

AP600 冷凝实验本体承压与密封性能分析及改进

杨林, 韩立勇

国家核电技术研发中心, 北京 100190

摘要 针对威斯康辛大学 AP600 冷凝实验的实验本体进行结构分析, 计算其承压能力和密封性能。因通过计算发现实验本体承压性能不足, 提出改进实验本体结构的设计方法。通过 ANSYS 有限元计算分析了改进后的实验本体的承压性能。结果表明, 改进后的实验本体, 具有更好的承压能力, 可满足更高的实验参数需要。

关键词 先进压水堆; 非能动安全壳冷却系统; 压力容器

中图分类号 TL421⁺.1, TL351⁺.6

文献标志码 A

doi 10.3981/j.issn.1000-7857.2015.04.014

Stress and tightness analysis and improvement of pressurized vessel for experimental test of steam condensation on the cold surface of AP600

YANG Lin, HAN Liyong

State Nuclear Power Technology R&D Centre, Beijing 100190, China

Abstract This paper introduces at first the structure of the pressurized vessel for AP600, which was developed by University of Wisconsin, and the stress and tightness of the pressurized vessel are analyzed. Then an improved structure of the pressurized vessel is developed so that the pressurized vessel can support a higher pressure for the experimental test of steam condensation on the cold surface. The stress of the improved pressurized vessel is analyzed by ANSYS. The calculation result shows that the pressurized vessel can not only support a higher pressure but also meet other thermal measurement requirements of the test.

Keywords advanced pressurized water reactor; passive containment cooling system; pressurized vessel

先进压水堆(advanced pressurized water reactor, APWR)是第三代核电技术的代表堆型之一,它采用了非能动安全系统,利用自然界物质的固有规律来保障安全。非能动安全壳冷却系统(passive containment cooling system, PCCS)是非能动安全系统之一^[1]。在事故工况下,安全壳内部出现大量蒸汽,导致壳内压力和温度上升。此时,顶部储水箱中的冷却水通过重力流下,在安全壳外部形成均匀冷却水膜,壳内的热量通过钢制安全壳传递给冷却水膜,通过水膜的蒸发传递到外部环境。同时,壳内蒸汽在钢制安全壳内壁凝结下来,

形成冷凝水,从而降低了安全壳内部的压力和温度,有效保证了安全壳的安全。为了研究蒸汽凝结在 PCCS 中的热质传递规律,威斯康辛大学进行了 AP600 冷凝实验。

AP600 冷凝实验的核心设备是一个模拟安全壳切片的压力容器,即实验本体,该本体能够满足较低的承压需要。然而随着蒸汽凝结规律研究的需要,实验参数需要进一步扩展,压力等级需要提高,而该本体无法满足更高压力的实验需求^[2]。因此有必要对该实验本体进行改进,提高其承压能力,从而满足拓展实验参数的需求。

收稿日期:2014-07-25;修回日期:2014-11-18

基金项目:国家科技重大专项(2011ZX06002-005)

作者简介:杨林,高级工程师,研究方向为核科学与技术,电子信箱:flyingfox07@163.com

引用格式:杨林,韩立勇. AP600 冷凝实验本体承压与密封性能分析及改进[J]. 科技导报, 2015, 33(4): 80-84.

1 AP600 冷凝实验本体结构

1.1 实验本体结构简介

AP600 冷凝试验的实验本体如图 1^[2,3]所示,冷凝板的设计如图 2^[2,3]所示。实验本体的设计上,模拟了安全壳穹顶与部分侧壁围成的冷凝空间,设计压力为 0.4 MPa(绝对压力)。实验本体长 1.800 m、高 2.946 m、宽 0.330 m,主要包括框架结构、侧板、冷凝板和冷却板等。除了冷凝板与侧板采用螺栓

连接,实验本体的框架结构和侧板为整体焊接结构。框架结构和侧板采用 1.27 cm 不锈钢钢板,钢板常温下最小屈服强度为 344.8 MPa。实验本体侧板外部焊接有 7 根工字钢进行加强^[2-4]。为模拟安全壳的穹顶部分,实验本体的冷凝板由 7 块厚为 3.81 cm、宽为 15.24 cm 的铝板焊接组成 1:2 的椭圆形状。冷凝板背面由 14 块冷却板覆盖,并采用螺栓固定在冷凝板上。冷凝板与侧板之间垫有隔热垫片,并通过螺栓连接。

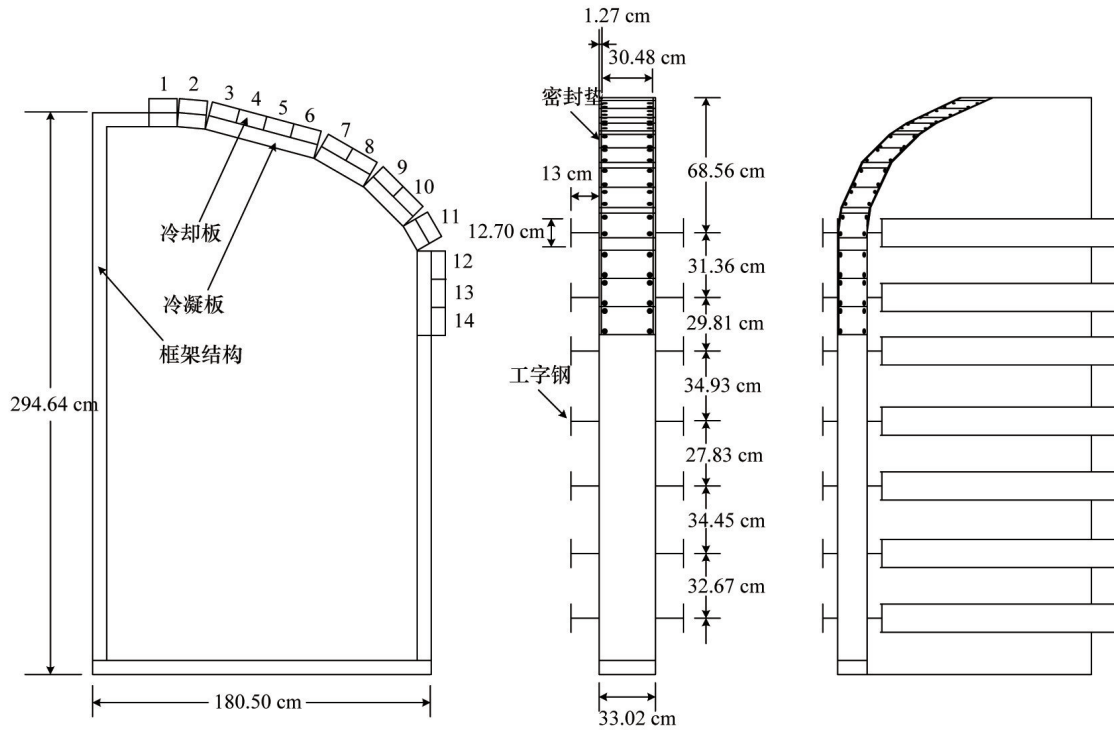


图 1 试验本体示意

Fig. 1 Schematic of pressurized vessel

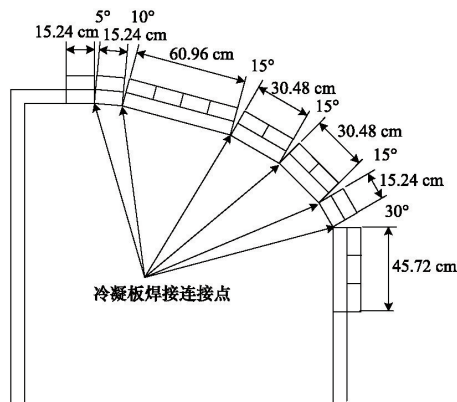


图 2 实验本体冷凝板示意

Fig. 2 Pressurized vessel condensing plate

1.2 应力计算及密封性分析

AP600 冷凝实验本体类似于法兰结构。其中,侧板相当于法兰盲板,即主要承压面,冷凝板类似于法兰颈,而冷凝板与侧板之间的连接面则类似于法兰的密封面。法兰的当量直径为 1.7 m 左右。建立实验本体的模型如图 3 所示,考虑实验本体的对称性,选取一半的结构进行计算。

应用 ANSYS 计算工具对实验本体进行应力分析,为简化计算,忽略螺栓上的螺纹,同时考虑螺栓的强度远高于侧板的强度,因此假设螺栓为刚性的。并考虑将螺栓及冷凝板合为一体。

计算的边界条件选择:相对压力 0.3 MPa;温度 90℃;杨氏模量 2.06×10^{11} Pa;泊松比 0.3;热膨胀系数 $17 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{C}$ 。

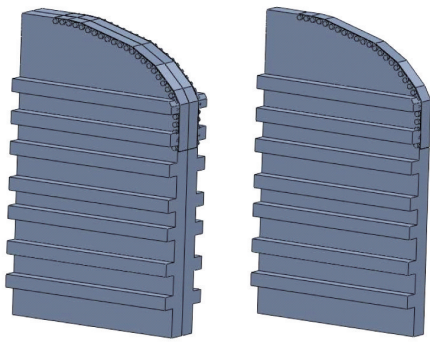


图3 实验本体模型

Fig. 3 Model of the pressurized vessel

在 ANSYS 中,选择 Brick 8 node 45 网格单元对计算模型进行网格划分。由于有限元方法是将求解区域划分为彼此用节点相联系的有限个单元,通过求解各单元方程组获得近似解的过程,因此网格的细密程度直接影响了计算的结果。在上述计算模型中,考虑计算模型整体的尺寸较大,而螺栓孔尺寸相对较小,如采用同一网格单元尺寸进行网格划分,则螺栓孔附近难以进行划分,从而影响计算结果的准确性。因此,对螺栓孔附近进行局部的网格细化,选用 ANSYS 中最大网格细化等级 Level 5。划分网格后的结果如图 4 所示。

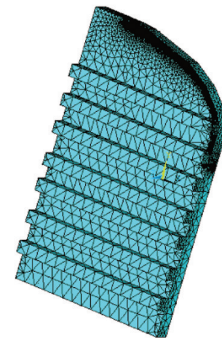
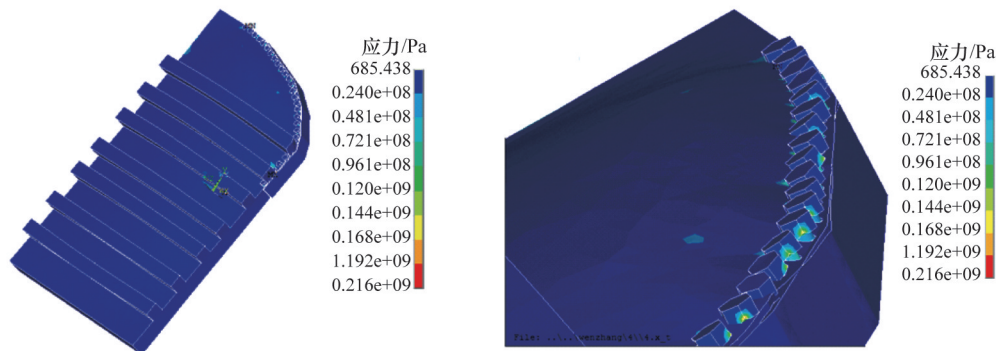


图4 实验本体划分的网格

Fig. 4 Meshing result of the pressurized vessel

计算结果如图 5 所示,可以看出,最大应力为 216 MPa,主要分布在螺栓孔附近。从法兰结构考虑,法兰的承压和完整性主要由周边螺栓的预紧力以及螺栓强度实现,因此,最大应力出现的位置也在螺栓孔周边。考虑侧板在室温下的最小屈服强度为 344.8 MPa,按照压力容器设计标准,取安全系数为 1.5^[5,6],因此实验本体钢板的最小许用应力为 230 MPa。计算结果的最大应力接近于材料的最小许用应力,这主要是由于这种法兰的当量直径太大而造成的,同时也可看出,该设计已不可能承受更高的压力^[7,8]。



(a) 整体

(b) 螺栓孔周边

图5 实验本体应力分布

Fig. 5 Stress distribution of the pressurized vessel

位移量的计算结果如图 6 所示。从图 6 可知,试验本体的最大位移为 0.3 mm,出现在侧板的中心位置。从法兰的结构考虑,法兰盲板的周边由螺栓进行紧固限位,而中心的自由度相对较大,因此在受内压情况下,盲板的最大位移出现在中心位置,属于弹性变形。考虑密封性的影响因素,密封面上的位移量更有参考价值^[9,10],由计算结果可以看出,密封面上的最大位移量约为 70 μm 。

为了研究密封面上位移量对于密封性的影响,选择一个

标准的法兰结构进行计算对比。选择 DN500 PN0.6 的法兰结构,建立模型如图 7 所示。同时考虑法兰的对称性,选择 1/4 部分进行计算。

同样,为简化计算,忽略螺栓上的螺纹,假设螺栓为刚性的,并考虑将螺栓及法兰颈合为一体。计算的边界条件仍然选择图 5 的边界参数。计算结果如图 8 所示。从计算结果可知,法兰的最大位移量为 0.17 mm,位于法兰盲板的中心位置。法兰密封面上的位移量约 30 μm 。

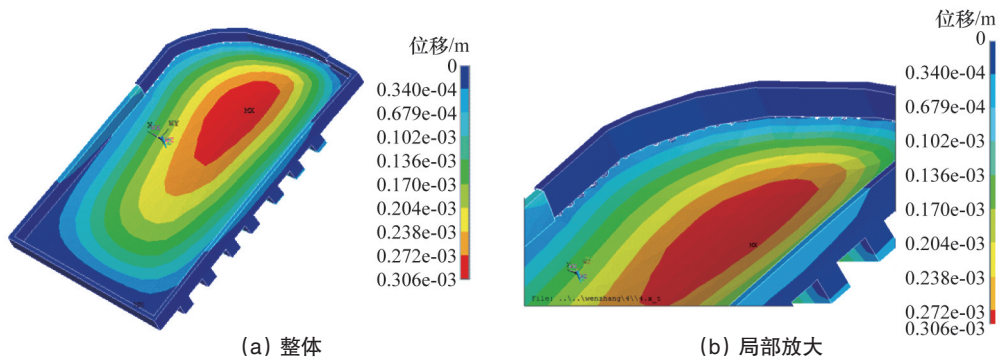


图6 实验本体上的位移量分布
Fig. 6 Displacement distribution of the pressurized vessel

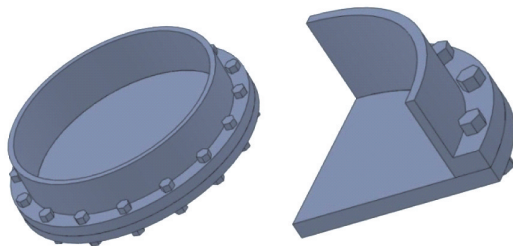


图7 法兰模型
Fig. 7 Model of the flange

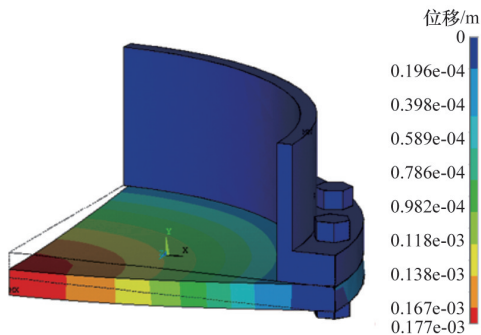


图8 法兰位移量分布
Fig. 8 Displacement distribution of the flange

参考法兰的设计标准,法兰面的公差等级为7级或8级。图7模型中法兰的当量直径为500 mm,则当法兰面公差等级为7级时,平面度公差为40 μm ,当法兰面公差等级为8级时,平面度公差为60 μm 。因此取平均公差为50 μm 。对于法兰接触面的平行度公差,当公差等级为7级时,平行度公差为100 μm ,当公差等级为8级时,平行度公差为150 μm 。因此取平均平行度公差为125 μm ,法兰总公差值约175 μm ^[5],该值远大于计算结果30 μm 。因此在实际的法兰应用中,密封面上密封垫的主要作用是补偿法兰的公差,而不是补偿法兰的受力变形位移量,这样的设计是能够保证法兰的密封性能的。

在AP600冷凝实验本体的设计中,法兰的当量直径为

1700 mm,参考法兰的设计标准,取公差等级为7级时,平面度公差80 μm ,取公差等级为8级时,平面度公差120 μm 。因此平均平面度公差为100 μm 。平行度公差取公差等级为7级时,为200 μm ,取公差等级为8级时,为300 μm 。因此平均平行度公差为250 μm ,该法兰结构总公差值为350 μm ,该值也远高于计算的位移值70 μm 。由此可以看出,AP600冷凝实验本体的结构能够满足密封性的要求。

2 冷凝实验本体结构改进及应力分析

由第1.2节中计算分析可知,AP600冷凝实验本体的承压能力较低,主要是由于法兰当量直径太大造成,为进一步提高实验本体的承压能力,对本体结构做如下改进。除冷凝板与冷却板外,实验本体的其他部分,即框架结构和侧板均焊接为一体,只留出顶部的开口,同样类似于法兰结构,冷凝板则相当于法兰盲板,用螺栓连接在开口位置。为保证实验密封及隔热的需要,在连接面上垫有密封垫及隔热垫。同样,侧板保留原来的工字钢结构进行加强。改进后的本体结构如图9所示。

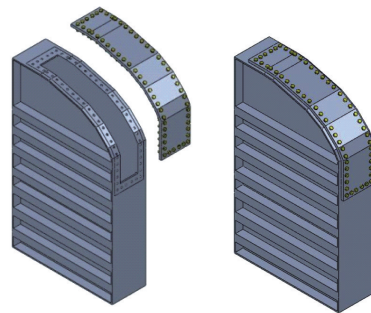


图9 改进后的实验本体结构
Fig. 9 Schematic of improved pressure steel containment

考虑实验本体的对称性,沿中心面选取一半的结构进行计算分析。在ANSYS中,选取Brick 8 node 45网格单元对计算模型进行网格划分,螺栓孔附近的网格细化方法与前面的计算相同。计算边界条件选择图5的边界参数,取内压为

0.3 MPa, 计算结果如图 10(a) 所示。从计算结果可以看出, 最大应力为 114 MPa, 分布在螺栓孔附近。此应力值小于原来实验本体在同等条件下的最大应力值 216 MPa。逐步增加承受内压, 取内压为 0.4、0.5 MPa, 计算结果分别如图 10(b)、(c)

所示。当内压为 0.5 MPa 时, 可以看出本体的最大应力值为 235 MPa, 分布在螺栓孔附近, 接近于本体结构材料的许用应力 230 MPa。证明了改进后的实验本体结构能够承受更高的内压, 设计压力可以达到 0.5 MPa。

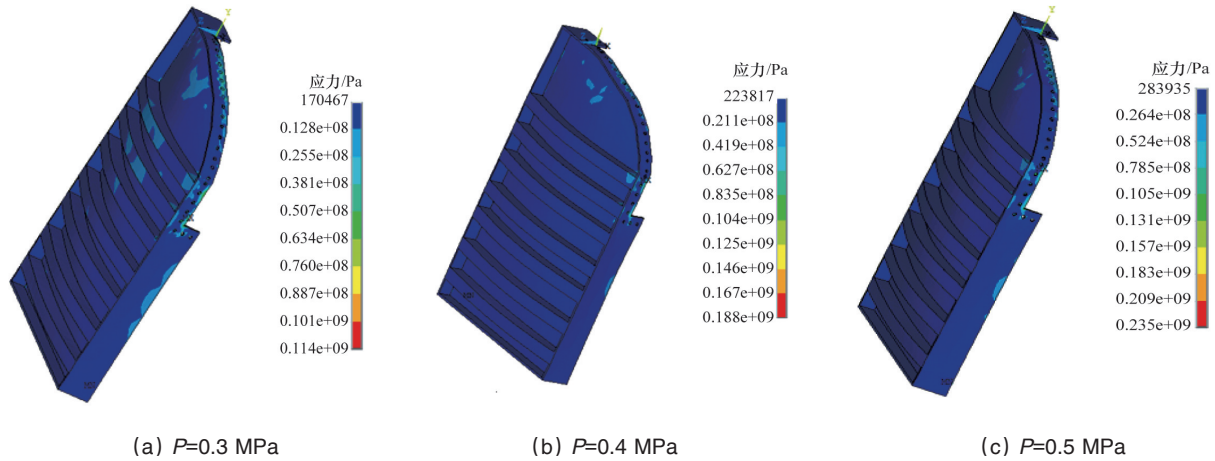


图 10 改进后的本体应力分布

Fig. 10 Stress distribution of the improved pressure steel containment

以上通过改变实验本体的结构, 巧妙地改变了原有实验本体的承压结构, 从而改变了其受力情况, 提高了实验本体的承压能力。另一方面, 从实验本体外部加强筋的布置、法兰面螺栓的布置等方面, 仍可进行进一步的优化, 在今后的工作中还有待进一步讨论完善。

3 结论

分析了 AP600 冷凝实验本体的结构特点, 计算了其承压能力和密封性能, 从计算分析结果可知, 实验本体结构能够满足原有设计要求, 但由于其结构设计存在不足, 从而导致该实验本体承压能力较低, 无法满足更高实验参数的需要, 造成了实验的局限性。

通过对实验本体的结构进行改进, 改变了原有实验本体的承压结构, 使实验本体的承压能力得到了大幅提高。结构改进后, 实验本体的最高设计压力可达到 0.5 MPa, 能够满足更高的实验参数需要, 为拓展实验范围提供了技术保障。

参考文献 (References)

[1] 林诚阁, 郁祖盛. 非能动安全先进压水堆核电技术[M]. 北京: 原子能科学技术出版社, 2010.
Lin Chengge, Yu Zusheng. The nuclear power plant technology on advanced passive pressurized water reactor[M]. Beijing: Atomic Energy Press, 2010.

[2] Anderson M H. Steam condensation on cold walls of advanced PWR containments[D]. Madison: University of Wisconsin-Madison, 1998.

[3] Anderson M H, Herranz L E, Corradini M L. Experimental analysis of

heat transfer within the AP600 containment under postulated accident conditions[J]. Nuclear Engineering and Design, 1998, 185(2/3): 153-172.

[4] Herranz L E, Anderson M H, Corradini M L. A diffusion layer model for steam condensation within the AP600 containment[J]. Nuclear Engineering and Design, 1998, 183(1/2): 133-150.

[5] 成大先. 机械设计手册[M]. 北京: 化学工业出版社, 2007.
Cheng Daxian. Handbook of mechanical design[M]. Beijing: Chemical Industry Press, 2007.

[6] Moss D R. Pressure vessel design manual[M]. 3rd ed. Houston: Gulf Professional Publishing, 2004.

[7] 何树延. 反应堆结构力学应用中的几个问题[J]. 核动力工程, 2001, 22(4): 289-317.
He Shuyan. Several problems in application of reactor structure mechanics [J]. Nuclear Power Engineering, 2001, 22(4): 289-317.

[8] 马歆, 陈西南, 郑津洋, 等. 复杂薄壁箱形结构强度数值模拟及试验验证[J]. 机械工程学报, 2006, 43(7): 211-216.
Ma Xin, Chen Xian, Zheng Jinyang, et al. Numerical simulation and experimental validation on complex thin-walled structure under internal pressure load[J]. Chinese Journal of Mechanical Engineering, 2006, 43(7): 211-216.

[9] 付平, 常德功. 密封设计手册[M]. 北京: 化学工业出版社, 2009.
Fu Ping, Chang Degong. Handbook of seal design[M]. Beijing: Chemical Industry Press, 2009.

[10] 沈锡华. 密封材料手册[M]. 北京: 中国石化出版社, 1991.
Shen Xihua. Handbook of seal materials[M]. Beijing: China Petrochemical Press, 1991.

(编辑 陈华蛟)