

文章编号: 1007-4627(2006)02-0089-07

磁约束聚变堆及 ITER 实验包层模块设计研究进展

吴宜灿, 王红艳, 柯 严, 汪卫华, 陈红丽, 刘松林, 黄群英, FDS 团队
(中国科学院等离子体物理研究所, 安徽 合肥 230031)

摘 要: 目前国际上代表性的磁约束聚变反应堆设计包括美国的 ARIES 系列和 APEX 系列、欧洲的 PPCS 系列、日本的 SSTR 系列、中国的 FDS 系列设计, 以及国际合作的国际热核聚变实验堆等。这些设计研究涉及到聚变能科学技术发展的各个方面, 包括聚变实验堆、商用示范堆和商用动力电站等的设计研究、相关物理和技术发展以及相关的能源技术与经济策略研究等。简要介绍了上述设计研究领域的现状和发展趋势。

关键词: 聚变堆; 设计; 包层; 国际热核聚变实验堆

中图分类号: TL64⁺2 **文献标识码:** A

1 引言

磁约束聚变能研究在世界上已有 60 年左右的发展历史, 而聚变反应堆的设计研究和技术发展也一直未间断过。国际上较具规模的磁约束聚变堆相关设计研究主要集中在美国、欧洲、日本、俄罗斯和中国。目前较具规模和代表性的磁约束聚变动力反应堆概念设计包括美国的 ARIES 系列和 APEX 系列、欧洲的 PPCS 系列、日本的 SSTR 系列、中国的 FDS 系列概念设计。这些研究涉及到聚变能科学技术发展的各个方面, 包括反应堆和电站的设计、相关物理和技术发展以及相关的能源技术与经济策略研究等。

在聚变能最终商用化之前, 必须至少经历实验堆和商用示范堆 (DEMO) 两个阶段的发展: 设计和建造可自持燃烧 (即“点火”) 的实验堆以验证聚变反应堆的物理和工程可行性; 设计和建造商用示范堆以验证聚变堆的氚自持能力、安全性能、经济性能以及对环境的影响等。计划在法国迦达哈希 (Cadarache) 建设的, 由欧、日、俄、中、美、韩 6 方合作研究的国际热核聚变实验堆 (ITER) 就是一个可点火的聚变实验堆。在产生聚变能的聚变堆中, 包层是实现高环境适应性和低发电成本的聚变能源应用的关键能量转换部件, 除了作为包容高温聚变

等离子体的容器外, 其主要功能包括氚增殖、能量转换和辐射屏蔽等。在 ITER 运行期间计划安装实验包层模块 (TBM), 置于中子流强最高、热流密度最大的 ITER 装置赤道中平面的窗口位置, 用来模拟和测试与未来聚变发电堆相关的材料和技术。

本文第 2 节介绍美国、欧洲、日本和中国等 4 方较具规模的几大聚变堆系列设计研究状况和发展历史; 第 3 节介绍各国磁约束聚变示范堆设计概况和发展战略; 第 4 节则总结 ITER 国际合作各方完成的 ITER 实验包层方案设计情况。

2 聚变动力堆发展历史及研究状况

2.1 美国

美国主要的两个聚变堆概念设计与新概念技术探索国家研究计划是 ARIES^[1] (Advanced Reactor Innovation and Evaluation Study) 和 APEX (the Advanced Power Extraction study) 计划^[2]。

ARIES 计划是于 1990 年在美国能源部聚变能办公室资助下由 UC San Diego 领导多个机构参加的国家研究项目, 主要任务是进行先进聚变电站堆概念设计, 探索聚变能发展潜力并给出关键技术的 R & D 方向。十几年来推出一系列聚变概念堆设计

收稿日期: 2005 - 11 - 20; 修改日期: 2006 - 01 - 12

作者简介: 吴宜灿 (1964 -), 男 (汉族), 安徽人, 研究员, 博士生导师, 从事先进核能系统相关设计研究工作;

E-mail: yewu@ipp.ac.cn

(命名为 ARIES-I, -II, -III, -IV, -ST, -RS, -AT, -CS)。在堆芯物理方面,由早期的 ARIES-I, -II, -IV 先进物理运行模式发展到 ARIES-RS (Reversed-Shear) 和 -AT (Advanced Technology & Advanced Tokamak) 的先进反剪切模式,改善了堆芯物理特性,提高了纵场 β , 降低了纵场要求; 低环径比 ($A < 2$) 球形的 ARIES-ST (Spherical Torus) 大大提高纵场 β 至 50% 以上, 为提供紧凑型中子源提供了候选; 目前正在研究的紧凑型仿星器 ARIES-CS (Compact Stellarator) 为无外部电流驱动的稳态运行模式, 为未来聚变堆的物理堆芯的候选提供参考。

在工程方面, 早期的 ARIES-I, -IV 就以满足发电经济性、安全与环境特性为要求, 包层选用碳化硅为结构材料, 固态陶瓷 Li_2ZrO_3 或 Li_2O 作增殖材料, 采用先进氦气 Rankine 循环发电; 后期, 为进一步适应高功率密度、高温与高热转换效率的要求, 主要发展液态金属增殖剂包层, 如 ARIES-II, -RS 的液态锂自冷, 以钒合金为结构材料的包层; ARIES-ST 采用双冷 (氦气和液态金属锂铅) 包层, 氧化弥散 (ODS) 铁素体钢作结构材料, 加碳化硅流道绝缘插件; ARIES-AT 采用液态金属锂铅自冷却碳化硅包层等。

始建于 1998 年的 APEX 计划是美国聚变能源科学计划的一部分, 主要任务是探索新颖、革新性的堆内部件技术 (Chamber Technology) 概念, 希望根本性地提高未来聚变能系统的吸引力。其技术目标包括高功率密度、高热电转化效率和高可用度等。主要研究的新概念有液态金属壁技术和高温锂汽化、高温材料固态壁包层技术, 如 EVOLVE, CLIFF 等。

2.2 欧洲

欧洲早在 20 世纪 80 年代, 以 JCT (Joint Center Team) 为主开展了关于聚变堆、包层及等离子体物理方面的 NET (Next European Torus) 研究计划。在 20 世纪 90 年代, 欧洲的聚变能研究是按照 PPA^[3] (Power Plant Availability) 计划和 SEAFP & SEAL^[4] (Safety and Environmental Assessment of Fusion Power) 计划项目进行的。而欧洲最为系统的聚变电站堆研究计划是在 2000 年正式起动的 PPCS (Power Plant Conceptual Study)^[3]。它是在欧洲以前的聚变能研究基础上更为系统化、连续性和整体性的项

目, 目的是帮助评估聚变能形势和确立欧洲聚变计划的可持续性和优先权。PPCS 包括 4 种聚变电站模型 (A, B, C, D); 它们在等离子体物理、产电量、包层和偏滤器技术、堆大小、聚变功率和材料选择等方面均大不相同, 相应地在经济性能和安全及对环境的影响上也不尽相同。A 模型是在现有物理和技术方面的较小外推, 在 SEAFP 基础上发展了近 10 年, 设计以满足最高的安全标准为要求。稳态运行、40 年寿命、可行性强是其优点, 但内部成本最高, 对应的是水冷锂铅包层和水冷偏滤器; B 模型是近 10 年在氦冷球床 DEMO 包层基础上发展的, 它在物理和技术方面适度外推, 代表着聚变能近期发展概念, 对应的是氦冷球床包层和氦冷偏滤器, 有 162 个盒状结构的包层模块; C 和 D 模型均是在物理和技术方面的先进外推, 允许较高的电站效率, 都具有高 β 值, 等离子体 MHD 稳定性强、高自举电流份额、低偏滤器功率负载和低 Z_{eff} 。C 模型对应的是双冷氦-锂铅包层和氦冷偏滤器, 使用碳化硅流道插件、BRAYTON 氦气循环系统, 有着高效率的功率转换系统。D 模型为最先进的聚变堆模型, 内部成本最低, 但发展风险性最高, 对应的是自冷锂铅包层, 碳化硅作结构材料, 热电转换效率高, 经济性能好, 冷却剂的出口温度最高 (达 950 °C)。

PPCS 的 4 个电站模型是欧洲聚变能研究发展的主导战略, 其特点有: 单堆聚变功率由 5.5 GW 逐渐降低为 2.5 GW; 环径比 ($A = 3$) 保持不变, 大小半径同步减小, 平均中子壁负载由 1.8 MW/m² 提高到 2.4 MW/m², 而偏滤器最大热负载由 15 MW/m² 降至 5 MW/m²; 包层材料由低活化铁素体/马氏体 (RAFM) 钢向碳化硅发展, 冷却剂出口温度逐渐升高, 热转换效率由 30% 提高到 60%, 向经济竞争力强的堆型发展。

2.3 日本

日本的聚变堆设计研究单位主要有日本原子能研究所 (JAERI)、日本国家聚变研究所 (NIFS) 和各大学等。JAERI 设计研究的聚变堆有 SSTR 系列^[5, 6]、DREAM^[7] 和 VECTOR^[8]。SSTR 系列包括 1990, 1996 和 1999 年设计研究的 SSTR, A-SSTR 和 A-SSTR2。它们在安全性、可维护性和经济方面逐渐改善, 向紧凑型发展。SSTR 是日本第一个稳态

托卡马克聚变堆设计,堆芯物理基于当时发展的技术,包层以当时的轻水堆技术为基础,没有经济竞争力。A-SSTR 是双托卡马克堆,在安全和经济方面有所改进。A-SSTR2 堆型较为紧凑,没有中心螺旋管系统,采用蘑菇形包层结构,碳化硅作结构材料,冷却剂氦气进出口温度高达 600/900 °C,可获得 51% 的热电效率。可维护性强的 DREAM 堆聚变功率高达 5.5 GW,所有管道和供给系统都被安排在内包层内环,87% 的自举电流份额,包层设计与 A-SSTR2 相近。VECTOR 是非常紧凑的小型先进托卡马克堆,低环径比 $A=2$,低电价和低内部成本是其设计目标。

最近几年,CRIEPI(日本电力中央研究所)和东京大学等联合研究设计了紧凑反剪切托卡马克堆 CREST^[9],适中的环径比 $A=3.4$ 和拉长比 $\kappa=2.0$ 与 ITER 相似,有较强的经济竞争能力,采用过热蒸汽循环来冷却的固态包层。NIFS 近 10 年一直设计研究基于 Helical 装置的聚变堆 FFHR^[10],不存在等离子体电流破裂的危险,自冷 FLiBe 包层具有低 MHD 压降、低压运行和低氘溶解性等特点。

从日本聚变堆及包层研究发展来看,有以下特点:堆的大半径、环径比和聚变功率越来越小,向紧凑型发展;堆重量越来越小,向经济竞争力强的堆型发展;多为固态增殖包层(Li 陶瓷 + Be),冷却剂多为水和氦气,且偏向以水作为冷却剂,有超临界水和过热蒸汽循环等;冷却剂的压力较高,约 10—25 MPa,热转换效率逐渐提高。

2.4 中国

中国在 1986—2000 年间,由国家“863”计划支持,中国科学院等离子体物理研究所(ASIPP)和西南物理研究院(SWIP)合作开展了聚变-裂变混合堆的设计研究,其中联合设计的 FEB(又称聚变试验增殖堆)是作为从裂变核能过渡到聚变能的中间阶段的一代能源装置。作为国家高技术计划项目,主要探索生产核燃料 Pu 供给压水堆电站使用的前景,利用托卡马克堆芯 D-T 聚变反应所产生的 14 MeV 高能中子在包层内与 Li, ²³⁸U 反应以增殖氦和 ²³⁹Pu。

自 2000 年来,较具规模的聚变堆设计研究计划是在中国科学院知识创新工程支持下,ASIPP 开展研究的具有创新性的聚变堆和聚变驱动的次临界堆 FDS 系列^[11-16]概念设计,以及相关的材料和工程技

术发展,如多功能次临界堆 FDS-I、高热效率聚变电站堆 FDS-II、高经济性紧凑的球形托卡马克堆 FDS-ST 以及聚变高温制氢反应堆 FDS-III 等。

聚变次临界堆 FDS-I,利用聚变堆芯产生的中子源驱动次临界包层中的裂变反应,实现生产核燃料、嬗变核废料及增殖能量,以满足聚变能获得商业应用之前大规模发展裂变核能的需要,同时也作为推动永久清洁能源-聚变能商用化技术发展的重要台阶。它对聚变等离子体物理和工程方面要求不高,现有技术适量外推即可满足要求。聚变发电反应堆 FDS-II,是在聚变能研究发展状况和 ITER 物理与技术基础上,考虑了技术可行性和先进性,以实现高效率聚变能发电为目的。其设计目标强调经济性与可行性相兼顾。FDS-ST 是一种低环径比托卡马克(又称为球形环)聚变堆,具有高的发展潜力。其结构紧凑,中子束流强度高,易于实现稳态运行,要求相对低的外场,造价低,易于建成实用且具有高经济性的聚变堆。聚变高温制氢反应堆 FDS-III 是以制氢为目的的高温聚变反应堆,包层设计要求冷却剂具有高的出口温度(达 1 000 °C)。它主要研究如何获得并有效地把聚变能产生的高温热能应用到制氢领域。采用以水为原料通过热化学循环制氢,如碘-硫法和溴-钙-铁循环法,将水在极高温下进行裂解,为氢气生产提供所需的大量热源。

3 聚变示范堆设计研究及发展策略

世界各国在聚变能最终商用化之前,都必须经历一个 DEMO 堆的发展计划,即聚变商用示范堆,来验证聚变堆氦的自持能力、安全性能、经济性能以及对环境的影响等。目前各国对 DEMO 堆的研究大多有各自的发展计划及设计目标,当然,这些规划也会随着国际聚变研究进展和本国的能源状况与方针而变化。

3.1 美国

美国聚变主要发展路线是从 ITER 及 IFMIF(International Fusion Materials Irradiation Facility)经 CTF(Component Test Facility)到 DEMO 至最终发展商用电站。其中 DEMO 为聚变商用之前的最关键一步,是全面验证聚变堆的设计和技术,特别是氦的自持能力、经济性能以及对环境的影响等,美国

聚变能科学顾问委员会提出在未来 35 年内建成用于发电的聚变示范堆的发展计划。到目前为止,美国设计研究的 DEMO 堆概念有 1982—1986 年间发展的水冷不锈钢结构材料的托卡马克 DEMO 堆 ANL/FPP^[17], 热功率 800—1 000 MW, 大半径 5—5.2 m, 小半径 1.2—1.3 m。1995 年设计的 DEMO 堆包层, 采用高压氦气 (18 MPa) 冷却钒合金结构^[18], 液态锂作氚增殖剂, 高压氦气同心管。

3.2 欧洲

根据欧洲的聚变发展“快车道”(Fast Track) 计划, 欧洲 DEMO 的概念设计特点主要是对近期聚变等离子体物理和相关技术进行适当外推, 验证氚的自持能力以及堆的可行性、安全性和可用性等, 以快速达到聚变的商用化应用。其聚变发展的主要路线是从 ITER 及 IFMIF 到 DEMO 到商用电站, 目前欧洲正在发展的 DEMO 堆包层概念设计主要有 HCLL(氦冷锂铅液态包层)和 HCPB(氦冷球床固态包层)。

3.3 日本

日本聚变发展的主要路线是从 ITER 及 IFMIF 到 DEMO 到商用电站, DEMO 阶段的主要目的是同时测试聚变发电的技术性和经济性。主要有以轻水冷却的固态增殖剂包层作为日本聚变发电示范电站的主要候选包层, 确立 JAERI 为近期发展固态包层示范电站的核心机构; NIFS 和各大学主要发展长期电站规划的先进包层概念, 如液态 Li/V 包层、液态 FLiBe 包层、固态增殖剂和碳化硅复合材料包层以及液态金属 LiPb/He 包层^[19]。另外, 确认 DEMO 和原型堆相结合的发展策略, 在 DEMO 阶段, 开展多种包层概念和多样化材料研究; 在 ITER-TBWC(实验包层工作组)的发展框架下, 进行所有类型 TBM(包括固态氚增殖剂包层和液态氚增殖剂包层)的可能包层测试工作。目前发展的 DEMO 堆概念设计主要有水冷固态包层反应堆 DEMO 2001、低环径比水冷固态包层反应堆 DEMO J05 和紧凑反剪切托卡马克反应堆 DEMO-CREST 等^[20]。

3.4 俄罗斯

在俄罗斯, DEMO 堆被视为本国聚变能发展计

划中的第一个聚变电站堆(First PFR), 用来验证 PFR 的相关技术、装置以及系统, 并进一步证明是否有能力具备未来电站级的热电转换效率。其设计思想主要验证多种等离子体堆芯技术、多种包层和偏滤器先进概念以及进行多种材料的制造和活化分析研究等。其聚变发展的主要路线是从 ITER 到 DEMO 到 PFR。目前正在发展的 DEMO 堆概念设计主要有脉冲方式运行的 DEMO-P 和稳态方式运行的 DEMO-S, 包层研究涉及有氦冷固态锂陶瓷球床包层和自冷液态锂-钒包层^[21]。

3.5 中国

随着中国参加 ITER 国际合作计划, 在调研各国 DEMO 研究发展计划基础上, 中国也正在发展自己的磁约束聚变 DEMO 堆计划, 并进行相应的设计研究。中国的聚变 DEMO 堆主要应验证聚变电站的安全性、可靠性以及对环境的影响, 同时证明作为商用电站的经济可行性。中国聚变发展的技术路线可以考虑是从先进实验超导托卡马克堆(EAST)及其它实验装置到 ITER(堆工程实验)及 IFMIF(材料辐照实验)到 DEMO 到最终商用化聚变电站堆。其中在 ASIPP 即将建成的 EAST 为先进全超导托卡马克实验装置, 它的功能主要是探索等离子体稳态先进运行模式, 其工程建设和物理研究将为 ITER 的建设提供直接经验和基础。DEMO 堆是中国聚变能商用之前的不可缺少的一步, 目前已提出两个考虑了技术可行性和技术先进性的聚变发电 DEMO 堆初步概念, 正在发展的 DEMO 堆包层概念设计主要有 DLL/SLI(双冷却剂液态金属包层/单冷却剂液态金属包层)^[15]和氦冷球床固态增殖包层。

4 ITER 及其实验包层计划

4.1 ITER 实验条件和关键技术测试计划

ITER 是一个托卡马克聚变实验堆, 其目标是验证聚变反应堆的物理和工程可行性。具体包括在感应驱动等离子体($Q = 10$)下自持燃烧(不排除受控点火的可能); 演示非感应电流驱动($Q = 5$)稳态运行; 演示应用于聚变堆的技术可行性; 测试未来聚变堆高热流部件的可靠性; 测试氚增殖包层概念等。主要设计参数见表 1^[22]所示。

表 1 ITER 主要设计参数

参 数	D-T 运行阶段
环向磁场强度 B_T/T	5.3
等离子体电流 I_p/MA	15
大半径 R/m	6.2
小半径 a/m	2
拉长比	1.7
三角变形	0.35
β_N	1.77
聚变功率 /MW	500
平均中子壁载荷 /(MW/m^2)	0.56
最大中子壁载荷 /(MW/m^2)	0.78
平均热流密度 /(MW/m^2)	0.27
最大热流密度 /(MW/m^2)	0.5
典型脉冲长度/s	400 (燃烧时间) 1 800 (周期)

ITER 在 H-H 阶段的运行条件: $0.11 MW/m^2$ 热流密度, 局部达 $0.3 MW/m^2$; 在 D-T 阶段典型的运行条件: $0.27 MW/m^2$ 热流密度, $0.78 MW/m^2$ 中子壁载荷, 400 s 脉冲; 已确定 3 个赤道窗口用于 TBM 实验。

ITER 国际合作各成员国计划在 ITER 运行的第

1 天安装实验包层模块开展实验, 对应 ITER 不同运行阶段 (H-H, D-D 和 D-T), 通过设计系列 TBM 实验来模拟和测试与未来聚变发电堆相关的材料和工程技术。实验包层关键技术包括结构材料技术、涂层技术、流道绝缘插件技术、氦的在线提取与控制、高温热交换技术以及各种测量技术等。

4.2 实验包层模块方案设计

包层是聚变能源应用的关键能量转换部件。目前 ITER 包层结构材料首选技术发展相对成熟的 RAFM 钢 (如中国 CLAM 钢、欧盟 EUROFER 钢、日本 F82H 钢), 耐高温钒合金也是候选材料之一。包层按氦增殖剂分为液态增殖剂 (如液态锂、锂铅共晶体、熔盐) 包层和固态增殖剂 (如固态 Li_2TiO_3 和 Li_4SiO_4) 包层; 对这两类包层概念设计, 考虑了多种冷却方案, 即氦冷却、水冷却、液态增殖剂自冷的单冷方案, 以及高压氦气冷却结构同时液态增殖剂自冷的双冷方案。

ITER 国际合作各成员根据各方的 DEMO 战略和兴趣以及 ITER 的实验条件, 设计了各自的 TBM 方案。中国也分别进行了液态锂铅和固态陶瓷包层模块的设计研究^[23, 24]。各成员方的 TBM 主要设计参数见表 2。

表 2 ITER 国际合作方 TBM 主要设计参数

成员	TBM	结构材料	增殖剂	冷却剂 (进出口温度和压力)	备注
欧	HCLL	EUROFER	LiPb (0.33 kg/s)	He 气: 300/454 °C, 8 MPa	小模块化设计, 低流速 LiPb
	HCPB	EUROFER	陶瓷增殖剂	He 气: 300/500 °C, 8 MPa	小模块化设计
	DCLL	F82H	LiPb (72 kg/s)	He 气: 380/460 °C, 8 MPa LiPb: 330/440 °C, 2 MPa	热效率高, V 形 FW, 高流速 LiPb
美	小实验单元*	F82H	陶瓷增殖剂	He 气: 300/500 °C, 8 MPa	插入 HCPB 中, 不打算提交完整 TBM
俄	Li-TBM	V-alloy	Li (0.5 m/s)	Li: 250—450/350—550 °C	结构简单
	TBSM	RAFM	Li_4SiO_4	He 气: 300/500 °C, 8 MPa	结构和增殖剂分别冷却
韩	HCML	EUROFER	Molten Li	He 气: 350/450 °C, 8 MPa	石墨中子反射层
	HCSB	EUROFER	Li_2SiO_4	He 气: 300/500 °C, 8 MPa	石墨中子反射层
日	HC-TBM	F82H	Li_2TiO_3	He 气: 300/500 °C, 8 MPa	子模块系统独立
	WC-TBM	F82H	Li_2TiO_3	H_2O : 280/325 °C, 15 MPa	测试不同的包层结构
中	DLL	CLAM	LiPb	He 气: 340/420 °C, 8 MPa	双功能, “7” 隔板, 兼顾风险和发展潜力
	SLL	CLAM	(DLL: 5.2 kg/s) (SLL: 0.1—1 kg/s)	LiPb: 480/700 °C, 1 MPa (DLL) LiPb: 450 °C (SLL)	
	HC-SB	CLAM	Li_2SiO_4	He 气: 300/500 °C, 8 MPa	小模块化设计

* 不设计实验的 TBM。

5 总结

对国际上各国的聚变动力电站堆与示范堆的设计状况和发展策略、以及 ITER 各实验包层计划和设计情况做了简要的介绍。美国虽然对示范堆进行的设计工作不多,但聚变动力电站堆的研究颇具规模,以探索新概念新技术为主,发展各种堆型和包层,在 ITER 实验包层合作中,主要研究氦冷锂铅和氦冷球床包层。欧洲的聚变电站堆、示范堆和包层概念由低向高,阶梯式逐渐向高性能、高经济性

和先进性发展,固态包层和液态包层均有研究。日本的聚变电站堆和示范堆的研究多以固态增殖剂包层为主,兼顾液态包层的发展。俄罗斯有两个聚变 DEMO 堆,以锂-钷和氦冷球床包层研究为主。中国虽然起步较晚,但最近几年在聚变堆概念研究上发展迅速,推出了较具规模的 FDS 系列设计,在 ITER 实验包层方面以氦冷固态液态锂铅和氦冷球床包层为主。各国还有许多其它聚变堆相关设计研究,但不属于主流系列或不具规模性研究,由于篇幅所限,本文在此不做一一介绍。

参考文献:

- [1] Farrokh Najmabadi, Perspectives on Fusion Electric Power Plants. FPA Annual Meeting, December 13, 2004 Washington, DC.
- [2] Abdou Mohamed A, Ying A, Morley N, *et al.* APEX Interim Report, Chapter 1: Overview, November, 1999.
- [3] Maisonnier D, Cook I, Sardain P, *et al.* A Conceptual Study of Commercial Fusion Power Plants-final Report of the European PPCS. EFDA-RP-RE-5.0, Sept. 15, 2004.
- [4] Cook I, Marbach G, Di Pace L, *et al.* Safety and Environmental Impact of Fusion. EFDA-S-RE-1, April, 2001.
- [5] Kikuchi M, Seki Y, Nakagawa K. Fusion Eng and Des, 2000, **48**: 265.
- [6] Nishio S, Ushigusa K, Ueda S, *et al.* Conceptual Design of Advanced Steady-state Tokamak Reactor. In the 18th IAEA Fusion Energy Conf. FTP2/14, 2000.
- [7] Nishio S, Ueda S, Kurihara R, *et al.* Fusion Eng and Des, 2000, **48**: 271.
- [8] Nishio S, Tobita K, Tokimatsu K, *et al.* Technological and Environmental Prospects of Low Aspect Ratio Tokamak Reactor VEC-TOR. FT/P7-35.
- [9] Okano K, Asaka Y, Yoshida T, *et al.* Nucl Fusion, 2000, **40** (3Y): 635.
- [10] Sagara A, Imagawa S, Mitarai O, *et al.* Nucl Fusion, 2005, **45**: 258.
- [11] Wu Y C, Qian J P, Yu J N. J Nucl Mater, 2002, **307—311**: 1 629.
- [12] Wu Yican, Xiao Bingjia, Huang Qunying, *et al.* J Nucl Mater, 1998, **258—263**: 339.
- [13] Chen Yixue, Wu Yican. Fusion Eng and Des, 2000, **49—50**: 507.
- [14] 吴宜灿, 柯 严, 郑善良等. 核科学与工程, 2004, **24**(1): 72.
- [15] 吴宜灿, 汪卫华, 刘松林等. 核科学与工程, 2005, **25**(1): 76.
- [16] 陈红丽, 吴宜灿, 柏云清. 核科学与工程, 2005, **25**(4): 374.
- [17] Smith D L. Blanket Comparison and Selection Study. Final Report, Argonne National Laboratory Report ANL/FPP-84-1, September, 1984.
- [18] Wong C P C, McQuillan B W, Schleicher R W, *et al.* Evaluation of US Demo Helium-cooled Blanket Options. In: the Proceedings of the 16th IEEE/NPSS Symposium on Fusion Engineering, Vol. 2, Piscataway, NJ US; Institute of Electrical and Electronics Engineers, 1996, 1 145.
- [19] Akiba M, Overview of Japan Proposals. TBWG-15, ITER Garching JWS, July 12-13, 2005, 7.
- [20] Tobita K. Design Study of Fusion DEMO Plant at JAERI. ISFNT, Tokyo, MAY23-27, 2005.
- [21] Shatalov G, Altovskij I V, Borisov A A, *et al.* Fusion Eng and Des, 1998, **41**: 525.
- [22] 2005 TBWG Final Report, Report from the Re-established Test Blanket Working Group(TBWG) for the Period of the ITER Transitional Arrangements (ITA), September, 2005.
- [23] 吴宜灿, 汪卫华, 刘松林等. 核科学与工程, 2005, **25**(4): 347.
- [24] Feng Kaiming, Zhang Guoshu, Wang Xiaoyu, *et al.* Nuclear Physics Review, 2006, **23**(2): 96.

Status of Development and Design of Magnetic Confinement Fusion Reactors and ITER Test Blanket Modules

WU Yi-can, WANG Hong-yan, KE Yan, WANG Wei-hua, CHEN Hong-li, LIU Song-lin, HUANG Qun-ying, FDS team
(*Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China*)

Abstract: The ultimate goal of the fusion program is to develop large scale power plants for the production of electricity. At present, there are many representative designs of magnetic confinement fusion reactors in the world, e. g. ARIES and APEX in USA, PPCS in EU, SSTR in Japan, FDS in China, and International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER). These studies cover many aspects on fusion experimental reactors, DEMO reactors, and commercial fusion power plants, including plasma physics, blanket technologies, material behavior, and technologies required to construct and operate such complex plants. The study status and development strategy in various countries are summarized and reviewed.

Key words: fusion reactor; design; blanket; ITER