

PCS 表面液膜覆盖率对安全壳完整性影响分析

石兴伟 雷 蕾 兰 兵 胡 健 乔雪冬 靖剑平

(环境保护部核与辐射安全中心 北京 100082)

摘要 钢制安全壳是防止严重事故工况下放射性物质向环境释放的最后一道屏障,因此有必要研究分析事故条件下安全壳外液膜覆盖率对安全壳完整性影响,以得到安全壳在事故工况下的失效裕度。应用非能动安全壳分析程序,建立了大功率非能动反应堆非能动安全壳冷却系统(Passive Containment Cooling System, PCS)的热工水力模型,并以冷段双端剪切事故为基准研究对象,分别研究了水分配器单一故障和出水管堵管叠加水分配器故障两种事故工况。分析结果表明,两种事故工况在液膜覆盖率大于35%时,均不会出现短期安全壳超压超温失效;事故后24 h,液膜覆盖率低于45%时,安全壳出现长期冷却失效。此次研究得出结论:在流量大于 $61.76 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ 、安全壳液膜覆盖率大于45%时,事故发生后24 h安全壳不会失效。

关键词 非能动安全壳分析程序,非能动安全壳,双端剪切,蒸汽主管道破裂,液膜覆盖率

中图分类号 TL364.4

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.010602

The influence analysis of PCS surface liquid film coverage on the containment integrity

SHI Xingwei LEI Lei LAN Bing HU Jian QIAO Xuedong JING Jianping

(Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Environmental Protection, Beijing 100082, China)

Abstract Background: The containment is the last shielding to protect radioactive fission products under severe accident conditions from being released to the atmosphere. **Purpose:** In order to figure out the failure margin under accident conditions, it is necessary to research and analyze the effects of the surface liquid film coverage on the containment integrity for a Passive Containment Cooling System (PCS). **Methods:** The PCS thermal-hydraulic model has been built with passive containment analysis code in large power passive reactor. Based on the reference case of double ended guillotine (DEG) on a cold leg, both the water distribution tube failure and the spray pipe pluggage together with water distribution tube failure have been carried out, respectively. **Results:** The analysis results show that the containment will not fail due to overpressure and over temperature in short time in both failure cases when the water film coverage is larger than 35%, while it will fail in 24 h after accident when the results of the liquid film coverage is lower than 45%. **Conclusion:** It can be concluded that the containment will not fail in 24 h after accident with the liquid velocity greater than $61.76 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ and the liquid film coverage area greater than 45%.

Key words Passive containment analysis code, Passive containment cooling system, DEG, Main steam line break (MSLB), Liquid film coverage

钢制安全壳容器是安全壳系统中的一个完整部分,具有在事故工况下防止泄漏和提供安全相关的

最终热阱的功能。因此,为了避免放射性物质扩散到环境中,需要确保对放射性物质的包容能力,保

国家科技重大专项项目(No.2015ZX06002007)资助

第一作者:石兴伟,男,1985年出生,2013年于哈尔滨工程大学获博士学位,研究领域为核动力安全分析

通信作者:靖剑平, E-mail: jingjianping@chinansc.cn

收稿日期:2016-08-19, 修回日期:2016-10-11

Supported by National Science and Technology Major Project (No. 2015ZX06002007)

First author: SHI Xingwei, male, born in 1985, graduated from Harbin Engineering University with a doctoral degree in 2013, focusing on safety analysis of nuclear power

Corresponding author: JING Jianping, E-mail: jingjianping@chinansc.cn

Received date: 2016-08-19, accepted date: 2016-10-11

证安全壳的完整性。目前, 根据对 AP600 大型安全壳试验装置和 AP1000 非能动安全壳冷却系统 (Passive Containment Cooling System, PCS) 的试验分析和理论研究, 钢制安全壳换热速率与其外表面水膜的覆盖面积、液膜厚度成正比^[1-3], 但同时水膜覆盖率和环境温度对 PCS 冷却能力也有显著影响^[4]。叶成和王国栋等^[5-6]使用 WGOTHIC 和 GOTHIC 分析程序对钢制安全壳传热性能研究表明: 安全壳传热性能不仅受安全壳厚度的影响, 同时也受冷却水装量、安全壳内蒸汽和外壁面冷凝传热传质的影响。基于上述研究成果, 有必要进一步细化研究安全壳液膜覆盖率对安全壳完整性的影响, 以得到安全壳在事故工况下的失效裕度。

依据安全壳的设计要求, 安全壳的设计应满足单一故障下安全壳的压力不超过其设计压力和多种故障叠加下“安全壳压力应当在假想事故后 24 h 内降低到低于设计基准失水事故计算的最高计算压力的 50%”的要求^[7]。本次研究使用非能动安全壳分析程序建立核岛整体模型和 PCS 模型, 以冷段双端剪切事故工况下流体的喷放为能量输入边界, 分析恶劣工况下不同液膜覆盖率对安全壳完整性短期和长期的影响, 查找可能导致安全壳失效的最小液膜覆盖率。

1 PCS 系统建模

1.1 PCS 节点划分

大功率非能动反应堆的 PCS 主要由一个钢制安全壳、壳内空间、壳外导流板、壳外冷却水系统、喷淋管道等组成。钢制安全壳内径 43.2 m, 材料为 B 级 SA738。如图 1 所示, 根据相关系统设计参数对安全壳和 PCS 进行了节点划分, 对安全壳壳内隔间和气体空间、壳外上升段气体空间、壳体及壳内热构件、壳外冷却水、蒸汽喷放条件进行了建模。建模的主要参数包括控制体参数、流道参数、热构件参数、传热系数类型参数、材料类型参数、初始条件和程序控制参数等。

1.2 液膜覆盖面积划分

非能动安全壳分析程序采用外部液膜换热来模拟钢制安全壳外表面的传热过程。如图 2 所示, 将壳体沿周向分为 8 个部分, 包含 4 个冷却水膜覆盖的湿区和 4 个干区, 每个区沿高度方向分为 8 层, 与控制体沿高度方向的划分相对应, 构建成整个壳体和壳外导流板。湿区需要建立第 9 层收集冷凝水。

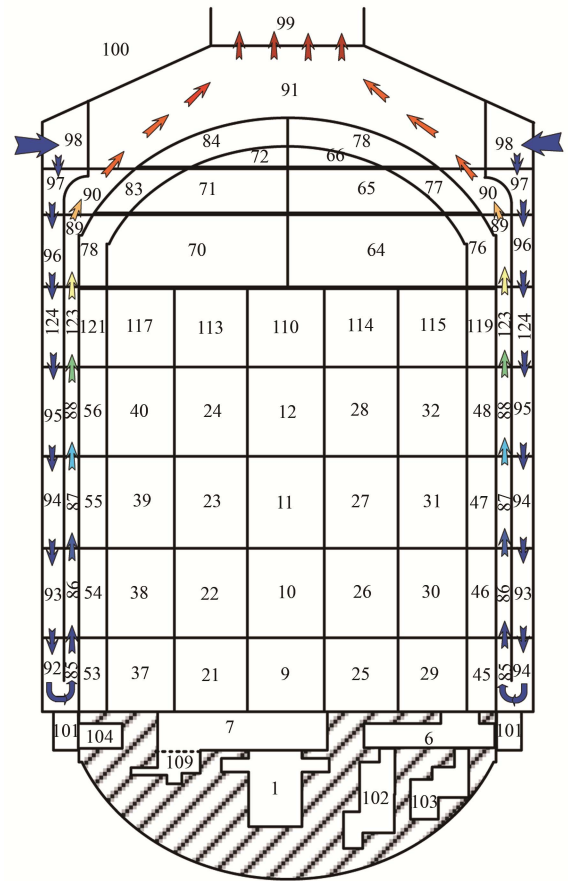


图 1 PCS 模型节点划分示意图
Fig.1 Nodalization of PCS model.

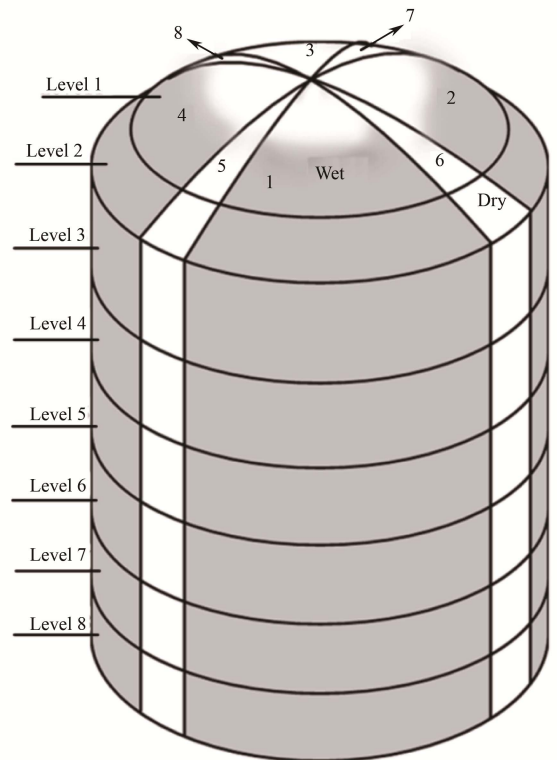


图 2 液膜覆盖面积划分
Fig.2 Nodalization of liquid film coverage area.

钢制安全壳将壳内外的传质传热联系起来,形成热量由内至外的传热媒介。模型设定每个热构件的连接位置(分别为紧贴安全壳内壁面的节点、安全壳与壳外导流板间的节点)、表面积、初始温度、材质和厚度、传热类型和用于修正传热传质关系式的包络因子等。

1.3 边界条件

模型采用边界条件来模拟壳外环境和破口质能释放。导流板下降段、上升段环形通道出入口的压力和温度、破口质能释放量等均作为边界条件;环形通道出入口连通大气,为稳定压力边界条件。具体初始条件:1) 安全壳外部压力 0.1 MPa, 温度 26.67℃, 相对湿度 32.8%; 2) 安全壳内部压力 0.107 MPa, 温度 48.89℃; 3) 钢制安全壳内部和外部自然对流换热因子分别取 0.73 和 0.84; 4) 质能释放数据来源于安全分析报告和相关合同,以函数的形式作为能量输入边界条件。

2 模型验证

为验证模型的可靠性,参照安全分析报告中 30%额定功率下主蒸汽管道破口(Main Steam Line Break, MSLB)质能释放工况,对安全壳换热进行模拟,并将计算结果与报告结果进行比对。

如图 3 所示,30%额定功率 MSLB 工况下,破口质能喷放持续约 1200 s,蒸汽喷放时间持续短,能量携带少。图 4 为程序计算结果和安全分析报告对比。通过结果对比可知,验证计算中安全壳压力峰值出现时间与安全分析报告相吻合;验证结果安全壳内峰值压力为 0.401 MPa,高于安全分析报告峰值压力约 0.015 MPa,相对偏差约 3.8%,模型整体计算合理可信。

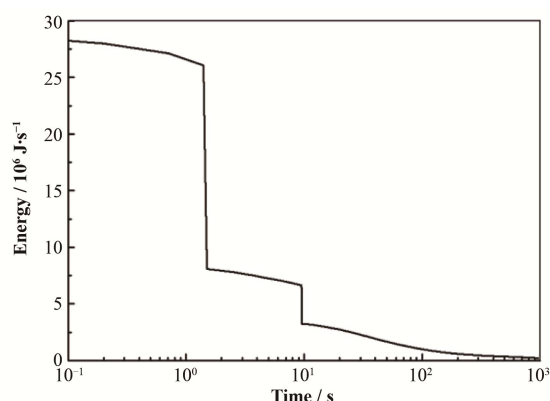


图 3 MSLB 事故破口能量释放
Fig.3 Energy release of MSLB.

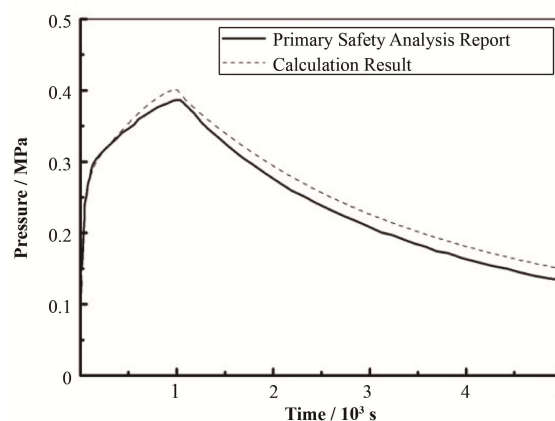


图 4 安全壳内部压力对比
Fig.4 Comparison of pressure in containment.

验证结果中安全壳内部峰值压力高于安全分析报告,原因在于安全壳内部热阱面积划分与安全分析报告有一定差别,模型中采取保守模型,造成安全壳内部储热稍低于安全分析报告。

3 事故工况计算分析

3.1 工况选取

根据初步安全分析报告可知,“对于 LOCA 冷段双端剪切下不考虑从干区向湿区导热工况作了单独的分析,就较长时期而言,这种工况会导致稍高的安全壳压力”^[7],而且在事故后 24 h,安全壳压力仍存在高于设计压力值 50% 的风险,因此,选取冷段双端剪切破口喷放作为能量输入边界,以水分配器单一故障、出水管堵管叠加水分配器故障两种事故工况为研究对象,分析钢制安全壳外壁面液膜覆盖率对安全壳完整性短期和长期的影响。图 5 为冷段双端剪切事故工况下两相和蒸汽能量喷放。

3.2 结果分析

3.2.1 工况 1: 水分配器单一故障

在维持喷淋水流量为设计喷淋流量 $127.85 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ 的基础上,水分配器单一故障会造成安全壳外壁面液膜覆盖率下降,从而影响安全壳内部能量的导出。此类事故工况下安全壳内部压力会出现短期峰值;在液膜覆盖率降低的情况下会导致安全壳超压失效。

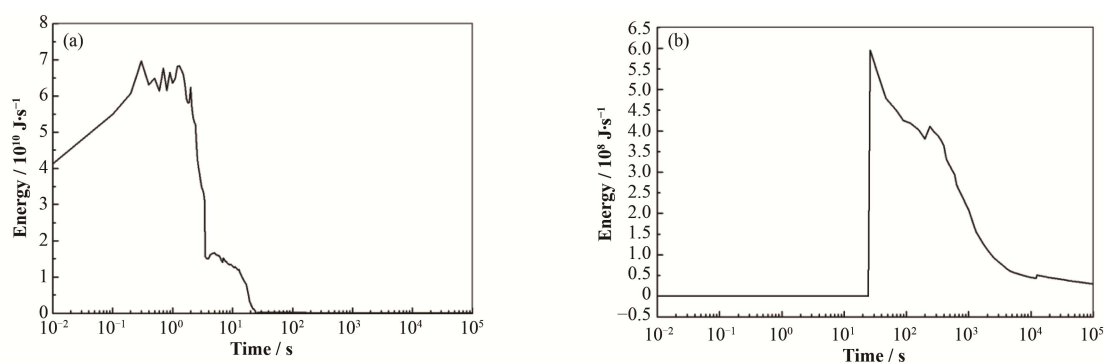


图 5 两相能量(a)和蒸汽能量(b)喷放
Fig.5 Energy release of two-phase (a) and steam (b).

如图 6 所示, 冷段双端剪切事故工况下改变液膜覆盖率以模拟水分配器故障, 得到不同液膜覆盖率下的安全壳内部压力和温度。事故初期, 两相能量喷放剧烈导致安全壳压力迅速上升; 安全壳内部热阱吸收热量, 从而压力开始下降。当事故发生后 350 s, 外部冷却水喷淋系统启动, 液膜蒸发带走安全壳外壁面热量, 但由于冷却剂能量释放量巨大, 外部冷却不足以快速冷却安全壳, 安全壳内部压力上升; 随着蒸汽喷放减弱以及持续的外部喷淋, 内

部压力在 1 100 s 左右开始下降。从图 6(a)中可知, 液膜覆盖率减小至 35% 时, 安全壳短期压力峰值并没有超过安全壳设计压力 0.544 MPa; 24 h 后, 当液膜覆盖率低于 40% 时, 安全壳内部压力高于设计压力的 50%, 视为 24 h 安全壳冷却失效。如图 6(b) 所示, 由于喷放初期破口喷放能量巨大且外部冷却喷淋未启动, 安全壳底层控制体温度第一个峰值高于第二个峰值。

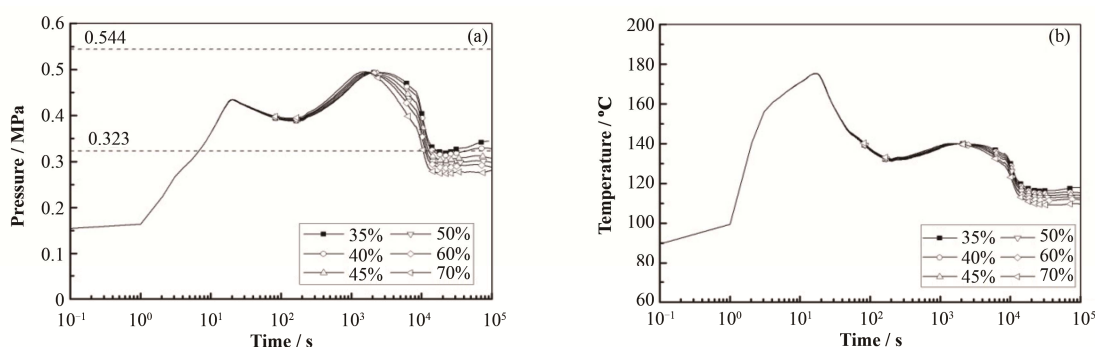


图 6 工况 1 下安全壳内部压力(a)和温度(b)
Fig.6 Containment pressure (a) and temperature (b) in the case 1.

3.2.2 工况 2: 出水管堵管叠加水分配器故障

喷淋水出水管堵管会造成喷淋流量的减小, 若同时叠加水分配器故障, 则会导致喷淋流量减小叠加液膜覆盖率减小的恶劣工况出现。此类工况比水分配器单一故障更加恶劣。以最高出水管即 7.4 m 处出水管堵管(喷淋流量减小为 $61.76 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$)叠加水分配器故障为研究对象, 对此类事故进行研究。

如图 7 所示, 基于工况 1 的经验, 40% 液膜覆盖率附近可能会出现安全壳长期失效, 因此工况 2 缩小了液膜覆盖率范围, 选取了液膜覆盖率 35%、40%、45% 的值进行研究。研究发现, 最高出水管堵管后, 喷淋流量减小约 1/2。相同覆盖率时, 安全壳压力相对工况 1 上升 $(1.03 \sim 1.38) \times 10^4 \text{ Pa}$, 但距安全壳设计压力还有 $(4.14 \sim 4.82) \times 10^4 \text{ Pa}$ 的裕量。保持 45% 的液膜覆盖率仍然可以保证安全壳短期/长期均不超压失效。

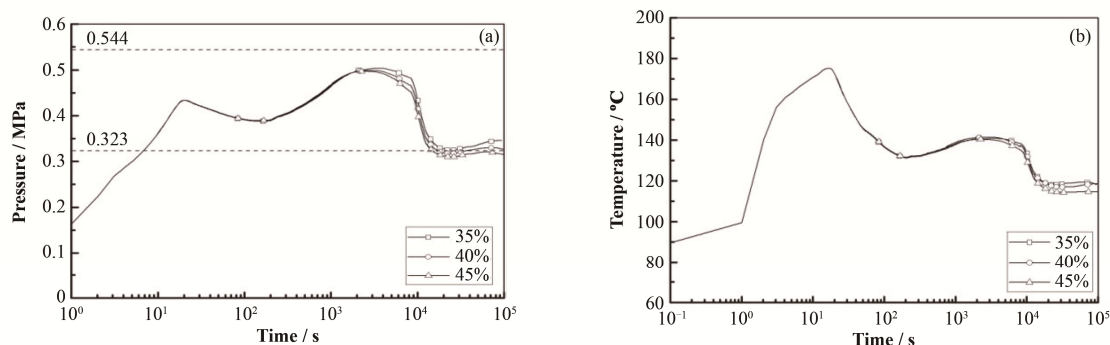


图7 工况2下安全壳内部压力(a)和温度(b)
Fig.7 Containment pressure (a) and temperature (b) in the case 2.

4 结语

应用非能动安全壳分析程序,建立了大功率非能动反应堆 PCS 的热工水力模型,并以冷段双端剪切事故为基准研究对象,分别研究了水分配器单一故障、出水管堵管叠加水分配器故障两种工况,分析和评价了不同液膜覆盖率对安全壳完整性的影响。研究表明:1) 喷淋流量 $127.85 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ 和 $61.76 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ 两种工况下,安全壳均不会出现短期超压超温失效;2) 保证安全壳外壁面液膜覆盖率高于45%,即使在事故发生后24 h,安全壳不会发生超压失效。

致谢 对上海核工程研究设计院堆芯设计所张迪、倪陈霄、韦胜杰在软件使用过程中给予的指导,以及大功率非能动反应堆非能动安全壳冷却系统建模过程中的支持表示非常感谢。

参考文献

- 1 邹杰, 佟立丽, 曹学武. 典型严重事故非能动安全壳冷却系统效果分析[J]. 原子能科学技术, 2014, **48**(增 1): 362–368. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.S0.0362.
ZOU Jie, TONG Lili, CAO Xuwu. Assessment of passive containment cooling system performance during severe accident[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2014, **48**(Suppl 1): 362–368. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.S0.0362.
- 2 韦胜杰. 非能动安全壳冷却系统(PCCS)水膜流动行为及冷却能力实验研究[D]. 上海: 上海交通大学, 2012.
WEI Shengjie. Experimental investigation on flow characteristics and heat transfer of falling water film of passive containment cooling system (PCCS)[D]. Shanghai: Shanghai Jiao Tong University, 2012.
- 3 叶成, 郑明光, 王勇, 等. AP1000 安全壳厚度对传热性

能的影响[J]. 原子能科学技术, 2014, **48**(3): 458–461. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.03.0457.

YE Cheng, ZHENG Mingguang, WANG Yong, *et al.* Effect of AP1000 steel containment thickness on heat transfer performance[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2014, **48**(3): 458–461. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.03.0457.

- 4 马柏松, 庄亚平, 郑福涛. 海阳核电一期工程严重事故下非能动安全壳冷却能力分析[J]. 核科学与工程, 2014, **34**(4): 530–536.

MA Baisong, ZHUANG Yaping, ZHENG Futao. Analysis for the passive containment cooling system of Haiyang NPP under severe accident condition[J]. Nuclear Science and Engineering, 2014, **34**(4): 530–536.

- 5 叶成, 郑明光, 王勇, 等. AP1000 非能动安全壳冷却水 WGOTHIC 分析[J]. 原子能科学技术, 2013, **47**(12): 2225–2230. DOI: 10.7538/yzk.2013.47.12.2225.

YE Cheng, ZHENG Mingguang, WANG Yong, *et al.* WGOTHIC analysis on AP1000 passive containment cooling water[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2013, **47**(12): 2225–2230. DOI: 10.7538/yzk.2013.47.12.2225.

- 6 王国栋. 应用 GOTHIC8.0 程序分析 AP1000 核电厂 PCS 传热传质过程[J]. 原子能科学技术, 2015, **49**(1): 83–88. DOI: 10.7538/yzk.2015.49.01.0083.

WANG Guodong. Analysis of heat and mass transfer process for AP1000 NPP PCS using GOTHIC8.0 code[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2015, **49**(1): 83–88. DOI: 10.7538/yzk.2015.49.01.0083.

- 7 Nuclear Regulatory Commission. Final safety evaluation report for AP1000 related to certification of the AP1000 standard design[R]. Chapter 3/6/19, Washington D C: Nuclear Regulatory Committee, 2004.