RPV 样本对应的条件穿透概率为

$$P_{CFij} = 1 - \prod_{k=1}^m (1 - P_{CFijk}) \quad (13)$$

### 2.3.2 穿透失效频率

与启裂失效频率一样, 根据 PRA 分析可以得到第  $i$  个瞬态的发生频率  $f_{seqi}$  及其分布。因此, 对于  $p$  个瞬态, 可在每个 RPV 样本下抽取一个发生频率的样本值  $f_{seqij}$ , 则第  $j$  个 RPV 样本对应的穿透失效频率  $F_{Fj}$  为

$$F_{Fj} = \sum_{i=1}^p f_{seqij} P_{CFij} \quad (14)$$

同启裂失效模型一样, 进行  $N$  次 RPV 模拟, 可以获得  $N$  个穿透失效频率的样本值  $F_{Fj}$ , 可以估计其均值  $F_F = \sum_{j=1}^N F_{Fj}$ 。该值也就是裂纹穿透频率 TWCF。

## 2.4 分析程序

20 世纪 80 年代以来, 许多研究机构研制了一些核电设备及管道的 PFM 分析程序。目前, PTS 条件下 RPV 的 PFM 分析程序以美国 ORNL 开发的 FAVOR<sup>[39]</sup> 和日本原子能机构等开发的 PASCAL<sup>[40]</sup> 为典型代表。表 2 对比了两个程序在 PFM 分析中的主要异同点。FAVOR 采用了 NRC PTS 重估项目的最新研究成果, 该程序的优势在于结合核电站的概率风险分析, 直接调用热工水力分析结果, 考虑弹塑性裂纹扩展, 以时间增量计算 RPV 失效概率。然而, 该程序融合概率风险评估、热工水力分析、PFM 分析等先进技术, 集成度较高, 限制了程序在其他方面的 PFM 分析。PASCAL 则专注于核电设备及管道的 PFM 分析, 收集融合了大量的分析变量模型, 如初始裂纹尺寸、裂纹检出率、材料化学组分、中子通量、断裂韧度以及参考转变温度等。

随着对 PTS 瞬态研究的深入以及计算机水平的

提高, 新的分析模型、新的求解技术被引入到 PFM 程序中, 使这些程序计算结果的可靠性及其精度得以改善。尽管如此, 这些程序仍受到一些限制, 如不能计算 RPV 接管区域的失效概率、没有考虑 RPV 材料的轴向不确定性及瞬态载荷的波动等。QIAN 等<sup>[41]</sup> 比较了现有分析程序, 并进行了案例分析。

表 2 PFM 分析程序对比分析

分析模型	FAVOR	PASCAL
堆芯带区模型	分不同的区域, 如板材/锻件、轴向焊缝、环向焊缝等, 并具有不同的材料性能	简化为一个区域, 并假设材料性能是连续的
结构分析模型	整合概率风险分析和热工水力分析结果, 由一维轴对称分析模块 FAV Load 计算, 可以同时分析多个瞬态	由外部分析计算结果导入程序, 并进行线性插值, 只能分析某个瞬态
缺陷模型	估计 RPV 制造缺陷的密度、尺寸及位置, 基于检测数据、物理模型、专家建议及保守决策确定联合无限长裂纹、半椭圆形表面裂纹及椭圆形埋藏裂纹的概率密度分布, 每次模拟可以同时处理多个缺陷	可设定无限长裂纹、半椭圆形表面裂纹及椭圆形埋藏裂纹单一缺陷类型下的缺陷尺寸及概率密度分布, 每次模拟只能处理一个缺陷
断裂阻力模型	考虑由参考转变温度 RT <sub>NDT</sub> 表征断裂韧度的主观不确定性, 采用 Weibull 分布描述材料的断裂及止裂韧度	整合了多种断裂韧度分布模型, 包括 ASME Sect. XI 下限曲线、JEAC 4206 式、ORNL Weibull 分布、主曲线法、FAVOR v06.1 等
辐照脆化模型	RG 1.99 Rev.2、Eason 和 Wright 的 $\Delta T_{30}$ 预测法	JEAC 4201-2007 的辐照脆化预测式、RG 1.99 Rev.2、RCC-M 预测式等
启裂模型	采用了线弹性断裂力学原理, 并考虑热预应力, 由三参数 Weibull 分布预测条件启裂失效概率	采用了线弹性断裂力学原理, 并考虑热预应力, 由整个瞬态的 MC 模拟计算条件启裂失效概率
穿透模型	裂纹一旦启裂后便按相应方向上的无限长裂纹处理, 裂纹扩展分析只在裂纹深度方向上进行; 采用由主曲线法变换所得的 J-R 阻力曲线法进行韧性撕裂分析	内设不同的扩展模式, 裂纹启裂后可在不同方向上增量扩展; 可采用 R6 失效评定图方法或基于上平台冲击吸收能量的 J-R 阻力曲线法进行韧性撕裂分析
抽样方法	超拉丁立方抽样	重要性抽样、分层抽样

## 3 案例分析

### 3.1 堆芯活性区结构

PTS 分析中研究的重点对象是辐照脆化的 RPV 堆芯活性区。某典型 RPV 堆芯活性区采用环形锻件

结构, 取消了轴向焊缝, 如图 4 所示。筒体内半径为 2 020 mm, 壁厚为 213.4 mm, 堆焊层厚度为 5.59 mm。堆芯活性区长度为 4 267 mm。

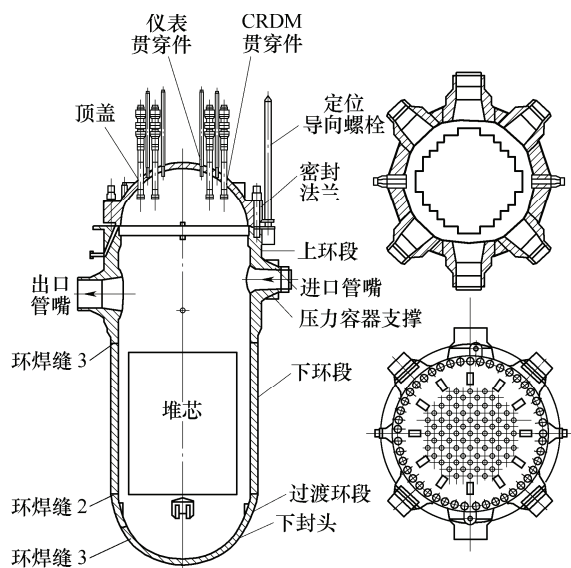


图 4 RPV 堆芯活性区尺寸示意图

## 3.2 材料

### 3.2.1 热力学性能

RPV 堆芯活性区的主材料为 SA508III, 并在内

表面采用 309 不锈钢进行堆焊。母材和堆焊层材料随温度变化的热力学性能及应力应变曲线分别如表 3 和表 4 所示。母材中影响材料辐照脆化性能的主要化学成分(质量分数)为:  $w_{Cu}=0.06\%$ ,  $w_{Ni}=0.85\%$ ,  $w_P=0.01\%$ 。这些化学成分认为服从正态分布, 其变异系数为 0.1, 且其截尾控制在均值 $\pm 3$  倍标准差上。

### 3.2.2 断裂韧性

断裂韧性  $K_{Ic}$  的统计分布则根据美国橡树岭国家实验室所推荐的三参数 Weibull 分布, 其分布参数分别为

$$\begin{cases} a_{K_{Ic}}(\Delta T) = 11.972\ 7 + 25.734 \exp(0.004\ 14 \Delta T) \\ b_{K_{Ic}}(\Delta T) = 16.216\ 9 + 46.845 \exp(0.022\ 32 \Delta T) \\ c_{K_{Ic}}(\Delta T) = 2.0302\ 5 + 0.4983 \exp(0.024\ 3 \Delta T) \end{cases} \quad (15)$$

式中,  $\Delta T = T - RT_{NDT}$ 。辐照后参考温度  $RT_{NDT}$  采用式(16)进行估算

$$RT_{NDT} = RT_{NDT0} + \Delta RT_{NDT} \quad (16)$$

式中,  $RT_{NDT0}$  取均值为  $-23.3\ ^\circ\text{C}$ , 标准差为  $10\ ^\circ\text{C}$ 。 $\Delta RT_{NDT}$  采用 10 CFR 50.61 中的辐照脆化模型, 根据材料化学成分进行估算。

表 3 热力学性能参数

材料	温度 $T/^\circ\text{C}$	弹性模量 $E/\text{GPa}$	泊松比 $\nu$	热导率 $\kappa/[\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})]$	扩散系数 $a/(\times 10^{-6}\text{m}^2/\text{s})$	密度 $\rho/(\times 10^3\text{kg}/\text{m}^3)$	热膨胀系数 $\lambda/(\times 10^{-6}\text{K}^{-1})$	屈服强度 $\sigma_y/\text{MPa}$
母材	20	204	0.3	54.6	14.7	7.6	10.9	588
	300	185	0.3	45.8	10.6	7.6	12.9	517
堆焊层	20	197	0.3	14.7	4.1	7.6	16.4	380
	300	176.5	0.3	18.6	4.3	7.6	17.7	270

表 4 应力应变曲线对应值

总应变 $\varepsilon$	母材应力/屈服强度 $\sigma/\sigma_y$		堆焊层应力/ 屈服强度 $\sigma/\sigma_y$	
	20 $^\circ\text{C}$	300 $^\circ\text{C}$	20 $^\circ\text{C}$	300 $^\circ\text{C}$
0.01	1.02	1.11	1.06	1.07
0.02	1.11	1.21	1.10	1.11
0.03	1.19	1.28	1.13	1.14
0.04	1.25	1.33	1.16	1.17
0.05	1.29	1.37	1.19	1.20
0.06	1.33	1.41	1.22	1.23
0.07	1.36	1.43	1.25	1.26
0.08	1.38	1.45	1.27	1.29
0.09	1.40	1.47	1.30	1.31
0.10	1.42	—	1.32	1.34

## 3.3 PTS 瞬态

依据 RELAP 程序对 Oconee-1 反应堆的热工水力分析结果<sup>[42]</sup>, 选择典型中等破口失水事故 (Medium-diameter LOCA, MLOCA) 和小破口失水事

故 (Small-diameter LOCA, SLOCA) 两个 PTS 瞬态进行分析。这两个瞬态下冷却水温度  $t$ 、RPV 内压  $p$  及冷却水与 RPV 壁面之间的表面传热系数  $h$  随瞬态时间的变化如图 5 所示。根据 PRA 结果, MLOCA 和 SLOCA 所对应的发生频率均值分别为  $2.12 \times 10^{-5}/(\text{堆}\cdot\text{年})$  和  $1.06 \times 10^{-4}/(\text{堆}\cdot\text{年})$ , 其累积概率分布如图 6 所示。

### 3.4 裂纹统计分布

若只考虑表面裂纹, 裂纹深度假定服从修正的 MARSHALL 分布, 其概率密度函数为

$$f(a) = 0.16 \exp[-0.16(a - t_c)] \quad (17)$$

式中,  $t_c$  为堆焊层厚度。裂纹长度  $2c$  认为服从指数分布, 裂纹超过  $2c$  的累计概率为

$$\Pr\{> 2c\} =$$

$$\begin{cases} \min\{1.876 \exp[-0.122\ 5 \times (2c)], 1\} & 2c \leq 19.3 \\ 0.267\ 6 \exp[-0.021\ 5 \times (2c)] & 2c > 19.3 \end{cases} \quad (18)$$



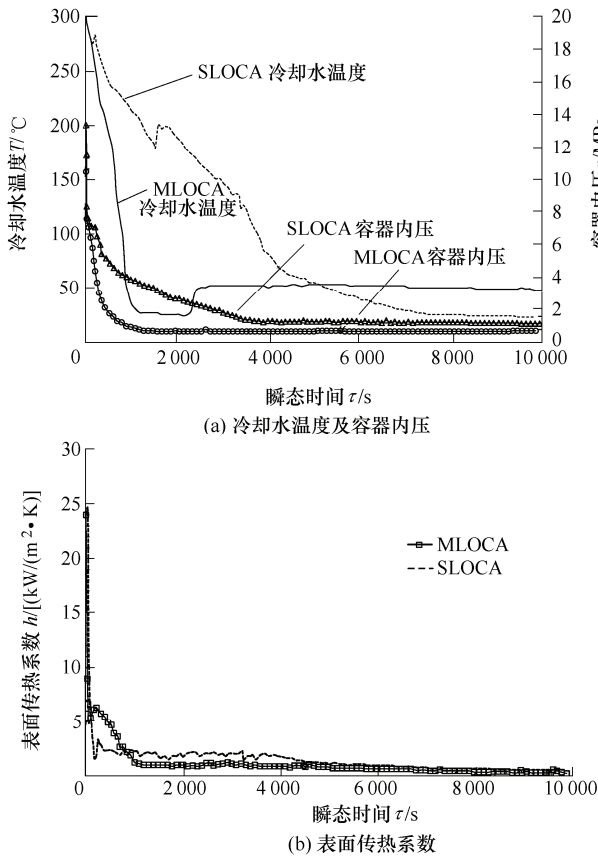


图5 MLOCA 和 SLOCA 瞬态

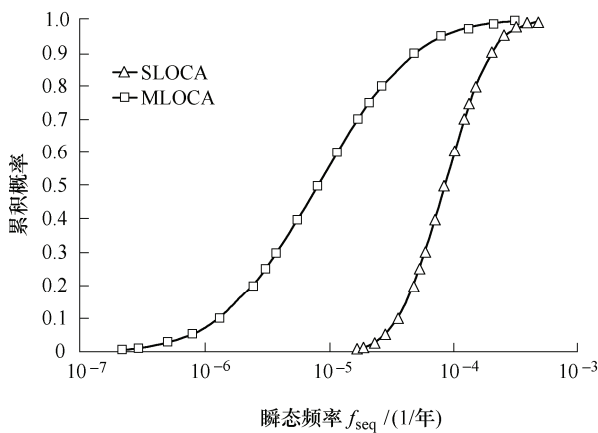


图6 MLOCA 和 SLOCA 瞬态的累积概率分布

每米焊道上裂纹超过规定值的数目, 即裂纹密度, 其最佳估计为

$$N(>a_r) = 0.1 \exp(-5a_r) \quad (19)$$

式中,  $a_r = a/t_c$ 。

### 3.5 分析结果

随核电的运行, RPV 内中子注量增加。达到 60 年设计寿命时, 堆芯活性区中间部位上的中子注量可达为  $9.76 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ , 两个瞬态工况下裂纹的条件启裂概率和启裂频率如图 7 所示。从图 7 中可以看出, SLOCA 下裂纹的条件裂纹概率和裂纹启裂频率都明显低于 MLOCA。两个瞬态工况启裂频率

的 50% 中值和 95% 上限值随中子注量的变化如图 8 所示。从图 8 中可以看出, 随着中子注量的增加, 启裂频率中值呈上升趋势。在 60 年设计寿命下, SLOCA 瞬态工况的 50% 和 95% 启裂频率分别为  $2.24 \times 10^{-12}/(\text{堆} \cdot \text{年})$  和  $4.49 \times 10^{-9}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ , MLOCA 瞬态工况的 50% 和 95% 启裂频率分别为  $7.90 \times 10^{-9}/(\text{堆} \cdot \text{年})$  和  $4.28 \times 10^{-7}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ , 满足核安全概率要求。

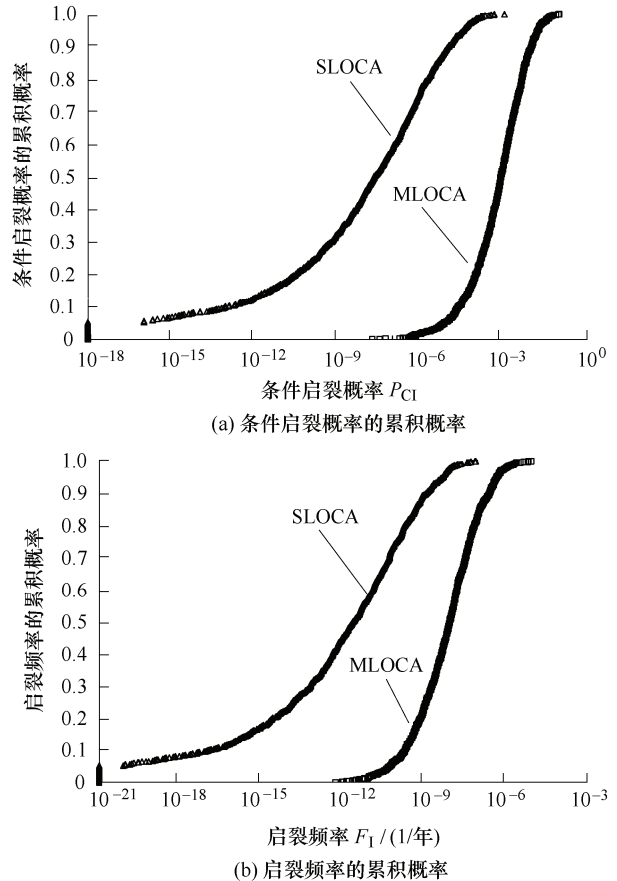


图7 两个瞬态工况下裂纹的条件启裂概率和启裂频率

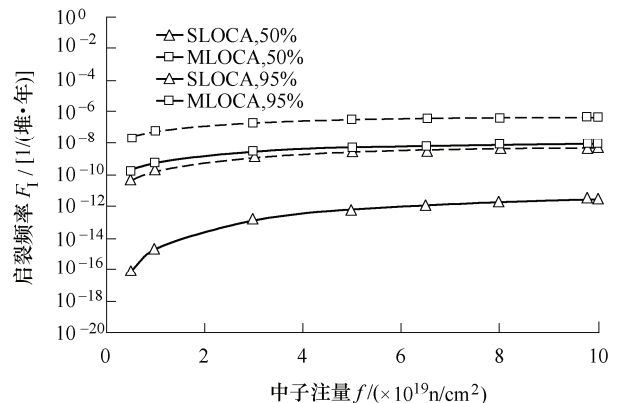


图8 50%和95%的启裂频率随中子注量的变化

## 4 结论

多年来, 世界核电发达国家对 PTS 分析方法进

行了深入的研究,并形成了相关的评定准则。基于概率的评定方法可考虑分析中的不确定性因素,弥补了确定性评定中的不足,逐渐被认可。PFM 作为概率评定方法中的重要内容,众多研究机构对 PFM 进行了详尽的研究,涉及缺陷检出率、缺陷尺寸、材料断裂韧度、辐照催化效应、断裂力学、失效准则、失效概率的计算方法等。

本文分析了国内外 RPV 的 PTS 评价现状和发展趋势,利用自主开发的 PTS 评定软件对某 RPV 在典型 PTS 下的结构完整性进行了分析。结果表明该 RPV 在 60 年设计寿命下分析瞬态下 RPV 的失效频率低于核安全要求值。

针对目前我国核电发展和 RPV 的 PTS 评定,以下几方面的研究工作尚待加强。

(1) 收集整理相关数据。开展 PFM 分析时需大量的输入参数,涉及材料、缺陷、载荷等各个方面。这些参数的统计分布模型往往需要通过本国核电站的运行经验积累。我国核电站运行时间较短,尚缺乏相关的运行反馈数据。因此,一方面可开展相关的试验进行模拟分析,另一方面需要做好核电站运行中相关数据的收集与整理。逐步建立我国 RPV 材料、缺陷等数据库,为 PTS 评定程序提供更可靠的数据支持。

(2) PFM 基础研究。要将 PFM 方法应用于 RPV PTS 条件下的结构完整性评定,还需要进一步的研究,如失效准则的确定、断裂力学参数的估计、失效概率的数值计算方法等,更重要的是 PFM 分析计算方法的验证。

(3) 基于 PFM 的 PTS 分析软件开发与完善。对 PTS 条件下含缺陷 RPV 的 PFM 分析开发特定的分析软件。一个可靠的软件必须包含我国所有在役核电站可能发生的 PTS 瞬态,并且能够提供通用的评定方法。

## 参 考 文 献

- [1] 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): 5-10.  
HE Yinbiao, QU Jiadi, DOU Yikang. Pressurized thermal shock analysis for reactor pressure vessel[J]. Pressure Vessel Technology, 2004, 21(10): 5-10.
- [2] ERICKSONKRIK M, JUNGE M, ARCIERI W, et al. Technical basis for revision of the pressurized thermal shock (PTS) screening limit in the PTS rule (10 CFR 50.61), NUREG-1806[R]. Washington, D.C.: U.S. NRC, 2007.
- [3] International Atomic Energy Agency. Pressurized thermal

shock in nuclear power plants: Good practices for assessment, deterministic evaluation for the integrity of reactor pressure vessel, IAEA-TECDOC-1627[R]. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2010.

- [4] 国家能源局. NB/T 20032 压水堆核电厂反应堆压力容器承压热冲击评定准则[S]. 北京: 原子能出版社, 2010.  
National Energy Administration. NB/T 20032 Evaluation rule of pressurized thermal shock for reactor pressure vessel of PWR NPP[S]. Beijing: Atomic Energy Press, 2010.
- [5] American Society for Mechanical Engineers. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Rules for inservice inspection of nuclear power plant components [S]. New York: ASME Press, 2013.
- [6] U.S. Nuclear Regulatory Commission. U.S. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 50, Section 50.61 and Appendix G, Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events[S]. Washington, D.C.: U.S. NRC, 1984.
- [7] U.S. Nuclear Regulatory Commission. U.S. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 50, Section 50.61a, Alternate fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events[S]. Washington, D.C.: U.S. NRC, 2011.
- [8] 贺寅彪,曹明,张万平,等. 反应堆压力容器承压热冲击基准考题研究综述[C/CD]//第 15 届全国反应堆结构力学会议论文集. 上海, 2008.  
HE Yinbiao, CAO Ming, ZHANG Wanping, et al. Overview of review and benchmark of calculation methods for structural integrity assessment of RPVs during PTS[C/CD]//Proceedings of the 15th National Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology. Shanghai, 2008.
- [9] 曹明,贺寅彪,张万平,等. 承压热冲击下材料特性对反应堆压力容器结构完整性的影响[J]. 原子能科学技术, 2008, 42(增刊): 588-592.  
CAO Ming, HE Yinbiao, ZHANG Wanping, et al. Effects of material property on reactor pressure vessel structure integrity during pressurized thermal shock events[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2008, 42(Suppl.): 588-592.
- [10] 孙英学. 反应堆压力容器承压热冲击(PTS)分析[J]. 核动力工程, 2002, 23(2): 99-102.  
SUN Yingxue. Analysis for RPV under PTS transient[J]. Nuclear Power Engineering, 2002, 23(2): 99-102.

- [11] 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): 1-4.
- ZHENG Bin, ZANG Fenggang, SUN Yingxue. Pressurized thermal shock analysis for reactor pressure vessels[J]. Nuclear Power Engineering, 2012, 33(1): 1-4.
- [12] CHEN M Y, LU 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: 84-91.
- [13] U.S. Nuclear Regulatory Commission. RG1.154 Format and content of plant-specific pressurized thermal shock safety analysis reports for pressurized water reactors[S]. Washington, D.C.: U.S. NRC, 1987.
- [14] U.S. Nuclear Regulatory Commission. RG1.174 An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant-specific changes to the licensing basis[S]. Washington, D.C.: U.S. NRC, 1998.
- [15] 左尚志, 钟群鹏. 以 R6 为基础的概率安全等级评定技术和方法[J]. 机械工程学报, 2001, 37(11): 32-35.
- ZUO Shangzhi, ZHONG Qunpeng. Reliability safety grade assessment technique and method based on R6 regulation[J]. Chinese Journal of Mechanical Engineering, 2001, 37(11): 32-35.
- [16] ZHOU Yu, ZHANG Zheng, ZHONG Qunpeng. Improved reliability analysis method based on the failure assessment diagram[J]. Chinese Journal of Mechanical Engineering, 2012, 25(4): 832-837.
- [17] CHEN Guohua, DAI Shuhe. Study on the reliability assessment methodology for pressure vessels containing defects[J]. International Journal of Pressure Vessels and Piping, 1996, 69(3): 273-277.
- [18] ZHAO Jianping, HUANG Wenlong, DAI Shuhe. A new concept: Probabilistic failure assessment diagram[J]. International Journal of Pressure Vessels and Piping, 1997, 71: 165-168.
- [19] 姜凯华. 承压热冲击事件下含缺陷反应堆压力容器的概率断裂力学分析[D]. 上海: 华东理工大学, 2011.
- JIANG Kaihua. The research of probabilistic fracture mechanics analysis of reactor pressure vessel with defects under the pressurized thermal shock[D]. Shanghai: East China University of Science and Technology, 2011.
- [20] 李曰兵, 金伟娅, 高增梁, 等. 核压力容器缺陷验收确定性准则的失效概率分析[J]. 机械工程学报, 2015, 51(6): 27-35.
- LI Yuebing, JIN Weiya, GAO Zengliang, et al. Failure probability analysis of a reactor pressure vessel using a deterministic flaw acceptance criterion[J]. Journal of Mechanical Engineering, 2015, 51(6): 27-35.
- [21] 刘志伟, 乔红威, 张勇. 反应堆压力容器承压热冲击概率断裂力学分析[J]. 核动力工程, 2013, 34(5): 37-40.
- LIU Zhiwei, QIAO Hongwei, ZHANG Yong. Analysis of probabilistic fracture mechanics for PTS of reactor pressure vessel[J]. Nuclear Power Engineering, 2013, 34(5): 37-40.
- [22] ERICKSON KRIK M T, DICKSON T L. Recommended screening limits for pressurized thermal shock (PTS), NUREG-1874[R]. Washington, D.C.: U.S. NRC, 2010.
- [23] SEUACIUC-OSORIO T, DENNIS M, LATIOLAIS C, et al. Nondestructive evaluation: Probabilistic analysis of performance demonstration ultrasonic flaw detection and through-wall sizing results for reactor pressure vessel inspections, Technical Update 1025787[R]. Palo Alto, CA: EPRI, 2012.
- [24] CRONVALL O, SIMOLA K, MÄNNISTÖ I, et al. A study on the effect of flaw detection probability assumptions on risk reduction achieved by non-destructive inspection[J]. Reliability Engineering & System Safety, 2012, 105: 90-96.
- [25] KHALEEL M A, SIMONEN F A. A model for predicting vessel failure probabilities including the effects of service inspection and flaw sizing errors[J]. Nuclear Engineering and Design, 2000, 200(3): 353-369.
- [26] MARSHALL W. An Assessment of the integrity of PWR vessels; 2nd report[R]. Harwell, Oxfordshire: United Kingdom Atomic Energy Authority Atomic Energy Research Establishment, 1982.
- [27] KANTO Y, JHUNG M, TING K, et al. Summary of International PFM Round Robin analyses among Asian Countries on reactor pressure vessel integrity during pressurized thermal shock[J]. International Journal of Pressure Vessels and Piping, 2012, 90-91: 46-55.
- [28] SIMONEN F A, DOCTOR S R, SCHUSTER G J, et al. A generalized procedure for generating flaw-related inputs for the FAVOR code, NUREG/CR-6817[R]. Washington, D.C.: U.S. NRC, 2004.
- [29] DICKSON T L, SIMONEN F A. The impact of an improved flaw model on a pressurized thermal shock evaluation[C]//Proceedings of ASME 2002 Pressure Vessels and Piping Conference, Fatigue, Fracture and Damage Analysis, Volume 2, PVP2002-1360. Vancouver, BC, Canada: ASME Press, 2002: 125-131.
- [30] QIAN G, GONZÁLEZ-ALBUJEXCH V F,

- NIFFENEGGER M. Probabilistic assessment of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks by using crack distributions[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, 270: 312-324.
- [31] WILLIAMS P T, BOWMAN K O, BASS B R, et al. Weibull statistical models of  $K_{Ic}/K_{Ia}$  fracture toughness databases for pressure vessel steels with an application to pressurized thermal shock assessments of nuclear reactor pressure vessels[J]. *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, 2001, 78(2-3): 165-178.
- [32] BASS B R, WILLIAMS P T, PUGH C E. An updated correlation for crack-arrest fracture toughness for nuclear reactor pressure vessel steels[J]. *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, 2005, 82(6): 489-495.
- [33] WALLIN K. Master curve analysis of the “Euro” fracture toughness dataset[J]. *Engineering Fracture Mechanics*, 2002, 69(4): 451-481.
- [34] FAR I S, WALLIN K. Application of master curve methodology for structural integrity assessments of nuclear components, SKI Report 2005:55[R]. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Power Inspectorate, 2005.
- [35] ERICKSONKRIK M, BASS B, DICKSON T, et al. Probabilistic fracture mechanics—models, parameters, and uncertainty treatment used in FAVOR Version 04.1, NUREG-1807[R]. Washington, D.C.: U.S. NRC, 2007.
- [36] PIŠTORA V, POŠTA M, LAUEROVÁ D. Probabilistic assessment of pressurized thermal shocks[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, 269: 165-170.
- [37] SHIBATA K, ONIZAWA K, LI Y S, et al. Importance of fracture criterion and crack tip material characterization in probabilistic fracture mechanics analysis of an RPV under a pressurized thermal shock [J]. *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, 2004, 81(9): 749-756.
- [38] KIRK M T. Inclusion of warm pre-stressing effects in probabilistic fracture mechanics calculations performed to assess the risk of RPV failure produced by pressurized thermal shock events: an opinion[C/CD]//*Proceedings of the NATO Advanced Research Workshop on Scientific Fundamentals for the Life Time Extension of Reactor Pressure Vessels*. Kiev, Ukraine, 2002.
- [39] WILLIAMS P T, DICKSON T L. Fracture analysis of vessels-oak ridge, FAVOR, v12.1. Computer code: theory and implementation of algorithms, methods, and correlations, ORNL/TM-2012/567[R]. Washington, D.C.: U.S. NRC, 2012.
- [40] MASAKI K, NISHIKAWA H, OSAKABE K, et al. User’s manual and analysis methodology of probabilistic fracture mechanics analysis code PASCAL3 for reactor pressure vessel, JAEA-Data/Code 2010-033[R]. Ibaraki-ken, Japan: Japan Atomic Energy Agency, 2010.
- [41] QIAN G, NIFFENEGGER M. Procedures, methods and computer codes for the probabilistic assessment of reactor pressure vessels subjected to pressurized thermal shocks[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2013, 258: 35-50.
- [42] ARCIERI W C, BEATON R M, FLETCHER C D, et al. RELAP5 thermal hydraulic analysis to support PTS evaluations for the Oconee-1, Beaver Valley-1, and Palisades nuclear power plants, NUREG/CR-6858[R]. Washington, D.C.: U.S. NRC, 2004.

---

作者简介: 高增梁, 男, 1960 年出生, 博士, 教授, 博士研究生导师。  
主要研究方向为过程装备结构完整性、高效过程装备。

E-mail: zlgao@zjut.edu.cn