

核电技术现状与研究进展*

陈伟 张军 李桂菊

(中国科学院武汉文献情报中心, 武汉 430071)

摘要: 对世界核电发展最新现状进行了概述, 综述世界上第三代和第四代核电技术研究进展, 最后介绍了核聚变发电技术的前景。

关键词: 核电 第三代核电技术 第四代核电技术 核聚变 研究发展

The Status and Research Development of Nuclear Power Technology*

CHEN Wei ZHANG Jun LI Guiju

(Wuhan Library of Chinese Academy of Sciences, Wuhan 430071)

Abstract: This paper summarizes the newest development status of global nuclear power. Then the Generation and technology development tendency in the world is also presented and the prospect for nuclear fusion power generation is given at last.

Key words: nuclear power, Generation, Generation, nuclear fusion, research and development

自从人类发现铀裂变可释放出巨大能量以来, 经过半个多世纪工程技术实践的充分检验, 人们已经深刻认识到核电是一种安全、清洁、经济、高效的能源。积极发展核电是实现能源及电力可持续发展的必然选择。核能发电分为两种, 一种是通过一些重原子核裂变释放出的能量, 即核裂变能发电, 现已达到工业应用的规模; 另一种是核聚变能, 是由两个轻原子核结合在一起释放出的能量, 目前只实现了军用, 即制造氢弹。通过有控制地缓慢释放核聚变能达到大规模和平利用的受控热核反应迄今尚未实现工业化应用。核能反应堆按照中子能谱可分为热中子堆和快中子堆。也可以根据载热剂的不同(水冷、气冷或液态金属冷却)和慢化剂类型不同(轻水、重水或石墨)来划分。

1 世界核电技术发展现状

根据国际原子能机构 (IAEA) 的最新统计, 截至 2007 年 8 月 22 日, 全世界共有 439 台核电机组正在运行, 另外还有 30 座反应堆系统正在建造中。核电总装机容量达到近 372 GW, 满足了世界约 16% 和经合组织 (OECD) 国家 25% 的电力需求, 如表 1 所示。由于政治经济等诸多因素, 当前西方国家的核

电发展总体趋缓, 核电在近期和远期的发展均集中在亚洲。截至 2007 年 8 月 22 日, 在全世界 30 座在建反应堆中, 有 17 座在亚洲。在最近并入电网的 35 座反应堆中, 有 24 座在亚洲。但这并不是说西方国家在核能利用上已停步不前。事实上他们在大力发展核电新技术、积极开发新一代核电站方面是非常活跃的, 其中尤以美国为代表, 不仅开发了第三代核电技术, 而且还领导了第四代核电技术的研发。

表 1 世界运行和在建的核电反应堆 (截至 2007 年 8 月 22 日)^a

Table 1 Nuclear power reactors in operation and under construction in the world (as of 22 August 2007)

国家	运行中的反应堆		在建反应堆		2006 年核发电量	
	机组数	总装机容量 (MW)	机组数	总装机容量 (MW)	发电量 (TWh)	占总发电量的份额 (%)
美国	104	100322			787.2	19.4
法国	59	63260			428.7	78.1
日本	55	47587	1	866	291.5	30.0
俄罗斯	31	21743	7	4585	144.3	15.9
德国	17	20339			158.7	31.4
韩国	20	17454	2	1920	141.2	38.6
乌克兰	15	13107	2	1900	84.8	47.5
加拿大	18	12589			92.4	15.8
英国	19	10222			69.2	18.4
瑞典	10	9034			65	47.9
中国	11	8572	4	3220	54.8	1.9
西班牙	8	7450			57.4	19.8
比利时	7	5824			44.3	54.4
印度	17	3779	6	2910	15.6	2.6

*基金项目: 本文受中国科学院知识创新工程重要方向项目“能源科技创新战略研究”支持。

国家	运行中的反应堆		在建反应堆		2006年核发电量	
	机组数	总装机容量 (MW)	机组数	总装机容量 (MW)	发电量 (TWh)	占总发电量的份额 (%)
捷克	6	3523			24.5	31.5
瑞士	5	3220			26.4	37.4
芬兰	4	2696	1	1600	22	28.0
斯洛伐克	5	2034			16.6	57.2
保加利亚	2	1906	2	1906	18.1	43.6
南非	2	1800			10.1	4.4
巴西	2	1795			13.8	3.3
匈牙利	4	1755			12.5	37.7
墨西哥	2	1360			10.4	4.9
罗马尼亚	2	1310			5.2	9.0
立陶宛	1	1185			7.9	71.8
阿根廷	2	935	1	692	7.2	7.0
斯洛文尼亚	1	666			5.3	40.5
荷兰	1	482			3.3	3.5
巴基斯坦	2	425	1	300	2.5	2.7
亚美尼亚	1	376			2.4	41.4
伊朗			1	915		
总计 ^b	439	371671	30	23414	2661.6	16

a 数据源自国际原子能机构 (<http://www.iaea.org/programmes/a2/index.html>)

b 总计中包括中国台湾的下列数据:

—6台机组在运行, 4921 MW; 2台机组在建, 2600 MW;

—2006年核发电量为 38.3 TWh, 占 2006年总发电量的 19.5%;

从表 1 中可以看出, 全世界拥有核电站的国家只有 30 个, 而美国、法国和日本三国的核电站数量就接近全世界核电站总数的二分之一。这一方面是由于核电站建设需要巨额的资金投入; 另一方面也说明核电技术是掌握在少数人手里的高新技术。从一个侧面说明了西方发达国家的经济和技术能力。

经过多年的发展与竞争, 较成熟的核电站大体已定型。在役运行的核电站中有 90% 是水冷却型, 其中压水堆约为 60%, 沸水堆约为 21%, 重水堆为 9%, 剩下 10% 为气体冷却反应堆、石墨慢化型水冷却反应堆或是快中子增殖反应堆 (表 2)。

表 2 核电站反应堆类型 (截至 2007 年 8 月 22 日)

Table 2 Nuclear power reactors by type (as of 22 August 2007)

类型	运行中		在建		
	机组数	总装机容量 (MW)	机组数	总装机容量 (MW)	
压水堆	PWR	265	243218	21	17371
沸水堆	BWR	94	84958	2	2600
加压重水堆	PHWR	44	22367	4	1298
石墨慢化型水冷却堆	LWGR	16	11404	1	925
气冷堆	GCR	18	9034	0	0
快速增殖堆	FBR	2	690	2	1220
总计		439	371671	30	23414

从表 2 可知, 目前商业应用最为广泛的主要有压水堆、沸水堆和重水堆三种堆型。压水堆以高压轻水作为慢化剂和载热剂, 将核裂变产生的热量导

出, 通过蒸汽发生器将热量传给二回路并产生蒸汽推动汽轮机发电, 是现有核电站采用最多的一种堆型。沸水堆也是用轻水作慢化剂和载热剂, 但它不设置蒸汽发生器, 一回路冷却剂直接在反应堆中将裂变产生的热量导出并转换为蒸汽送至汽轮机发电, 因蒸汽直接从堆中产生, 因此有一定放射性, 对汽机设计、运行、维修有较高要求。重水堆利用重水作慢化剂和载热剂, 同样在蒸汽发生器中产生蒸汽推动汽轮机发电。由于重水本身成本较高, 使重水堆的推广应用受到一定限制^[1]。

2 核电技术研究进展

自从 20 世纪 50 年代核电站诞生以来, 世界核电建设经历了三个阶段: 实验示范阶段 (1965 年以前)、高速推广阶段 (1966 ~ 1980 年) 和滞缓发展阶段 (1981 年至今)。开发了三代核反应堆, 第一代反应堆以原型堆的形式在 50、60 年代投入应用; 第二代反应堆以大型商业化核电站的形式在 70 年代出现并运行至今, 包括美国、欧洲和日本的压水堆 (PWR) 与沸水堆 (BWR) 以及俄罗斯的轻水堆 (WWER) 和加拿大开发的坎杜重水堆 (CANDU), 第二代反应堆已经在经济和环境等方面验证了核电的安全性能和竞争力; 第三代反应堆发展于 90 年代, 包括有美国研发的先进沸水堆 (ABWR)、改进式先进压水堆 (System 80+) 和非能动先进压水堆 (AP1000), 以及法国推出的欧洲先进压水堆 (EPR)。第三代反应堆将安全作为首要参考因素, 主要目标是进一步提高第二代反应堆的安全性。此外, 第四代反应堆的研究工作也已经逐步展开, 这一代反应堆是未来的革命性反应堆系统, 反应堆和燃料循环都将有重大革新和发展^[2]。

2.1 对第二代核电机组的改进

上世纪 80、90 年代以来, 各国对现在正运行的第二代核电站为提高安全性和经济性而进行的技术改进取得了显著成效。以美国为例, 他们在研究开发新型核电机组的同时, 毫不放松对现在正在运行的第二代核电机组的改进和提高效益。对这些机组的改进主要是从提高安全性、改善经济性、发挥机组设计裕量、提高额定功率、延长机组寿期三方面着手进行^[3]。通过这些改进, 核电机组的可利用率从 70 年代初的 60% 左右提高到了现在的约 90%, 寿命由 40 年延长到了 60 年, 延寿后的发电成本降低至 1.88 美分 / kWh。

2.2 第三代核电技术的研究发展

目前,国际上开发的第三代核电堆型均为热中子堆,如压水堆、沸水堆、高温气冷堆。这是因为目前仅热中子堆有把握在近期内实现商用化。我国已明确第三代核电堆型是电功率百万千瓦以上的压水堆。水冷堆将会持续部署到 2050年后。从 2010年到 2020年,由于采用第三代先进轻水反应堆,核能在世界发电市场上的份额会有所增加。部分第三代热反应堆准备投入市场,大部分使用加压水技术并且有着革新设计。气冷反应堆有有效的安全设施特性和比轻水反应堆更高的热效率^[4]。

2.2.1 压水堆

就压水堆而言,国际上比较成熟的第三代大型核电机组有 AP 1000、EPR 和 System 80+三个型号。System 80+虽已通过美国核管会批准,但由于安全系统应用非能动太少,美国已放弃使用。美国西屋公司的 AP 1000 和法国阿海珐公司 (AREVA) 的 EPR 虽都满足第三代核电机组的设计要求,但各有优缺点: EPR 的单机功率 (约 1600 MW) 大于 AP 1000 的单机功率 (约 1100 MW),但它的能动安全系统比传统的能动安全系统更加复杂,不如 AP 1000 的非能动安全系统先进。两者具体设计参数见表 3^[5]。

表 3 AP 1000 与 EPR 主要设计参数

Table 3 Main design parameters of AP 1000 and EPR

主要性能	AP1000	EPR
热功率 /MW	3400	4250/4500
电功率 /MW	1117	1500/1600
堆芯冷却剂压力 /MPa	15.5	15.5
堆芯冷却剂温度 /	321	292.5/330
活性区长度 /m	4.27	4.2
压力壳内径 /m	3.99	4.87
燃料组件数	157	241
控制棒数	53	89
设计寿命 /a	60	60

美国西屋公司设计的 AP 1000 属于第三代革新型先进 PWR 核电站。AP 1000 通过独特的非能动安全系统设计,使反应堆设计更加简单,堆芯损毁概率可忽略不计,提高了核电站的安全性和可靠性;实行模块化设计与建造,有利于提高核电站建造质量和标准化程度;配备行业最先进的全数字化仪表和控制系统,使核电站的运营更加简便。我国将引进此技术,在浙江三门和山东海阳建造四台核电机组,作为第三代核电自主化依托工程。

法国阿海珐公司 (AREVA) 开发的欧洲压水反

应堆 (EPR),属于第三代改进型先进 PWR 核电站。EPR 有着所有轻水反应堆中最高热效率,达到了 36%。它有望提供比现有轻水反应堆更低的发电成本,在 60 年服役年限中核电站利用率可达到 92%。第一座 EPR 已在芬兰西南部小岛奥尔基洛托 (Olkiluoto) 开工建造并有望于 2009 年开始运行。第二座将建造在法国北部城市弗拉芒维尔 (Flamanville)。

2.2.2 高温气冷堆

目前,国内外高温气冷堆研究主要有如下几种:美国和俄罗斯联合设计的 GT-MHR (Gas Turbine Modular Helium Reactor),此设计采用环形堆芯设计和棱柱型燃料元件,利用直接循环氦气透平机组发电;日本建造的一座 30 MW 高温气冷实验堆 (HT-TR) 采用棱柱型燃料元件;南非设计的 PBMR (Pebble Bed Modular Reactor) 反应堆实际上是德国 HTR-Module 的延续发展,采用球型燃料元件,反应堆热功率由 200 MW 提高到了 400 MW,是球床高温堆-直接循环氦气轮机发电站。南非计划到 2011 年开展示范项目,从 2015 年开始商业化运营。

我国自行设计建造的 10 MW 高温气冷实验堆 (HTR-10) 于 2000 年 12 月成功建成达到临界,2003 年 1 月达到满功率运行并网发电。2004 年 12 月中国华能集团、中国核工业建设集团、清华大学在京正式签订《关于共同合作建设高温气冷堆核电示范工程投资协议》,由三方共同组建核电有限公司,负责建设、运营 200 MW 高温气冷堆商用示范核电站。目前,清华核能院已经完成电功率 195 MW 球床模块式高温气冷堆 (HTR-PM) 的方案设计,计划 2010 年投入商业运行。

2.3 第四代核电技术研究进展

第四代核电技术有 6 种设计概念,包括三种快中子堆和三种热中子堆。三种快中子堆是:带有先进燃料循环的钠冷快堆 (SFR, Sodium-cooled fast reactor)、铅冷快堆 (LFR, Lead-cooled fast reactor) 和气冷快堆 (GFR, Gas-cooled fast reactor),三种热中子堆是:超临界水冷堆 (SCWR, Supercritical water-cooled Reactor)、超高温气冷堆 (VHTR, Very-high-temperature gas-cooled reactor) 和熔盐堆 (MSR, Molten salt reactor)。这些设计特点都改进了经济性,增强了安全性,使废物量最小化和防止核扩散燃料循环。

2.3.1 钠冷快堆

在所有第四代反应堆概念中,钠冷快堆具有最广泛的开发基础,美、法、俄、日和其他国家已做了大

量研究工作。1951年以来, SFR已在 8个国家取得了 300堆·年以上的运行经验。目前在役的钠冷快堆有俄罗斯的 BN - 600快堆,法国的 250 MW 凤凰快堆和印度的 40 MW 快中子增殖实验堆 (FBTR)。

当前世界上快堆发展得最好的是俄罗斯。俄罗斯商用快堆 BN 600于 1980年建成,负荷因子一直维持约 70%,其电价可与当地煤电竞争。现正在建造 BN 800,将花费 400亿卢比(约 13.8亿美元),预计能够在 2011年前建成。并在设计 1800 MW 的 BN 1800。

美国通用电气公司 (GE)和阿贡国家实验室 (ANL)正通过超棱柱 (Super - Prism)和先进快堆 (AFR - 300)的设计提高先进钠冷快堆的经济性。

日本十分重视快堆的发展,在 2006年制定的中长期《核能国家计划》大纲中明确提出,到 2025年左右建成快中子增殖示范堆,2050年之前在商业基础上引进快中子增殖反应堆。为此,日本将“快速增殖反应堆循环技术”列入国家支柱技术,快堆项目 2006财年预算达到 347.35 亿日元(约 3 亿美元),2007财年继续拨款 296.78 亿日元(约 2.4 亿美元)^[6]。目前日本建有原型堆“文殊”(Monju)和实验堆“常阳”(Joyo)。

1985年,印度在卡尔帕卡姆 (Kalpakkam)建成了第一座 40 MW 快中子增殖实验堆 (FBTR)。随后,印度的快中子增殖技术得到较快发展。印度目前正在建造 500 MW 原型快堆 (PFBR),预计 2010年建成。印度政府为此拨款 450 亿卢比,用于建设核反应堆和原料循环利用设施。

1995年中国原子能研究院开始建造一座热功率 65 MW、电功率为 20 MW 的快中子实验堆,该工程目前正在安装调试阶段,预计 2009年建成。中国实验快堆 (China experimental fast reactor, CEFR)是我国快堆工程发展的第一步,建造方针是“以我为主,中外合作”。技术上以俄罗斯已运行的快堆 BN 600为参照,大部分关键设备由俄罗斯制造,在重大技术问题上向俄罗斯咨询。

钠的化学性质极为活泼,容易与氧或水产生剧烈的化学反应,因此在工艺系统和设备中要严防钠泄漏,严防钠与水 and 空气接触,这就大大增加了系统和设备的复杂性,使得投资加大,因此就冲淡了它在燃料上的优越性,其发电成本还不能与压水堆等相竞争。作为第四代核能系统的发展,在完善非能动安全性、降低造价和发电成本,以及燃料循环技术等

方面还有大量的研发工作要开展。

2.3.2 铅冷快堆

俄罗斯最重要的先进反应堆设计是熔融铅和铅-铋冷却快堆。基于 8艘核潜艇和 2个地面设施 80堆·年的运行经验,俄罗斯研制出一个小型池式多功能铅-铋冷却 75/100 MW 的 SVBR 反应堆设计。冷却剂的自然循环足以保证反应堆排出衰变热,不会使堆芯过热。该设计适用不同类型的燃料 (UO₂ MOX 燃料、氮化物燃料)。该反应堆可在工厂整体制造,运抵现场后就处于待机状态。它可运行 8~10年,然后在堆芯置于冻结冷却剂的情况下返还供货国。

作为铅冷却大型快堆,俄罗斯正在开发中的 B rest可作为参考概念。已开发出使用一氮化合物燃料的 300 MW 和 1200 MW 设计。俄罗斯计划在别洛雅尔斯克 (Beloyarsk)建造一座 B rest 300 示范站。这些反应堆的现有问题主要与冷却技术和结构材料腐蚀有关。

两种美国的长寿期、防扩散的设计引人注目: 50 MW 铅-铋冷却密封核热源 (ENHS); 10~100 MW 铅合金冷却小型安全可移动独立反应堆 (SSTAR)。

与钠冷快堆相比,铅的化学性质惰性,比较稳定,但铅具有熔点偏高,与别的金属材料相容性较差等问题。未来研发需要解决氮化物燃料、耐高温结构材料、铅冷却剂的环境影响、冷却剂的化学控制等关键问题。

2.3.3 气冷快堆

法国对此领域最感兴趣,并计划开发一座用气体作载热体的快中子燃料全循环反应堆 (GFR 系统),在 2030年前后开发出一种能够优化利用核燃料潜能、减少生产长寿命放射性废物的技术。这种废物毒性会明显降低,几百年后可降到铀矿石的毒性水平,这是 GFR 系统希望达到的目标。

气冷快堆仍有很多关键技术有待解决,主要包括:用于气冷快堆的燃料元件;堆芯设计具有较硬的快中子谱,在增殖包层中能获得较高的转化比;快堆的安全性,特别是在高功率密度下 (100 MW h/m³) 和热惰性较小的条件下如何解决停堆后堆芯衰变热的安全载出;燃料循环技术,包括乏燃料的解体和再制造技术等。

2.3.4 超临界水冷堆

目前世界上 13个国家的 32个组织正在进行超

临界水冷堆的研究。从 1998年开始,在日本科学促进会的资助下,东京大学对超临界压力水化学、辐射损伤和传热恶化现象等进行了研究。2000年,在日本通产省的资助下,开始对 SCWR 进行研究开发。技术开发计划分为 3 个子课题进行,即“反应堆概念的相关技术研究”、“传热与流动的相关技术研究”和“材料与化学的相关技术研究”。参与研究的单位包括东芝公司、日立公司、九州大学和东京大学等。

美国 1999年启动了核能研究计划(NERI)发展新一代核能技术,选择了包括超临界水冷反应堆在内的新堆型进行技术攻关,在反应堆设计、材料、堆工程和安全、以及辐照化学等领域开展工作。2003年启动了 SCWR 研究开发计划,参加单位有爱达荷国家工程和环境实验室(NEEL)、阿贡国家实验室(ANL)、橡树岭国家实验室(ORNL)、西屋电气公

司、BREI公司和麻省理工学院(MIT)等,并由 NEEL 负责组织实施。

加拿大提出了 CANDU - X概念,近期开展了超临界流体传热试验研究、材料腐蚀试验、燃料棒束设计、燃料循环评价、堆芯设计和主回路冷却剂特性研究。

欧洲超临界水冷堆项目从 2000年开始启动,有德国、意大利、法国等 7 国参与,可行性研究预计在 2008年完成;计划花 10 年(2003 ~ 2012 年)的时间进行关键技术攻关,包括材料性能研究、设计程序研制、超临界水传热试验研究以及临界流动试验研究等;从 2009年至 2016年花 7 年时间进行整体试验,包括棒束传热试验、中子学验证试验、衰变热排出试验以及 LOCA 分离效应试验研究等;2020年完成概念设计,建成原型超临界水冷堆(POAK)。表 4 中列出了 90年代以来国外提出的主要技术方案^[7]。

表 4 国外提出的超临界水冷堆主要技术方案

Table 4 Main conceptual designs of SCWR in foreign countries

方案名称	提出机构	慢化剂	额定功率 (MW)	出口温度 (°C)	压力 (MPa)	净效率 (%)	备注
热中子谱 SCWR	日本东京大学	H ₂ O	1570	508	25	44	直接循环
快中子谱 SCWR	日本 Water TWG	H ₂ O	1728	可变	可变	38 ~ 45	直接循环,可燃烧钢系元素
CANDU - X Mark 1		D ₂ O	910	430	25	41	间接循环,一回路强迫循环
CANDU - XNC		D ₂ O	370	400	25	40	间接循环,一回路强迫循环
CANDU - ALX1	加拿大 AECL	D ₂ O	950	450	25	40.6	复式循环,VHP透平乏汽为传统间接回路 SG供热
CANDU - ALX2		D ₂ O	1143	650	25	45	复式循环,VHP透平乏汽为 SG和堆芯入口加热器供热
球床 超临界压力蒸汽	美国 PNNL	H ₂ O	200	540	24	40	碳化硅-热解碳包覆 UO ₂ 颗粒液化床
热谱 SCWR	美国爱达荷实验室	H ₂ O	1600	500	25	44.8	直接循环
超临界压力一体化轻水堆	俄罗斯库尔卡托夫研究所	H ₂ O	515	381	23.6	38	一体化布置,间接循环,一回路自然循环

超临界水冷堆的创新设计仍可大量沿用已积累的压水堆和沸水堆的技术储备和超临界火电站技术,但仍需大量的研究开发才能落实设计,特别是堆芯性能和结构材料的开发工作尤为重要。未来需要解决的问题包括如何避免出现正的反应性温度系数、耐高温、耐腐蚀而吸收中子少的结构材料、非能动安全系统、运行稳定性、功率、温度、压力控制以及停堆可靠性等,SCWR 水装量较低,仅为 50 kg/MW 左右,对安全的潜在影响也需要深入分析。

2.3.5 超高温气冷堆

美国能源部已将 VHTR 选为下一代核电站计划(NGNP)的目标技术,计划到 2017年建立制氢示范机组,爱达荷国立实验室等单位正在进行包括适应高温环境的控制棒和关键结构材料、热化学制氢工艺、高温燃料元件、中间热交换器及隔离阀、高效

氦气轮机、压缩机以及设计和验证方法等领域的研发。美国 2005年颁布的新《能源法》为在爱达荷国家实验室开展下一代核电厂(NGNP)项目提供 12.5 亿美元的资金。2005年实际拨款 3882.8 万美元,2006年实际拨款 5445 万美元,2007 财年能源部还将拨款 3143.6 万美元,2008 财年预算申请 3600 万美元。

为了实现 VHTR 的发展目标,还要在一些关键技术取得突破,包括:包覆颗粒燃料的最高限值温度由目前的 1600 提高到 1800 ;最大燃耗提高到 150 ~ 200 GWd/tHM。为了满足这样的要求,需要研发更为先进的 ZrC 包覆的颗粒燃料以代替目前的 SiC 包覆的颗粒燃料。目前 ZrC 包覆的颗粒燃料还处于实验室的研制阶段,要达到工业化的规模生产,还有很多的研究开发工作要做。此外,氦气透平机

的研制也是重要的技术关键。

2.3.6 熔盐堆

熔盐堆的概念最早形成于上世纪四五十年代末期的飞机推进装置研究中。1954年的航空反应堆实验(ARE)示范了高温运行(815℃)并且建立了一个循环氟化熔盐(氟化钠/四氟化铯)系统的性能基准。8MW的熔盐反应堆实验(MSRE)示范了许多特性,包括氟化锂/氟化铯、石墨慢化剂、稳定的性能、废气系统和U-235、U-233和钍等不同燃料的使用。此外,还发展了1000MW熔盐堆工程概念设计^[8]。

最近的熔盐堆创新型设计包括一个由日俄美联盟研发而成的100MW富士反应堆。它可以以近增殖方式运行。富士反应堆燃料循环极具吸引力的特征包括强放射性的废物实际仅由裂变产物构成,所以废物具有更短周期的放射性。并且它还仅有少量的核武器级别的裂变材料,低程度的燃料使用和被动的安全设施等特征。

MSR研发需要解决一系列熔盐核燃料的放射性隔离、处理以及高温下与设备材料之间的相容性问题,难度甚大,在经济性上也需要进一步的深入研究。

3 核聚变前景

与裂变正好相反,核聚变是轻元素发生原子核互相聚合作用伴随着能量释放的核反应过程。核聚变是几乎无穷无尽、安全和无放射性的能源。全世界大体上以三种技术路线探索了受控核聚变的应用,即以托卡马克为代表的磁约束核聚变,以激光聚变为代表的惯性约束核聚变和以负 μ 介子连续催化聚变为代表的冷聚变。迄今磁约束核聚变研究最多,大大领先其它途径。在过去的二十年中,一系列实验设备的研发使得这项技术取得了相当可观的进步。美国、日本、欧盟的大型托卡马克在短脉冲(数秒)运行条件下,取得了许多重要成果:等离子体温度达4.4亿度,脉冲聚变输出功率超过16MW,能量增益因子Q(输出功率与输入功率之比)超过1.25,表征聚变反应率最重要参数(聚变三乘积)已达到 1.5×10^{21} keV/m³s,离聚变堆的要求仅差10余倍,人类已经看到了实现聚变能源的曙光。

随着聚变物理学、技术和材料的不断发展,核聚变发电成本将在接下来的几十年内得到进一步的优化。第一个接近商业化规模的试验反应堆-国际热

核聚变实验堆(ITER)项目是一个包括了中国、欧盟、印度、日本、韩国、俄罗斯和美国七国在内的国际合作项目。依照核聚变项目的规划图,ITER将花大约10年时间建造并且运行20年左右。ITER将会产生高达500MW净热功率输出,从几百秒的持续脉冲直到稳定的运行。还会对所有必要组成进行测试,如抗高温组件、大规模可靠的超导磁场、适合有效发电的抗高温冷却剂燃料包层和远程稳定操作系统以及所有放射性成分的处理等等。国际聚变材料测试装置(IFMIF)将与ITER同期运行以确保材料特性适合于示范电站(DEMO)。这一规划图的按期执行可在相当程度上加速核聚变能利用的实现。

商业化规模的核聚变发电仍是一个长期的挑战并且需要持续研发的努力,这一过程包括通过科技工程的进步以实现材料和系统的最优化。原位氚的产生和聚变核电站建造材料仍然需要进一步试验。这些努力需要不断壮大的国内项目支持研究。由于核聚变的潜在优势,国际能源署(IEA)成员国拨出很高一部分能源研发预算份额用来研究其可行性和潜力。核聚变发电至少要到2050年才可能得以推广。

4 结语

核能利用是解决能源问题必由之路,它在能源中所占的比例将逐步加大,从而改善能源结构,并有望在将来彻底解决人类对能源的需求。然而,核能的开发利用是一个循序渐进的长期过程,按其科技难度和实现产业化的前景展望,中国制定了核电发展三步走的战略,即“热中子堆-快堆-聚变堆”,具体第一步是发展热中子反应堆核电站;第二步是发展快中子反应堆核电站;第三步是发展热核聚变电站。中国核电的总方针是“以我为主,中外合作”,突出自主创新。发展快堆是解决中国乃至世界铀资源有限性的有效途径,而发展聚变堆将有可能永久解决人类能源的需求。另外,鉴于氢在未来能源中的重要性,利用核能产氢是核能应用的一个重要方向,高温气冷堆的发展在很大程度上就是为适应这一需要。快堆、高温气冷堆和聚变堆各有特点,在中国未来核能发展中将起不同作用。中国的快堆、高温气冷堆、聚变堆的研究已经起步,并取得了显著成绩。

按照我国核工业目前的技术状况,2030年前后
(下转第106页)

日本所特有的问题,中国迟早也会遇到此问题。日本政府深刻认识到加强培养能够灵活利用信息技术创造高附加值的高级信息通信人才的重要性,并采取一系列有针对性的政策措施,这对于中国发展 ICT产业具有重要的借鉴意义。在今年 4月发布的各国 ICT产业国际竞争力排名表上,日本的排名已上升至 13位,这说明日本政府的这些政策是卓有成效的。

最后,本文还想指出的是,二战以后在美国首先发展起来而后在欧洲以及世界范围内获得迅速发展的一些高科技学科集群,如计算机学科及 ICT技术、分子生物学及生命医学工程等,不但呈现出了学科集群发展的特征,而且还呈现出科学、技术与产业化发展一体化的发展趋势。在这些有别于传统学科的高科技学科群而言,其人才培养模式也有其不同于传统学科的独特的一面;因此,如何培养出适于这种学科集群发展和科技-产业一体化发展模式的高素质人才,是世界各国所面临的一个亟待解决的高难度课题。

参考文献

- [1] 総務省. 情報通信に関する6状報告,平成 19年(2007). http://www.soumu.go.jp/s-news/2007/pdf/070703_2_bt.pdf
- [2] 総務省. 情報通信白,平成 19年(2007). <http://www.jphotosu-ntokei.soumu.go.jp/whitepaper/ja/cover/index.htm>
- [3] 総務省総合通信基盤局. ネットワークのP化に向けた政策課題,WEF《Global Information Technology Report》.
- [4] 総務省. 情報通信白,平成 17年(2005). http://www.soumu.go.jp/s-news/2007/pdf/070703_2_bt.pdf
- [5] 経産省. 情報化白,平成 16年(2004)
- [6] 基莱著,王耀德等译. 科学研究的经济定律. 河北科学技术出版社,2002年
- [7] 総務省. 情報通信白,平成 18年(2006)
- [8] 文部科学省研究振興局. 高度情報通信人材の育成に向けた文部科学省の基本略,2005. http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/shiryu/05091401/s003.pdf
- [9] 日本経産団体連合会. 学官連携による高度な情報通信人材の育成+化に向けて,2005. <http://www.keidanren.or.jp/japanese/policy/2005/039/index.html>
- [10] 経産省委託調. 大学における学連携情報処理教育の6状に関する調報告,2004. http://www.meti.go.jp/policy/it_policy/jinzai/pdf/sangakurenkei.pdf

作者简介

乌云其其格(Wuyunqiqige),副研究员,研究方向:科学史、科技政策。

(责任编辑:詹冬梅)

(上接第 86页)

我国将全部建造热堆电站。与此同时,我们必须在做好热堆核电产业技术升级的同时,不失时机地启动作为“明天”的产业的快堆核能系统的技术开发,争取在 2035年前后使快堆核能系统达到商用水平而开始进入核能市场,并在 2050年以后得到稳步发展并逐步成为我国的核能主力。

参考文献

- [1] 陈勇. 中国能源与可持续发展[M]. 北京:科学出版社,2007: 146
- [2] 中国知识产权研究会编. 各行业专利技术现状及其发展趋势报告 2006~2007[M]. 北京:科学出版社,2007: 85~87

- [3] 欧阳宇. 世界主要核电国家发展战略与我国核电规划[J]. 现代电力,2006,23(5): 1~10
- [4] OECD/IEA. Energy Technology Perspectives 2006: Scenarios & Strategies to 2050[R/OL]. 2006: 233~246
- [5] 马树聚. 核能开发与应用[M]. 北京:化学工业出版社,2005: 398~402
- [6] Government of Japan. Science and Technology Basic Plan[EB/OL]. March 28, 2006. <http://www8.cao.go.jp/cstp/english/basic/3rd-Basic-Plan-rev.pdf>
- [7] 李满昌,王明利. 超临界水冷堆开发现状与前景展望[J]. 核动力工程,2006,2: 1~4
- [8] US Department of Energy. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems[EB/OL]. December 2002. http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf

作者简介

陈伟(CHEN Wei),男,汉族,湖北省武汉市人,硕士,从事能源战略情报研究。Email: chenw@mail.whlib.ac.cn

(责任编辑:詹冬梅)