

Quantitative Risk Assessment of Induced Steam Generator Tube Rupture in Severe Accident

Wenchao Hu, Changhong Peng

School of Nuclear Science and Technology, University of Science and Technology of China, Hefei Anhui
Email: wenchu@mail.ustc.edu.cn, pxm321@163.com

Received: Jun. 15th, 2015; accepted: Jul. 4th, 2015; published: Jul. 7th, 2015

Copyright © 2015 by authors and Hans Publishers Inc.

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

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



Open Access

Abstract

Under severe accident conditions with countercurrent natural circulating high temperature gas in the hot leg, surge line and steam generator tubes, SG tubes integrity could be threatened by creep rupture, particularly if cracks are present in the tube walls. In this study, the first step we perform thermal-hydraulic analysis to predict the creep rupture parameter of the tubes in severe accident. The next step we apply the creep rupture models to test the potential for the degraded SG to rupture before the hot leg. Then, the mean of the SG tube rupture probability was applied to estimate large early release frequency in simplified Level-2 PSA model, and the overall LERF (Large and Early Release Frequency) risk due to the Induced SGTR was calculated. In the final step, implementation of severe accident management guidance, such as the RCS depressurization and refilling to SG, is evaluated using PSA approach. It can be found that strategy of RCS depressurization and refilling to SG can mitigate the severe accident process under the condition of high and medium pressure, and reduce LERF effectively.

Keywords

Creep Rupture, Steam Generator Tube Rupture, Quantitative Risk Assessment

严重事故时蒸汽发生器传热管蠕变断裂风险评估

胡文超, 彭常宏

中国科学技术大学核科学技术学院, 安徽 合肥
Email: wenchu@mail.ustc.edu.cn, pxm321@163.com

收稿日期: 2015年6月15日; 录用日期: 2015年7月4日; 发布日期: 2015年7月7日

摘要

严重事故时, 一回路将会出现蒸汽自然循环冷凝回流现象; 高温蒸汽不断进入热管段, 波动管和蒸汽发生器传热管, 最终可能导致蒸汽发生器传热管发生蠕变断裂失效。本文首先使用严重事故分析计算严重事故时传热管蠕变断裂参数和传热管断裂的概率。然后使用简化二级概率安全分析模型评估传热管蠕变断裂导致的大量早期释放频率。最后评价一回路卸压和恢复二次侧给水等严重事故缓解措施对防止蠕变断裂的有效性。可以发现在中压和高压的情况下, 一回路卸压和恢复二次侧给水能够有效地防止传热管蠕变断裂, 降低大量早期释放频率。

关键词

蠕变断裂, 蒸汽发生器传热管断裂, 定量化风险评估

1. 引言

压水堆核电站中, 蒸汽发生器将堆芯产生的热量带走, 并将水转变成蒸汽。蒸汽发生器传热管是一回路压力边界, 一侧是放射性的, 一侧是非放射性侧, 因而具有非常重要的安全作用。压水堆的安全分析中一个重要事故是蒸汽发生器传热管断裂(SGTR)事故, SGTR 事故会造成安全壳旁路, 导致放射性物质释放到环境中。严重事故情况下, 一回路会出现蒸汽自然循环冷凝回流现象, 高温蒸汽能够进入热管, 波动管和蒸汽发生器传热管, 传热管有发生蠕变断裂的风险, 尤其是传热管壁出现裂缝时。

当压水堆发生运行瞬态或设计基准事故时, 通过具有事故预防和缓解功能的部件和系统来保证其安全性。然而三里岛事故, 切尔诺贝利事故和福岛事故, 说明仍可能出现反应性无法控制或堆芯无法冷却的情况, 并最终导致堆芯损坏。美国核管会要求核电站开发具体的严重事故管理方案以满足严重事故监管要求。为了满足这一要求, 开发用于堆芯熔化石事故缓解措施的严重事故管理导则(SAMG), 以支持事故发生时操纵员或者技术支持中心的工作人员。SAMG 的实施有助于减少核电厂风险, 降低安全壳失效的可能性, 减少放射性物质释放到环境的总量。同时将 SAMG 引入核电厂应急计划能够提高人因可靠性[1][2]。

本文以带有干式安全壳的三环路的水堆核电站为研究对象, 首先进行热工水力分析计算严重事故中传热管蠕变断裂参数, 并应用蠕变断裂模型计算传热管在热管或者波动管断裂之前的发生断裂的概率。然后将蒸汽发生器传热管断裂后的概率值应用在简化二级概率安全分析模型中, 计算早期大量释放频率(LERF)。最后, 评价一回路卸压和恢复二次侧给水等严重事故缓解措施的有效性。

2. 简化二级 PSA 模型

根据 NURGE/CR-6595 [3]提出的方法, 建立简化二级 PSA 模型, 即简化的安全壳事件树。该模型可以获得影响安全壳早期失效或旁路的严重事故进程的主要特点。图 1 为干式安全壳压水堆的安全壳事件树模型, 事故序列的最终结果为发生 LERF 或未发生 LERF。该事件树的顶部事件如下:

问题 1: 堆芯损坏?

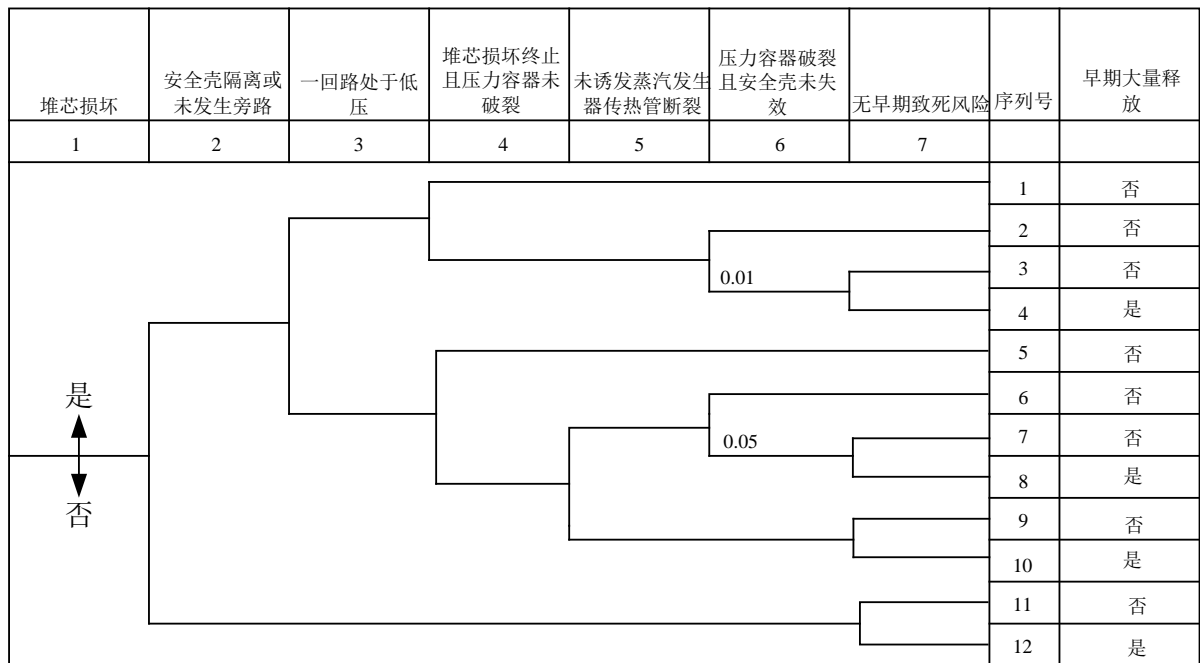


Figure 1. Simple CET for PWRs with large dry containments
图 1. 干式安全壳压水堆核电站的简单安全壳事件树

- 问题 2: 安全壳隔离或者未发生旁路?
- 问题 3: 一回路处于低压状态?
- 问题 4: 堆芯损坏终止且压力容器未破裂?
- 问题 5: 未诱发 SGTR?
- 问题 6: 压力容器破裂但安全壳未失效?
- 问题 7: 无早期死亡风险?

由一级 PSA 给出导致堆芯损坏的序列。这些序列需要在简化二级 PSA 模型中进一步分析。由于一级 PSA 序列非常多，需要将这些序列分组以便于后续的事故进程分析。将事故进程和放射性物质释放相近的序列合并在一起，称之为电厂损坏状态(PDS)。为了定义电厂损坏状态，需要确定了影响放射性后果的主要因素，即定义了一组“特征量”作为电站损坏状态分析的基础。与 Surry 核电厂[4]类似，本文分析的参考电站使用了五个特征量来描述核电厂损坏状态：

- 堆芯损坏开始时一回路状态；
- 应急堆芯冷却系统状态；
- 安全壳喷淋安注和再循环系统状态；
- 换热和蒸汽发生器状态；
- 交流电源状态

根据特征量，确定电厂损坏状态。由于电厂损坏状态数目较多，因此，对于有相似核素释放的 PDS 被归组成电厂损坏状态组(PDSG)。参考 EPRI NSAC-159 [5]和 Oconee 电站的方法[6]，采用了如下四个参数将 PDS 归组成 PDSG：

- 1) 反应堆冷却剂系统状态；
- 2) 应急堆芯冷却系统状态；
- 3) 交流电源状态；

4) 堆芯损坏时间。

对每个 PDS，确定上述四个参数，并根据这四个参数将所有的 PDS 归组到相应的 PDSG 中。根据严重事故分析程序计算结果，对于一回路低压和恢复二次侧给水的 PDS，发生 SGTR 的概率非常低，对 LERF 的影响很小，在进行 PDSG 分析时，可以忽略掉这类 PDSG。对安全壳失效情况下的 PDSG 分析时，由于安全壳已经旁路，放射性物质可以直接从安全壳泄露出去，不再需要进行 SGTR 分析。因此仅有三类 PDSG 可能诱发 SGTR，如表 1 所示。

3. 传热管蠕变断裂模型

在严重事故进程中，随着堆芯开始过热，从堆芯出来的高温蒸汽会在一回路中流动，反应堆结构材料受到高温蒸汽加热，材料强度会减弱。尤其是蒸汽发生器传热管、热管和稳压器底部的波动管这三个部分受影响最为严重。如果蒸汽发生器传热管在热管或波动管之前失效，放射性物质将会直接释放到环境中。但是由于在一般情况下波动管或热管会先于传热管失效，从而会对一回路卸压，降低了传热管内外侧的压差，防止传热管发生蠕变断裂。基于时间积分的蠕变断裂因子的计算关系式如下[7]：

$$R = \int_0^{t_f} \frac{dt}{t_R(T, m_p \sigma)} \quad (1)$$

其中：

t_f 为蠕变断裂失效时间，s；

t_R 为温度 $T(t)$ 时中发生失效的时间，s；

σ 为管壁应力，Pa；

m_p 为与壁面缺陷相关的强度因素(假定为 1)。

分母中 t_R 的值由 Larsen-Miller 经验关系式[8]给出，具体的值可以由严重事故分析程序计算得到。

一般来说，当 R 到达 1 时，认为管道已经失效。根据已分析的情况，如果不考虑蠕变断裂参数中的不确定性，波动管总是先发生断裂，因此不会发生传热管断裂。然而如同所有的经验关系式，Larsen-Miller 关系式具有一定的不确定性。为了量化 R 值的不确定性，假设一个对数正态分布的累积分布函数，均值 $\mu = 1$ ，标准差 $\sigma = 0.4$ [7] [8]，函数如下：

$$\Phi(R) = \int_0^R \frac{\exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln(R')}{0.4}\right)^2\right]}{0.4R'\sqrt{2\pi}} dR' \quad (2)$$

式中 $\Phi(R)$ 称为易损性曲线。当 R 值分别是 0.518, 0.764, 1.00, 1.31 和 1.931，断裂概率分别是 5%，25%，50%，75% 和 95%。

使用严重事故分析程序来计算热管段，波动管和蒸汽发生器传热管在高温蒸汽加热下的蠕变情况，得到相应的蠕变断裂系数，再通过式(2)计算得到诱发 SGTR 的概率，计算结果如表 2 所示。

4. 严重事故管理导则的有效性分析

当堆芯出口蒸汽温度达到 650℃时，实施严重事故导则以缓解严重事故进程。为了预防严重事故下诱发 SGTR，操纵员可以打开稳压器卸压阀对一回路卸压或者恢复二次侧给水。

4.1. 一回路卸压

一回路卸压的措施是为了缓解严重事故进程，尤其面临可能出现高压熔堆的事故进程时，通过打开

Table 1. Description of PDSG
表 1. PDSG 的描述

PDSG	描述
1	一回路在中压(8 MPa)下发生小破口事故且蒸汽发生器二次侧干涸
2	一回路在高压(15.5 MPa)下保持完整性且蒸汽发生器二次侧干涸
3	全厂断电(SBO), 一回路在高压(15.5 MPa)下保持完整性且蒸汽发生器二次侧干涸

Table 2. Results of induced SGTR
表 2. SGTR 结果

一回路状态	蠕变断裂系数	断裂概率
小破口事故 PDSG1	0.318	0.0021
完整 PDSG2 和 3	0.440	0.0201

Table 3. Results of RCS depressurization
表 3. 一回路卸压结果

PDSG	基准情况 ¹ (/r.y)	一回路卸压 ²	Δ LERF ³	百分比 ⁴ (%)
1	1.22E-07	3.48E-08	8.72E-8	71.5
2	2.33E-07	6.54E-08	1.68E-8	71.9
3	3.75E-08	3.00E-08	7.50E-9	20.0

¹LERF_{基准情况}是没有实施 SAMG 导则的 LERF 值。²LERF_{卸压}是实施一回路卸压的 LERF 值。³ Δ LERF = LERF_{基准情况} - LERF_{一回路卸压}。⁴ Δ Percent = Δ LERF/LERF_{基准情况}

卸压阀让可以投入运行的低压安注和安注箱向堆芯注水, 避免堆芯熔化。一回路卸压能够避免在一回路高压的情况时出现如下情况:

- 压力容器早期失效
- 安全壳直接加热
- 蒸汽发生器传热管断裂

在简化二级 PSA 模型中, 进行一回路卸压能够避免诱发蒸汽发生器传热管断裂, 而且可以降低压力容器破裂后安全壳失效的可能性。通过计算 3 个 PDSG 得到 LERF 值, 其计算结果见表 3。对于 SBO, 由于安全壳隔离的电动阀无法关闭而导致安全壳失效是早期大量释放的主要贡献者。所以通过一回路卸压减少 LERF 值的幅度要低于其它两种 PDSG 情况。

4.2. 恢复二次侧给水

恢复二次侧给水目的是:

- 防止蒸汽发生器传热管发生蠕变断裂;
- 阻止裂变产物通过传热管进入蒸汽发生器二次侧;
- 为一回路冷却剂系统提供热阱。

在简化二级 PSA 模型中, 恢复二次侧给水能够避免诱发 SGTR。可以通过计算得到三个 PDSG 情况下的 LERF 值, 其计算结果和一回路卸压的情况相同。

根据上面分析结果, 可以发现一回路卸压或恢复二次侧给水能在一定程度上缓解严重事故, 避免诱发蒸汽发生器传热管发生断裂。这是因为一回路卸压可以减小一二回路之间的压力差, 减少管壁承受的

机械应力。而恢复二次侧给水能够降低管道温度，减小管壁的热应力。

5. 结论

根据本文上述分析，能够得到如下结论：

1) 对于中高压的严重事故，由于一回路卸压能够避免诱发 SGTR 和减少压力容器破裂时安全壳失效的可能性，所以能够有效缓解严重事故的结果并且大大降低 LERF 频率，对于 SBO 的情况，LERF 值可以降低 20%，对于非 SBO 的情况，LERF 值可以降低 70%左右。

2) 对于中高压的严重事故，恢复二次侧给水在降低 LERF 值方面与一回路卸压的作用相似。

参考文献 (References)

- [1] OECD/NEA (1997) Level 2 PSA methodology and severe accident management. OECD NEA/CSNI.
- [2] Ang, M.L., Shepherd, C., Gauntt, R., et al. (2007) Recent developments in level 2 PSA and severe accident management. OECD/NEA/CSNI.
- [3] Pratt, W.T., Mubayi, V., Chu, T.L., et al. (2004) An approach for estimating the frequencies of various containment failure modes and bypass events. Brookhaven National Laboratory. Funding Organization: DOE/NRC.
- [4] Nuclear Regulatory Commission (1990) Severe accident risks: An assessment for five US nuclear power plants. NUREG-1150, Final Report.
- [5] Saic, M.Z.T. (1991) Generic framework for IPE back-end (level 2) Analysis. Nuclear Safety Analysis Center, Electric Power Research Institute.
- [6] Sugnet, W.R., Boyd, G.J., Lewis, S.R. and Oconee, P.R.A. (1984) A probabilistic risk assessment of Oconee unit 3. NSAC-60 Electric Power Research Institute, Palo Alto.
- [7] Majumdar, S. (1999) Prediction of structural integrity of steam generator tubes under severe accident conditions. *Nuclear Engineering and Design*, **194**, 31-55. [http://dx.doi.org/10.1016/S0029-5493\(99\)00168-5](http://dx.doi.org/10.1016/S0029-5493(99)00168-5)
- [8] Kunsman, D.M., Dunagan, S., Aldemir, T., et al. (2008) Development and application of the Dynamic system doctor to nuclear reactor probabilistic risk assessments. SAND 2008-4746, Sandia National Laboratories. <http://dx.doi.org/10.2172/966945>