

Further Study on Containment Effectiveness for CAP1400

Tianting Lu, Guobao Shi, Yajun Yang

Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute (SNERDI), Shanghai
Email: lutianting@snerdi.com.cn

Received: Mar. 29th, 2017; accepted: Apr. 12th, 2017; published: Apr. 24th, 2017

Abstract

One of the conservative assumptions in level two PSA analysis of CAP1400 containment effectiveness is that failure of cavity flooding leads to failure of containment. A discussion was made on this assumption in order to further demonstrate the contribution of containment design and severe accident mitigation features to containment effectiveness. By sorting out the CAP1400 design features that can be used to cope with ex-vessel severe accident phenomena, in a way of expansion of containment event tree probability was assessed, whether CAP1400 containment can maintain integrity during the ex-vessel process such as steam explosion and core-concrete interaction. Therefore containment effectiveness for the first CAP1400 unit was further studied. The result shows that reassessed effectiveness was relatively enhanced and promoted demonstration that the first CAP1400 unit fulfilled the safety goal for new-constructed units required by the thirteenth Five-Year Plan.

Keywords

Containment Effectiveness, CAP1400 Design Features, Ex-Vessel Severe Accident Phenomena

对CAP1400安全壳有效性的进一步研究

陆天庭, 史国宝, 杨亚军

上海核工程研究设计院, 上海
Email: lutianting@snerdi.com.cn

收稿日期: 2017年3月29日; 录用日期: 2017年4月12日; 发布日期: 2017年4月24日

摘要

堆腔淹没失效将导致安全壳失效, 是CAP1400二级概率安全评价(PSA)安全壳有效性分析中的一个保守

假设。为更大程度地体现安全壳设计和严重事故缓解措施对安全壳有效性的贡献,对该假设进行了探讨。通过梳理CAP1400能够用于应对堆外严重事故现象的现有设计特性,以扩展事件树的方式评估了CAP1400示范工程安全壳在蒸汽爆炸、熔融物-混凝土相互作用等主要堆外事故进程中保持完整性的概率,进一步研究了CAP1400示范工程安全壳的有效性。重新评估的CAP1400示范工程安全壳有效性结果有较明显的提高,这对论证CAP1400示范工程满足“十三五”新建核电要求也起到了促进作用。

关键词

安全壳有效性, CAP1400电厂设计特性, 堆外严重事故现象

Copyright © 2017 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

1. 引言

尽管三哩岛、切尔诺贝利和福岛事故的发生对核电的发展带来了影响,然而核工业界吸取了这些事故的经验教训,对新设计核电厂采用更好的技术,对运行核电厂进行了改进,提高了核电的安全性。IAEA和许多国家对核安全目标提出了新的要求,在我国近期发布的《核电中长期发展规划》[1]中提到,“对于新建机组,力争从设计上实际消除核电厂大量放射性物质释放的可能性”。

安全壳是核电厂的最后一道实体屏障,在严重事故下与其他缓解系统一起缓解事故,避免大量放射性物质释放。因此,对安全壳内严重事故现象以及缓解措施有效性的研究是一个热点,而二级PSA是一个有效的分析手段。安全壳有效性表征了安全壳以及严重事故缓解系统的可靠性,指的是终态为安全壳完好的序列频率与堆芯损伤频率(CDF)之比。相应地,安全壳条件失效概率指的是二级PSA得到的大量放射性释放频率(LRF)与CDF之比[2]。美国核管会(NRC)标准审查大纲(SRP)[3]中,对安全壳条件失效概率有一个定量的目标,即低于0.1。

CAP1400核电厂在非能动安全系统的基础上,采用了完善的严重事故缓解措施,具有很高的安全性。在CAP1400安全壳有效性的分析中,存在两个保守假设。一个是反应堆一回路未降压成功将导致蒸汽发生器传热管蠕变失效从而使安全壳旁通。另一个是,假设堆腔淹没失效将直接导致安全壳失效。这个假设避免了对复杂堆外严重事故现象及其不确定性的分析,对于论证核电厂安全性来说是保守的。然而,这个假设不能最大程度地体现安全壳设计和严重事故缓解措施对安全壳有效性的贡献。随着国内外对堆外严重事故现象研究的深入,对CAP1400开展这方面的研究已具备一定条件。因此,本文对堆腔淹没失效之后,安全壳内严重事故现象,包括可能的蒸汽爆炸、熔融物的可冷却性进行了研究,结合扩展事件树的分析方法,分析了CAP1400电厂设计特性在缓解堆外严重事故中的效果,这样更好地评估CAP1400安全壳的有效性。

2. CAP1400严重事故缓解措施和分析

CAP1400采用非能动安全系统来应对设计基准事故(DBA)。如图1所示,在LOCA事故长期冷却阶段,内置换料水箱(IRWST)水已淹没堆腔至主管道高度,冷却水由重力差驱动进入堆芯,带出衰变热,汽水两相流经第4级自动卸压阀排出。水蒸汽在钢制安全壳壁面冷凝后回流至与堆腔相通的IRWST,由此实现长期再循环堆芯冷却。CAP1400安全壳中可淹区横截面相对较小,由堆腔、疏排水箱间、垂直通

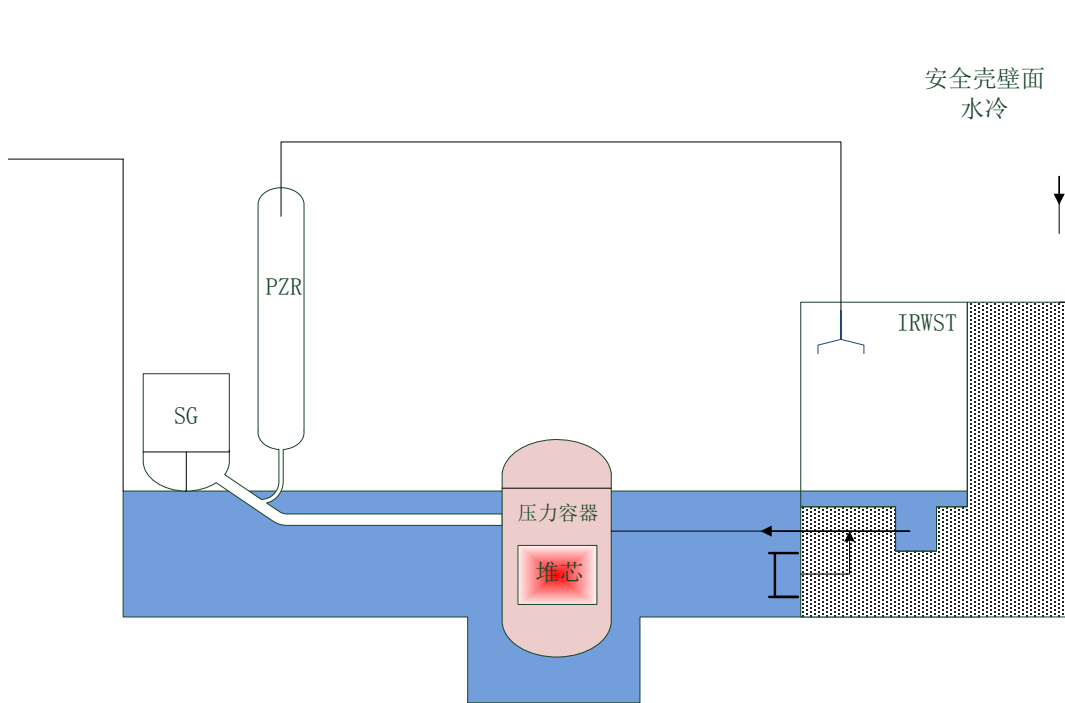


Figure 1. Sketch for post-accident floodable area
图 1. 事故后可淹没区示意图

道和蒸汽发生器隔间组成。

CAP1400 严重事故缓解措施与应对 DBA 相容。在严重事故下，电厂同样采取一回路卸压和淹没堆腔等动作。堆腔内的水进入压力容器保温层，通过压力容器壁面与塌陷至下封头的熔融物传热，汽水两相流排出保温层，带出衰变热，这就是熔融物堆内滞留(IVR)。在严重事故下，安全壳内热量仍由钢制安全壳带出。处于高位的非能动安全壳冷却水箱利用重力喷淋受热的钢制安全壳外表面进行冷却，水箱水源可以由多个途径提供。即使在没有喷淋水的情况下，依靠空气自然循环也能带出相当部分的热量，保证了安全壳热量导出的可靠性。此外，为应对可燃气体，CAP1400 设置了 66 台点火器和 8 台复合器，点火器快速点燃可燃气体，控制浓度，在极端情况下复合器可以发挥补充作用。

对于大多数严重事故序列 CAP1400 可以通过 IVR 策略来缓解，然而在堆腔淹没失效导致 IVR 失效情况下又是怎样的情景呢？虽然堆腔淹没失效后，CAP1400 堆腔内仍有一定水，但安全壳还是面临蒸汽爆炸和熔融物-混凝土相互作用(MCCI)产生的威胁。蒸汽爆炸产生的巨大压力脉冲可能破坏安全壳的完整性。熔融物衰变热的释放会持续熔化堆腔内的混凝土，如果不能被水冷却，最终可能导致安全壳底板的熔穿。另外，MCCI 产生的蒸汽和不凝气体可能导致安全壳超压，产生的氢气和一氧化碳等可燃气体可能引发爆炸。

尽管在设计上没有针对堆外严重事故的缓解措施，然而已有的设计特性对上述威胁也能起到一定的缓解作用。在 CAP1400 的设计中，处于安全壳最低处的堆腔与其它隔间通过管线或直接相连，因此一回路喷放的水将在堆腔内汇聚。严重事故下初始水位大约有 4 米，与压力容器底部标高相当。这些水将对堆腔内的熔融物冷却起到重要作用，可能最终阻止 MCCI 的发展。钢制安全壳热量导出一方面使水蒸汽冷凝，另一方面使安全壳能承受一定量的不凝气体。在 CAP1400 的设计中，IRWST 淹没堆腔失效后，安全壳壁上的冷凝水将满溢出 IRWST 或直接通过各隔间的回流管线返回堆腔，继续冷却熔融物，由此实现水源在安全壳内的循环。此外，消氢系统可用于缓解 MCCI 产生的可燃气体的积聚。

3. 事件树扩展和堆外物理现象评估

CAP1400 现有的功率运行下安全壳事件树如图 2 所示(以电厂损伤状态 3BE 为例),其中序列 21 对应于堆腔淹没失效的分支,在目前的保守假设中该分支直接导致安全壳失效。为评估 CAP1400 现有的设计特性在应对蒸汽爆炸和 MCCI 中的表现,需要对该序列进行扩展,相应地设置新的题头。

由于堆外严重事故现象与压力容器失效模式相关,因此首先对 CAP1400 电厂压力容器失效模式进行分析。压力容器失效前内外情形如图 3 所示。堆芯融化和下落后,压力容器下封头内容易出现由金属层和氧化层构成的两层熔池结构[4]。根据熔融池传热分析,压力容器壁面的最高热流密度出现在金属层。由于堆腔内的水位有限,无法在保温层内形成自然循环,这将大大降低临界热通量。经受最高热流密度的位置将先于其他位置丧失外部有效冷却,该环状区域将发生蠕变失效,下封头失去平衡摆向堆腔,压力容器由此发生铰链式失效。

3.1. 蒸汽爆炸

题头 SE: 是否未能发生蒸汽爆炸使安全壳失效?

成功准则: 未发生蒸汽爆炸或者发生蒸汽爆炸的压力脉冲未破坏安全壳结构的完整性。

CAP1400 电厂压力容器发生铰链式失效后,熔融物的碎裂长度将大于在堆腔冷却剂中下落的距离,发生细粒化的熔融物份额很小,向水传递能量不充分,不满足发生传统蒸汽爆炸的条件。因此本文认为 CAP1400 电厂发生传统蒸汽爆炸概率很小。

液态熔融物从压力容器倾泻到堆腔地板上后向四周扩展,过程中就有可能发生分层蒸汽爆炸。目前,国内外对分层蒸汽爆炸机理的理解还不够清晰,相关研究正在进一步开展。然而,由于对传统蒸汽爆炸

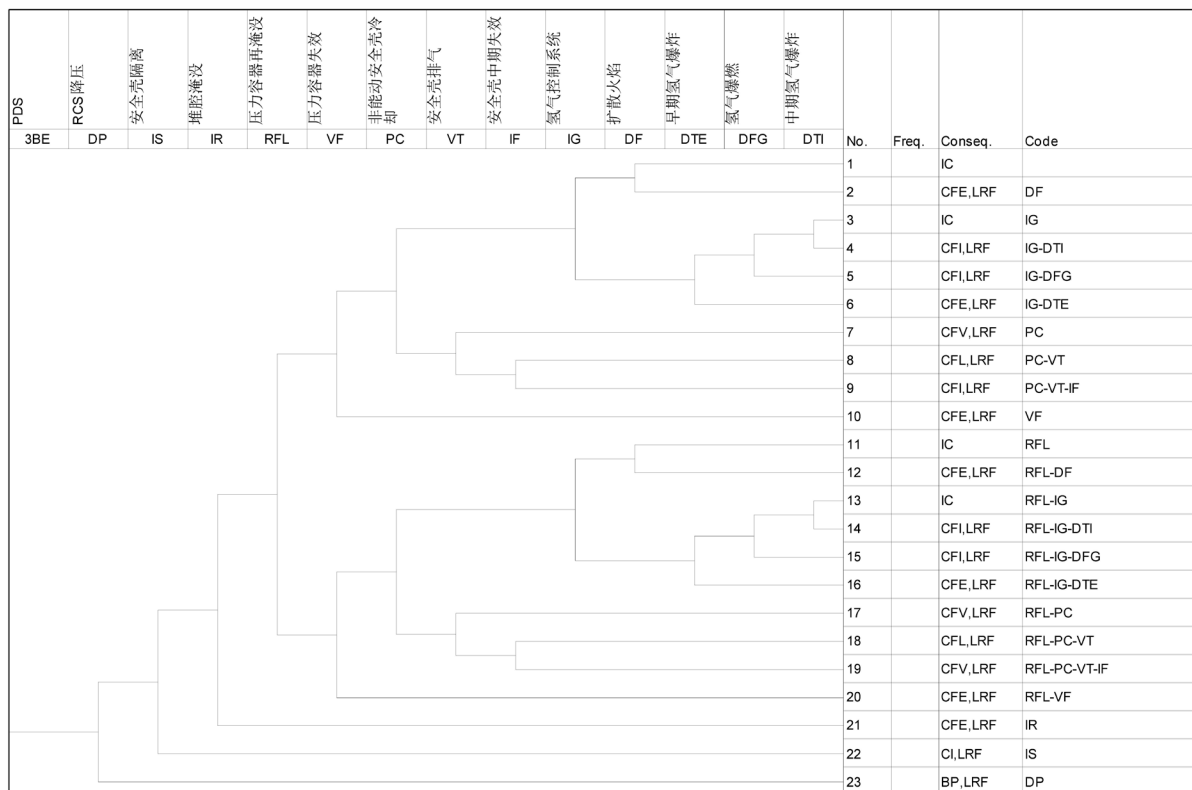


Figure 2. At-power containment event tree

图 2. 功率运行下安全壳事件树

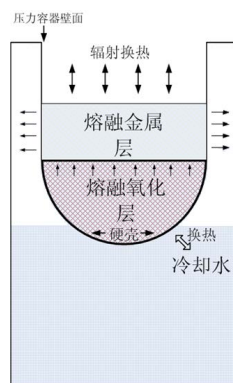


Figure 3. Inside and outside condition before reactor vessel failure
图 3. 压力容器失效前内外情形

的研究已经比较充分, 本文将通过对比两者能量的释放和电厂结构的响应, 评估分层蒸汽爆炸对 CAP1400 电厂的影响。根据 Grishchenko 等人[5]进行的小规模实验研究, 分层蒸汽爆炸的能量转换率为 3.07%。与传统蒸汽爆炸相比, 能量转换率相当[6]。由此判断, 分层蒸汽爆炸产生的能量与传统蒸汽爆炸相近。另一方面, 电厂结构是否能够承受蒸汽爆炸也需要分析。根据 Seung Hyun Kim 等人[7]关于堆腔内构筑物对传统蒸汽爆炸响应的模拟, 爆炸产生的强度远小于堆腔混凝土的屈服强度。因此, 本文认为分层蒸汽爆炸对堆腔混凝土的影响有限。然而, 考虑到分层蒸汽爆炸粗混合的机理仍在研究, 小规模实验结果的应用存在尺寸效应等不确定性, 无法简单地排除分层蒸汽爆炸对安全壳完整性的威胁。综上所述, 本文认为 CAP1400 电厂有可能发生分层蒸汽爆炸, 但它不是安全壳完整性的主要威胁。

综合以上对两种形式蒸汽爆炸的考虑, 本文赋予 SE 题头向下分支蒸汽爆炸导致安全壳失效的概率为 0.1。

3.2. 熔融物-混凝土相互作用

题头 CCI: MCCI 是否未导致安全壳失效?

成功准则: 熔融物在堆腔内有效地扩展, 堆腔的设计有足够的裕量应对 MCCI。

熔融物落到堆腔地板上后将向四周扩展至一定范围。一般说来, 在熔融物质量确定的情况下, 扩展的范围越大, 熔池的厚度越薄, 越利于后续冷却。由于 CAP1400 的设计特性能够保证事故进程内始终有足够的水量覆盖在熔融物的表面上, 因此冷却机制自发地作用, 持续带出衰变热直至碎片床得到冷却。当 MCCI 停止时, 如果堆腔的熔化深度小于底板厚度, 则可以保证安全壳的完整性。因此, 本题头的成功概率主要取决于以下两个因素:

- 1) 熔融物是否能够有效地扩展;
- 2) 堆腔底板的厚度是否能防止熔穿。

下面论文就对这两个因素分别展开论述。

3.2.1. 熔融物是否能够有效地扩展

熔融物是否能够有效地扩展主要取决于压力容器失效模式和堆腔形状。在铰链式失效模式下, 熔融物以一个极大的速率沉积在堆腔地板上。自由流动的熔融物很容易在堆腔内大范围扩展。CAP1400 电厂堆腔形状如图 4 所示, 扩展区域主要由一个八角形和一个矩形区域组成。这样的堆腔结构与 AP1000 电厂的设计类似, 因此熔融物在 AP1000 电厂堆腔内的扩展情况可以作为参考。根据 AP1000 电厂 DCD 文件[8], 对于铰链式失效模式, 分析结果表明堆芯熔融物能够在整个堆腔地板上相对均匀地扩展。因此, 本文认为 CAP1400 电厂压力容器发生铰链式失效后, 堆腔的形状对熔融物扩展的影响较小, 熔融物能够

在堆腔内有效地扩展。

3.2.2. 熔融物是否能够有效地扩展

目前,石岛湾示范工程 CAP1400 电厂堆腔底板采用的是 6 m 厚的玄武岩混凝土,这种混凝土在应对 MCCI 的过程中容易分解,产生较少不凝气体[9]。熔融物在堆腔内停止扩展后,对混凝土的消融深度主要取决于其衰变热。

根据事故进程的快慢不同,CAP1400 电厂压力容器失效的时间在 2 至 7 小时不等。因此,不同工况下,熔融物衰变热存在差异。如果压力容器在事故进程 2 小时后失效,熔融物衰变热较高,冷却至 MCCI 终止所需的时间较长,混凝土熔化的深度较大。压力容器失效时间为 7 小时的工况,则情况相反。根据熔融物质量和堆腔形状,可以估算熔融物在堆腔内有效地扩展后,熔池初始厚度为三十多厘米。

Mitchell T. Farmer 等人[10]对熔融物的冷却机理进行了多年的研究,并将研究成果应用于 CORQUENCH 程序的改进。他们模拟了熔融物在玄武岩堆腔中采用顶部淹没的方式进行冷却的情况。这种情况下,水、熔融物和堆腔的构型与示范工程的工况相同,因此熔融物冷却的情况很具有参考价值。部分模拟结果与示范工程工况的对比如表 1 所示。

对比 CAP1400 电厂工况与模拟工况,可以看到 CAP1400 电厂工况中,压力容器失效时间长于模拟工况,而且熔融物中包含不具有衰变热的熔融堆内构件,因此可以判断 CAP1400 电厂工况中熔融物的衰变热较低。结合熔融物初始厚度来看,CAP1400 电厂压力容器发生铰链式失效后,混凝土熔化深度将超过 3 m。考虑到 CORQUENCH 程序的改进是基于小规模实验结果,可能存在尺寸效应使熔融物冷却机制在实际过程中发挥受限,因此本文认为不能完全排除 CAP1400 安全壳底板被熔穿的可能。

综合上述对于熔融物扩展情况和熔化深度的评估,本文认为铰链式失效后熔融物在 CAP1400 电厂堆腔中容易相对均匀地扩展,对于熔融物具有较大衰变热的工况,安全壳混凝土的设计深度可能不足够应对 MCCI。因此,根据压力容器失效模式和失效时间概率分布,本文赋予 CCI 题头向下分支 MCCI 导致安全壳失效的概率为 0.3。

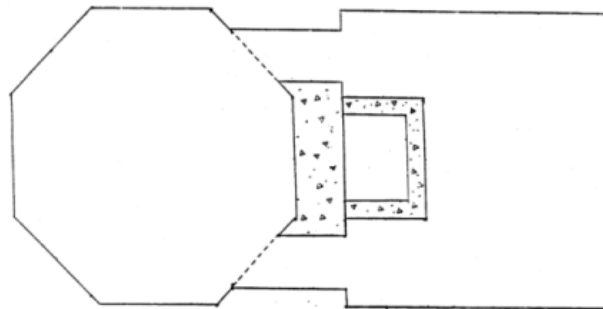


Figure 4. Sketch for shape of CAP1400 plant cavity

图 4. CAP1400 电厂堆腔形状示意图

Table 1. Comparison between CAP1400 plant condition and CORQUENCH stimulation condition

表 1. CORQUENCH 程序模拟工况和 CAP1400 电厂工况对比

	CORQUENCH 程序模拟工况		CAP1400 电厂工况
压力容器失效时间	2 小时		2 至 7 小时
熔融物成分	堆芯物质		堆芯物质与堆内构件的混合物
熔池初始厚度	35 cm	40 cm	≥ 30cm
最终熔化深度	3.5 m	5 m	待评估

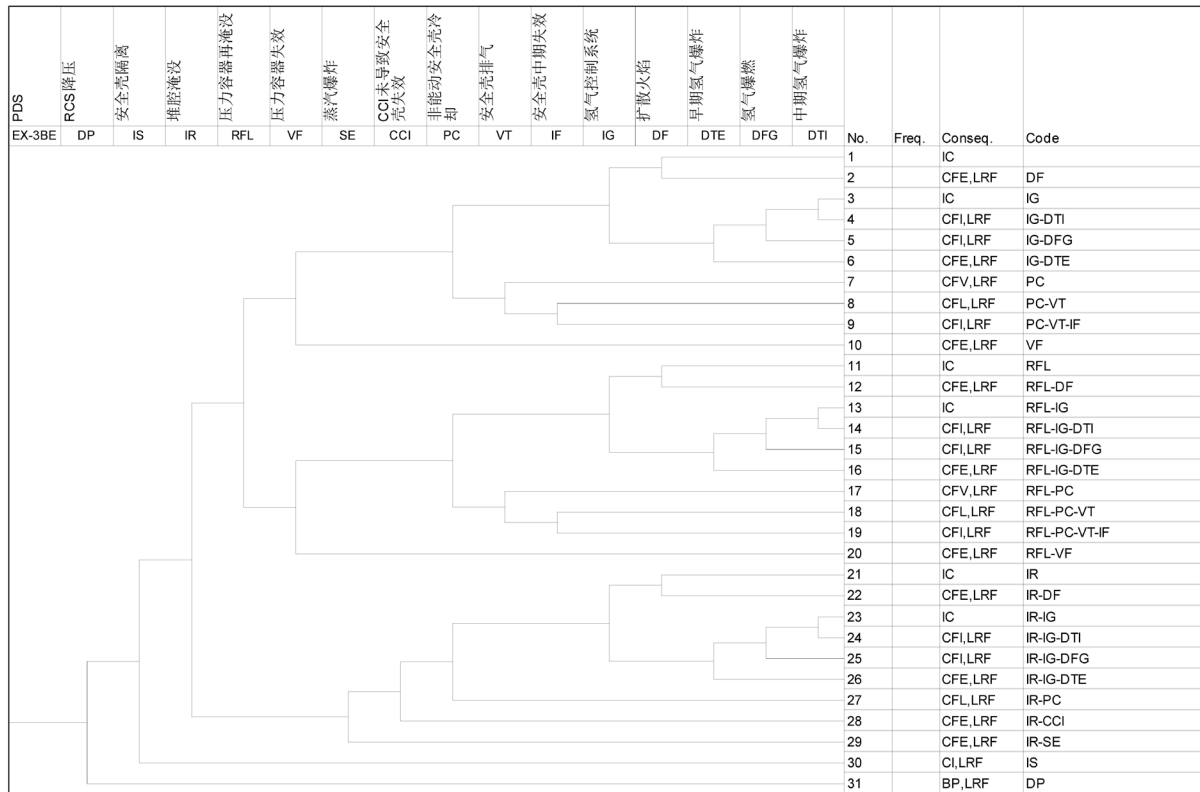


Figure 5. Containment event tree after expansion of sequence 21

图 5. 序列 21 扩展后的安全壳事件树

3.3. 可燃气体燃烧相关题头

在目前二级 PSA 对堆内产氢燃烧情况的分析中，未考虑复合器的作用，这过于保守。考虑到 8 个复合器可以协助点火器消除发生 MCCI 后产生额外的可燃气体，同时敏感性分析表明，氢气题头对安全壳完整性的影响较小，因此本文在事件树扩展后仍然保留可燃气体相关题头的原事件树输入。

另外，由于石岛湾示范工程 CAP1400 电厂堆腔底板采用的是玄武岩混凝土，这种混凝土在 MCCI 过程中产生较少不凝气体，只要安全壳冷却有效就不会造成安全壳超压失效。

至此扩展的事件树如图 5 所示。对原事件树 IVR 失效后相应的序列 21 增加了针对 MCCI 和蒸汽爆炸的考虑，同时保留了 PCS 和氢气相关设备作用对安全壳完整性的影响，完善了就 CAP1400 在应对堆外严重事故效果的评估。

3.4. 结果

通过上述对事件树的扩展，堆腔淹没失效后堆外严重事故导致安全壳失效的评估概率由扩展前假设的 100%降低至 43%，相应的序列对 LRF 的贡献比例评估结果明显下降。CAP1400 安全壳条件失效概率评估结果降低约 1/5，有效性评估结果由 93%提高至 95%，相较于扩展前安全壳有效性结果有较明显的提高，更合理地评估了安全壳设计和严重事故缓解措施对安全壳有效性的贡献。

4. 总结

本文对 CAP1400 安全壳事件树扩展，论证了 CAP1400 电厂设计特性在应对堆外严重事故中起到的作用，分析表明安全壳有效性的评估结果有较明显的提高，也进一步表明安全壳具有非常高的可靠性防

止裂变产物向环境大量释放,这对论证示范工程满足“十三五”新建核电要求也起到了促进作用。当然,本文工作仍然存在一些局限性。关于堆外严重事故现象的研究国内外仍在继续,尤其是对福岛事故的进一步评估,这些研究将减少文中描述的一些不确定性,相应的结果也将更加合理。因此,下一步研究计划将持续关注国内外堆外严重事故研究的进展,在成熟的条件下,做进一步的完善。此外,将对于原事件树中另一个保守假设——反应堆一回路未降压成功将导致蒸汽发生器传热管蠕变失效从而使安全壳旁通,开展深入的研究分析,从而进一步减少安全壳有效性分析中的保守性。

参考文献 (References)

- [1] 国家发展和改革委员会. 核电中长期发展规划(2005-2020年)[R]. 2007.
- [2] U.S. NRC (1993). SECY-93-087.
- [3] U.S. NRC. (2012) Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, NUREG-0800.
- [4] Theofanous, T.G., *et al.* (1995) In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt, DOE/ID 10460.
- [5] Grishchenko, D., Konovalenko, A., Karbojian, A., Kudinova, V., Bechta, S. and Kudinov, P. (2013) Insight into Steam Explosion in Stratified Melt-Coolant Configuration. *Proceedings of the 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-15)*, Pisa, 12-17 May 2013, 599.
- [6] Matjaz, L., Vasilij, C. and Matja, U. (2016) Simulation of Steam Explosion in Stratified Melt-Coolant Configuration. *Nuclear Engineering and Design*, **296**, 19-29.
- [7] Kim, S.H., *et al.* (2015) Structural Assessment of Fully Flooded Reactor Cavity and Penetration Piping under Steam Explosion Conditions. *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, **131**, 36-44.
- [8] Westinghouse Electric Company LLC (2005) AP1000 Design Control Document, APP-GW-GL-700.
- [9] Maruyama, Y., *et al.* (2006) A Study on Concrete Degradation during Molten Core/Concrete Interactions. *Nuclear Engineering and Design*, **236**, 2237-2244.
- [10] Farmer, M.T., Sdonk, D.J. and Aeschlimann, R.W. (2009) Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs. *Nuclear Engineering and Technology*, **41**, 575-602. <https://doi.org/10.5516/NET.2009.41.5.575>

期刊投稿者将享受如下服务:

1. 投稿前咨询服务 (QQ、微信、邮箱皆可)
2. 为您匹配最合适的期刊
3. 24 小时以内解答您的所有疑问
4. 友好的在线投稿界面
5. 专业的同行评审
6. 知网检索
7. 全网络覆盖式推广您的研究

投稿请点击: <http://www.hanspub.org/Submission.aspx>

期刊邮箱: nst@hanspub.org