

基于规范的裂纹扩展计算与讨论

袁亮

苏州热工研究院有限公司, 广东 深圳

Email: P196463@cgnpc.com.cn

收稿日期: 2020年10月7日; 录用日期: 2020年10月22日; 发布日期: 2020年10月29日

摘要

针对核电站在役期间检查发现的微小裂纹, 通常采用核电站在役检查大纲来进行评估实施。对于遵照法系规范设计的电站, 一般采用法国核岛设备设计和建造及在役检查协会编制的核电厂核岛机械设备在役检查规则(简称RSE-M, 下同)来开展裂纹扩展分析。本文分别基于1997版和2010版RSE-M规范对某堆型核电站典型设备缺陷开展断裂分析, 分析发现参考2010版RSE-M规范得到的结果更为精确, 能够更为实际的对核电站设备的寿命进行评估, 节约电厂运行成本。

关键词

应力强度因子, 影响函数, 塑性修正

Specification-Based Crack Extension Calculation and Discussion

Liang Yuan

Suzhou Nuclear Power Research Institute, Shenzhen Guangdong

Email: P196463@cgnpc.com.cn

Received: Oct. 7th, 2020; accepted: Oct. 22nd, 2020; published: Oct. 29th, 2020

Abstract

For the micro-cracks found during the in-service inspection of nuclear power plants, the nuclear power plant in-service inspection program is usually used for evaluation and implementation. For power stations designed in accordance with the legal system specifications, the crack propagation analysis is generally carried out using the nuclear power plant nuclear island mechanical equipment in-service inspection rules (referred to as RSE-M, the same below) prepared by the French nuclear island equipment design and construction and the in-service inspection association. Based

文章引用: 袁亮. 基于规范的裂纹扩展计算与讨论[J]. 核科学与技术, 2020, 8(4): 229-236.

DOI: 10.12677/nst.2020.84027

on the 1997 edition and the 2010 edition of the RSE-M specification, this paper conducts fracture analysis on the typical equipment defects of a nuclear power plant. It is found that the results obtained with reference to the 2010 edition of the RSE-M specification are more accurate and can be more practical for the life of nuclear power plant equipment to conduct an assessment to save plant operating costs.

Keywords

Stress Intensity Factor, Influence Function, Plasticity Correction

Copyright © 2020 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

核电站在制造、运输、安装和试运行过程中由于夹渣、冲击、人为损伤等原因，会在设备内部产生设计初期可忽略的微小裂纹。在核电站的运行过程中，设备由于受到高温高压腐蚀等原因的影响，存在扩展机理(如疲劳裂纹扩展、高温蠕变裂纹扩展、应力腐蚀裂纹扩展、腐蚀等)，微小裂纹将逐渐扩展，同时也有新的裂纹产生，进而形成贯穿性裂纹，如果不及时进行评估处理，将有可能造成重大核事件。

1997 版 RSEM 规范中[1]对裂纹面应力及应力强度因子的多项式展开采用了一系列保守的假设。法国核岛设备设计与建造规则协会在总结核电厂运行经验和科研成果的基础上，在 2000 补遗版[2] RSEM 规范中对裂纹应力及应力强度因子计算进行了重大改进，改进得到的裂纹扩展量更为精确；2005 补遗版[3]针对埋藏型塑性修正提出更为精细的计算，同时进一步增加不同结构和不同裂纹位置的影响系数；2010 版[4]在前述版本的基础上综合整理并加以改进，系统的整理出一份较之前版本更为详尽的分析步骤，RSEM 版本的改进对在役核电站的缺陷分析提供了与实际更为接近的结论，可更为精准的对电厂寿命进行评估，能更为有效的提高经济效益。

2. RSEM 规范的改进

2.1. 裂纹应力强度因子计算方法

应力强度因子的计算由所考虑的缺陷尺寸和运行工况相关应力决定。按照线弹性断裂力学理论，有两种主要计算方法。若涉及简单的机械载荷(拉伸、内压、弯矩或扭矩)，可以直接确定总体等效应力，则采用形状因子法；但若存在复杂工况(如热瞬态等)，该方法则不太适用，此时可考虑规范中的影响函数法，该方法局限性较少，被广泛应用于核电厂设备断裂力学分析。

影响函数法首先是确定分析位置在考虑工况下的应力分布情况，随后根据裂纹的假定位置以及应力分布结果得到应力强度因子。

2.1.1. 1997 版 RSEM 规范的计算方法

1997 版 RSEM 规范中关于影响函数法的应力分布如下：

$$\sigma = \sigma_0 + \sigma_1 \left(\frac{u}{t} \right) + \sigma_2 \left(\frac{u}{t} \right)^2 + \sigma_3 \left(\frac{u}{t} \right)^3, \quad 0 \leq u \leq t$$

式中, t 为壁厚, u 是数据点距内表面的距离, σ 为裂纹路径上最大应力。

I 型裂纹的应力强度因子

$$K_I = \left[i_0 \sigma_0 + i_1 \sigma_1 \left(\frac{u}{t} \right) + i_2 \sigma_2 \left(\frac{u}{t} \right)^2 + i_3 \sigma_3 \left(\frac{u}{t} \right)^3 \right] \sqrt{\pi a}$$

式中, a 为裂纹深度, t 为壁厚, $i_j (j=0,1,2,3)$ 为影响函数可在规范中查找, 1997 版中只有直管、圆筒和弯头的表面裂纹影响函数。

2.1.2. 1997 之后版本 RSEM 规范的计算方法

RSEM 规范中关于影响函数法的应力分布如下:

$$\sigma = \sigma_0 + \sigma_1 \left(\frac{u}{L} \right) + \sigma_2 \left(\frac{u}{L} \right)^2 + \sigma_3 \left(\frac{u}{L} \right)^3, \quad 0 \leq u \leq L$$

式中, u 是数据点距内表面的距离, σ 为裂纹路径上最大应力值, L 取椭圆中心距筒体表面的距离。

I 型裂纹的应力强度因子

$$K_I = \left[i_0 \sigma_0 + i_1 \sigma_1 \left(\frac{a}{L} \right) + i_2 \sigma_2 \left(\frac{a}{L} \right)^2 + i_3 \sigma_3 \left(\frac{a}{L} \right)^3 \right] \sqrt{\pi a}$$

式中, a 为裂纹深度, L 取椭圆中心距筒体外表面的距离, $i_j (j=0,1,2,3)$ 为影响函数可在规范中查找。

对比两种计算公式可看出, 主要区别在于计算公式中裂纹所在截面长度的选取, 1997 版选取了整个裂纹所在筒体截面的长度, 而之后的版本选取了以裂纹中心距筒体表面的距离, 该长度小于 1997 版本, 即认为裂纹影响范围减小, 这个与实际情况更为接近, 其计算的应力强度因子更为精确。

2.2. 塑性修正

2.2.1. 1997 版 + 2000 补遗 + 2005 补遗 RSEM 规范塑性修正

1997 版 RSEM 塑性修正的研究包括三种缺陷形式: 延伸表面缺陷、有限长度表面缺陷和延伸表面深埋缺陷形式:

延伸表面缺陷(图 1)和有限长度表面缺陷(图 2)均采用裂纹尖点(A 点)的塑性区半径作为应力强度因子塑性修正的基础。

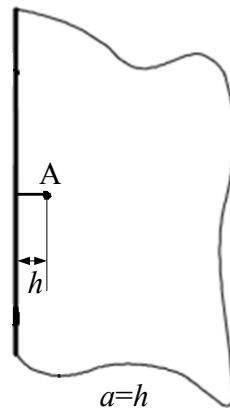


Figure 1. Extended surface defect
图 1. 延伸表面缺陷

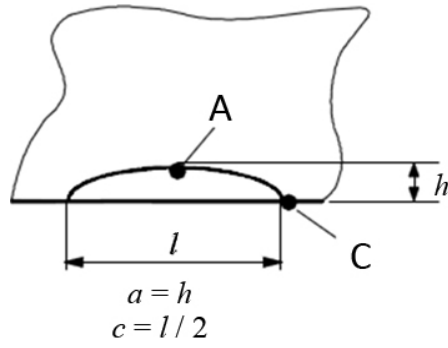


Figure 2. Limited length surface defect
图 2. 有限长度表面缺陷

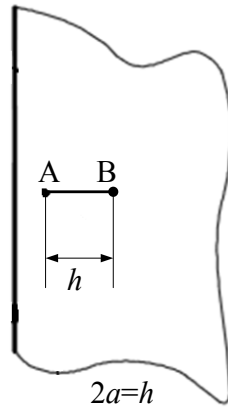


Figure 3. Deep buried extended on surface defect
图 3. 延伸表面深埋缺陷

$$r_{yA} = \frac{1}{6\pi} \left[\frac{\Delta K_A(m, n)}{S_{yA}(m) + S_{yA}(n)} \right]^2$$

延伸表面深埋缺陷(图 3)采用了距离表面最近处的 A 点和另一个裂纹尖点 B 的塑性区半径最大值作为应力强度因子塑性修正的基础。

$$r_{yA} = \frac{1}{6\pi} \left[\frac{\Delta K_A(m, n)}{S_{yA}(m) + S_{yA}(n)} \right]^2$$

$$r_{yB} = \frac{1}{6\pi} \left[\frac{\Delta K_B(m, n)}{S_{yB}(m) + S_{yB}(n)} \right]^2$$

2.2.2. 2010 版 RSEM 规范塑性修正

2010 版 RSEM 塑性修正的研究除了 2.2 节中的三种缺陷形式, 还增加了有限长度深埋裂纹形式(图 4)的塑性修正, 该修正也基于图 4 所示点 A 和点 B 的塑性半径。

$$r_{yA} = \frac{1}{6\pi} \left[\frac{\Delta K_A(m, n)}{S_{yA}(m) + S_{yA}(n)} \right]^2$$

$$r_{yB} = \frac{1}{6\pi} \left[\frac{\Delta K_B(m, n)}{S_{yB}(m) + S_{yB}(n)} \right]^2$$

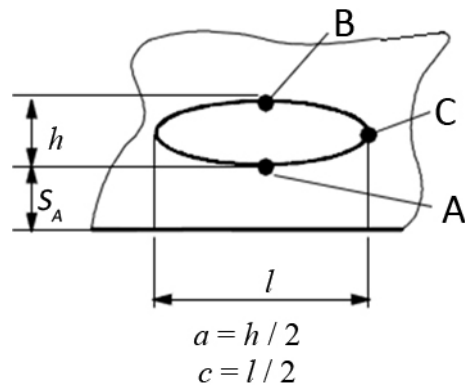


Figure 4. Limited length deep buried defect
图 4. 有限长度深埋缺陷

有效长度深埋裂纹形式是大量存在于工程实际中的缺陷形式，相较于之前的裂纹塑性修正更为方便和精确的适用与工程缺陷分析，能较大程度的提高寿命评估裕量。

2.3. 影响系数

1997 版和 2000 补遗版影响系数的研究仅考虑直管、壳体的表面缺陷影响系数。从 2005 补遗版到 2010 版，影响系数增加了过渡段、弯头的表面缺陷影响系数和平板的深埋缺陷影响系数，特别是深埋缺陷影响系数的引入极大地改进了在役核电站寿命评价。

3. 各版本裂纹扩展计算对比

根据上节对各版本在裂纹扩展计算方面的描述，本文对 RSE-M 两个正式版本 1997 版和 2010 版进行了深入研究，分析中选取某堆型反应堆压力容器出口接管与筒体过渡段为对象，使用国际上广泛应用的有限元软件 ANSYS 作为分析对象，开展裂纹扩展分析。

3.1. 分析模型

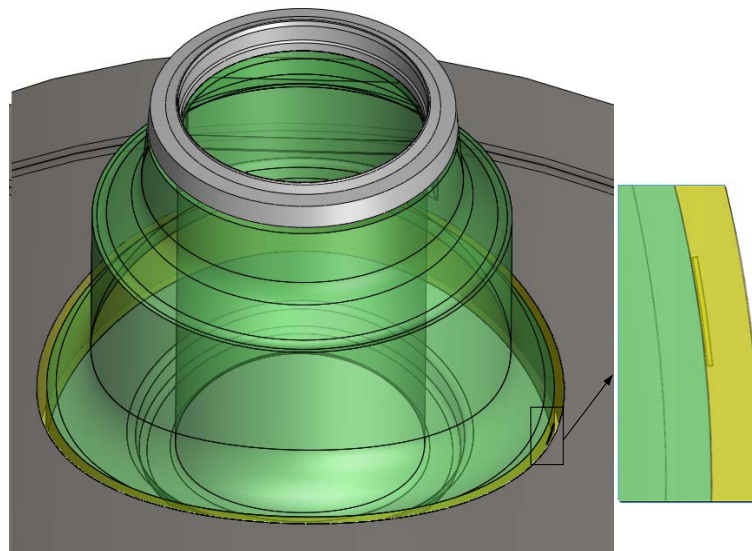


Figure 5. Analysis model and schematic diagram of defect location
图 5. 分析模型及缺陷位置示意图

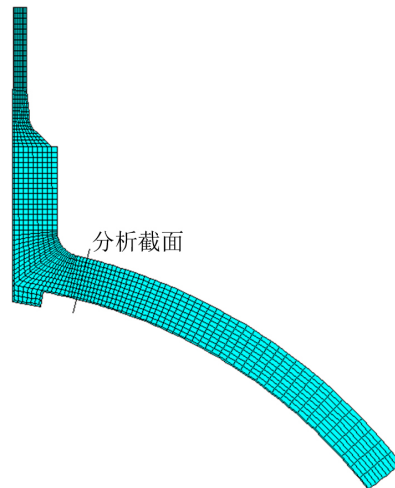


Figure 6. Calculation model and analysis section
图 6. 计算模型及分析截面

假设在筒体与接管焊缝位置存在一个体积型缺陷，沿筒壁径向深度 $a = 3 \text{ mm}$ ，轴向长度 $c = 30 \text{ mm}$ 。距离最外位置 65 mm 。

图 5 为缺陷位置示意图，该缺陷位于接管与筒体焊缝区域，采用筒体裂纹扩展计算方式进行分析。采用轴对称模型开展应力分析，分析模型及考察截面见图 6。

3.2. 载荷

根据核电站反应堆冷却剂系统的设计规范要求，将反应堆各运行工况及瞬态条件进行梳理归纳，并预估其发生次数，如表 1 所示，将其作为裂纹计算所带入载荷。

Table 1. List of analysis condition
表 1. 分析工况列表

| 序号 | 瞬态编号 | 反应堆冷却剂系统设计瞬态 | 发生次数 |
|---------|------|------------------------|---------|
| a) 正常运行 | | | |
| 1 | 1 | 反应堆加热 | 200 |
| 2 | 2 | 反应堆冷停堆 | 200 |
| 3 | 3 | 升负荷 | 12,000 |
| 4 | 4 | 降负荷 | 12,000 |
| 5 | 5 | 负荷突升(+10%额定功率) | 2000 |
| 6 | 6 | 负荷突降(-10%额定功率) | 2000 |
| 7 | 7 | — 负荷阶跃到厂用负荷 | 200 |
| 8 | | — 功率运行期间的波动 | |
| | 8 | 8.1 负荷调节(频率控制) | 300,000 |
| | | 8.2 稳态运行期间的波动 | 850,000 |
| | | 8.3 在延长换料周期稳态运行的波动 | 300,000 |
| 9 | | — 主系统中有两相工质时的波动 | |
| | 9 | 9.1 热停堆期间的波动 | 100,000 |
| 10 | | 9.2 稳压器有汽泡形成时主系统的加热和冷却 | 100 |

Continued

| | | | |
|-----------|-----|----------------------------------|------|
| 11 | 10 | 保持蒸汽发生器内的水位 | 4000 |
| 12 | 11 | 反应堆冷却剂环路停运 | 80 |
| 13 | 12 | 一条停用环路启动 | 70 |
| 14 | 13 | 在 0~15%堆功率之间升负荷 | 2200 |
| 15 | 14 | 在 15%~0 堆功率之间降负荷 | 2200 |
| 16 | 15 | 主系统满水时的加热和冷却 | 2200 |
| 17 | 17A | 用主蒸汽流的汽机启动 | 10 |
| 18 | 17B | 换料后主系统排气 | 320 |
| 19 | 17C | 主系统在低温下升压 | 10 |
| b) 中等频率事件 | | | |
| 20 | 18 | 有汽机旁通系统部分打开的汽机跳闸 | 80 |
| 21 | 19 | 丧失外电源 | 40 |
| 22 | 20 | 反应堆冷却剂流量部分丧失 | 80 |
| 23 | | 21.1 有正常热排出, 反应堆从正常运行工况紧急停堆 | 230 |
| 24 | 21 | 21.2 有正常热排出, 反应堆从延长换料周期最大功率紧急停堆 | 80 |
| 25 | 22 | 反应堆从正常运行工况紧急停堆, 有过分的给水冷却, 但无安全注水 | 160 |
| 26 | 23 | 反应堆从正常运行工况紧急停堆, 有过分的给水冷却, 造成安全注水 | 10 |
| 27 | 24 | 反应堆冷却剂系统误卸压 | 20 |
| 28 | 25 | 一条停用反应堆环路误启动 | 10 |
| 29 | 26 | 应急堆芯冷却系统误运行 | 80 |
| 30 | 27 | 主系统满水时的冷却和超压 | 10 |
| c) 水压试验工况 | | | |
| 31 | 58 | 单件(设备)水压试验 | 3 |
| | 59 | 主系统安装后的水压试验 | 3 |
| 32 | 60 | 重做水压试验 | 10 |

3.3. 采用 RSE-M1997 版

基于第 2 章的分析, 本小节采用 RSE-M1997 版有限长度表面缺陷, 同时采用真空壳体表面缺陷影响系数开展分析, 计算结果见表 2。

Table 2. Depth and expansion of cracks at the end of a cycle of 5 years in the lifetime

表 2. 寿期内 5 年一个循环周期末裂纹的深度及扩展量

| 服役年限 | 裂纹深度 a (mm) | 深度累积扩展量 Δa (mm) | 裂纹长度 c (mm) | 长度累积扩展量 Δc (mm) |
|------|-------------|-------------------------|-------------|-------------------------|
| 0 | 3.00000 | 0.00000 | 30.00000 | 0.00000 |
| 5 | 3.01537 | 0.01537 | 30.00226 | 0.00226 |
| 10 | 3.03080 | 0.03080 | 30.00453 | 0.00453 |
| 15 | 3.04640 | 0.04640 | 30.00683 | 0.00683 |
| 20 | 3.06206 | 0.06206 | 30.00914 | 0.00914 |
| 25 | 3.07790 | 0.07790 | 30.01148 | 0.01148 |
| 30 | 3.09444 | 0.09444 | 30.01392 | 0.01392 |
| 35 | 3.11053 | 0.11053 | 30.01630 | 0.01630 |
| 40 | 3.12734 | 0.12734 | 30.01879 | 0.01879 |

3.4. 采用 RSE-M2010 版

基于第 2 章的分析, 本小节采用 RSE-M2010 版有限长度深埋缺陷, 同时采用真空平板深埋缺陷影响系数开展分析, 计算结果见表 3。

Table 3. Depth and expansion of cracks at the end of a cycle of 5 years in the lifetime
表 3. 寿期内 5 年一个循环周期末裂纹的深度及扩展量

| 服役年限 | 裂纹深度 a (mm) | 深度累积扩展量 Δa (mm) | 裂纹长度 c (mm) | 长度累积扩展量 Δc (mm) |
|------|-------------|-------------------------|-------------|-------------------------|
| 0 | 3.00000 | 0.00000 | 30.00000 | 0.00000 |
| 5 | 3.00269 | 0.00269 | 30.00005 | 0.00005 |
| 10 | 3.00535 | 0.00535 | 30.00010 | 0.00010 |
| 15 | 3.00805 | 0.00805 | 30.00015 | 0.00015 |
| 20 | 3.01072 | 0.01072 | 30.00020 | 0.00020 |
| 25 | 3.01342 | 0.01342 | 30.00025 | 0.00025 |
| 30 | 3.01614 | 0.01614 | 30.00030 | 0.00030 |
| 35 | 3.01885 | 0.01885 | 30.00035 | 0.00035 |
| 40 | 3.02159 | 0.02159 | 30.00040 | 0.00040 |

Table 4. Comparison of the end-of-life depth and expansion between the 1997 and 2010 versions

表 4. 1997 版本与 2010 版本寿期末深度及扩展量对比

| 项 目 | 1997 | 2010 |
|-------------------------|---------|---------|
| 裂纹深度 a (mm) | 3.1274 | 3.0216 |
| 深度累积扩展量 Δa (mm) | 0.1274 | 0.0216 |
| 裂纹长度 c (mm) | 30.0188 | 30.0004 |
| 长度累积扩展量 Δc (mm) | 0.0188 | 0.0004 |

4. 结论

从表 4 算例结果来看, 依据 2010 版疲劳裂纹扩展方法计算的结果明显小于 1997 版的计算结果, 特别是长度方向, 2010 版的计算结果表明长度方向在寿期内若外界条件不变的情况下扩展量可忽略不计。通过上述分析可知, 2010 版疲劳裂纹扩展计算方法更为明确的考虑了应力强度因子计算的对象, 扩展了分析范围, 同时增加了针对深埋缺陷的塑性修正系数, 减少了不必要的保守性。

总之随着工艺的发展, 通过数值分析、试验验证等多种方法扩展了精准对象, 提高设备分析的精准度以及更大程度的减少核电厂运维成本。

参考文献

- [1] RSEM (1997) In-Service Inspection Rules for the Mechanical Components of PWR Nuclear Islands. 2nd Modification.
- [2] RSEM (2000) In-Service Inspection Rules for the Mechanical Components of PWR Nuclear Islands. 2nd Modification.
- [3] RSEM (2005) In-Service Inspection Rules for the Mechanical Components of PWR Nuclear Islands. 2nd Modification.
- [4] RSEM (2010) In-Service Inspection Rules for the Mechanical Components of PWR Nuclear Islands.