

新一代重水慢化压水堆技术

阮养强 苏忱骥 (AECL上海技术合作中心, 上海 200030)

孙玉良 (清华大学核能技术设计研究院, 北京 100084)

摘要: 为适应电力体制改革后竞争日趋激烈的电源市场要求, 新一代基于重水慢化的压水堆设计ACR(先进CANDU堆)将大幅度降低单位造价、显著缩短建造周期、进一步降低平均发电成本, 同时提高固有安全和非能动安全可靠性能, 继续改善核机组的运行性能, 并且为实际应用先进燃料循环创造更有利的条件。ACR采用了渐进革新式的发展策略, 既保留CANDU重水堆的基本特点和相关的发展优势, 又应用一些关键性的技术革新, 包括使用稍加浓铀燃料和轻水冷却剂, 从而为融合当代先进重水堆和先进轻水堆的优点创造条件。它有利于充分发挥本土现有核电技术产业在技术、人才、燃料资源和制造能力方面的优势, 促进核电本土自主化能力和竞争力的发展; 可以高效利用多种核燃料资源, 包括压水堆乏燃料、快中子增殖堆或其它转换堆生产的易裂变核燃料以及钍铀混合燃料等, 从而为核电大规模可持续发展奠定现实的基础。

关键词: 新一代反应堆 ACR 重水慢化 先进燃料循环 可持续发展

Abstract: To meet the increasingly more competitive electric power markets after deregulation, ACR design—the Advanced CANDU Reactors with heavy water as moderator and light water as coolant, is targeted to significantly cut specific capital cost, shorten construction schedule, reduce average electricity production cost; in the same time, it provides enhanced inherent and passive safety features as well improved operational performance, and promotes practical implementation of advanced fuel cycles. Evolutionary innovation approach is adopted for the ACR design, it is soundly based on the proven CANDU essential features and associated development flexibilities, while some enabling technologies and new design features are creatively incorporated, including a tight lattice core with the use of slightly enriched uranium fuel and light water coolant. This allows ACR to combine the best of advanced heavy water reactors and advanced light water reactors. It provides a cooperative platform to fully utilize the existing strengths of domestic nuclear power technological industry in technologies, human resources, fuel resources, and manufacturing capabilities; this will advance the self-reliance capability and competitiveness of the domestic nuclear power sector; the ACR type reactors can also efficiently utilize various fuel resources, such as fissile material remaining in spent PWR fuel, generated by fast neutron breeding or transforming reactors as well as thorium-uranium mixed fuel, thus contributing to the long-term and large-scale sustainable development of nuclear power.

Key words: New Generation Reactor ACR Heavy Water Moderator Advanced Fuel Cycles Sustainability

半个世纪以来, 核能发电已经成为多数发达国家和一些快速发展中国家为实现经济和社会可持续发展的一个主要电力生产方式, 每年为全世界提供了近五分之一的电能。全世界累积超过一万个堆年的核电厂运行实践表明, 三大主流商用堆型, 即压水堆、沸水堆和重水堆, 不仅安全可靠, 有利于环保, 而且在很多电力市场上核电的全寿期平均单位发电成本比火电更有竞争力。由于各国为实现环保目标而加大力度限制燃煤发电产生的废物排放, 同时快速膨胀的燃气发电又可能面临未来燃料价格飙升的威胁, 而大量早期建设的核电机组将逐步退役, 因此, 核电正在迎来一个新的发展机遇。但是, 由于全球性电力市场体制改革浪潮的兴起, 特别是随着竞价上网机制的引入和独立发电公司的崛起, 电源市场的竞争将日趋激烈, 核电的进一步发展面临新的挑战。为了保护投资和实现较快的投资回报, 未来发电企业将对核电机组的经济竞争能力和安全可靠性等提出更高的要求; 20世纪80、90年代推出的一些改进型设计

综述
核电设计
工程管理
工程建设
运行维护
核安全
核电前期
核电论坛
核电经济
核电国产化
质量保证
核电信息

大多已无法满足这种新要求，特别是在经济性指标方面。为适应电力市场体制的这种结构性变革，核电不仅要在长期稳定的平均发电成本方面比煤电和气电有更明显的优势，而且在单位造价和初始投资总量上也必须大幅度降低，建造周期要明显缩短；另一方面，核电厂的安全可靠性要进一步改善，易裂变核燃料的利用率和长期可持续供应能力要进一步提高，废料的处理和防核扩散问题也要逐步得到解决。

为迎接这种挑战和机遇，一些国家的核电设计公司，或单独或联合，正在掀起新一轮的技术开发热潮：为满足未来不同时期电源市场的需要，已经提出了各种各样的新一代核电产品或初步概念。这些设计按慢化剂性质可分成四大类：以重水、轻水或石墨为慢化剂的三大类热中子堆，加上不需要慢化剂的快中子增殖堆或其它类型的转换堆。本文主要介绍由加拿大原子能公司主导开发的新一代基于重水慢化轻水冷却的先进CANDU堆（Advanced CANDU Reactor，简称ACR）技术的发展特点。先以中国秦山三期即将建成投产的CANDU-6机组为例，介绍重水慢化加压水堆和普通压水堆型核电厂之间的主要相似性和差异性。新一代产品设计ACR除了保留久经验证的CANDU基本特点和发展优势之外，还采用了一些关键性的技术革新，包括基于稍加浓铀燃料和轻水冷却的密栅式堆芯设计，从而为融合当代先进重水堆和先进轻水堆的优点创造了有利条件。ACR的堆芯尺寸显著缩小，堆芯物理和安全特性得到显著改善，所需重水的量大幅度减少，相关系统得到极大简化，蒸汽参数提高带来热效率的显著提高。由于ACR的工程改进是成熟渐进的，是基于现有成熟商用核电机组技术和经验，所以很快就可以投放市场；而它在造价的突破，在安全性、可建造性和易运行性等方面的显著改进，则为电力企业提供了一个可以与煤电和气电相竞争并且符合环保发展大趋势的电源选择方案。另外，ACR的设计理念有助于发挥中国现有核电技术产业的的优势，促进本土自主化能力的发展，带动相关产业的发展和升级，包括推动易裂变核燃料产业和核电业的长期可持续发展。

1 CANDU型反应堆的特点

由加拿大原创开发的CANDU型反应堆是目前世界上已经发展成功并且经济性和安全性较好的三大商用核电堆型之一。CANDU核电厂与普通的压水堆（PWR）核电厂之间有极大的相似性，据估计，CANDU与PWR电厂大约75%以上（按价格计算）的设备基本上是相同的。首先，它们的常规岛部分所采用的汽轮发电机等一系列设备和相关技术基础基本上是一样的；其次，它们的核蒸汽供应系统也是类似的。为了利用核裂变时释放在堆芯中的能量来发电，两者所采用的办法都是通过高压泵把冷却剂不断输送入堆芯，冷却剂在快速冲刷流过核燃料棒表面的同时不断地把热量带出，然后在蒸汽发生器的U型管内把热量传递给管子外侧的水，而水沸腾所产生的高温高压蒸汽则被用来推动汽轮发电机组发电。除了反应堆本体之外，CANDU与PWR的核蒸汽供应系统所用到的一些主要设备，如蒸汽发生器、冷却剂循环泵等也都是类似的。所以，多年来在发展压水堆技术过程中所建立起来的技术产业基础和制造能力，除了省去庞大和技术较复杂的压力壳之外，大多可以用到CANDU型核电厂。对ACR而言，由于也采用了轻水冷却剂和加浓铀燃料，重水的用途将只限于慢化剂侧，与普通压水堆技术相同部分的比例会更高；原则上除了堆芯之外，很多部分甚至可以通过协调设计成一样。

1.1 CANDU堆芯的四个基本特点

PWR和CANDU这两种类型的核电厂之间的关键差异在于反应堆堆芯，两者在设计理念上的差异决定了很不相同的发展潜力和灵活性。归纳起来，CANDU堆芯有四个基本特点：1）单独分开的低温低压重水慢化剂，2）水平压力管栅式堆芯，3）简单短小的燃料棒束组件设计，4）带功率运行时不停堆换料。

PWR堆芯承压部分是一个庞大的高压容器，所有的燃料组件、控制棒组件、兼作慢化和冷却用的加压水，以及其它堆内构件全部包含在里面。而CANDU堆芯的承压边界是由几百个小直径的水平压力管组成，每根压力管内装有简单短小的燃料棒束，高压冷却剂从棒束中间的缝隙间冲刷流过，同时不断地把燃料元件中的热量带走。以每个压力管为中心而构成的这些燃料通道组件，从一个卧式圆筒形排管容器的两端面贯穿，而通道与通道之间是相互独立并且每个燃料通道的外侧面与重水慢化剂相接触。排管容器尺寸虽然也较大，但它内部充满的是低温低压的重水慢化剂。

由于燃料棒束组件简单短小，又加上反应堆堆芯是水平管道式的，这为不停堆双向装卸燃料创造了有利条件。在换料的时候，两台换料机分别与一个通道的两端对接，一端将燃料棒束一个个推入燃料通道，顺着冷却剂流动的方向将其推入堆芯；另一端接收卸出的乏燃料棒束。换料可以在反应堆带功率运行时进行，整个操作过程从控制室通过计算机系统按预编程序遥控自动完成。对秦山三期的CANDU-6机组而言，有380燃料通道，共装有4560个燃料棒束，一般平均每天对两个通道进行换料，每次换掉一个通道12个燃料棒束中的8个。CANDU不停堆换料带来的好处是多方面的，它不仅避免了因换料而需要周期性的强制停堆，更重要的是它提供了一种强有力和灵活的核燃料管理手段，可以用来优化堆芯中子物理特性，包括使反应堆的后备反应性降低到最小，并优化中子通量和功率的平稳分布。

CANDU基本特点的形成原因可以追溯到五十多年前加拿大刚开始发展核电反应堆时的特殊国情条件，特别是当时的资源状况（要求能够利用天然铀而不是加浓铀），人才和技术力量（要发挥加拿大在重水研究堆技术和人才方面的优势），市场因素（要能够与当时安大略省的煤电竞争）和工业基础（要与加拿大当时相对薄弱的工业基础相适应）。为了确保设计出的反应堆能够利用易裂变核素铀-235富集度极低的天然铀，要求对裂变产生的中子利用率极高，因而必须使用对中子吸收极少的重水作慢化剂。初始方案曾提出采用立式堆芯和耐高温高压的钢制大容器；而经济性分析结果表明，为了与当时的煤电竞

争，商用核电厂的功率至少要200 MW以上，而相应的压力容器尺寸已远远超出了加拿大当时的制造能力。为解决这个矛盾，最终采用了压力管燃料通道式的堆芯结构，这不仅简化了堆芯和燃料的支承结构，同时使不停堆双向装卸燃料成为可能。自1962年加拿大建成了世界上第一个CANDU原型堆示范电厂NPD（20 MW）以来，全球已建成的CANDU机组共有30多座，大部分是分布在加拿大国内。

从80年代中期开始，CANDU产品逐步进入国际市场，在世界核电不太景气的情况下，这种堆型仍然较快地发展到了加拿大以外的6个国家。仅从1991年以来就有7个CANDU机组项目签约，其中四个已经全部按时按预算建成投产，三个在韩国，一个在罗马尼亚；另外，秦山三期的两台CANDU-6机组也即将建成投产，还有罗马尼亚的第二个CANDU机组正在建设中。

CANDU基本特点经受了几十年来的实践检验，相关的一些发展优势为这种反应堆技术的不断发展改进创造了有利的条件。

1.2 燃料和设备制造易于实现本土化

燃料棒束组件设计是CANDU堆很有特色的一个方面。它的外形短小，长约50 cm，外径10 cm；结构也简单，目前CANDU-6用的37-根元件棒燃料组件仅仅由七个简单部件组成。简单短小的燃料组件设计，意味着燃料制造厂投资小，燃料生产成本低，燃料和相关运行管理费用低。所有引进CANDU机组的国家，在建成第一个机组后都很快就实现了燃料组件制造的国产化，这包括工业基础比较薄弱的国家，如阿根廷和罗马尼亚等。中国包头核燃料厂也很快建成投产，并为秦山三期的CANDU堆提供燃料组件。

由于整个反应堆基本上是由大量完全一样的小模块组合而成，避开了庞大高压容器和复杂燃料组件的制造，所以CANDU技术相对来说更容易实现本土化。印度是一个很好的例子。对于已经拥有PWR技术和设备制造经验的国家，CANDU技术和设备制造的全面国产化会更加迅速，需要的额外投入较少。韩国是一个很好的例子，不仅实现了CANDU机组设备的大规模国产化，并且很快就开始参与国外同类机组项目分包，包括提供设备和技术服务。

1.3 高中子经济性和燃料循环灵活性

CANDU四大基本特点共同带来的一个突出发展优势是它的高中子经济性，即裂变产生的中子浪费少，而更多中子用于引发新的裂变或者转换产生新的易裂变核，从而提高了核燃料的利用率。由于采用了重水作慢化剂，重水对快中子的慢化能力较强，而它的中子吸收截面极低（还不到轻水的1/650）。另外，不停堆换料、简单的燃料组件设计和堆芯中含较少对中子有害的材料，也显著减少了中子的损失。CANDU高中子经济性直接体现在很高的核燃料利用率上。比如，在使用天然铀的CANDU-6核电厂，生产单位电能所需的天然铀量要比通常的压水堆少30%；加上燃料组件设计简单，制造成本低，燃料破损率低，运行性能良好，燃料在堆外也不必担心发生临界性事故，操作费用低；另一方面，虽然因使用天然铀产生乏燃料量比较大，但是由于燃耗低从而裂变产物的浓度低，因而释热少、毒性小和屏蔽要求低等原因，每度电的平均乏燃料处置和贮存费用与PWR相当或更低。所以，研究表明CANDU天然铀燃料循环每千瓦时的总费用还不到PWR的一半。

另一方面，由于良好的中子经济性、不停堆换料和简单的棒束组件设计这些优点的组合，CANDU反应堆是现有动力堆中唯一能够提供充分灵活性、不需大的改动就可以使用多种核燃料的堆型，因而具有长期发展的生命力。除了天然铀之外，可以实际应用的燃料包括稍加浓铀、轻水堆乏燃料后处理回收铀、各种含铀的MOX燃料、铀或钚驱动的钍燃料、轻水堆乏燃料的直接利用和后处理产生的一些高放长寿命锕系废物等。这种燃料循环方面的优势意味着，在近期可以显著提高易裂变铀资源的利用率，在远期即使易裂变铀资源变得匮乏或昂贵时仍可确保易裂变核燃料的长期稳定供应，而且同一种成熟经济的热中子堆可以长期为核电的持续大规模发展发挥作用。

1.4 固有和非能动安全性特点

同其它水堆一样，CANDU堆对燃料温度的快速变化有很强的和非常迅速的负反应性反馈抑制能力，这是根本的固有安全特性。除此之外，CANDU的设计特点还为提高反应堆的固有安全性创造了一系列有利的条件。比如，由于反应性控制装置的工作环境是低压低温的慢化剂，控制棒靠重力和弹簧加速下落，液体中子毒物注入靠压缩气体，这种依靠自然力的动作安全可靠，从而避免了高压水力弹棒等一类事故。

又如前面已经提到过，不停堆换料可以使过剩反应性维持在最低的水平（大约为压水堆燃料循环初期的1/10），因为燃耗引起的反应性降低可以不断通过更换燃料得到补偿。控制装置的反应性总价值很小（典型值是大约20 mk），在控制系统故障时单个控制装置的价值和可能引入最大正反应性价值也是很小的，因而从根本上提高了堆的固有安全性。不停堆换料功能也可以用来将破损的燃料棒束及时移出堆芯，使热传输系统维持非常低的裂变产物的放射性水平，符合合理可行尽量低的安全性原则；而其它水堆，破损的燃料要在堆内停留相当长时间直到下一次停堆才能取出，会增加对冷却剂系统的放射性污染。

由于CANDU堆使用重水慢化，中子的寿命较长，运行参数的扰动引起反应堆功率变化的速度较慢，这种慢特性使得反应堆的控制相对容易。低温低压的慢化剂环境和燃料通道式的堆芯便于对中子通量和其它重要参数进行详细测量，这对全面了解和监控反应堆的动态特性非常有利。

除了有利的固有安全特性之外，CANDU堆还设置了一系列专设安全系统，除了其它水堆通常有的之外，还特别包括了前面提到过的装有两套冗余、完全独立、基于不同原理、隔离开的以及可以在运行时随时进行测试的快速停堆系统。快速停堆系统与运行控制系统相互独立，不共用设备。

1.5 全数字化计算机控制和运行高度自动化

良好的堆芯物理动态特性，反应性控制装置处在低温低压的工作环境，管栅式堆芯便于通量和其它重要参数的测量，这些都为CANDU堆最先实现全数字化计算机控制和运行的高度自动化以及将来朝智能化方向发展创造了有利的条件。1971年投入运行的第一个大型商用CANDU机组（Pickering）就大规模应用了数字化计算机直接控制，而现代的CANDU-6机组（如秦山三期机组）的数字化控制也早已经全面应用到了反应堆功率控制，热传输系统控制，蒸汽发生器二次侧控制，汽轮机控制，装卸料机不停堆换料控制，报警、显示和其它信息处理等方面。有两台计算机同时运行，每一台都能完全独立进行全厂控制，当一台万一出现故障则自动切换到另一台；如果两台计算机同时出现故障，则自动停堆。只有在较小的局部回路上采用了常规的模拟控制仪表，但同时为所有安全相关系统设置了常规显示和报警信号仪表，以便在两台计算机都发生故障并自动停堆后，可以对全厂安全进行监控。

新一代设计将进一步应用先进信息和控制技术，控制中心将进一步朝智能化的全面监控和信息中心方向发展。

1.6 防御严重事故的特性

以上谈到的主要是有关正常运行时的特性，而CANDU设计特点也有利于防御严重事故。首先，由于堆芯中的承压边界是由分散到了几百个小直径的压力管组成，在一些假想的严重事故条件下，虽然个别压力管可能失效，但不会发生不可接受的压力边界整体丧失的极端严重事故。所以，这时压力管所起的作用就象保险丝一样，加上高度可靠的两套快速停堆系统，因而事实上可以排除轻水堆必须考虑的发生高压熔融喷射的可能，从而避免危及安全壳屏障。

对于CANDU型反应堆来说，由于堆芯结构的特殊性，在大破口失水事故加上堆芯应急冷却系统失效这种双重事故叠加的情况下，慢化剂仍然可以起应急热阱的作用，保持燃料通道的完整性。在燃料完全失去冷却的情况下，压力管变形下塌，与燃料通道外层的排管接触，这样燃料中的热量可以传给与排管外表面接触的慢化剂，可以有效避免燃料的大规模熔化，从而保持压力管的完整性。

除了慢化剂之外，CANDU堆还有一个额外的非能动应急热阱。由于整个排管容器外侧表面是浸泡在大容量的屏蔽水池之中，即使发生了极不可能的大破口失水事故又同时加上堆芯应急冷却系统失效，再加上慢化剂任其烧干这样三重事故叠加的假想情况，堆芯可能会严重变形，一些燃料通道会逐渐熔化坍塌到排管容器底部，但热量还可以传给体积很大的屏蔽水。因此，排管容器起一种“堆芯捕集器”的作用，避免因熔穿而影响到安全壳。在新一代设计中，可通过在慢化剂系统、屏蔽水系统和安全壳系统引入更多的非能动安全排热功能，将进一步朝着降低甚至避免需要场外应急响应要求的方向迈进，以便从根本上减少或彻底消除公众对核电安全性方面的顾虑。

2 新一代先进重水慢化反应堆（ACR）的设计

AECL正在进行新一代产品系列ACRTM设计计划，目前的重点是七十万千瓦级的产品ACR-700TM和百万千瓦级的ACR-1000TM，新产品可望在2005年准备好并投放市场。新产品设计ACR-700在单位造价上要比目前这一代设计至少降低40%，即隔夜价每千瓦1000美元以下，总的项目时间从签约到商业运行缩短到48个月（建造时间36个月），机组寿期平均容量因子可以达到90%以上；概率安全指标至少满足国际上对新一代设计的要求，堆芯严重损坏总概率 $\leq 10^{-5}$ / 堆年，大量释放事故概率 $\leq 10^{-6}$ / 堆年。

AECL在开发设计ACR时仍然沿用渐进革新的发展策略，将保留CANDU的基本特点，使新产品基于多年来积累起来的技术知识和丰富的工程经验的可靠基础之上，并且同时继承和发挥这种堆型在燃料和设备易于制造和本土化，高中子经济性和燃料循环的灵活性，固有和非能动安全特性，全数字化控制和运行高度自动化，防御严重事故的能力等方面的发展优势。新设计采用了以下关键技术革新：

- (1) 新型燃料组件设计（CANFLEX），
- (2) 稍加浓铀燃料和轻水冷却剂，
- (3) 紧密栅距的堆芯设计，

(4) 改进燃料通道的运行性能,

(5) 强化非能动安全排热,

(6) 应用智能运行支持技术。

针对稍浓铀燃料和轻水冷却剂,堆芯物理设计进行了重新优化,相应地系统设计也进行简化和优化。为大幅度缩短建造工期,从产品设计的一开始就贯彻应用高效建造和安装策略,将大量采用模块化技术和预制组合件等方法。ACR-700高达40%的单位造价大幅度降低,主要是通过以下几个方面来实现的:重水的减少及相关系统的简化(大约7.5%),反应堆尺寸的缩小(大约6%),蒸汽动力循环系统改进(大约7%),系统部件和设备(如装卸料机)的简化(10%),建造设计的改进(4%),产品提交方面的改进(大约5.5%)等。根据一家著名能源咨询公司针对一些主要市场进行的独立评估分析,ACR-700的平准化平均发电成本明显小于3美分/kWh。

2.1 堆芯设计的革新和优化

堆芯中子物理的优化设计为实现经济性指标创造基本条件,同时还考虑到改进安全性、简化许可证的申请过程、改善反应堆的可控性和减少废料体积等要求。堆芯物理设计时进行的重要革新包括:采用加装稍浓铀燃料的CANFLEX新型燃料组件,减小燃料通道之间的栅距,用轻水作冷却剂。优化设计的结果是一个栅距紧密的堆芯,燃料通道中心线之间的间距从28.575 cm减小到22 cm。类似于CANDU-6的功率水平,新设计堆芯的排管容器内径减小约1/3,表1给出了堆芯其它参数的比较。

由于模块化堆芯的优点,为提高功率输出可通过增加燃料通道数目,以满足不同的业主要求;比如功率升到120万kW,只需480个燃料通道,而这种百万千瓦级堆芯的排管容器直径比目前CANDU-6的还要小大约1 m。ACR-700TM参考设计的燃料富集度为2.0%的U-235,中心元件棒中装有少量的可燃毒物镅,堆芯平均燃耗可达20.5 MWd/kg(U),大约是目目前CANDU-6的三倍,这使得单位能量相对应的乏燃料体积显著减少。

堆芯中子物理特性和安全特性得到显著改善。在假想的极端事故工况下,如果高压冷却剂轻水进入并灌满一个燃料通道压力管和排管之间的空间,则引入负反应性, -0.24 mk;因此,压力管泄漏将自动引起功率降低。但是,如果低压慢化剂重水进入并灌满该空间,则引入微正的反应性, +0.08 mk;这将使功率有小的上升,控制系统的动作就可以迅速使其回落。在假想大破口事故条件下,整个堆芯冷却剂空泡化的反应性引入为负值, -3 mk。由于空泡反应性是微负值,即使在发生了假想大破口事故条件下,并且假设没有任何安全系统干预,堆功率也会自动下降,并且最终使反应堆关闭,因而是固有安全的。

表1 堆芯物理设计参数比较

	CANDU-6	ACR-700TM参考方案
燃料通道数	380	280
热功率 [MW (t)]	2064	1982
总电功率 [MW (e)]	728	731
栅距 [mm]	286	220
铀-235浓度 [wt% 235U]	0.71	2.0
堆芯平均燃耗 [MWd/kg (U)]	7.5	20.5
最大燃料元件燃耗 [MWd/kg (U)]	17	26
满功率时平均每日换棒束数目	16	5.8
满功率时平均每日要换料的通道数	2 (8-bundle shift)	2.9 (2-bundle shift)
最大时均通道功率 [MW]	6.7	7.5
最大时均棒束功率 [kW]	800	874
最大瞬时通道功率 [MW]	7.0	7.8
最大瞬时棒束功率 [kW]	875	900
最大瞬时元件线功率 [kW/m]	54	51

因为通量分布稳定均匀,ACRTM堆芯的径向功率分布因子(平均值/最大值比率)高达0.93。由于CANFLEX新型燃料组件采用更细的43根元件棒和强化传热措施,在相同组件功率条件下元件棒的线功率比目前的37根燃料组件要低大约20%,另外CHF强化技术使通道的临界功率至少提高10%,而且还可以进一步

改进。新型燃料组件的应用加上平坦的通量及功率分布,使热工裕量显著提高,这使得ACRTM堆芯可以在更高的单个燃料通道功率和燃料棒束功率水平上安全运行,而不会影响燃料的安全性。

新的堆芯设计保留了CANDU堆燃料循环的灵活性,特别适合烧含钚的燃料。详细的堆物理仿真计算表明,如果烧各种含钚驱动的燃料MOX和钍燃料,中心元件棒不需要加装任何可燃毒物,冷却剂空泡反应性自动变成负的。由于极好的堆芯物理特性,并且可以不停堆换料,整个堆芯都可以100%应用这些先进燃料循环。

2.2 系统设计优化

由于采用了稍加浓铀燃料和轻水冷却,加上堆芯尺寸的显著缩小,不仅所需的重水量大约减少了75%,而且相关的高压高温重水系统和设备可以得到显著简化,包括去掉一些不必要的系统。由于应急冷却水与主热传输系统中的冷却水都是轻水,两者之间的界面变得简单和更加可靠。系统复杂性的降低,从而有利于机组造价的进一步降低,减小维修的复杂性,加速调试过程等。对于ACR-700参考方案,堆芯体积减少60%,相应地安全壳厂房体积可显著减小。由于冷却剂压力和温度参数提高,可以只用两个蒸汽发生器,同时汽机尺寸和相关设备也相应缩小。这些也有利于改善造价和运行经济性。

在现有CANDU堆固有安全性特点和专设安全系统的基础上,新设计的堆芯物理特性和安全特性又有显著的改进。安全性进一步强化的重点放在提高安全性裕量,安全相关系统的性能、可靠性和安全隔离;同时,在现有CANDU的基础上,增加一些非能动安全排热系统,包括安全壳中长期性的非能动衰变热排出系统,非能动慢化剂排热系统等。

全厂布置紧凑,节省场地。核岛部分主要包括反应堆安全壳主厂房和辅助厂房,安全壳内包含了核蒸汽供应系统的大部分,安全壳本体采用钢衬里预应力钢筋混凝土结构,内径大约38 m,高大约53 m,所以尺寸比CANDU-6的小。常规岛部分主要是汽机厂房、维修服务厂房和其它辅助性构筑物。

在新一代设计ACRTM中,通过优化主热传输系统压力和温度,二次侧的蒸汽参数和系统可以设计成与压水堆一致。这非常有利于同时拥有这两种堆型的国家,通过协调设计,共同促进相关技术和设备的多方面应用。

2.3 建造性能的设计优化

为了实现在48个月内完成从签约到服役之间的所有工作这样的挑战性目标,在新产品概念设计的最初阶段就同时开始研究最佳的建造和安装策略,并且将其纳入设计要求,使其成为各相关设计者从最开始的初步方案一直到最终的详细设计整个过程中所关注的焦点之一。为了大幅度缩短工期,以往项目实施中大量串联进行的活动组合成可以平行进行,这包括大量采用模块化设计和预制组合件,并借助开顶式施工和特大型起重机进行安装。在秦山三期项目中已经采用的先进施工方法和一些先进的电子化辅助工具,包括三维数字化模型将全面应用,同时其它核电项目或非核项目的在模块化设计和施工方面的大量成功经验也可以借鉴。

反应堆厂房及内部设备部分的建造通常处在进度表的关键路径,特别是安全壳和反应堆组件。ACR设计参考方案采用的安全壳是属于钢衬里预应力钢筋混凝土结构,为缩短施工时间,将对大量的钢筋铺设和钢衬里也应用模块化和预制组合件方法。由于新设计的堆芯显著缩小,整个反应堆则可设计成一个大模块组合件,包括已装好燃料通道的排管容器、一体化的屏蔽水箱、底部输水管和反应性控制机构平台。

2.4 运行性能的改进优化

新一代设计具有更大的运行安全裕量。它们包括更低的燃料元件棒线功率、更高的临界热流量和压力管性能裕量,以及更高的区域超功率保护裕量。这些方面的强化改进有利于电厂的运行性能和抗老化。AECL正在开发和试用的一整套智能型CANDU运行支持技术将极大地增强电厂在整个寿期内的运行可靠性。这种智能型运行支持技术综合应用了诊断探头、历史数据库、先进的程序以及先进的信息技术,它可以向操纵员提供电厂关键系统、结构和设备当前和未来的状态。这些技术中有一项称为ChemAND的水化学分析和诊断系统,是一个综合性的核电厂水化学信息系统。它具有自动监测、报警、诊断、预测和分析程序在线执行等功能。在满功率运行状态下,该系统可监测热传输系统、慢化剂覆盖气体、环隙气体和蒸汽循环中的关键参数。它还可监测包括应急堆芯冷却系统在内的安全相关系统内的化学成分和化学性质。一台ChemAND系统的样机正在一个CANDU-6核电厂中试用。另一项是称为ComAND的设备分析和诊断系统,它将提供有关电厂重要设备的状况信息,将引入系统健康状态监测器,以测量影响热工性能的热传导、流量和其它参数,从而得出热工裕量。这个系统不仅有利于电厂的最优化运行,而且还可避免由于过早老化效应而导致性能下降问题。

3 结束语

基于重水慢化轻水冷却的新一代核电反应堆产品设计，既保留经长长期实践验证的CANDU重水堆的基本特点和相关的发展优势，又逐步应用一些关键性的技术革新，同时把当代先进重水堆和先进轻水堆的一些优点结合了起来。新设计省掉了绝大部分重水，而且使堆芯尺寸显著缩小，堆芯物理和安全特性得到显著改善，相关系统得到极大简化。新设计将大幅度降低单位造价和发电成本，显著缩短建造周期，因而从根本上提高核电相对于低价火电的经济竞争力。它不仅在经济性上有较大突破，在安全性、可建造性和易运行性方面都有显著的改进，在工程设计成熟性方面也显示了突出的优点；显示了良好的发展前景，因而引起了世界电业界的广泛关注。

由于ACR所依赖的主要产业技术基础与压水堆一样，但省去了庞大的压力壳，所以它可以更充分发挥现有压水堆的技术、人才资源和制造能力的优势以加速核电产业的发展和尽快参与国际市场竞争；又由于高中子经济性的优点，它可以直接利用压水堆的乏燃料或其后处理回收的铀和钚，也便于发展成理想的以烧钚铀混合燃料为主的先进堆，还可以高效率地利用由其它先进增殖或转换堆生产的铀或钚燃料。因而，它对促进本土自主化能力的发展与提高核电业的竞争能力，提高易裂变核燃料的利用率，具有现实意义；它对奠定以核燃料循环灵活性为核心的未来核电大规模可持续发展具有长远的战略意义。