

秦山二期核电站的自主创新

叶奇蓁, 杨兰和

(核电秦山联营有限公司, 浙江海盐 314300)

[摘要] 论述了秦山二期核电工程主要的自主创新内容, 包括新的堆芯设计, 为此进行的试验研究和计算分析, 以及为新堆所作的流致振动试验、分析和堆上实测; 针对二环路的安全系统的改进及相应的安全分析, 以提高其安全冗余度; 根据二环路的特点对核电站的参数及其配套的设备设计进行了优化, 使得核电站的出力达到最大; 主厂房和常规岛厂房根据二环路及厂址的特点进行了创新。自主研制了控制棒驱动机构和装卸料机, 其性能超出了设计指标; 采取多种方法使大部分主设备实施国产化。在土建安装上实施了穹顶整体吊装。在调试方面实施了汽轮发电机组的非核蒸汽冲转, 以及利用应急柴油发电机对500 kV电器设备进行升压试验等。在运行上不断进行优化和改进, 保持机组运行业绩良好。

[关键词] 核能工程; 二期

[中图分类号] TM623.1 **[文献标识码]** A **[文章编号]** 1009-1742(2008)01-0023-10

1 前言

秦山核电二期工程是我国自主设计建造的第一座大型商用核电站。工程于1996年6月2日开工, 2004年5月3日全面建成, 设备国产化率达到55%, 投资为1330 USD/kW, 远低于我国同期引进的同类型机组(约1800 USD/kW)的水平。两台机组投入商业运行后, 运行业绩良好, 表现出了较高的安全技术性能和经济性能, 主要技术指标达到并超过了国际中值水平, 创造了较好的经济效益和良好的社会效益。

秦山核电二期工程贯彻了国务院“以我为主、中外合作”的核电发展方针, 在设计、建造、设备采购、调试、运行管理等方面实施了多项重大技术改进与创新, 提高了电站的安全水平、技术性能和运行可靠性, 电站总体性能达到了20世纪90年代国际同类核电站的先进水平, 是继秦山核电一期工程后我国核电自主化建设新的里程碑。

秦山核电二期工程的自主创新主要体现在自主设计、自主建造、自主调试、自主运营管理方面,

并具有较高的设备国产化水平。

2 自主设计和技术创新

设计自主化是核电自主化最为关键的环节。只有在设计技术上做到了知其然又知其所以然, 才能掌握建设和管理的主动权, 才能实现自主建造、自主营运与自主管理。

秦山二期工程以大亚湾核电站为参考, 根据国际上300 MW一个环路的标准设计概念和两环路核电站的特点, 采用国际先进的标准规范, 通过技术引进、科研攻关, 掌握核电的核心技术, 自主进行技术方案、总体参数、关键技术指标的选定和工程设计, 重大科研开发和试验验证都依托于国内核动力试验基地和其他相关的研究机构。在以我为主的前提下, 引进部分设计软件, 设计中的难点采取国外咨询。根据当前国际上进一步提高核电站安全性的要求, 对系统和设备制定了相应的技术指标, 并在设计中予以体现。主要的技术创新体现在以下几个方面。

2.1 堆芯设计

秦山第二核电厂是二环路的压水堆核电站, 对

[收稿日期] 2007-08-18

[作者简介] 叶奇蓁(1934-), 浙江海宁市人, 中国工程院院士, 秦山二期工程总设计师

堆芯而言，秦山第二核电站是一个全新的设计，与国际上现有的二环路压水堆核电站不同。

秦山第二核电站堆芯选用 121 个 17×17 的 AFA-2G 组件，其中带有控制棒组件 33 组，一、二次中子源组件各一组。这样的堆芯设计，可以直接运用我国为百万千瓦级核电站引进的核燃料组件及相关组件的设计和制造技术，有利于我国核燃料组件的标准化。

在对反应堆及主回路系统进行重新设计过程中，除进行物理、热工水力、力学的计算分析外，还开展了堆芯水力学试验及流量分配试验、堆内构件流致振动模型试验等大型科研攻关试验，有效验证了设计的正确性并为设计优化提供依据。

秦山二期核电站的堆芯燃料棒平均线功率密度为 16.09 kW/m，较引进的核电站降低了 15%，也低于国际上同类的两环路核电站，提高了堆芯的热工安全裕量，满足美国“用户要求文件（URD）”对先进堆的要求，符合国际上进一步提高核电站安全性的趋势。

另外在堆芯设计中，考虑到未来可能采用更为先进的燃料管理策略，即以 1/4 燃料管理策略来代替 1/3 燃料管理策略，以提高核燃料的利用率。这样在确保电站安全性的前提下，也兼顾了电站的经济性。

2.2 主参数确定

在考虑了国内 600 MW 级汽轮发电机组的性能指标和特点，通过优化设计，最终确定了核电站的主参数。在保证安全的前提下，适当提高主参数，使得每个环路的出力达到 330 MW，大大高于美国、日本的两环路压水堆核电站单个环路的出力（约 295 MW）。

根据核电参数及核电站用汽轮机的特点，在引进的火电技术的基础上，对汽轮机组重新进行了设计，优化了模块组合，汽轮机高压缸选用 BB057N 模块，低压缸选用 BB0474R 模块，一高三低，高、低压缸之间设置两台汽水分离再热器。二回路热力系统选用三高、三低、一除氧的模式，提高了机组的出力和热效率。

汽轮机组在全年平均水温（18℃）下出力为 689 MW，夏季工况最高水温（31℃）下出力为 650 MW。在扩建工程中，对汽轮发电机组进行了优化设计，提高氢冷的效率，最大出力可达 700 MW。与此相适应，升压变压器在原先设计的

基础上进行改进，从单相每台 240 MVA，提高到 250 MVA，从而满足将汽轮发电机组的净出力全部输入电网的要求。

在同类型二环路压水堆核电站中，秦山二期汽轮发电机组的出力是最大的；核电站的毛效率近 36%（设计水温 18℃工况），也是二环路核电站中比较高的。在当时国产汽轮发电机组和升压变压器中容量也是最大的。

2.3 反应堆系统设计

反应堆系统由燃料组件及其相关组件、堆内构件、反应堆压力容器及其支承、控制棒驱动机构、保温层和堆顶结构组成。力学模型试验和计算分析，主要包括冷却剂在反应堆压力容器内部的压降分布、堆芯入口和出口的流量分布、堆芯流道、堆内旁流份额、局部流体速度等水力特性试验。根据试验研究结果优化了流道结构设计，调整了流量分配板的设计，保证了堆芯流量的均匀分布，以满足堆芯热工设计的要求，计算出了各部分的阻力系数，为确定主泵扬程提供依据。

鉴于反应堆堆内构件设计属非原型二类，为了验证上述改进在流致振动上是安全的，根据核安全法规的要求，秦山二期不仅作了 1:5 的流致振动模型试验、理论分析计算，还在调试阶段在实堆上进行了流致振动实测。通过堆上实测和全面检查，证明流致振动的影响满足核安全法规的要求，而且实测数据、模型试验和计算分析结果均符合得很好，证明了计算分析软件和模型仿真实理论的正确性。在堆上进行高温、高压下流致振动的实测，技术难度相当大，国外也只在少数堆上进行过，国内尚属首次。

驱动线设计是另一项重要的设计内容，它直接关系到反应堆的运行安全。落棒时间是安全停堆的重要考核指标。为了验证设计，除了对影响驱动线性能的各项因素进行试验分析外，还进行了驱动线热态综合考验以验证控制棒驱动线在正常和异常工况下的运行性能和落棒性能，驱动机构的寿命、导向筒组件的导向性能及控制棒磨损等。此外，还通过多点激振的地震试验，验证了控制棒驱动线在地震条件下的运行特性、落棒性能等。

为了提高反应堆压力容器的工作寿期，减少快中子注量率对反应堆压力容器的辐照损伤，在反应堆本体设计中采取了加大堆内构件与反应堆压力容器之间环形空间的水层厚度等措施，使得反应堆压力容器寿期末内表面快中子注量的计算值仅

$1.2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$, 低于设计限值 $5.0 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$, 远小于所参考的法国核电站的快中子注量, 保证了反应堆压力容器 40 年的工作寿期, 预计可达到 60 年。

压力容器采用容器法兰——接管段整体锻件, 堆芯筒体段采用单个锻件, 取消了活性区段的焊缝, 大大改善了压力容器的耐辐照性能。材料的脆性转变温度 (RTNDT) 低于 -20°C , 保证了在设计寿期内不发生脆性断裂。

按规范对反应堆压力容器进行了在各种工况下完整的力学分析, 包括应力分析、疲劳分析、断裂分析。由于两环路的特点, 在压力容器上设置了安注接管, 因此还对安全注入时引起的热冲击进行分析。

2.4 反应堆冷却剂系统设计

反应堆冷却剂系统包括反应堆压力容器、堆内构件、控制棒驱动机构、蒸汽发生器、反应堆冷却剂泵、稳压器、主管道、波动管以及相关的阀门等。

两条环路采用对称布置, 在压力容器上进出口接管夹角为 60° , 与所参考的法国核电站相比, 主管道冷热段夹角由 50° 改为 60° , 有利于热膨胀的补偿和地震载荷的缓冲。稳压器波动管, 在国内首次采用了倾斜式逐步提高坡度的设计, 以减少波动管内冷热水分层引起的应力不均所造成的疲劳损伤。

在设备设计和选型上, 采用国外核电站中一些最新技术。反应堆压力容器采用冷顶盖设计, 通过旁路用较低温度的入口冷却剂冷却顶盖, 降低了顶盖在运行时的温度。此外, 将驱动机构管座材料及焊材改为耐应力腐蚀的 Inconel690, 从而防止驱动机构管座与顶盖焊缝产生裂纹的可能性。蒸汽发生器的设计, 在管子数量、排列方式、支承板的型式 (拉制的四叶梅花形孔) 等作了重大改进, 使其传热效率、流动阻力有明显改进, 传热面积为 5630 m^2 , 大于设计要求的裕量。蒸汽发生器上封头、下封头采用带管嘴的整体锻件, 锥形段锻件带直筒段, 传热管采用 Inconel 690, 改进了给水环管及其支管的设计, 并在其下方增设了残渣收集器, 以减少管板上的残渣沉积, 改进了汽水分离器的设计, 提高了蒸汽出口的干度 (干度 99.9%)。同时提高了水质要求, 改善了蒸汽发生器的运行性能及可靠性。采用反应堆冷却剂泵的改进设计, 使泵的效率提高到 79% , 一年可省电 4000 多 $\text{MW}\cdot\text{h}$ 。主泵还采用了耐高温的机械密封, 提高了机械密封的可靠性, 并在全厂断电事故情况下不致由于机械密封失效而

导致主冷却剂系统泄漏。稳压器的比容积由 0.144 增大到 0.162 , 在系统升温、负荷阶跃变化、甩负荷等工况下, 能更好地补偿压力波动, 提高系统的运行稳定性。

2.5 核辅助系统及安全系统的设计

根据二回路及厂址特点, 在设计中进行了一系列的改进, 诸如:

1) 鉴于二环路核电站在大失水事故 (LOCA) 情况下, 一条环路管道断裂失水所占的份额较三环路大得多, 为了保证堆芯的冷却, 安全注入系统增设了反应堆压力容器上的两个直接安注, 以提高安注系统的有效性。同时为了保证在主蒸汽管道断裂事故时, 高压安注浓硼注入的有效性, 在安注的前 3 min 通过硼酸注入箱注入主回路冷段, 3 min 后再打开旁路直接注入反应堆压力容器, 从而抑制了由于温度效应而引起的正反应性突增, 经过详细的事态瞬态分析, 上述方案, 满足核安全要求。

2) 鉴于二环路核电站在主给水管道断裂事故情况下, 失去的给水份额较三环路大得多, 先前辅助给水系统设计采用二台电动泵 ($2 \times 50\%$)、一台汽动泵 ($1 \times 100\%$) 经母管向蒸汽发生器供水, 已不能满足安全的要求。秦山二期辅助给水系统 A、B 两列中的每一列分别采用一台汽动泵和一台电动泵, 系统中能动部件的冗余度为 $4 \times 100\%$, 提高了系统可靠性, 它与当前先进压水堆的研究方向相一致。

3) 余热排出系统亦根据二环路特征, 作了相应的修改。两个系列由并联的两条吸水管路分别从两个环路的热段取水, 汇总后经两台余热排出泵打入出水母管。出水母管分别接两台余热排出热交换器, 汇总后, 分为二路, 分别接入不同环路的冷段, 系统并设旁路用于主回路温度调节, 从而提高了系统的可靠性。

4) 根据二环路的特点, 大气排放系统采用每条主蒸汽管线并联两个排放阀, 以满足单一故障准则。

5) 秦山地区海水中泥沙的含量很高, 为了防止循环水系统特别是安全厂用水系统的泥沙淤积, 作了大量的试验研究, 包括与安全相关的设备如安全厂用水泵及板式热交换器的防海水腐蚀及泥沙淤积实验, 采用了流道的流速设计, 板式热交换器的反冲洗等相应措施, 实践表明这些试验研究和措施是成功的。

6) 为了提高蒸汽发生器运行水质,减少传热管故障,二回路系统增设了凝结水全流量精处理系统。

2.6 主厂房设计

首次在国内核电站厂房设计中采用三维设计技术,保证了设计质量,提高了效率。根据厂房布置的实际情况,将安全壳的扶壁由四扶壁改为两扶壁,并据此进行了双锚固 360° 包角预应力钢绞束系统的设计。调试阶段反应堆厂房经1.15倍设计压力下的强度试验和密封性试验,结果表明安全壳的整体密封性及结构整体性能完全满足设计要求,安全壳24h整体泄漏率仅 $0.0473\%W\cdot d^{-1}$,远小于标准规定的最大允许泄漏率 $0.164\%W\cdot d^{-1}$ 。

由于秦山地区潮位涨落比较大,当核电厂按干厂址设计时,循环水的提水高度太大,因此,将常规岛厂房的标高整体降低7.2m,以减少循环水系统消耗的厂用电,为此需解决主蒸汽管道防甩击,厂房防水淹等问题。

在国内首次对新机组采用计算分析的方法,而不是模型试验的方法,进行汽轮发电机组的基础设计,并通过现场静态、空载和满载的振动实测,验证了设计计算的正确性。

2.7 控制、保护和信息系统方面

吸取了当前在集成电路和计算机技术发展方面取得的最新成果,成功地开发了采用集成电路的反应堆保护系统和棒控棒位系统。采用以分布式计算机系统为基础的电站计算机系统,并在常规岛控制上采用分布式计算机控制系统;以及三废系统采用数字化控制系统等,为今后新建核电厂开发全数字化的控制系统积累了经验。

2.8 严重事故及超设计基准事故的缓解措施

根据新一代核电站在防范和缓解严重事故上的研究,秦山二期亦作相应的研究和改进。

1) 设置第五台核安全级的应急柴油发电机组,以缓解全部失去厂内外电源的严重事故。第五台柴油发电机组既可用作失去全部电源时的附加电源,又可替代原有的应急柴油发电机组,以提高核电厂可利用率。

2) 采用安全壳卸压过滤器系统,以防止安全壳在严重事故下超压失效,保持安全壳的完整性,同时使向外排放的放射性剂量维持在允许水平以内。通过分析比较采用湿式滑压卸压过滤系统,由文丘利水洗过滤器和金属纤维过滤器两级组成,其

气溶胶的过滤效率大于99.9%,碘的过滤效率大于99%,有机碘的过滤效率为80%,优于砂堆过滤器。

3) 对丧失蒸汽发生器全部给水,丧失全部热阱,二个系列的低压安注泵或二个系列的安全壳喷淋泵完全失效,紧急停堆装置拒动故障等超设计基准事故进行了分析,并采取相应的缓解措施。

4) 在秦山二期扩建工程中,还增设了非能动的氢气复合装置,以便在严重事故情况下消除安全壳内锆水反应所产生的大量氢气,防止氢爆;以及防止高压熔堆的稳压器泄压功能,即稳压器泄压功能的延伸。

3 自主建造

建安工作全面贯彻了自主建造、自主管理的原则,在施工过程中不断进行创新,其中主要有:

3.1 安全壳穹顶的整体吊装

安全壳钢衬里的整体吊装是缩短施工工期的关键措施,作为第一步秦山二期在国内首次实施了安全壳穹顶的整体吊装。为此,详细分析穹顶及其内部安装构件和管道载荷、吊具载荷、起吊装置在不同高度、方位、角度下的起吊能力,以及穹顶刚度及可能变形,并拟定了安全壳上部筒体周长和穹顶周长及直径控制措施以及与安全壳上部筒体对接及间隙调整措施等。由于作了充分的科学分析和准备,因此创造性地首次在国内成功完成穹顶的一次整体吊装,加速了工程进度。

3.2 主设备安装

针对主设备在结构上的特点,专门设计了压力容器V型翻转架装置、蒸汽发生器翻转装置、堆内构件吊装工具、稳压器专用吊具、压力容器顶盖吊装工具,以及驱动机构“ Ω ”焊缝的自动焊机及切割机,并拟定相应的施工方案和程序,以及主管道、稳压器波动管的焊接工艺和施工程序,从而保证了主设备的安装质量和进度要求。

3.3 混凝土涡壳泵的安装

混凝土涡壳是一个巨大的混凝土结构,即要具有钢筋混凝土结构的承载能力,又要保证具备泵的水力特性所要求的流线形状,与海水接触的面还应具有抗海水腐蚀、抗泥沙冲刷的能力,为此研制了高强度混凝土C60的配比。同时四台涡壳的浇注有的可能在炎热的夏天,有的可能在寒冷的冬天,而C60高强度混凝土在浇注过程中容易出现开裂。为了保证施工质量,制订了一套混凝土浇注及养护温

度控制的措施。

3.4 计算机辅助电缆敷设

通过电缆敷设软件编制和应用,提高了工效,加速了进度。同时为竣工记录提供了确切的数据和电子文件。

4 设备国产化

在秦山二期工程设备采购进程中,通过科研攻关、技术引进、合作制造等方式,实现了关键设备国产化,提高了成套设备供应能力。在秦山二期的55项关键设备中47项实现了国产化。实现设备国产化的关键是掌握设备制造中的核心技术和关键工艺。

2号压力容器由国内自主设计并独立制造,首次实现了压力容器整机设计和制造国产化。掌握了厚壁大尺寸窄间隙自动焊和新型堆焊技术、安全端异种金属间Inconel690的焊接技术、卧式精加工工艺、整体热处理技术、CRDM贯穿管冷装胀接工艺,以及水压试验前后的应力应变测试验证等关键技术,已经具备了完全国产设计和制造能力。

2号机组蒸汽发生器一台整机由国内制造,掌握了管板Inconel690堆焊技术、管板深孔钻加工及检验技术、传热管安装、液压胀管及密封焊技术,以及防震杆安装及固定技术等。

2号堆内构件由国内制造,堆内构件采用焊接结构。掌握了相应的焊接工艺和检验技术。堆内构件是精加工的产品,除了吊篮和导向筒进出口外,其余全部机加工、组装,以及最终机加工均在国内完成。通过该项目还掌握了堆内构件的设计技术。扩建工程的堆内构件完全实现国产化。

控制棒驱动机构经过设计院、制造厂和业主的共同努力,历经电磁、原理、工程样机的试验研制,并最终经高温、高压台架上的综合考验,完成了850万步的考核,远远超过设计要求,达到了国际先进水平。经过大量试验,掌握了电磁线圈制造及灌封的工艺,实现了线圈骨架、耐高温导线,以及灌封材料等关键材料的国产化。成功研制了核级接插件等关键部件。

稳压器由国内设计和制造。掌握了高功率密度电加热器的安装和自动焊,喷淋器安装,以及卸压阀、安全阀和喷淋阀接管对热冲击疲劳损伤的分析和试验等。

装卸料机历经抓具、传动装置、小型多盘式制

动装置、数字式无级调速、PLC逻辑控制等的科研攻关,并通过工程样机的考核,成功制造了两台装卸料机。其性能优于引进核电厂同类设备的水平。

以高纯度的镅作为中子吸收材料的密集型乏燃料贮存格架的研制,明显提高了单位水池面积贮存乏燃料的能力,其关键技术有乏燃料贮存单元的密封焊、成型、探漏等。

超级管道是连接核岛和常规岛的重要设备,上面装有安全阀、卸压阀的接管座,并与主蒸汽隔离阀连接,为核安全二级,有抗震要求。其主要攻关内容有大口径、厚壁、新材料(TU48c)管道的轧制技术、精密机加工技术和焊接技术,另外,还通过国内研制,实现了如安全壳设备及人员闸门、乏燃料转运装置、鼓型旋转滤网等设备的国产化。

通过与外国公司联合设计,1、2号机组实现了汽轮发电机组的国产化。核电站用汽轮机组蒸汽参数低,且为饱和蒸汽,因此蒸汽流量较大,汽轮机的通流部分要重新设计,以增加通流面积;结构上增加了高压防浸蚀、低压去湿的措施;末两级叶片上堆焊防浸蚀层;此外,还采用了油蜗轮增压泵,可控反动度及整体自带围带叶片等国内、国际先进技术,使汽轮机的出力达到689MW。发电机组在火电600MW机组的基础上,通过改进冷却效果,包括转子汽隙取气等,使发电机最大功率达700MW,完全由国内制造。其他常规岛的设备,诸如汽水分离再热器、凝气器、高压及低压加热器、除氧气、凝结水泵、主变等均实现了国产化。

此外,根据设备国产化的要求,还开发了满足核安全要求的核电站的专用材料,诸如,安全壳钢衬里、各种核级容器的钢材、管道,以及焊材等。

5 自主调试

秦山核电二期工程按照“自主调试”模式,由业主负责调试项目管理,按“调试运行一体化”总体考虑,实施与国际接轨的、独立自主的调试管理和调试实践,完成全部调试任务,直到满功率商业运行。其中包括单系统独立试验、冷态功能试验、热态功能试验、首次装料、临界前功能试验、临界和低功率试验、功率提升及核电站综合功能试验等几个阶段,总共试验项目达760项,涉及到300多个系统,20多万台设备。做到了一次水压试验成功,一次安

全壳强度及密封性试验成功,一次汽轮发电机组非核蒸汽冲转成功,一次核燃料装载及临界试验成功及后续的并网、提升功率、168 h 满功率运行考验的成功,总共只用了 13 个半月。在调试过程中进行了大量的自主创新,主要有:

1) 主系统水压试验,采用在动态工况下,控制流量偏差来控制系统升降压速度和稳定系统压力,达到升降压速率控制在 0.1 MPa/min 左右,低于限制值 0.4 MPa/min。系统水压试验达到 1.33 倍设计压力,即 22.9 MPa。

2) 安全壳强度及密封性能试验。强度性试验压力为 1.15 倍的设计压力,在筒体四个方位各布置一组铅锤线测量筒体三个不同标高的径向和切向应变,以及筒体高度的变化,在筒身、设备闸门的周围、穹顶、底板及加腋区布置 76 个应变计测量局部应变。测量结果,筒体最大切向应变为 380 μ ,纵向应变为 180 μ ,符合规范要求。密封性试验在安全壳内布置 63 个温度和湿度测点,通过温度压力变化,计算确定 24 h 的整体泄漏率,结果仅 0.047%安全壳空气质量,远小于验收准则 0.164%。

3) 500 kV 零起升压。利用电厂应急柴油发电机进行 500 kV 零起升压,由 6 kV 母线经厂变压器、主变压器将电压升至 500 kV,实现了设备的绝缘及耐压检查,可不需要电网升压专用设备。在 500 kV 外网线路建成前,提前对厂内电气系统进行试验调试。

4) 反应堆堆内构件流致振动的堆上实测。根据核安全法规要求,对于无参考电站的首堆要进行流致振动的堆上实测,秦山二期对堆内构件吊篮及受力最大的控制棒导向筒进行了堆上实测,并通过在空气中对吊篮和下部仪表支撑柱固有频率的实测和理论分析,对两者在流致振动下的行为进行分析评估。堆上实测试验工况包括不同工况下,双泵、单泵运行,及其启动、惰转等 38 项试验。试验验证了流致振动对堆内构件的影响很小,其高周疲劳损伤因子很低,与模型试验和理论分析结果一致。

5) 汽轮发电机组的非核蒸汽冲转。利用主冷却剂泵及稳压器加热器所产生的非核蒸汽,在反应堆装料前对汽轮发电机组进行冲转,可以使常规岛的调试提前,而且可以省去调试锅炉的投资。600 MW 核电汽轮机组是一个大型机组,能否实现这个目

标,需进行分析,为此对非核蒸汽的产生量和汽轮发电机组达到满转速所需蒸汽量进行了计算,以保证冲转的一次成功。

6) 开发相应的测试方法和软件,对核电厂主要运行参数进行测试,包括临界试验、蒸汽发生器设计裕量,以及利用示踪同位素进行干度试验,汽轮发电机组功率及热耗试验等,证明核电厂的主要运行特性满足设计要求。在调试过程中还对核电厂的安全性能进行了测试,其中有主冷却剂泵惰走测定,控制棒落棒时间测定、反应堆冷却剂系统自然循环试验、甩负荷孤岛运行试验及全厂断电试验等,测试证明核厂的安全性能符合规范要求,达到了设计指标。

7) 开发了计算机软件对核电站甩负荷孤岛运行进行了模拟分析,验证核岛各控制系统的相互协调能力和整个系统的综合控制能力,作为控制系统参数整定的参考,避免在甩负荷事故时出现跳机停堆的现象,提高核电站的运行安全性及可靠性。

6 自主运营和管理

1995 年 9 月,秦山核电二期工程生产准备大纲通过审查,标志着秦山二期的生产准备和运营准备工作全面启动。

根据工程建设二级网络进度计划,秦山二期建立了与工程进度相适应的生产和运行准备计划,确定了不同阶段各级生产组织的工作任务和职责范围,明确了各级生产组织的工作关系和接口,明确了生产管理制度的编制计划。

经过近 8 年的艰苦努力,秦山二期共编写出技术规程 2000 多份、生产管理程序 160 多份、培训教材 21 本,建立了具有自主知识产权的、程序化的核电站运行管理体系;完成了装料许可证 13 个专题文件报告的编写和审评工作;组建了一支结构合理、年富力强、技术精湛的生产和运营队伍,为电站良好的运行业绩奠定了坚实的基础。

两台机组投产以来,运行业绩良好,各项指标均达到并超过设计要求,创造了较好的经济效益和良好的社会效益,以事实证明了核电是安全、可靠、清洁的新能源。

6.1 负荷因子

投产以来的负荷因子和发电量见表 1:

表 1 负荷因子和发电量

Table 1 The load factor and power generation

	1号机组		2号机组	
	发电量/TW·h	负荷因子/%	发电量/TW·h	负荷因子/%
2003年	46.17	81.2		
2004年	46.94	82.2	40.43	98.53
2005年	52.82	92.76	48.51	85.19
2006年	31.43	55.2	51.42	90.30

6.2 放射性排放控制

秦山二期两台机组每年仅需 48 t 核燃料，实现真正的“零污染排放”，根据运行五年的辐射监测数据，秦山二期的辐照剂量、环境排放远小于国家标准，具有极好的环保性。详见表 2 至 4。

表 2 放射性气体及废液排放

Table 2 Radioactive exhaust gas waste and liquid waste discharge

项目	废气		废液		
	惰性气体 / Bq	碘 / Bq	粒子 / Bq	氟 / Bq	除氟以外核素 / Bq
2002年	4.40×10^4	2.31×10^2	1.88×10^5	1.61×10^{12}	1.56×10^9
2003年	1.31×10^6	1.20×10^7	1.92×10^6	9.46×10^{12}	5.14×10^9
2004年	2.27×10^7	3.75×10^7	5.38×10^6	7.20×10^{12}	2.18×10^9
2005年	1.18×10^8	5.25×10^6	2.73×10^6	2.07×10^{13}	1.83×10^9
2006年	1.22×10^6	1.01×10^6	3.61×10^6	2.68×10^{13}	3.09×10^9
电厂管理目标值	8.50×10^{13}	2.55×10^9	6.80×10^9	4.00×10^{13}	2.55×10^{11}
国家标准 (GB6249)	2.50×10^{15}	7.50×10^{10}	2.00×10^{11}	1.50×10^{14}	7.50×10^{11}

注：电厂管理目标值为 2006 年度

表 3 集体剂量和最大个人剂量

Table 3 Individual and collective dose

项目	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年
最大个人剂量/mSv	0.260	4.242	5.443	7.210	6.318
个人剂量限值(国标)/mSv			20		
集体剂量 /人·mSv	22.98	316.79	590.04	737.82	713.12
集体剂量(国际 2005 年度中值) /人·mSv			733		

表 4 中低放固废产生量

Table 4 Amount of medium-lower nuclear waste

项目	2003年	2004年	2005年	2006年
固体放射性废物量/m ³	164.29	196.09	195.65	172.68
电厂管理目标值/m ³	120	240	260	240

6.3 WANO 指标及评议 (表 5)

表 5 WANO 指标

Table 5 Criterion of WANO

指标名称	机组	2003年	2004年	2005年	2006年	WANO 2005 年中值
机组能力因子 / %	1	79.69	80.17	90.57	55.24	86.8
	2			82.82	88.78	
非计划能力损失因子 / %	1	2.33	2.682	0.016	10.11	1.6
	2			1.340	0.00	
强迫能力损失率 / %	1	2.84	3.236	0.017	15.47	1.2
	2			1.593	0.00	
临界 7 000 h 非计划自动停准数	1	0.97	0.97	0.00	1.40	0.00
	2			0.00	0.00	
高压安注辅助给水性能指标	1	0.0005 6	0.000 00	0.020 72	0.000 10	0.000 8
	2			0.010 03	0.000 00	
应急交流电系统	1	0.005 45	0.000 00	0.000 00	0.000 00	0.000 7
	2			0.000 01	0.000 27	
燃料可靠性 /Bq·g ⁻¹	1	0.037	0.037	0.037	0.037	1.96
	2			0.037	0.037	
化学性能	1	1.939	1.426	1.102	1.051	1.00
	2			1.170	1.019	
集体辐照剂量 /man·Sv	1	0.316 8	0.570 16	0.368 91	0.356 56	0.733
	2			0.368 91	0.356 56	

6.4 换料大修

秦山二期从首次机组大修开始，大修的组管理完全由电厂自主完成，包括大修计划编制、大修项目确定、大修文件准备、大修承包商准备、大修资源准备等。

1) 矩阵型大修管理模式。参考国际先进的管理经验，首先在换料大修领域进行管理创新，推行

矩阵型管理理念，实行“项目管理为主、行政管理为辅，项目管理与行政管理相结合”的管理模式，并根据工作需要设置了大修经理和由大修经理领导的大修项目团队。

在电厂总经理部的统一指挥下，通过各级行政管理辅助支持，大修经理领导的大修项目团队具体负责换料大修的组织与运作，对有限的人力和物力资源进行了合理的调配，优化了大修计划，各项工作按照计划进行管理、协调和控制，确保了大修的安全、质量、进度和成本全面受控。

2) 偏安全的大修管理三原则。针对双机组管理的特点，为确保运行机组的安全、稳定，特制定了大修管理三原则：**a.** 一切工作偏安全考虑，保守决策，确保大修的安全和质量；**b.** 以计划为龙头，维持计划的严肃性，确保大修各项工作正常、有序开展；**c.** 确保运行机组安全稳定和换料大修工作全面受控，同等条件下，运行机组优先考虑。

3) 建立十年预防性维修数据库。应电厂总体发展的需要，根据燃耗循环规划、在役检查大纲等编制了大修的中长期规划，并结合预防性维修大纲、定期试验监督大纲、性能试验大纲等编制了十年预防性维修数据库，用以平衡机组各年检修的工作量，合理调配和使用各种人力资源，指导备品备件等相关工作的准备。

经过五年多不懈的努力和持续的优化，数据库中的项目涵盖了预防性维修、在役检查、定期试验、性能试验等多个方面，涉及的工作达4万多项，各种信息数十万条。同时，为数据库中的工作编制了标准的工作文件包，明确了每项工作开展所需要的物资、文件、先决条件以及工作之间的逻辑关系。并且通过大型设备管理软件CMS，将数据库与仓储管理、设备管理、财务管理等形成一个有机的整体，为日常计划和大修计划的编制提供依据，为日常与大修工作安排优化和经验积累提供平台。

4) 持续优化的大修参考计划库。秦山第二核电厂参考计划库主要包括十年大修参考计划、年度大修参考计划以及大修准备、预大修、贯穿件试验、配电盘检修、汽轮发电机组检修等专项参考计划。

大修参考计划库的建立，为大修计划的编制及经验的积累搭建了一个标准的平台，不但可以大大降低计划编制的工作量，提高计划人员的工作效率，而且可以大大减少因计划人员个人水平和经验的不同对计划产生的不利影响。同时，通过计划人

员经验的积累和对参考计划持续的优化，有利于大修计划管理工作的规范化和标准化。

随着电厂员工及承包商人员检修技能的提高，以及管理人员监督、见证、控制能力的增强，大修工作的质量得到了有效的控制。

截止目前，1#和2#机组已分别进行了四次和三次大修，大修管理水平不断提高，年度大修工期由最初的62天，缩短到30多天。通过大修，大大改善了设备的性能和机组的运行环境。核安全、辐射安全、三废管理、大修质量、大修进度和大修成本各项指标严格受控，取得了良好的业绩。

5) 极开展运行核电站的概率风险评估(PSA)。运行核电站的PSA工作有利于发现运行核电站安全方面的薄弱环节、设备方面的薄弱环节，以便为技术改进和十年改造提供依据，并为将来引入风险指导的维护策略创造条件。为此，已开始收集、统计和创建设备可靠性数据库，对初始事件进行调查和分析并建立相应的数据库，以及其他相关的前期工作。

6) 维护检修的创新。为了合理控制好大修质量和工期，提高电站设备的可靠性、可维护性，不断进行改进和创新，主要包括：**a.** 低水位期间关大盖；为关键路径节省2天多时间；**b.** 充分使用专用工具大大节省大修工期，使用的工具主要有：大小靴帮(使装料时间节省6天时间)；使用SG新堵板，以便在压力容器MIS检查期间进行SG传热管涡流检测(节省工期5天)；加高假大盖；加长导向柱等；**c.** 控制棒驱动机构的在役故障诊断；**d.** 安全厂用水泵海水中耐泥沙冲刷的材料保护技术；**e.** 主控制室引入核安全级无纸化的记录仪。

7 经济效益

秦山二期的比投资1330 USD/kW，是国内建成的核电站中最低的，低于发达国家国内平均造价，具有明显的经济优势。秦山二期年发电量约为9 TW·h时(见图1)，对缓和华东地区电网用电紧张有巨大经济意义，年产值约36亿元，利润约3.3亿元，税收约7亿元。

投资回报率高，秦山二期设计寿命40年，总投资是144亿，投资回报率8.5%。以负荷因子80%计算，在25年的投资回报期内，产值将达到797亿，上缴国家各种税费182亿，纯利润110亿。在整个40年寿期内，产值将达到1302亿，上缴国家各种税费328亿，纯利润245亿，具有极好的经济效益。

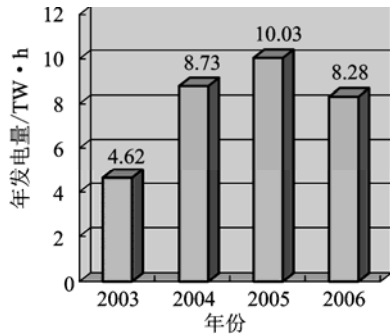


图1 各年发电量情况

Fig.1 Annual power generation

8 扩建工程的改进

根据国家核电发展规划,秦山二期扩建项目已经批复开工,遵循国家制定的“翻版加改进”的原则,结合核安全要求、新技术应用、核电技术发展及经验反馈,扩建机组拟实施一批重大技术创新。可以预计,通过扩建项目的建设,我国核电自主化能力会更上一个台阶。

扩建项目拟实施的重大技术创新主要有以下几个方面的特点:

1) 根据新的核安全法规要求,通过开展严重事故分析、概率安全分析(PSA)实施设计改进,提高电站预防和缓解严重事故的能力。

针对核电站发生概率为 10^{-5} 的严重事故,除秦山二期1、2号机组已采取的措施外,还增加了非能动氢气复合器,以消除威胁安全壳完整性的大体积氢爆燃,研究可能威胁安全壳完整性的压力容器内和压力容器外的蒸汽爆炸,并采取适当的措施。为防止高压熔堆,设计中还考虑了稳压器卸压功能的延伸。此外还在防硼误稀释、防堆芯裸露等超设计基准事故方面进行技术改造。

2) 采用新标准,结合工程建设和运行经验反馈,提高整体设计水平。随着核电技术的发展、建设及运行经验的积累,国内外对核电设计的标准在不断进行修订,核电设计水平不断提高,秦山二期(扩建)工程核岛设计参考的RCC系列标准也相继升版。为满足新标准规范的要求,扩建工程设计中进行了许多适应性的技术改造,目前扩建工程确定了十项重大技术改造,除上述提到的外,还包括主给水隔离、消防系统的改进、运行图的延伸、安全厂用水泵房的改进、采用先进燃料组件、长循环换料周期、仪控数字化的改进、安全壳喷淋系统加药控制改进等。另外吸收1#、2#机组的运行经验反馈,

确定近1000项技术改造,使电厂的运行和维护性能得到提高。同时积极引进和参考国外的成功改造和设计经验,如LOT93和VD2是法国CPY机组十年安全评审提出的改进项,扩建项目在设计阶段对这些改进项目进行了详细地分析,并采纳了172项适用的项目。国际上曾出现过安全壳内地坑过滤器堵塞的事故,对此,在扩建工程中予以充分重视,除继续严格控制安全壳内保温层、涂料的材质外,还对失水事故下可能出现的堵塞情况进行分析,加大地坑过滤器的富裕过流面积的富裕量,改进地坑过滤器的布置。

3) 继续推进设备国产化进程,努力实现70%的国产化目标。扩建工程将加大设备国产化的份额,提高国产化设备的质量、性能和水平,比如汽轮发电机组经过设计优化,在全年平均水温下的出力提高到700MW。

4) 积极采用新的工艺,缩短建造工期。扩建工程单台机组建设工期将由原来的72个月压缩到60个月,除总结1#、2#的工程建设经验,优化施工组织外,关键路径上积极考虑采用新的工艺。

9 结语

秦山核电二期工程实现了核电站预定的建设目标和技术指标,有效提升了我国核电工业的设计、研发、建造、调试运行和设备国产化的水平,锻炼和造就了一批高素质的核科技人才队伍,积累了建设大型商用核电站的宝贵经验,实现了自主建造大型商用核电站的重大跨越。充分证明自主创新的道路是正确的。

参考文献

- [1] Ye Qizhen. Design and construction of Qinshan 600 MW NPP[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 25~36
- [2] Yang Lanhe, et al. Organization and management for production preparation of Qinshan second NPP[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 57~75
- [3] Yu Zhongde. Specialty and meaning of self-reliance commissioning of Qinshan nuclear power units phase II[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004.52~56
- [4] Zhang Zongyao, et al. The reactor core design of Qinshan nuclear

- power project phase II[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 3~12
- [5] Zong Guifang, et al. 600 MW reactor hydraulic model experimental investigation of Qinshan nuclear power project phase II[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 51~56
- [6] Wu Zhenglin, Zhang Jingcai. General evaluation of reactor internal fluid-induced vibration of Qinshan 600 MW NPP phase II[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 82~93
- [7] Ma Jianzhong, Yang Yilun. Reactor barrel fluid-induced vibration response calculation of 600 MW NPP[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 71~76
- [8] Jing Chunling, Liu Hong. Specialty and improvement of engineering safety features of Qinshan nuclear power project phase II[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 116~119
- [9] Chen Mao. Containment design technology of Qinshan nuclear power project phase II[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 287~291
- [10] Li Chengde. Design specialty of convol Li cheng de II[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 377~378
- [11] Li Hongying. CRDM design of Qinshan nuclear power project phase II[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 418~423
- [12] Tang Xinhua. Refueling machine II[A]. Construction Experiment Collection of Qinshan NPP Phase II[C]. Beijing: Atomic Energy Publishing Company, 2004. 693~698

Self-reliance and Innovation of Qinshan Phase II NPP Project

Ye Qizhen , Yang Lanhe

(Nuclear Power Qinshan Joint Venture Company, Haiyan, Zhejiang 314300, China)

[Abstract] The self-reliance and innovation of Qinshan nuclear power project of phase II is described. It contains new reactor core design, as well as related experimental and calculation analysis, especially for new reactor design produced fluid-induced vibration model test, theoretical analysis and testing in-built reactor; aiming at two-loop NSSS a series improvement made for safety systems and related safety analysis to enhance their reliability and redundancy; according to specialty of two-loop NSSS an optimization made for NPP parameters and design of related equipments, for the purpose to make the output of NPP maximal; design of main reactor building and T-G building also improved according to characteristics of two-loop NSSS and site conditions. CRDM and refueling machine are researched and manufactured on base of self-reliance, their performance are better than design requirements, large portion of key equipments are localized through different way. In construction first time realized the integrated erection of containment dome. During the commissioning non-nuclear steam driving of T-G set, as well as 500 kV high voltage rising using emergent diesel generator, etc. are carried out. In period of operation still continuous innovation and improvement are made, in order to keep the good record of operation.

[Key words] nuclear power project; phase II