

压水反应堆介绍(下)

(中核集团公司, 北京 100822) ◆ 张禄庆

三门核电厂厂址

《压水反应堆介绍(上)》一文简要介绍了压水堆技术,这些都是针对安全评审提出的要求,不断研发改进而得到的技术,现已成为必备的常规技术,对提高核安全起到了相当重要的作用。今后压水堆技术的发展大致可归纳为设计理念的拓展及新技术、新材料的研发与应用推广两方面。

1 设计理念的拓展

1.1 深化严重事故的对策研究

三哩岛事故使人们清醒地认识到,出现概率极低、但比已考虑的设计基准事故后果更为可怕的严重事故是可能发生的,必须高度重视应急对策和严重事故分析工作。20世纪80年代,美国核管会提出使用确定论和概率论相结合的方法,加强对严重事故及其应对措施的事前评审。1999年国际原子能机构建议:对已有核电厂,堆芯损坏频率要低于 $10^{-4}/(\text{堆}\cdot\text{a})$,放射性失控外泄频率要低于 $10^{-5}/(\text{堆}\cdot\text{a})$;对未来核电厂的要求则提高了一个数量级,分别相应为 $10^{-5}/(\text{堆}\cdot\text{a})$ 和 $10^{-6}/(\text{堆}\cdot\text{a})$ 。美国核管会要求把严重事故也作为设计基准,要求有一系列防止和缓解严重事故的措施,提高未能紧急停堆的预期瞬态(ATWS)等事故工况下的安全裕度。2004年我国国家核安全局发布的《核动力厂设计安全规定》中也要求在电厂的最终安全分析报告增加概率安全评价(PSA)分析内容,在设

计中尽量考虑防范和缓解严重事故的措施。这些法规会对设计工作,特别是对第2代压水堆的改进设计产生指导性影响。

核电先进国家在具体设计中开发和应用了不少对策手段,如反应堆自动降压系统、防止氢爆及蒸汽爆炸、防止安全壳直接加热及早期失效、堆芯熔融物在压力容器内的保持(例如堆腔淹没系统)以及堆芯熔融物穿透压力容器后的收集(例如堆芯捕集器)等。

1979年美国三哩岛事故证明,安全壳作为防止放射性物质向环境释放的最后一道屏障,在预防和缓解反应堆严重事故后果方面起着十分重要的作用。鉴于此,前苏联的VVER型压水堆设计现在均增添了安全壳。现在倾向采用屏障作用更好的双层安全壳。法、德设计的EPR就采用了双层安全壳。而美国西屋公司的AP1000则采用全新设计的非能动安全壳及其辅助系统。

1.2 先进的第3代压水堆设计

20世纪90年代,美国和欧洲核电先进国家核电界提出的电力公司要求文件URD和EUR中,对今后建设核电厂的安全、技术、经济性确定了一系列的奋斗目标。各国也着手研发同时满足这些要求和核安全当局要求的所谓第3代压水堆。因此在设计实践中出现了两种不同的走向:①法、德合作开发的欧洲动力堆EPR。它立足于成熟技术的逐渐



田湾核电站全数字化仪控系统主控室

演进，着重增加能动安全系统，用加大机组容量的规模效应来补偿经济性，世称改良型设计。芬兰正在建造世界上第一座EPR核电站。②美国西屋公司研发的以全非能动安全系统、简化设计和布置以及模块化建造为主要特色的AP1000。非能动安全系统采用加压气体、重力流、自然循环流以及对流等自然驱动力，而不使用泵、风机等能动部件；无需运行人员操作和安全级支持系统就能保证安全，使系统大大简化并采用模块化设计。硬件设备均采用成熟技术。因其全新的概念而称为革新型设计。我国三门核电站1号机组的建设将成为AP1000的首堆工程。

1.3 一体化压水堆等的概念设计

所谓一体化是把反应堆主回路纳入压力容器内，从根本上消除了因一回路主管道破裂而造成堆芯失水的可能性。这样就不再需要复杂的应急堆芯冷却系统。目前美国核管会正在对西屋公司等设计的IRIS一体化堆概念设计进行预申请审查。此外，包括中国在内的一些国家也开展了适应发展中国家电网需求的新型中小容量的堆型设计，重点

在于简化系统、提高固有安全性和减少换料次数，甚至现场不换料。

1.4 第4代核能技术的开发

面对世界防止核扩散的严峻形势，从21世纪初开始，美国牵头和主要核电国家酝酿开发满足21世纪核能需要的第4代核电技术，推荐了包括超临界水堆在内的6种堆型。其主要特征除了比目前的技术具有更高的安全性、更好的经济性、更少的放射性废物产生量外，特别强调不易通过商用核燃料循环获得军用核材料。专家预期，第4代核电将在2035年前后投入商用。我国也参加了该研发行列。

2 新技术、新材料的研发与应用

2.1 堆芯燃料管理的改进

堆芯燃料管理是在确保安全的前提下，以燃料计算和功率分布分析为基础，获得最佳的比燃料耗、合理利用铀资源、降低燃料成本、改善运行性能，以及尽可能减少压力容器所受快中子辐照而进行的技术经济分析和管理工作。堆芯燃料管理的

发展趋势是换料周期延长至18~24个月, 更换燃料组件数由1/3堆芯改为1/4堆芯、换料方式从“由外向内”(out-in)改为“由内向外”(in-out)。改换后的方式有利于降低压力容器所受快中子注量, 但不利于堆芯中子注量率的展平。此因素在燃料组件铀富集度选择、倒换料方案计算、可燃毒物的选择和布置方面带来新的挑战, 但许多核电机组已经获得成功。

2.2 反应性控制新手段

随着机组容量的加大和换料周期的延长, 反应堆的初始后备反应性相当大。后备反应性的控制需要满足整个堆芯寿期内保持较平坦的功率分布、自动调节反应性以响应负荷的变化、紧急情况时能迅速停堆并保持适当的停堆深度。现代压水堆均采用控制棒、可溶硼化学补偿和可燃毒物联合进行反应性控制。

控制棒主要用来简便快速补偿运行时的反应性变化, 实施启停堆和功率调整。为了满足电厂“日负荷跟踪”的需要, 还专门设置了一种采用弱吸收芯体材料的“灰”控制棒。灰棒的移动不会引起中子注量率的过大畸变。

由燃耗、氙中毒、裂变产物积累、冷启动及冷停堆等引起的缓慢反应性变化, 则用调节冷却剂中吸收中子的化学毒物——硼酸的浓度来补偿。鉴于慢化剂负温度系数会随着硼浓度的增加而变小, 直至出现正值, 而且堆芯寿期初可溶硼浓度最

高, 尤需注意, 为此需在堆芯中设置可燃毒物。可燃毒物是固体中子毒物, 主要有硼、钐和钷等的化合物。用可燃毒物吸纳较大部分后备反应性, 即可减少可溶硼的用量, 确保反应性温度系数始终为负。可燃毒物随吸收中子而逐渐减少, 被其吸纳的后备反应性就会逐渐释放出来, 可加深燃料燃耗。在堆芯中妥善布置可燃毒物还可以展平中子注量率分布, 对实现“由内向外”的换料方式特别重要。现在日益广泛采用所谓的一体化可燃毒物, 它又包括涂敷于燃料芯块表面的硼化锆涂层, 及二氧化铀和二氧化钐或三氧化二钐或三氧化二钐弥散体等品种。含可燃毒物的燃料不仅适用于首炉燃料, 而且能在后续换料中发挥优良效果。

2.3 高燃耗燃料包壳材料的研发和应用

用不锈钢作为燃料棒包壳材料, 早就因其热中子吸收截面较大而被Zr-Sn系的Zr-2合金和Zr-4合金取代。二者对高温水及蒸汽的耐蚀性和强度均有很大改进, 而且Zr-4合金的吸氢量比Zr-2合金小得多。目前Zr-2合金和Zr-4合金已分别广泛用于沸水堆和压水堆的燃料包壳。Zr-4合金的缺点是在高温蒸汽中的腐蚀氧化膜不致密, 容易剥落; 用于高燃耗燃料组件包壳, Zr-4合金则显得有些力不从心。

为此法国又研制了Zr-Nb系M5合金。合金中的铌可减轻少量杂质对腐蚀的有害作用, 对氧化膜剥落有自愈能力。M5锆合金在抗腐蚀、蠕变、辐



秦山核电厂外景

照生长、吸氢等方面都比锆-4合金优越。专家认为, M5合金可以在燃料棒包壳的包壳和结构材料。M5合金可以在燃料大于65GWd/tU的条件下使用, 并已用于EPR的燃料棒包壳。而美国西屋公司开发的Zirlo合金则综合了Zr-Sn合金和Zr-Nb合金的优点。在71 GWd/tU燃料条件下, Zirlo的均匀腐蚀速率、辐照生长、蠕变等性能均优于锆-4合金。这种合金已用于实验燃料组件的包壳和结构材料。

2.4 数字化仪控系统的推广

20世纪90年代前建成的核电厂的仪控系统均采用了模拟系统。由于IT技术的飞速发展, 这种系统的性能已大大落伍, 设备老化和过时, 备品备件的采购已十分困难。因而更换成数字化仪控系统已经是大势所趋。与模拟仪控系统相比, 数字化仪控系统具有很大优越性, 如可靠性好, 精度高, 漂移少, 可测试性与可维修性强, 人机界面友好, 而且增加了网络通信、故障诊断和故障定位能力, 特别是能将各种数据库、知识库和专家系统融入系统, 大大强化了系统的控制能力、自动化水平、信息综合处理与显示能力, 显著改善了人机接口。采用数字化仪控系统后的中央控制室给人以耳目一新的感觉。

2.5 自然循环等非能动安全技术的广泛应用

所谓自然循环, 系指在如反应堆这样的闭合回路内, 依靠向下流的冷段和向上流的热段中的流体密度差, 在重力作用下所产生的驱动压头来实现的循环流动。显然只要蒸汽发生器的高度相对于反应堆堆芯足够高, 保证二次侧给水供应, 同时尽可能减少回路阻力, 则反应堆堆芯作为热源、蒸汽发生器作为热阱, 就能在主回路中建立起自然循环。自然循环的这种非能动特色的载热能力可以用来导出反应堆一定功率的热量。自然循环已广泛用作非能动安全手段, 例如在AP1000设计中的非能动堆芯冷却系统及利用对流传热的非能动安全壳冷却系统等。有些小型核电机组的设计采用全自然循环, 完全靠自然循环带出堆芯的全部发热量。

2.6 核电厂延寿的技术准备

现今运行压水堆核电厂的设计寿命为30~40年。有相当一批电厂, 特别是美国的早期核电厂正步入其后半生。但这些核电机组通过20年左右持续不断地在停堆换料中安排的整改, 技术上已有很大改进, 运行业绩相当好。对核电业主而言, 早

已折旧完毕的核电厂若能延寿运行, 则会在可以接受的安全前提下带来可观的经济效益。许多美国核电厂向美国核管会提出延寿申请并获得批准。这就大大激发了其他业主的热情, 可以预期核电厂延寿会成为一种风气。但是延寿并不是一件容易的事。业主必须提供充足的证据, 证明其机组的系统设备足以再安全可靠地运行20年; 对有缺陷的设备则说明将采取何种补救措施或予以更换, 这样方可获得安全当局的批准。美国核电运行研究院(NPO)特别强调水化学和辐照环境对设备的影响, 提出了加强对应力腐蚀裂纹和辐照加速的应力腐蚀裂纹的发生及早期扩展过程的研究。他们提出的将性能监测和纠正措施、预防性检修和长期规划集成起来的理念非常具有借鉴意义。该方法将监测、评估、维修、预防和长期计划有机地结合起来, 无疑对于延寿申请文件的准备是非常有益的。

3 结束语

随着人类社会的进步, 在对电力需求增加的同时, 保护环境的呼声愈来愈高, 全面、协调、可持续发展, 建设和谐社会的愿望已日益深入人心。核能的作用将得到更为突出的体现。美国在核电停止发展20多年后, 重新走上核电复苏的道路。许多发展中国家也希望发展核电。我国政府于2006年制定了核电中长期发展规划, 决定到2020年建成4000万kW核电, 在建1800万kW。核电面临大好的发展机遇。因此, 自主创新, 中外结合, 不断研发新的压水堆技术, 使我国核电“又好、又快、又安全”地发展, 跻身于世界先进行列是我国核科技人员的神圣使命和崇高职责。■



作者简介:

张禄庆(1945-), 江苏句容人, 博士, 研究员, 政府特殊津贴获得者。曾任武汉核动力运行研究所副所长, 主管科研生产, 负责大亚湾核电厂蒸汽发生器役前检查工作; 1991年11月赴奥地利任中国常驻国际原子能机构代表团一等秘书; 1994年10月回国任中核总核电局副局长, 负责泰山三期重水堆项目引进谈判协调, 以及国产1000MW级核电机组的标准化设计协调; 同时负责军用核动力科研技术协调; 任军工部副主任(正局级)、高新工程办公室主任。现任中核集团公司科技委常委。