

预应力混凝土安全壳结构设计的改进

夏祖斌 王天真 顾俊康

摘 要 针对几个工程实例,从分析计算、预应力钢束的配置和控制、材料及构造等方面介绍了预应力混凝土安全壳结构设计的一些改进方法和经验。

关键词 安全壳 预应力 结构 设计

1 前言

为了确保安全,核电厂主厂房的围护结构设计成密闭的保护屏障称作安全壳。在万一出现严重失水事故时,能够有效地密闭反应堆厂房内的放射性物质,使周围环境免遭超过允许标准的污染。

秦山核电厂的安全壳是带浅穹顶有环梁及平底板的立式园筒形组合壳体结构,内径为36m,底板面以上总高59.6m,筒壁及穹顶的厚度除局部加强部位外均为1m,混凝土60D标号为C40。

筒体部分设有环向及纵向预应力钢束。穹顶部分布置了三组互成120°的三层钢束锚固在环梁的外侧。

秦山核电厂的预应力混凝土安全壳建成后,通过实体加气压实施结构整体强度验证试验和整体泄漏率试验,从壳体拆模至加压过程中均未发现混凝土壳体表面出现结构裂缝,计算变位与实测吻合,压力消失24小时后变形测点的位移恢复在90~99%,显示出良好的结构弹性。设计的整体允许泄漏率为每昼夜3%(热态),相当于冷态试验条件合格值为1.65%,而实测值仅为0.45%,前年又作了整体泄漏率的在役检查仍为合格。证实秦山核电厂预应力混凝土安全壳结构设计是完全成功的。

该设计结束后,我院又承担我国出口巴基斯坦的恰希玛核电厂的设计任务。总的来说,恰希玛核电厂是秦山核电厂的翻版,但由于厂址现场条件有很大的不同,给土建结构设计带来较大的难度,主要是由于恰希玛的地基属于砂性沉积层,厚

度超过200m,这与秦山的基岩完全不同,其次是地震强度几乎比秦山要高一倍。但对安全壳而言,除底板以上总高度比秦山核电厂降低5.5m外,其余尺寸及设计事故压力等均未改变,只是由于地震强度及气候条件的改变,在普通筋的配置上略有增加。

2 恰希玛核电厂预应力混凝土安全壳的设计改进

2.1 分析计算中的改善

由于时代的进步,我院的设计硬件和软件都比十几年前设计秦山核电厂安全壳时有了很大的改善。目前我院拥有国际一流的从地基到上部结构配套的分析计算软件,并且都是引进的微机版本,操作直观简便。从硬件看虽说是微机,其容量和速度已与过去的所谓大型机不相上下。故这次计算分析模型的单元数、节点数的限制大大放松,因此在恰希玛厂的分析中我们是对这一复杂的组合壳体的整体(包括大开孔及扶壁等)直接选用细分格的壳体单元模型作静、动态的应力分析,并一次按规范的要求作十余种荷载组合来得出任意截面的最大内力,既提高了分析精度又加快了分析进度。

2.2 预应力钢束的配置改善

当初对秦山核电厂配置预应力钢束时的指导思想是完全立足国内,故单束的承载力限制到200~300吨,并对当时国内流行的几个锚具体系也都通过试验筛选一遍。为了合理布置筒壁部位大小160个开孔贯穿件,钢束的平均竖向中距应达35cm左右为宜。对秦山核电厂根据安全

壳承载需要,只能在安全壳筒壁处设置双层的水平束及竖向束,每层分别为10根及9根 $\Phi 15.7$ 钢绞线为一束,这给施工带来诸多不便。

这次恰希玛核电站安全壳钢束配置就可以比较自由了。最方便的办法是同一截面的两束合并,选用19根为一束的钢绞线,加上筒壁的高度比秦山缩减了5.5m,因此整个安全壳预应力钢束的总束数从原先的1009束变成485束即缩减一半多。秦山核电站原先钢束张拉工作耗时1年,而恰希玛核电站的则缩减为半年。此外由于截面上束数改为单层,对钢束孔道的安装及混凝土浇筑也比原先省力,这次钢绞线束材料选用秦山核电站相同的BS5896标准产品,只是由于价格因素,锚具从原先的VSL体系改用Freyssinet产品,这次预应力工程的综合可比成本比原先也有所下降。

2.3 钢束伸长控制的改善

由于预应力混凝土安全壳带有许多大小不一的开孔贯穿件,筒壁部分的预应力孔道往往具有双向空间曲率,而且水平方向的总包角也超过 240° ,非标准钢束约占总数的一半,因此在安全壳设计中,我院非常重视预应力筋摩擦损失的有效控制,对张拉要求严格实行双控。这一要求在秦山核电站钢束张拉审查会议上遭到不少专家的非议,认为当时国内在安全壳这种场合双控是不可能的,但通过秦山核电站安全壳1000多束张拉实践看,总体情况比专家们想象的好,极端的最大偏差最高也不过达到 $-10\% \sim +15\%$ 。与我院原先给定的计算值相比,大部分钢束的实测伸长值的平均偏差都为 $+7\% \sim 8\%$,从设计角度就不够理想,一定是某些环节尚未掌握好。事后我院试图寻找原因。首先是设计采用的摩擦系数 $\mu=0.17$ 是否太保守?但我们选定的摩擦系数是通过我们自己多次试验摸索,从试验束的二端测力计值相比较直接反算求得,虽然照顾到现场的情况,设计选用值稍留了些必要的余量,应该不致于导致伸长值的这样偏差。后来通过查阅文献,我们认为主要原因可能是预加应力时从预应力整束伸长值求得的钢束弹性模量由于各根钢绞线的受力不均匀等各种复杂的因素,以整束的平均状态总要比单根钢绞线的材料试验求得的弹性模量低。这一现象在日本土木学会制订的预应力混凝土结构设计施工规范中也已明确指出。因此在这次恰希玛核电站的预应力钢束设计中,我们适当调低了整束

钢束的计算弹性模量以取代过去按单根钢绞线弹性模量值的计算办法。结果在今年年初完工的整个张拉过程中,实测的钢束伸长值与我们原先给定的计算值吻合良好,大多数钢束的实测偏差为 $+1 \sim 2\%$,部分束的极端最大偏差为 $-5 \sim +10\%$,全部485束钢束的伸长偏差均落在我们原定的目标中。这一成绩的取得当然与施工单位华兴公司能严格按操作要求执行分不开。

2.4 材料及构造方面的改善

恰希玛核电站安全壳材料方面的最大改进是其钢内衬材料从原先秦山核电站的A3钢改为20g施工,实践证明取得了很好的效果,但出于专业兴趣的关系,不在此介绍,仅就预应力混凝土方面介绍些小的改进。

在秦山核电站安全壳的1千多束孔道中,穿束前尚发现约有8根孔道内径缩减超过原定的标准。最后经过多方努力,尚有4根孔道只能少穿1根钢绞线。孔道内径的缩减主要是施工中接头的漏浆,但也不排除当时采用的波纹管($\Phi 95 \times 0.3\text{mm}$)的壁厚太薄,由于上部电焊火花掉下或震捣不慎造成孔洞或凹坑的可能性。这次设计中,恰希玛核电站的钢束孔道波纹套管的壁厚增至 0.6mm ($\Phi 108 \times 0.6\text{mm}$),穿束中发现的内径缩减情况就轻微得多,所有孔道中均穿满了设计所要求的19根钢绞线。

在秦山核电站安全壳的设计时为了考虑施工单位安装方便,绕大开孔的双向曲率钢束孔道均采用薄壁波纹管,以致在大开孔周边的钢束孔道及钢筋密集加强部位,因震捣不佳对该部位的混凝土密实性总担心不够理想。这次在恰希玛核电站的安全壳大开孔周边的钢束孔道全部采用薄壁钢管($\Phi 108 \times 3\text{mm}$),这些部位混凝土密实性得到可靠的保证。

设计中,我们在控制和改善预应力混凝土安全壳的混凝土材质方面花了大量的精力。除了常规关心的强度、收缩等方面外我们对混凝土的工作性、耐久性尤其是大体积混凝土的早期裂缝控制方面一直花较大的功夫。为此我们请教过各有关方面的专家,最终总是采取综合治理措施来解决的。在秦山核电站的安全壳混凝土中,其中主要的技术措施之一还是加了粉煤灰,虽然在八十年代初对重大工程中加粉煤灰尚有争议,但作为工程设计者只能是看准了就上,实践结果,由于各方

面的重视,地面总高约 60m,外径为 38m 的秦山核电厂安全壳的外表迄今为止尚未发现肉眼可见的明显裂缝,这是值得庆欣的。而恰希玛核电厂的安全壳现场条件却十分恶劣。因为厂址处在巴基斯坦炎热干燥的沙漠边缘,最大气温为 50℃,白天和晚上温差大。附近从法国引进但尚未完工的某工程的混凝土结构开裂十分普遍。更为困难的是整个巴基斯坦国内没有粉煤灰,显然从我国远距离运输粉煤灰到现场是不现实的。经过请教上海建筑科学研究院的专家,我们决定选用当地现场大量的石灰石加工成磨细的石灰石粉以代替粉煤灰的作用,并采用缓凝型高效减水剂复合掺加技术,可明显改善新拌混凝土的可浇筑性,降低水化热引起的绝热温升,从而有助于保障施工质量。经现场施工方按建议的要求级配试配,掺了磨细石灰石粉以后,和易性明显改善,坍落度的保持时间延长,泌水率减少很多,收缩率也要比不掺的减少,取得了较佳的技术经济效果。经恰希玛的安全壳结构本体从混凝土浇筑至张拉结束的全过程实践,迄今除了在个别处钢筋保护层厚度上的干缩裂缝外,尚未发现结构性裂缝,经受住如此炎热干燥的严峻条件的考验,在巴基斯坦争得了良好的信誉。当然这一成绩的取得还是靠综合治理,特别离不开施工各环节的层层控制。也就是说要控制裂缝,设计方要主动配合施工方层层把关。因为只要有某个环节放松,裂缝就会不可避免。例如同样在恰希玛安全壳上某些次要的二次浇灌部位如顶上的女儿墙及锚具覆盖层,由于施工方不重视这些部位的养护,明显地可见到在这些部位有不少裂缝。虽然从我们专业角度看这些裂缝也算不上什么问题,但就人们通常的直观印象而言就打了折扣。

3 百万级核电厂预应力混凝土安全壳的概念设计

为了配合将于下世纪初建成的中国百万千瓦级压水堆核电厂—CPWR1000 的概念设计,我院土建部门在对安全壳结构方案考虑中,遵循既要基于现有成熟的经验,又要考虑先进型核电厂的发展要求,使核电厂在安全性、可靠性、经济性等方面进一步提高以适应核电发展要求这一概念设计的总目标。预应力安全壳自 60 年代问世以来,国际上经历了第一代第二代至第三代的发展过程

(见图 1)。目前国内建成的三个堆的安全壳均属第二代。上海核工程研究设计院已设计并且顺利施工完成了前面所述的二个预应力安全壳,应该完全有能力研究设计出第三代安全壳,使预应力安全壳的设计水平再跨上一个新台阶。

所谓第三代预应力安全壳首先在美国的“勇士”堆上得到应用,直至最新的九十年代初韩国多个核电厂中也均得到广泛的应用。它的穹顶形状已经从以往的扁穹顶改为半球,而且采用了倒 U 字型的钢束把竖向束与穹顶束合并,从而消除了环梁,既改善了原环梁附近复杂的受力状态,提高了结构的安全性,又减少了预应力钢束的束数、锚具量及总的用钢量,提高了经济性和改善了锚具的保护条件。

如果我们仔细考察一下所谓第三代预应力安全壳的穹顶部分钢束的布置(见图 1 及图 2a),其实不难发现穹顶部分的预压应力还是不够均匀的。因此我们在概念设计中设想了更为合理的布置(见图 2b),即把原先第三代安全壳的二个方向倒 U 型束加上部分环向束(至 45°仰角处)的作法(见图 2a)改为三个方向的倒 U 型束,取消了穹顶 45°仰角部分的三个扶壁,同时又把筒壁的环向束扶壁也减为 2 个,使每根环向束绕 360°(见图 2b)。

从直观面言,我院这次所完成的百万级核电厂预应力安全壳的概念设计方案看起来是更合理的,可以说它是对传统的所谓第三代预应力安全壳又作了一定的改进,我们不妨称之为第三代改进型。但是这一设想要在工程实践中应用还得作不少的工作。于是我院于今年三月向中国核工业总公司申请了“先进核电厂安全壳设计性能分析与试验研究”的课题,计划花三年时间作结构模型试验和开展相应的分析计算工作。我们期望通过这一课题的实施来进一步完善第三代改进型预应力安全壳的设计,努力使我院在预应力混凝土安全壳的工程设计方面达到世界领先水平。

4 预应力混凝土结构的设计体会

在安全壳的设计中我们以大量的高强度超静定钢束来平衡安全壳结构的控制性荷载事故压力所造成的壳体薄膜拉力,这是一种非常经济合理的选择。而预应力钢束的预加力在运行工况所造成的混凝土截面的受压状态又为安全壳的裂缝控

制创造了良好的条件。这样作为核安全最后一道屏障的安全壳结构外表也会给人们留下一个良好的形象,因此通个二个工程的设计实践,安全壳选用预应力混凝土结构实在是非常理想的。

具体在预应力混凝土结构的设计中,由于设计公式非常繁复,各环节的控制比较严密,例如安全壳结构的预应力度也不能选得太大。太大既不经济又会在结构的某些部位造成过大的约束弯矩而导致开裂。因此在设计预应力混凝土结构时,某些工况下可看成是全预应力结构,而在另一些工况下,结构又可看成是部分预应力结构,而有关设计规范中对部分预应力结构的设计都比较含糊。因此通常结构设计工程师往往对预应力混凝土结构尤其是所谓部分预应力结构的设计带有某种恐惧的心理而尽量回避采用。

但作为预应力混凝土的结构设计,如果一开始就明白把预加力所造成的作用作为整个结构的荷载,那末所设计的整体结构事实上可以退化近

似看作为普通的钢筋混凝土结构一样来对待,这样原先很多的顾虑就可打消了。我们在二十年前设计秦山核电厂的预应力混凝土安全壳时就是按这样简单直观的思路闯过来的。通过我们对秦山核电厂预应力混凝土安全壳的1:15及1:10的两个模型作极限承载力试验及相应的非线性分析证明,所谓预应力混凝土结构在受力性能本质上与普通的钢筋混凝土结构是完全相似的。

只要我们能很好地留意手头的工程,很多结构尤其是某些特种结构都可以用预应力混凝土特别是部分预应力概念来作经济合理的设计。预应力结构尤其是后张法预应力结构不要怕存在某些裂缝。事实上后张预应力钢束就裂缝的保护条件来说,包括它所在的位置较深,有孔道套管以及有高碱性的砂浆包裹等,都比普通筋的条件优越,因此预应力混凝土特点是部分预应力概念的应用一定会有良好的发展前景。

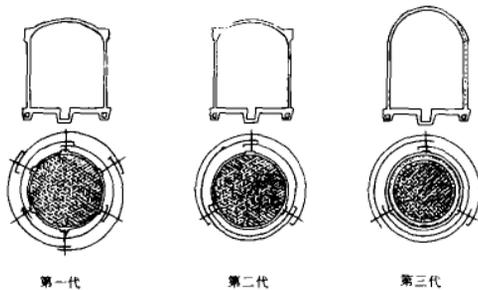


图1 预应力混凝土安全壳的演变

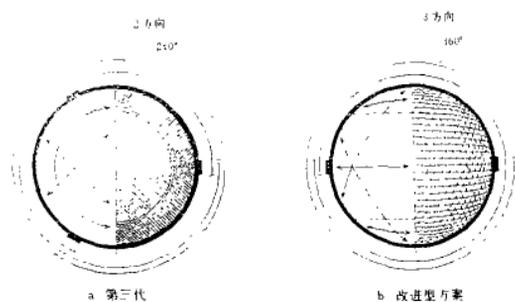


图2 安全壳的预应力钢束布置

(上接第18页)

本设计采用后张无粘结预应力筋并束排列和单根张拉新技术,与大形圆形筒仓结构其它方案相比,具有明显的优点:

- (1)可节约钢材约20%;
- (2)可显著提高环向预应力的吨位,从而满足建造大型煤仓等容器结构对环向预应力的要求;
- (3)钢丝束或钢绞线经涂裹建筑油脂和外包裹聚乙烯套管后,具有很好的防锈性能,又设置在筒壁截面内,外有混凝土保护层,更有利于提高高强

钢材的耐久性;

(4)比通常的后张法施工明显地简化施工,所需设备也远比缠丝简单;

(5)无粘结预应力束摩擦损失小,环向钢束的包角可以进一步扩大,从而节约锚具、夹具和垫板等钢材。

*该煤仓由铁道部第十六工程局二处负责施工,中国建筑科学研究院结构所承担无粘结预应力筋的张拉工作。