

先进核动力堆：全球开发工作的要点

许多国家正以今日最好的安全和运行设施为基础

设计和引入新的核动力堆

在世界范围内正在投入大量的人力物力来开发先进核动力堆。包括政府、工业界、电力公司、大学、国家实验室和研究所在内的许多组织参与了这一活动。每年用于开发大的反应堆类型的新设计、技术改进和有关研究活动的开支，估计超过 15 亿美元。

IAEA 通过其核动力计划框架内的活动，正在起着关于这方面的国际性客观参考资料源的作用，资料的内容除了有关全世界的一般发展趋势外，还有目前正在开发的各种概念和这些项目的现状。

先进核动力堆的设计或概念种类繁多，涵盖了各种类型的设计——大多是渐进型的，但亦有需要做大量开发工作的创新型设计。这两类设计之间的天然分界线，在于为了使具有许多创新思想的概念进入商业上的成熟期是否必须建造和运行原型堆或示范堆，因为这样的一座反应堆会占据所需资源的大部分。这两类设计都需要进行工程方面的工作，而且在把渐进类中某个系列的第一座堆或者创新类中的原型堆和/或示范堆的设计固定下来之前，也可能需要进行研究开发工作 (R&D) 和验证性试验。此类 R&D 和验证

性试验的数量，取决于准备引入的创新与已经做过的有关工作的程度，或能够依靠的经验多少。对第二类设计而言，如果某种概念的开发与验证性试验已基本做完且完全可能出现唯一需要就是建示范堆的时候，这一点尤其正确。另一个极端情况是，除了工程工作外，R&D、可行性试验、验证性试验，以及原型和/或示范堆也都是需要的。(见第 20 页方框。) 需要完成的任务很多，它们的相应费用定性地说随偏离现有设计的程度多少而变化。特别是费用会因必需把建反应堆作为整个开发计划的一部分而急剧上升。

Poong-Eil
Juhn, Juergen
Kupitz 和 John
Cleveland

水冷堆开发计划简介

在一些工业化国家中，开发工作主要集中在设计输出功率大大高于 1000 MWe 的大型轻水冷却反应堆 (LWR) 机组上。一般说来，它们的目的在于实现某种改进，使之优于现有设计。对特定设计的变动和修改一般尽可能地小。这样做是为了最大限度地利用已成功证实的设计特点和部件，同时考虑来自现今正在运行的水冷堆机组的许可证审批、施工、调试和运行的经验反馈。

总之，设计改进涉及的面相当宽。新设计的共同目标是提高可靠性、增加便于用户使用的特色性、改善经济性和增强安全性。

Juhn 先生是 IAEA 核动力与燃料循环处处长。Kupitz 先生是该处核动力技术发展科科长，Cleveland 先生是该科高级职员。该处前职员 Tor Pedersen 先生也给本文提供了部分素材。

先进轻水堆(ALWR)。有若干个国家正在开发大型的 ALWR 设计。先进的中型 ALWR 也正在开发,在多数情况下,开发的突出重点是使用非能动安全系统和固有安全设施。

美国。开发 ALWR 方面的重要计划是 80 年代中期由美国先开始实施的。1984 年,在美国能源部的配合和美国核动力堆设计单位的参与下,电力研究所(EPRI)开始了一项旨在拟定电力公司对 ALWR 的要求的计划,以便指导它们的设计和开发工作。几家外国的电力公司也曾参与这项工作,并给这一计划提供经费。最后编写出了电力公司对功率 1200 至 1300 MWe 的大型沸水堆(BWR)与压水堆(PWR)和功率约 600 MWe 的中型 BWR 与 PWR 的要求。

1986 年,在 EPRI 和反应堆设计单位的配合下,美国能源部开始实施一项以新的许可证审批过程为基础的针对渐进型机组的设计认证计划,随后于 1990 年又开始实施一项针对使用非能动安全系统的中型机组的设计认证计划。新的许可证审批过程允许核动力堆的设计者将它们的设计提交美国核管会(NRC)进行设计认证。一旦某项设计得到认证,就可以大量提供标准化的机组,电力公司也就能订到可以相信共同的设计与安全问题已得到解决的机组。这一许可证审批过程将允许电力公司申请建造和运行新核电机组的联合许可证,只要该机组是按预先核准的技术要求建造的,并假定没有出现新的安全问题,则电力公司就可以在施工完成后起该机组。

美国开发的四种先进反应堆设计,已按照美国能源部的 ALWR 计划提交 NRC 进行认证。两种大型的渐进型反应堆——ABB 燃烧工程公司的“系统 80+”和通用电气公司的 ABWR——分别于 1994 年收到了“最终设计核准书”和于 1997 年 5 月收到了“设计认证书”。西屋公司的 600 MWe AP-600 正由 NRC 审查,预计 1998

年 3 月能收到“最终设计核准书”。直到 1996 年年中,通用电气公司开发的 600 MWe 简化型 BWR 也在接受审查,但后来该公司停止了 600 MWe 型的工作,把重点移到了功率更大的机组上。根据《1992 年能源政策法》批准的同一类中的第一个工程计划(FOAKE,核实费用和施工进度计划所需的详细设计)于 1996 年 9 月完成了有关 ABWR 的工作,有关 AP-600 的类似工作正在进行,预定于 1998 年完成。中国台湾的电力公司最近为它的两台新机组选择了通用电气公司的 ABWR 设计,预定于 2004 年投入运行。

法国和德国。在欧洲,法马通公司和西门子公司已经建立了一个联合公司,即核动力国际公司,它正在开发一种新的先进反应堆,即功率为 1500 MWe、带有增强了的安全设施的欧洲压水堆(EPR)。基本设计将于 1997 年年中完成,该设计将由法国和德国的安全主管部门联合审查。这一程序将极大地推动这两个大国的安全要求的实际统一,将来这些要求的适用范围还有可能扩大。西门子公司还正在与德国的电力公司一起开发一种先进的 BWR 设计,代号为 SWR-1000,这一设计将使用许多非能动安全设施,用于触发安全功能、导出余热和导出安全壳内的热量。

瑞典和芬兰。在瑞典,ABB 原子公司在芬兰的芬兰工业电力公司(TVO)的参与下正在开发 BWR-90,作为正在这两个国家中运行的那些 BWR 的改进型。

大韩民国。在大韩民国,从 1992 年开始一直在开发一种先进堆的设计,称为“韩国下一代反应堆”(KNGR),功率为 4000 MWth, PWR 设计。韩国电力公司(KEPCO)在韩国核工业界的支持下,目前正在开发基本设计,目标是 2000 年前完成详细的标准设计。

俄罗斯联邦。在俄罗斯联邦,有关渐进型 V-392 的设计工作正在进行,这是 VVER-1000 的改进型;并在芬兰国家电力公司(IVO)的配合下,正在开发另一种设

计。正在开发的还有:VVER-640(V-407)中型反应堆,这是一种采用非能动安全系统的渐进型设计;VPBER-600,这是一种比较创新的一体化设计。VVER-640的第一台机组计划于1997年在索斯诺维博尔开始建造。与中国磋商建造两台1000 MWe VVER的工作正在进行中。

日本。日本通产省正在实施一项“LWR技术尖端”项目,重点在于开发未来的LWR,并把各种要求和设计目标考虑进去。日本的电力公司与核供应商一起正在开发1350 MWe的大型渐进型先进PWR,并计划在敦贺厂址建两台一样的机组。此外,1991年还开始了一项先进BWR的改进与发展的研究项目。它涉及开发一座1500 MWe的BWR参考堆,以反映在BWR的运行和维护方面已积累的经验。日本简化型BWR(JSBWR)和PWR(JSPWR)开发计划也在进行中,这些项目涉及许多供应商和电力公司。日本原子能研究所(JAERI)一直在研究突出非能动安全系统的先进水冷堆的概念设计,它们是“JAERI非能动安全反应堆”(JPSR)和“系统一体化的PWR”(SPWR)。

中国。中国的核动力研究院(成都)正在开发AC-600型先进压水堆,它将采用非能动安全系统导出热量。

在所有这些国家中,正在开发的这些先进LWR在设计上做了一些简化,增大了设计余量,并在技术与运行程序方面做了许多改进,包括燃料性能更好和燃耗更高,通过使用计算机和改进信息显示使人机界面更好,机组标准化程度更高,改进了可施工性与可维修性,运行人员资格条件与模拟器培训都更好。

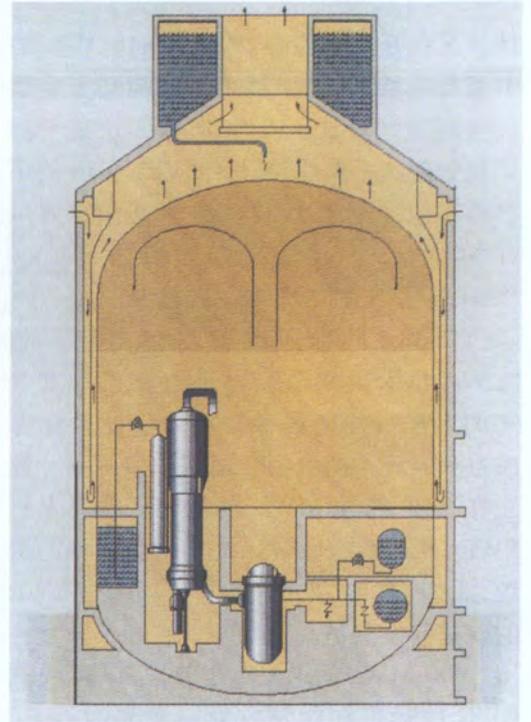
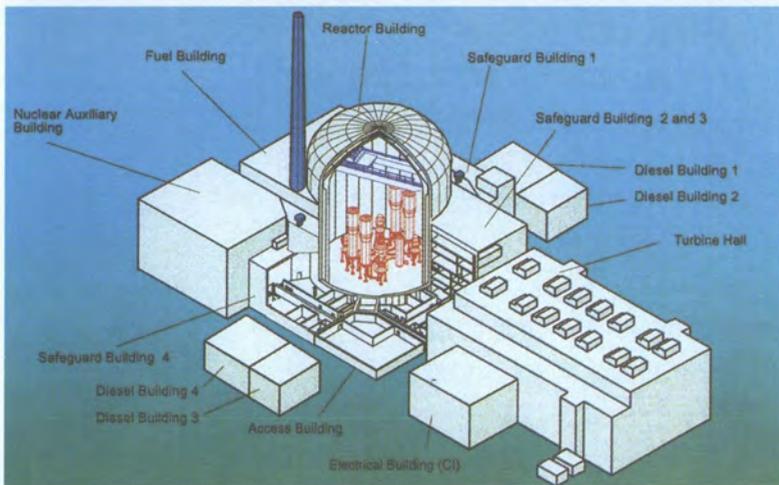
重水冷却反应堆(HWR)。除轻水冷却反应堆外,HWR技术也已经证明是经济、安全和可靠的。在现今正在运行的所有反应堆中,HWR约占7%。有几个国家已经建立了成熟的基础设施和监管基础,尤其是加拿大,它是开发HWR概念的先驱。已经开发出了两种类型的商用HWR,即压

力管式和压力容器式的HWR,两者都已非常成熟。HWR的输出功率范围从几百MWe到接近900 MWe。采用重水慢化能获得很好的中子经济性,使得能够用天然铀作燃料从而使燃料费用比LWR的低。但是,堆内的易裂变材料数量相当少,因此压力管型设计采用不停堆换料,以便获得反应堆运行所需的足够大的反应性。这种不停堆换料方式的有效性已经成功地得到证实;而且多数压力管式HWR的年度负荷因子和寿期负荷因子一直名列所有商用反应堆类型的前茅。安全实绩也已证明非常好。

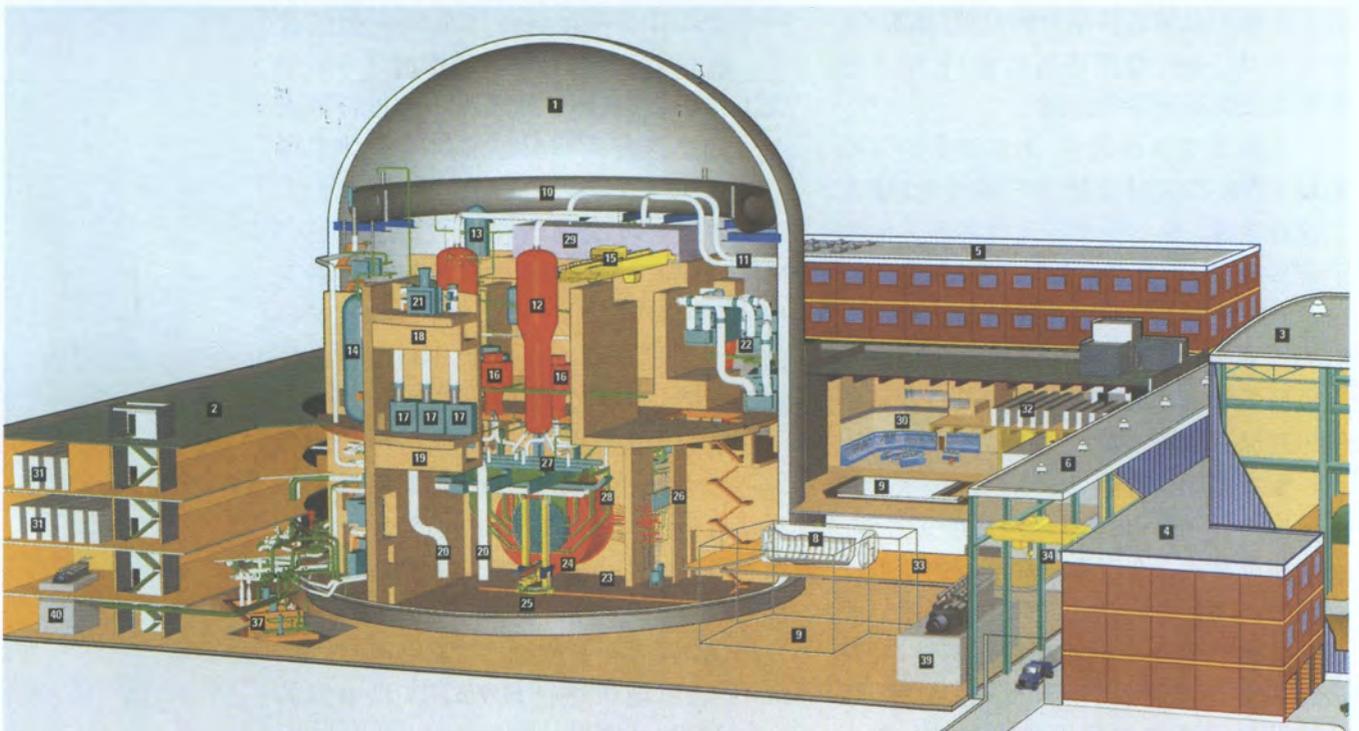
加拿大。加拿大在HWR方面持续不断进行的设计和开发工作,其主要目的是减少机组费用和逐步提高机组的实绩和安全性。两台新的715 MWe CANDU-6机组正在中国秦山建造,这种机组比这种型号的较早设计有了许多改进。有关935 MWe CANDU-9反应堆的最重要的基础工程正在继续进行,它是正在加拿大达林顿运行的那些反应堆机组的单机组改进型。加拿大核安全委员会历时两年的许可证审批工作已于1997年1月完成,认为CANDU-9符合该国许可证审批的要求。这些反应堆型号的改进型的进一步研究工作正在进行,目的是进一步进行渐进改进和把这类大型反应堆的输出功率增加到1300 MWe。

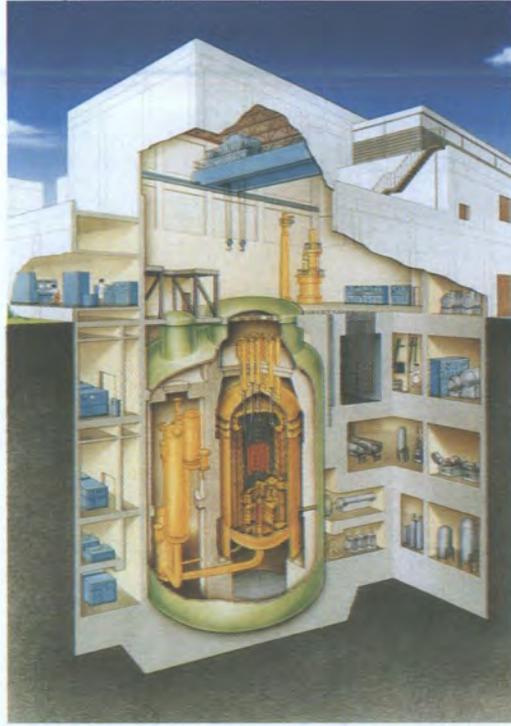
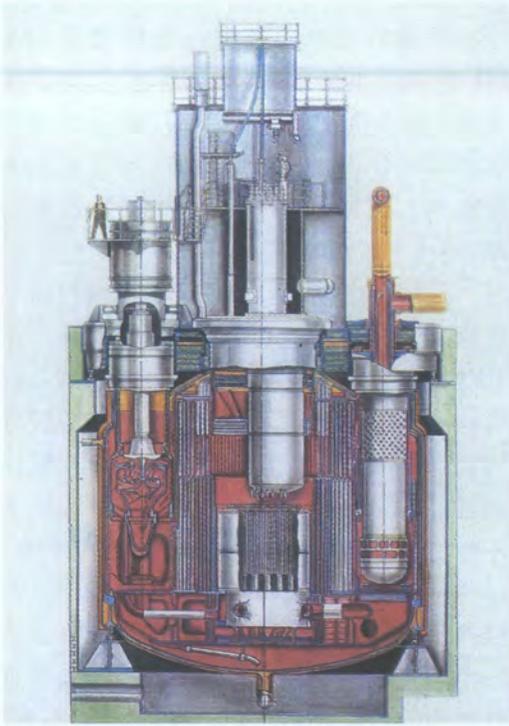
印度。印度也正在开发先进的500 MWe HWR,并在规划此种机组的建造工作。这种HWR设计利用了正在印度运行的由本国设计的220 MWe HWR机组的经验反馈。

最近的重要事件。1996年在水冷堆领域的重要事件包括有几个国家启动了一批新机组:日本的1130 MWe 玄海-4 PWR和柏崎·刈羽的头两座1315 MWe先进沸水堆(ABWR);法国舒兹的第一座1455 MWe N4 PWR;罗马尼亚的650 MWe 切尔纳沃达-1 HWR;以及美国的1165 MWe 瓦茨巴-1 PWR。



本页：世界上正在开发的一些先进反应堆（自左上顺时针）：日本的先进沸水堆；美国的 AP-600；加拿大的 CANDU-9 重水堆；以及法国与德国联合开发的欧洲压水堆。下页：俄罗斯的 BN-600 快增殖堆示意图；日本的 HTR 示意图；中国 HTR-10 建设工地的照片。（来源：TEPCO；西屋；AECL；NPI；Minatom；JAERI；INET）





气冷堆开发计划简介

在开发高温气冷堆 (HTGR) 方面, 有一些重要的活动正在进行, 特别是在利用气冷堆实现高效发电和高效工艺热应用



方面。在部件设计和过程方面的技术进步——并与国际上制造、试验和采购这些部件的能力相联合——提供了实现 HTGR 商业化的极好机会。

联合王国、德国和美国。气冷堆已经运行了许多年。在联合王国, 核电多半是由 CO_2 冷却的镁诺克斯堆和先进气冷堆 (AGR) 生产的。其他国家也一直在开发用氦作冷却剂和用石墨作慢化剂的高温堆 (HTGR)。13 MWe 的 AVR 反应堆已经在德国成功地运行了 21 年, 证明可将 HTGR 技术应用于发电。其他的氦冷石墨慢化反应堆包括德国的 300 MWe 钍高温堆和美国的 40 MWe 桃花谷机组与 330 MWe 圣符仑堡机组。

南非。在南非, 拥有装机容量约 38 000 MWe 的国家大型电力公司 Eskom, 正在对氦冷球床模块堆进行技术和经济评价。它将直接与气体涡轮机能量转换系统相连接, 以便增加该公司电力系统的装机容量。

中国和日本。在中国和日本, 正在建造试验堆, 这些堆将有能力使堆芯出口温度达到 950°C , 可供估计核工艺热应用之

用。中国在核能技术研究院(INET)建造高温气冷堆(HTR-10)的工作在继续进行,预计1999年初次达到临界。这座10 MWth的球床反应堆将用于试验和验证HTGR的技术和安全特性。INET开发HTGR的工作正在进行,目的是评价各种各样的应用,包括发电、生产蒸汽和地区集中供热、联合蒸汽和气体涡轮机循环运行,以及生产供甲烷重整用的工艺热。HTR-10是中国将要发放许可证和建造的第一座HTGR。

日本HTGR研究开发计划的重点,是完成位于日本原子能研究所(JAERI)大洗场址的高温工程试验堆(HTTR)的建造工作。这座30 MWth氮冷堆将用于建立和提高开发先进HTGR用的技术,并用于证实选定的高温热力利用系统的有效性。HTTR预定于1997年开始装料,预计该年年底初次达到临界。HTTR开始阶段的物理试验计划将持续到1998年。

液态金属冷却反应堆开发计划简介

液态金属冷却快中子反应堆(LMFR)的开发工作已经在几个国家进行了许多年。已经建造和运行了20座LMFR——包括5座输出电功率在250至1200 MWe之间的原型堆——累积了约280堆年的运行经验。

在多数情况下,总的运行情况一直是非常令人满意的。法国的第一座大型“超凤凰”快中子示范堆(1200 MWe)的重新启动和稳定运行,是LMFR技术史上一个了不起的成就。俄罗斯的BN-600快中子示范堆(输出功率600 MWe)已经成功地运行了16年,平均负荷因子达到77%。最近一个时期,法国、俄罗斯联邦、日本、美国和印度为降低先进LMFR的基本投资已经做了大量的工作。LMFR的最新设计,如欧洲快中子堆(EFR)项目,已接近达到经济上可与其它反应堆类型相竞争的水平。

目前在几个国家中正在推进与LMFR有关的重要技术发展计划,尤其是在法国(有少量工作是与德国、联合王国等欧洲国家合作进行的)、日本、印度和俄罗斯联邦。其他一些国家也在开展这类活动,但水平较低。

近期和中期内,LMFR的灵活性除了能满足未来的其它目标外,还可以被用于处理铀和放射性废物。根据其堆芯的几何形状和组成的不同,某一功率和堆芯尺寸的快中子反应堆,能够增加、保持或减少超铀元素的存量。利用这种灵活性,快中子堆的装料可有各种各样的配置或组合,以便使超铀转换比(CR)小于或大于1。若转换比大于1,则这种反应堆系统将变成一个增殖堆并产生易裂变材料,以满足日益增长的对核燃料(或者对核电)的需求。若转换比小于1,则这种快中子堆将变成一个燃烧堆,可减少易裂变材料(以及锕系元素)的库存量。

中国。在中国,有关LMFR的基础研究工作始于1964年。自那以后直到1987年,主要工作一直是中子物理、热工水力和钠工艺技术。1991—1992年期间,完成了15 MWe的中国实验快中子堆(CEFR)的概念设计。1992—1993年期间,这一概念设计得到了确认,并进行了优化研究。1993年以后,主要工作已转至为详细设计做准备。

法国。在法国,商业引入LMFR的时间一直在往后拖。与此同时,正在开发这些反应堆的另一个重要用途——使长寿命核废物嬗变和烧铀。目前这个关于运行1200 MWe超凤凰电站(SPX)和350 MWth凤凰反应堆的计划就是这些要求的反映。将凤凰反应堆寿命再延长十年的目的之一是要进行必要的辐照实验。

印度。印度的快增殖试验堆(FBTR)正在运行。燃料研制、材料辐照和钠技术是主要的技术工作。FBR的引入与其经济可接受性直接相关。现已为500 MWe原型快中子增殖堆(PFBR)选定了基本设计

特性。1997—1998年的重点将放在详细设计、工程开发、钠技术和材料技术上。缩短建造工期是一个重要目标。

日本。在日本,装机容量为280 MWe的“文殊”原型LMFR于1994年首次达到临界,并于1995年8月并网发电。1995年12月由于无放射性的二次冷却系统发生泄漏,反应堆运行中断。660 MWe示范快增殖堆(DFBR)的设计正在进行,预计下个世纪初开始建造。除了这项主要的开发工作外,还在研究与开发能满足未来社会各种需求的技术有关的工作。这些需求包括减少环境影响和确保核不扩散,以及扩大技术选择的必要性。

大韩民国。大韩民国已计划于2001年前开发其第一座快增殖堆,即330 MWe Kalimer增殖堆的概念设计。建造计划正在安排,目标是2011年期间实现临界。

俄罗斯联邦。俄罗斯的实验和原型快中子反应堆(BR-10、BOR-60和BN-600)的运行情况一直非常好。目前的工作正转向提高安全性和可靠性,并使LMFR在经济上可与其他能源选择竞争。尽管这一工作需要一些时间,但已预见到近期内将利用LMBR烧钚和少量锕系元素。

美国。美国政府于1993年声明,联邦政府为反应堆开发提供的基金只供近期具有商业应用前景的项目专用。结果是,先进的LMFR和一体化快中子反应堆(IFR)计划被中断。但是,通用电气公司在外国合作伙伴的配合下,继续在实施基于先进的LMFR和IFR技术的重要设计和开发计划。

IAEA在支持核动力技术开发工作方面的活动

作为一个交流科技信息的国际论坛,IAEA所起的作用是,使各方面的专家聚集在一起,在世界范围内交流各国计划情况、安全和用户要求方面的趋势、安全目标对反应堆设计的影响,以及先进堆技术研究计划的协调等。

核动力技术开发领域的活动,是以各种国际工作组(IWG)的建议为基础的。这些工作组由每个反应堆大类的国家计划和国际组织的一流水平的代表组成。

为支持发挥其信息交流作用,IAEA最近编写了两份技术文件——《先进轻水堆设计的现状》和《快中子反应堆数据库》。1997年将涉及的专题包括:反应堆系统部件的改进措施和提高现有和未来反应堆的可利用率和可靠性的技术。

加强沟通。渐进型设计、非能动设计和创新型设计之类的术语,已经广泛地用于描述先进核反应堆,一般没有定义,所以有时在使用上互相矛盾。鉴于向公众宣传的重要性,技术界也普遍认为,最好有协调一致的和国际上取得共识的用于描述各类先进设计的术语。

1991年,根据反应堆设计单位、研究机构和政府组织的意见,IAEA印发了一份文件,题为《先进核电机组安全有关术语》,目前已被广泛使用。前不久,IAEA用同样的方法收集了有关各方的意见,出版了《描述新型先进核电机组用术语》。这份文件的具体目的是通过描绘各个设计阶段之间的区别澄清一些术语的含义,因为设计阶段不同,设计的成熟程度就不同。例如,要说清楚它们究竟是带有某些未经试验特点的开发型设计,还是保留了现有机组的许多成熟特点的渐进型设计。

合作性研究。IWG建议IAEA在共同感兴趣的领域建立国际合作研究计划。这些合作性工作是通过协调研究计划(CRP)进行的。CRP的持续时间一般为三至六年,常常涉及实验性活动。此类CRP允许在国际上共同承担工作,共享参与研究单位的研究人员的经验与专门知识。

例如,IAEA曾协调过一个数据库的材料收集和系统化工作,该数据库已经出版,内容涉及一系列轻水堆和重水堆材料在各种温度范围内的热物理特性。对液态金属冷却反应堆而言,关于材料性能的合作性活动的成果也已于最近出版。在其

先进设计

目前正在开发各种类型的新的核动力堆，人们把它们统称为先进反应堆。总的说来，先进堆的设计是目前人们很关心的一类设计，预计会有优于其先驱和/或现有设计的改进。先进设计包括渐进型设计和需要做大量开发工作的创新型设计。后者的范围较宽，从现有设计的适度改进直到使用全新的设计概念。它们与渐进型设计的区别在于需要建造原型堆或示范堆，或者说已经做过的工作还不足以得出是否需要建造此种堆的结论。

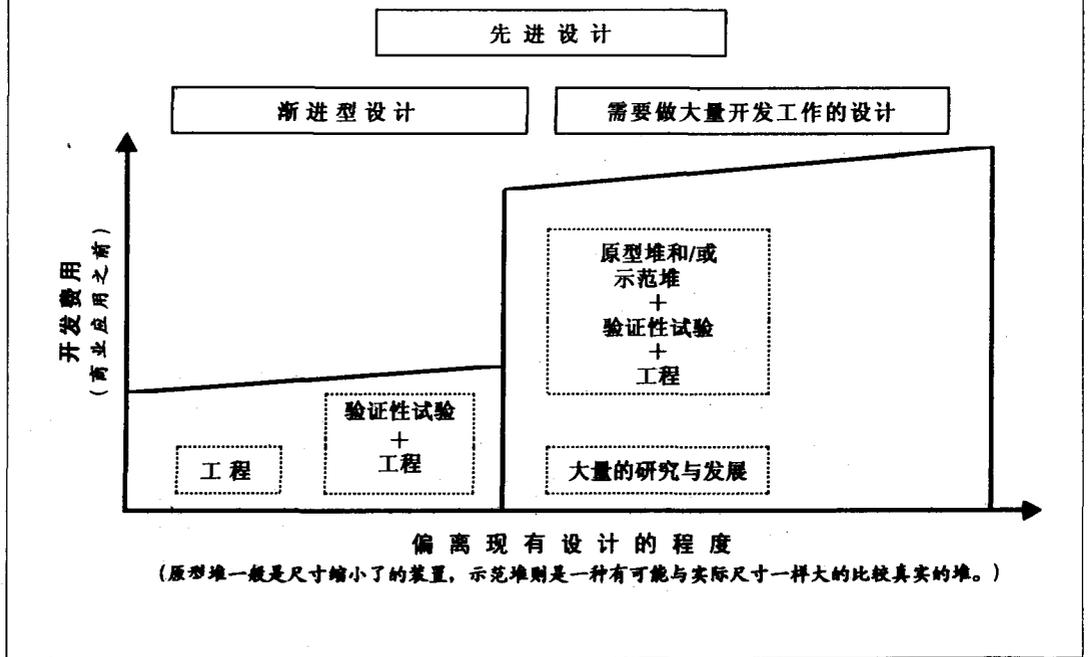
渐进型设计

渐进型设计是这样一种先进设计，它通过小至适度的修改实现优于现有设计的改进，突出的重点是保留成熟的设计特点，以便尽量减小技术风险。开发渐进型设计至多需要工程试验和验证性试验。

创新型设计

创新型设计是这样一种先进设计，与现有实践相比，在设计思路或系统配置方面有根本性的概念变化。大量的研究与开发、可行性试验和原型堆或示范堆可能都是需要的。

先进设计的工作量和开发费用与偏离现有设计的关系



他的合作性计划中，IAEA 正在建立许多组涉及水冷堆和液态金属冷却反应堆的热工水力学关系式，可用于分析反应堆的实绩和安全性。在气冷堆领域，主要注意力一直放在四个特定的技术领域，这几个领域预计能给先进 HTGR 提供高度的安全性，但必须进行验证。这些技术领域是：堆芯的中子物理安全特性；依靠陶瓷包覆的颗粒燃料保留即使在极端事故条件下的裂变产物；靠自然热传输机制排除衰变热的能力，以及燃料和堆芯在受到化学侵蚀（空气或水的侵入）时的安全特

性。HTGR 应用方面的活动集中在日本的 HTTR 热利用系统的设计和评价上。

所有这些活动只是开发先进核动力反应堆类型方面的全球合作活动的一部分。随着许多国家把计划向前推进和新机组的引入，预计机组的经济性、可靠性和安全性能得到进一步的加强。IAEA 通过其先进堆方面的国际工作组，将不断鼓励国际交换关于非商业技术和合作性研究的信息。它还将帮助一些国家协调用户要求和保存先进核动力系统的关键技术数据。 □