

第四代核能系统

概述

第四代核能系统是一种具有更好的安全性、经济竞争力，核废物量少，可有效防止核扩散的先进核能系统，代表了先进核能系统的发展趋势和技术前沿。

1999年6月，美国能源部（Department of Energy, DOE）核能、科学与技术办公室首次提出了第四代核电站（以下简称第四代核电）的倡议。2000年1月，DOE又发起、组织了由阿根廷、巴西、加拿大、法国、日本、韩国、南非、英国和美国等九个国家参加的高级政府代表会议，就开发第四代核电的国际合作问题进行了讨论，并在发展核电方面达成了十点共识，其基本思想是：全世界（特别是发展中国家）为社会发展和改善全球生态环境需要发展核电；第三代核电还需改进；发展核电必须提高其经济性和安全性，并且必须减少废物，防止核扩散；核电技术要同核燃料循环统一考虑。会议决定成立高级技术专家组，对细节问题作进一步研究，并提出推荐性意见。

同年5月，DOE又组织了近百名国内外专家就第四代核电的一般目标问题进行研讨，目的是选出一个或几个第四代核电的概念，以便进一步开展工作。2001年7月，上述九国成立了第四代核能系统国际论坛（Generation IV International Forum, GIF）并签署了协议。2002年9月19日至20日，GIF在东京召开了会议，参加国家除上述九国外，还增加了瑞士（2002年2月加盟）。会上各国对第四代核电站堆型的技术方向形成共识，即在2030年以前开发六种第四代核电站的新堆型。

核电站的分代标志

第一代（GEN-I）核电站是早期的原型堆电站，即1950年至1960年前期开发的轻水堆（light water reactors, LWR）核电站，如美国的希平港（Shipping Port）压水堆（pressurized-water reactor, PWR）、德累斯顿（Dresden）沸水堆（boiling water reactor, BWR）以及英国的镁诺克斯（Magnox）石墨气冷堆等。

第二代（GEN-II）核电站是1960年后期到1990年前期在第一代核电站基础上开发建设的大型商用核电站，如LWR（PWR, BWR）、加拿大坎度堆（CANDU）、苏联的压水堆VVER/RBMK等。目前世界上的大多数核电站都属于第二代核电站。

第三代（GEN-III）是指先进的轻水堆核电站，即1990年后期到2010年开始运行的核电站。第三代核电站采用标准化、最佳化设计和安全性更高的非能动安全系统，如先进的沸水堆（advanced boiling water reactors, ABWR）、系统80+、AP600、欧洲压水堆（European pressurized reactor, EPR）等。

第四代（GEN-IV）是待开发的核电站，其目标是到2030年达到实用化的程度，主要特征是经济性高（与天然气火力发电站相当）、安全性好、废物产生量小，并能防止核扩散。

目前，全世界核电站每年发电量约为2500亿千瓦时，占世界总发电量的17%，其中法国核电已占全国总发电量的79%。截止2002年底，全世界正在运行的核电机组为444台，其中压水堆为262台，占59%，在建的50台核电机组中，压水堆为31台，占62%。因此，压水堆核电站是当前世界核电的主流堆型。

第四代核电站的开发目标

美国开发第四代核电站的初衷主要是防止核扩散，目标是开发出面向发展中国家的超长寿命堆芯的密闭型小型反应堆核电站。但是经过2000年5月的“国际工作小组”会议以及GIF在2000年8月的汉城会议和2001年3月的巴黎会议等，美国采纳了其他成员国的意见，决定开展概念更广的新一代核能系统的开发。第四代核电站的开发目标可分为四个方面。

核能的可持续发展 通过对核燃料的有效利用，实现提供持续生产能源的手段；实现核废物量的最少化，加强管理，减轻长期管理事务，保证公众健康，保护环境。

提高安全性、可靠性 确保更高的安全性及可靠性；大幅度降低堆芯损伤的概率及程度，并具有快速恢复反应堆运行的能力；取消在厂址外采取应急措施的必要性。

提高经济性 发电成本优于其他能源；资金的风险水平能与其他能源相比。

防止核扩散 利用反应堆系统本身的特性，在商用核燃料循环中通过处理的材料，对于核扩散具有更高的防止性，保证难以用于核武器或被盗窃；为了评价核能的核不扩散性，DOE针对第四代核电站正在开发定量评价防止核扩散的方法。

第四代核电站的概念

DOE于2001年4月征集到了12个国家的94个第四代核电站反应堆系统，其中水冷堆28个，液态金属冷却堆32个，气冷堆17个，其他堆型17个。

2002年9月19日至20日在东京召开的GIF会议上，与会的10个国家在上述94个概念堆的基础上，一致同意开发以下六种第四代核电站概念堆系统。

气冷快堆系统

气冷快堆（gas-cooled fast reactor, GFR）系统是快中子谱氦冷反应堆，采用闭式燃料循环，燃料可选择复合陶瓷燃料。它采用直接循环氦气轮机发电，或采用其工艺热进行氢的热化学生产。通过综合利用快中子谱与铜系元素的完全再循环，GFR能将长寿命放射性废物的产生量降到最低。此外，其快中子谱还能利用现有的裂变材料和可转换材料（包括钍）。参考反应堆是288兆瓦的氦冷系统，出口温度为850℃。

铅合金液态金属冷却快堆系统

铅合金液态金属冷却快堆(lead-cooled fast reactor, LFR)系统是快中子谱铅（铅/铋共晶）液态金属冷却堆，采用闭式燃料循环，以实现可转换铀的有效转化，并控制铜系元素。燃料是含有可转换铀和超铀元素的金属或氮化物。

LFR系统的特点是可在一系列电厂额定功率中进行选择，例如LFR系统可以是一个1200兆瓦的大型整体电厂，也可以选择额定功率在300～400兆瓦的模块系统与一个换料间隔很长（15～20年）的50～100兆瓦的电池组的组合。LFR电池组是一个小型的工厂制造的交钥匙电厂，可满足市场上对小电网发电的需求。

熔盐反应堆系统

熔盐反应堆（molten salt reactor, MSR）系统是超热中子谱堆，燃料是钠、锆和氟化铀的循环液体混合物。熔盐燃料流过堆芯石墨通道，产生超热中子谱。MSR系统的液体燃料不需要制造燃料元件，并允许添加钷这样的铜系元素。铜系元素和大多数裂变产物在液态冷却剂中会形成氟化物。熔融的氟盐具有很好的传热特性，可降低对压力容器和管道的压力。参考电站的功率水平为1000兆瓦，冷却剂出口温度700～800℃，热效率高。

液态钠冷却快堆系统

液态钠冷却快堆（sodium-cooled fast reactor, SFR）系统是快中子谱钠冷堆，它采用可有效控制铜系元素及可转换铀的转化的闭式燃料循环。SFR系统主要用于管理高放射性废弃物，尤其在管理钷和其他铜系元素方面。该系统有两个主要方案：中等规模核电站，即功率为150～500兆瓦，燃料用铀-钷-次铜系元素-锆合金；中到大规模核电站，即功率为500～1500兆瓦，使用铀-钷氧化物燃料。

该系统由于具有热响应时间长、冷却剂沸腾的裕度大、一回路系统在接近大气压下运行，并且该回路的放射性钠与电厂的水和蒸汽之间有中间钠系统等特点，因此安全性能好。

超高温气冷堆系统

超高温气冷堆(very high temperature reactor, VHTR)系统是一次通过式铀燃料循环的石墨慢化氦冷堆。该反应堆堆芯可以是棱柱块状堆芯（如日本的高温工程试验反应器HTTR），也可以是球床堆芯（如中国的高温气冷试验堆HTR-10）。

VHTR系统提供热量，堆芯出口温度为1000℃，可为石油化工或其他行业生产氢或工艺热。该系统也可加入发电设备，以满足热电联供的需要。此外，该系统在采用铀/钷燃料循环，使废物量最小化方面具有灵活性。参考堆采用6

00兆瓦堆芯。

超临界水冷堆系统

超临界水冷堆（super-critical water-cooled reactor, SCWR）系统是高温高压水冷堆，在水的热力学临界点（374℃，22.1兆帕）以上运行。超临界水冷却剂能使热效率提高到目前轻水堆的约1.3倍。该系统的特点是，冷却剂在反应堆中不改变状态，直接与能量转换设备相连接，因此可大大简化电厂配套设备。燃料为铀氧化物。堆芯设计有两个方案，即热中子谱和快中子谱。参考系统功率为1 700兆瓦，运行压力是25兆帕，反应堆出口温度为510～550℃。

原文地址：<http://www.china-nengyuan.com/baike/2534.html>