

DVI 管线破裂始发严重事故的 IVR 分析

李京喜, 黄高峰, 佟立丽, 曹学武

(上海交通大学 机械与动力工程学院, 上海 200240)

摘要: 本文选取了直接注入管线破裂始发的严重事故, 分析堆芯熔融物压力容器内保持 (IVR) 策略实施以后压力容器下腔室内堆芯碎片和压力容器下封头的响应、堆芯碎片与压力容器壁面的传热、压力容器外壁面与堆腔水之间的传热以及压力容器不同区域的热流密度。研究表明, 该事故序列下未发生下封头蠕变失效, 区域 4 有最早发生蠕变失效的可能性。

关键词: 直接注入管线破裂; 严重事故; IVR

中图分类号: TL364.4

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931 (2010) S0-0238-04

Analysis on IVR in Severe Accident Induced by DVI Line Break

LI Jing-xi, HUANG Gao-feng, TONG Li-li, CAO Xue-wu

(School of Mechanical Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China)

Abstract: The severe accident induced by direct vessel injection line break was chosen. The responses for debris in lower plenum and lower head of reactor vessel, heat transfer between debris and reactor vessel wall, heat transfer between cavity water and outer wall of reactor vessel, heat flux of different areas after IVR countermeasure was implemented were analyzed. The results indicate that no creep damage is occurred, and the area 4 is likely to be creep damage earliest.

Key words: DVI line break; severe accident; IVR

堆芯熔融物压力容器内保持 (IVR) 策略是严重事故管理措施的一种, 主要应用于先进的轻水堆核电站, 被世界各国广泛关注。IVR 措施主要分为两种形式, 即压力容器内部冷却和压力容器外部冷却^[1]。

通过压力容器外部冷却实现 IVR 是 AP1000 核电厂的严重事故管理特征。在假想的严重事故期间, 利用内置换料水箱 (IRWST) 的水淹没反应堆堆腔, 并使反应堆压力容器浸没于水中, 这一严重事故管理策略可以有效地防止压力容器的失效^[2]。通过将堆芯熔融物滞留在压力容器内, 可阻止发生某些与安全壳完整性相关且具有

很大不确定性的压力容器外的严重事故现象, 例如, 压力容器外蒸汽爆炸、堆芯熔融物与混凝土相互作用等, 从而减少安全壳的失效概率。

立足于 AP1000 先进核电技术的消化吸收, 同时为了建立 IVR 分析的技术流程, 从而为后续 AP1000 核电项目的设计和分析提供支持。本工作选取了直接压力容器注射 (DVI) 管线破裂始发的严重事故, 分析 IVR 策略实施以后压力容器下腔室内堆芯碎片和压力容器下封头的响应、堆芯碎片与压力容器壁面的传热、压力容器外壁面与堆腔水之间的传热及压力容器不同区域的热流密度, 评估是否能够保持压力容器下封头的完整性。

收稿日期: 2010-07-02; 修回日期: 2010-08-20

作者简介: 李京喜 (1965—), 男, 北京人, 博士研究生, 从事核电厂严重事故的研究

1 计算方法与模型

1.1 下封头区域划分

将压力容器下封头的半球体沿轴向等分为 5 个区域, 每个区域的轴向高度均为 h , 球心与区域平面的连线和半球体轴线间的夹角为 θ (图 1)。

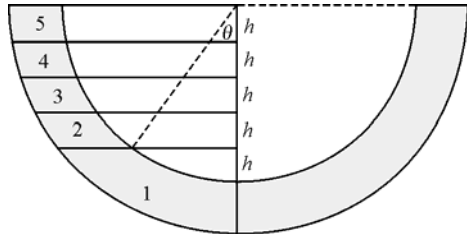


图 1 反应堆压力容器下封头节点图

Fig. 1 Nodalization for lower head of reactor vessel

1.2 堆芯碎片分层模式

在本文的分析中, 堆芯碎片床采用了 3 层分布模式, 即将堆芯碎片划分为微粒层、金属层和碎片氧化池, 如图 2 所示。其中, 碎片氧化池四周会有硬壳形成。

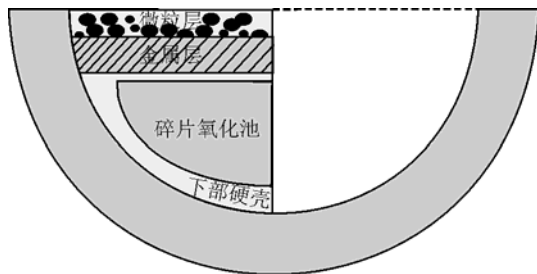


图 2 反应堆压力容器下腔室的碎片床模型

Fig. 2 Debris bed model for lower plenum of reactor vessel

1.3 外壁面热流密度的评估

根据 ULPU 实验的结果, AP1000 下封头外壁面的 CHF 可用式 (1) 计算^[3]:

$$q_{CHF} = 490 + 30.2\theta - 0.888\theta^2 + 1.35 \times 10^{-2}\theta^3 - 6.65 \times 10^{-2}\theta^4 \quad (1)$$

根据压力容器下封头的区域划分, 可计算 5 个角度区间, 根据这 5 个角度区间能求出每个区域的平均 CHF (表 1)。

1.4 事故假设

本文选取的 DVI 管线破裂事故采用了如下假设: DVI 管线发生双端断裂; 非能动余热排出

热交换器失效; 自动卸压系统 (ADS) 全部有效; 与未破裂 DVI 管线相连的堆芯补水箱和安注箱均有效; 内置换料水箱的重力注射和再循环管线均失效; 堆腔淹没管线有效; 氢气点火器运行。

表 1 下封头外壁面不同区域的 CHF

Table 1 CHF for different areas of outer wall of reactor vessel

区域编号	角度范围/(°)	平均 CHF/(W·m ⁻²)
1	0~36.87	7.88×10 ⁵
2	36.87~53.13	1.02×10 ⁶
3	53.13~66.42	1.16×10 ⁶
4	66.42~78.46	1.32×10 ⁶
5	78.46~90	1.45×10 ⁶

2 计算结果与分析

2.1 事故进程

表 2 所列为 DVI 管线破裂的事故进程。

DVI 管线发生破裂以后, 压力容器的下降段会产生 1 个相当于 DVI 管线横截面积的破口, 主系统的冷却剂会快速向安全壳释放。因此, 主系统快速卸压, 反应堆在 20.5 s 时因主系统低压停堆。DVI 管线发生断裂以后, 与断裂的 DVI

表 2 事故进程

Table 2 Time of key events of accident

事件	时间/s
DVI 管线断裂	0.0
反应堆停堆	20.5
主泵停转	25.8
堆芯补水箱 (CMT) 启动	25.8
PCCS 启动	57.6
ADS 1 自动启动	619.0
ADS 2 自动启动	739.0
ADS 3 自动启动	859.0
安注箱排空	903.7
堆腔水位达到 25.30 m 标高	1 426.4
ADS 4 自动启动	1 589.5
CMT 排空	1 796.6
堆腔注水系统启动	3 353.5
堆芯开始熔化	3 412.1
堆腔水位达到 29.87 m 标高	5 106.8
堆芯开始向下腔室坍塌	5 986.5
下腔室烧干	7 550.0
堆芯完全坍塌至下腔室	9 215.0
计算结束	100 000

管线相连的安注箱和 CMT 水箱内的冷却剂也会瞬间释入安全壳隔间。此外,当正常的 CMT 启动信号来临时,与破裂 DVI 管线相连的 CMT 相当于热管段的破口,冷却剂不断释入安全壳,进一步加速了主系统的卸压。由于大量的冷却剂释入安全壳,导致安全壳压力升高,因此,非能动安全壳冷却系统(PCCS)在 57.6 s 时启动。使安全壳大气发生内部冷凝和自然循环,从而达到使安全壳降温降压的效果。

CMT 达到低水位整定值后,ADS 相继启动,使主系统进一步卸压。由于 IRWST 向堆芯的重力注射功能丧失,且 CMT 和安注箱水源的相继排空。压力容器水位在 2 000 s 左右开始下降,在 2 408 s 时,堆芯活性区顶部开始裸露。随后,堆芯温度不断上升,堆芯出口温度也不断增加,当堆芯出口温度达到 650 °C 时,堆腔注水系统开始启动,在间隔 1 753 s 后,堆腔水位达 29.87 m 标高,即反应堆压力容器出口管嘴的高度。在 3 412.1 s 时,堆芯最高温度达到 2 500 K,堆芯开始熔化,且在 5 986.5 s 时,堆芯开始坍塌,最终,压力容器的下腔室被烧干。但因压力容器的外部冷却机制被有效建立,堆腔冷却水进入保温层后,通过吸收压力容器外壁面的热量,以水蒸气的形式从排气口排出。排出的水蒸气经安全壳内的冷凝以后,又回到 IRWST,从而通过堆腔注水系统进入堆腔,因此,长期的压力容器外部冷却机制被形成。压力容器内堆芯熔融物被有效滞留,压力容器下封头的完整性也被有效保持。

2.2 碎片床分析

IVR 策略实施后,压力容器下腔室内的堆芯碎片会有响应。如图 3 所示,当堆芯开始坍塌后,堆芯碎片床会以 3 种形式存在,即微粒层、氧化碎片床和金属层。其中,微粒层存在的时间较短,因为微粒层温度升高以后,微粒碎片逐渐熔化,大部分转变为氧化碎片,最终,压力容器下腔室内无微粒层的存在。到了事故后期,稳定的熔融池结构基本形成,氧化碎片床的高度达 1.78 m,而金属层的厚度仅 0.21 m。

2.3 氧化池底部硬壳的分析

当堆芯碎片快速接触压力容器内壁面时,由于堆芯碎片温度很高,而压力容器内壁面温度较低,此时会有骤冷现象存在,因此在堆芯碎片和压力容器内壁面间形成 1 层硬壳。图 4 为压力容器下封头内壁不同区域硬壳的质量。从图 4 可知,压力容器下封头底部区域的硬壳质量大于下

封头上部区域。因此下封头底部区域的冷却效果好于下封头的上部区域。且因整个压力容器下封头的冷却效果较好,因此事故后期,各区域的硬壳质量和厚度均逐渐增加,硬壳自身温度却逐渐下降(图 5)。因此该事故序列下,IVR 是成功的。

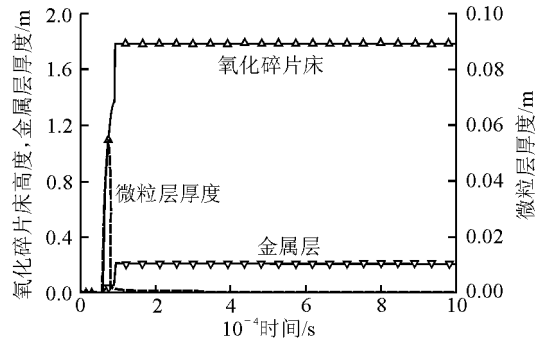


图 3 下腔室碎片床的形成

Fig. 3 Debris bed formation for lower plenum of reactor vessel

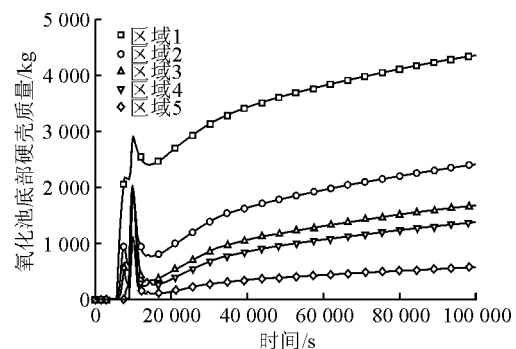


图 4 下封头不同区域氧化池底部硬壳的质量

Fig. 4 Crust mass of different areas for lower head of reactor vessel

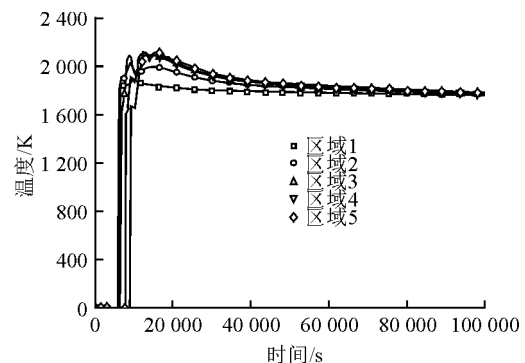


图 5 下封头不同区域氧化池底部硬壳的温度

Fig. 5 Crust temperature of different areas for lower head of reactor vessel

2.4 压力容器壁面的传热分析

按照能量平衡的角度,只有下腔室内堆芯碎片的总衰变热被有效带出,那么压力容器下封头才不会发生蠕变失效。

当堆芯完全坍塌以后,由堆腔水带出的热量约占下腔室堆芯碎片总衰变热的 27%~65% (图 6)。当压力容器外壁长期冷却机制被建立后(从 20 000 s 开始),由堆腔水带出的热量约占下腔室堆芯碎片总衰变热的 62%~65%。其余热量通过堆芯碎片和气体间的对流换热、堆芯碎片和热构件间的辐射换热带出。气体和热构件带出的热量,及压力容器外壁面保温层水蒸气出口带出的热量将一起传递给安全壳大气,最终通过 PCCS 使环境成为最终热阱。通过这一能量平衡,确保了 IVR 的成功。

堆芯碎片对压力容器下封头内壁面的热载荷主要取决于压力容器下封头内壁面的热流密度。但只考虑某一区域的热流密度大小还无法评估这一区域是否最易发生蠕变失效,还应综合考虑这一区域的 CHF。如图 7 所示,当压力容器外壁长期冷却机制被建立以后,即达到熔融池的稳态传热阶段,区域 4 上的内壁面热流密度与外壁面 CHF 的比值最大,因此,区域 4 有最早发生蠕变失效的可能性。

最终的计算表明,由于该事故序列下能建立起良好的压力容器外部冷却,因此,堆芯碎片被成功滞留在压力容器的下腔室,压力容器下封头不同区域始终未发生蠕变失效(图 8)。

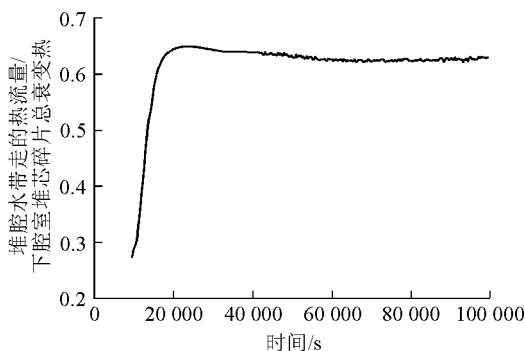


图 6 堆腔水带走的热量与下腔室堆芯碎片总衰变热的比值
Fig. 6 Ratio for cavity water heat transfer and decay heat for debris in lower plenum

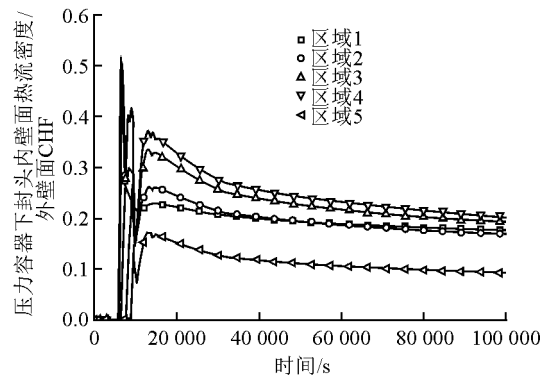


图 7 压力容器下封头内壁面的热流密度与外壁面 CHF 的比值

Fig. 7 Ratio for heat flux of inner wall and CHF of outer wall in lower head of reactor vessel

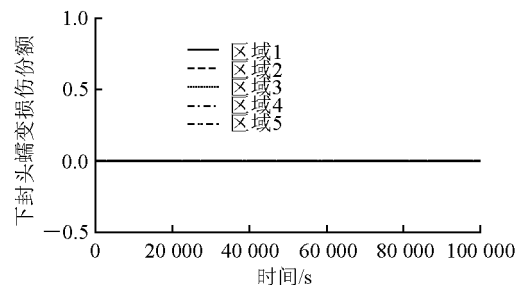


图 8 压力容器下封头不同区域的蠕变损伤份额
Fig. 8 Creep damage fraction of different areas for lower head of reactor vessel

3 结论

- 1) DVI 管线破裂事故下 IVR 是成功的。
- 2) 稳定的熔融池结构形成后,氧化碎片片的高度达 1.78 m,而金属层的厚度仅为 0.21 m。
- 3) 压力容器外部有良好冷却时,压力容器内壁面将形成 1 层硬壳,硬壳质量不断增加,但温度却有逐渐下降的趋势。
- 4) 区域 4 有最早发生蠕变失效的可能性。

参考文献:

[1] NEA. Workshop on in-vessel core debris retention and coolability, NEA/CSNI/R(98)21[R]. [S. l.]: NEA, 1998.
[2] Westinghouse Electric Company. AP1000 design control document, Revision 14[R]. USA: Westinghouse Electric Company, 2006.
[3] THEOFANOUS T G, LIU C. In-vessel coolability and retention of a core melt[J]. Nuclear Engineering and Design, 1997, 169: 1-48.