

磁约束可控核聚变装置的磁体系统综述

张家龙^{1, 2}, 宋彭^{1, 2}, 瞿体明^{1, 2*}

1. 清华大学机械工程系, 北京市海淀区 100084;

2. 清洁高效透平动力装备全国重点实验室(清华大学机械工程系), 北京市海淀区 100084

摘要:【目的】磁约束可控核聚变方案被视为未来解决全球能源问题的重要途径,作为磁约束聚变装置的核心元件,磁体在产生和维持等离子体稳定状态中起着关键作用。为此,对国内外典型磁约束可控聚变装置的磁体结构和规格进行了综述。【方法】回顾了聚变磁体从铜基到低温超导乃至高温超导的技术演变,系统归纳了各类典型聚变装置的磁体系统结构及其性能参数。同时,探讨了当前磁体研发过程中面临的技术挑战,并对未来发展进行了展望。【结论】磁体技术的进步对于提升聚变装置性能和加速实现聚变能源的商业化至关重要。随着高温超导材料的应用和新型磁体设计的不断优化,聚变能源的实用化正逐步向现实迈进。

关键词:可控核聚变;高温超导材料;新能源;聚变能源;磁约束聚变;托卡马克;聚变磁体;超导体

Review of the Magnet System for Magnetically Confined Controlled Nuclear Fusion Devices

Zhang Jialong^{1, 2}, Song Peng^{1, 2}, Qu Timing^{1, 2*}

1. Department of Mechanical Engineering, Tsinghua University, Haidian District, Beijing 100084, China;

2. State Key Laboratory of Clean and Efficient Turbine Power Equipment (Department of Mechanical Engineering, Tsinghua University), Haidian District, Beijing 100084, China

Abstract [Objectives] Magnetic confinement fusion is regarded as a critical solution to future global energy challenges. As the central component of magnetic confinement fusion devices, magnets play a crucial role in generating and sustaining plasma stability. A review of the magnetic system structures and specifications in representative magnetic confinement fusion devices worldwide was provided. [Methods] The technological evolution of fusion magnets was reviewed, from copper-based to low-temperature superconducting, and finally to high-temperature superconducting magnets. The structure and performance parameters of magnetic systems in various typical fusion devices were summarized systematically. Additionally, the technical challenges in magnet development were explored and an outlook on future development trend was offered. [Conclusions] Advances in magnet technology are vital for enhancing the performance of fusion devices and accelerating the commercialization of fusion energy. With the increasing application of high-temperature superconducting materials and continuous optimization of magnet designs, the practical realization of fusion energy is becoming increasingly feasible.

keyword magnetic confinement controlled nuclear; high-temperature superconducting material; new energy; fusion energy resource; magnetic confinement fusion; Tokamak; fusion magnet; superconductor

1 引言

能源是现代文明发展及经济增长的重要基础,其产生、分配和利用已经成为世界政治以及经济结构中不可或缺的重要组成

部分^[1]。当下人类所开采利用的能源当中,超过80%都直接或间接来自不可再生的化石燃料,包括煤、石油、天然气等^[2]。然而这些燃料不仅会在燃烧过程中释放出二氧化碳等影响生态

环境的温室气体,也无法满足未来社会中经济增长对于能源的巨量需求。因此,清洁、经济、可持续的能源来源已经成为现代社会所面临的重大挑战之一。

为了应对能源短缺与环境问题,许多国家都开启了对新型低碳能源结构的探索与布局。以风能、太阳能为代表的可再生能源以及核裂变能源虽然能够在一定程度上缓解能源危机,但也各自存在相应的缺点,并不能满足未来社会对于可持续低碳能源的长期需求^[3]。而随着近代物理学研究的不断深入,可控核聚变能源作为一种清洁、高效并且原料广泛的新型能源逐渐进入了人们的视野,也被认为是未来有望彻底解决能源问题的重要途径^[4]。

2 磁约束可控聚变

核聚变又称核融合,其过程可以简单概述为,在极端条件下,原子核克服核间势垒,发生碰撞融合,并伴随大量能量释放的过程^[5]。在实现上其通常可根据粒子约束形式分为磁约束、惯性约束和引力约束3种类型^[2]。其中磁约束聚变方案凭借其稳定性和技术基础成熟等多重优势,成为当下研究最为广泛,以及未来最有可能推进聚变能源商业发电的可控聚变方式。

磁约束方案是一种利用强磁场对其内部带电粒子进行运动约束的聚变形式。在磁场中,带电粒子会在洛伦兹力的作用下被束缚于磁场线上,围绕磁场线做螺旋运动,其中既包含了垂直磁场方向的圆周运动,也包括了沿磁场方向的直线运动^[6]。目前磁约束方案装置类型主要有磁镜、仿星器和托卡马克^[7]。这3种装置分别基于不同的设计理念与方案来实现对带电粒子的运动约束,并在各自领域中取得了不同程度的进展。

2.1 磁镜在弱磁场区域沿磁力线做螺旋运动的带电粒

子往往会在强磁场区域被反射,这种现象被称为磁镜效应^[6]。磁镜作为一种开放式约束系统,整体形状呈圆柱形,两端通过额外线圈提高磁场强度,以实现粒子反射、限制逃逸的作用^[8-9],如图1所示。然而,实际中磁镜只能反射垂直速度分量较大的粒子,而沿磁场线方向速度分量较大的粒子则难以被磁镜端部反射,从而逃脱约束,引发终端损失,在粒子约束上并未取得显著成效。但由于磁镜装置具有 β (等离子体压力与磁压力之比)值高,等离子体温度高及构造简单等优势,在过去几十年中,关于磁镜的改进工作仍在推进^[10]。

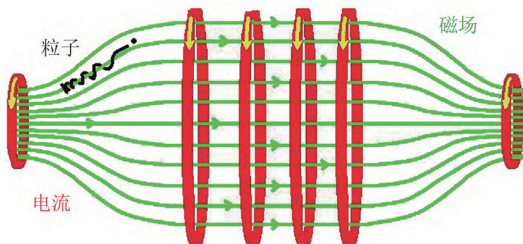


图1 磁镜效应示意图

2.2 仿星器

仿星器最早由Spitzer^[11]于1958年提出,是聚变研究初期最主要的等离子体装置之一。该装置整体呈环状,由一系列线圈环向排列而成,基于完全闭合的环向磁场线来消除因终端损失带来的粒子逃逸问题,并通过外加螺旋绕组产生极向磁场以平衡环向场不均匀性引起的粒子偏移现象^[12]。最终,由极向场(poloidal field, PF)与环向场(toroidal field, TF)叠加形成一个完全包含在环形约束室中的螺旋磁场,实现对其内部带电粒子的运动约束,如图2所示。然而,在实际开发中,仿星器的复杂线圈结构对于加工精度有着极高要求,这也成为了制约其发展的重要因素^[6]。

2.3 托卡马克

托卡马克^[13]是当下研究最为广泛、也是未来最有可能实现可控核聚变的聚变装置。其名称Tokamak由俄语单词“环形、真空室、磁、线圈”的词头组成,由前苏联科学家阿齐莫维奇等人于20世纪50年代提出。与仿星器类似,托卡马克装置同样由一系列环向场线圈周向排列而成,用于生成闭合的环向约束磁场。放电时,由中央螺线管/欧姆加热(central solenoid/ohmic heating, CS/OH)线圈的变化磁通激励等离子体产生环向电流,该环向电流产生的极向磁场分量与环向磁场耦合,形成约束等离子体的磁场构型,并保障磁面闭合态^[6, 14]。此外,其还需要极向场线圈来抵消等离子体电流回路及等离子体压力所引起的膨胀力,并保持等离子体形状与稳定性,相关原理结构。

在磁约束可控核聚变装置中,产生约束磁场的磁体系统扮演着核心角色,其磁场强度与均匀性对于整个装置的性能与效率均有着重要影响。在磁约束可控核聚变的研究过程中,磁体系统的设计和优化是一项复杂而又重要的任务。本文以托卡马克磁约束聚变装置为中心,介绍了聚变磁体系统的发展历程和现状,分析了当前超导磁体在研发中的技术挑战。

3 铜基托卡马克磁体系统

3.1 T-3托卡马克装置

1968年,前苏联研究团队在新西伯利亚召开的第三届核聚变国际会议上,汇报了基于铜基磁体的T-3托卡马克装置在等离子体温度、密度以及约束时间等方面取得的重要进展,引起了巨大反响,美国、日本以及欧盟在内的众多国家纷纷跟进研究,掀起了世界范围内对于托卡马克装置的研究热潮^{[15][16-20]}。

3.2 美国TFTR装置

托卡马克聚变试验反应堆(Tokamak fusion test reactor, TFTR)项目于1974年由美国原子能委员会批准,获资3.14亿美元,在普林斯顿等离子体物理所(Princeton Plasma Physics Laboratory, PPPL)开启建造,耗时近10年。TFTR于1982年12月首次成功产生等离子体,并于1983年春季创下托卡马克最长等离子体能量约束时间的世界纪录^[21]。

TFTR的磁体系统均采用水冷式无氧铜导体制造,其环向

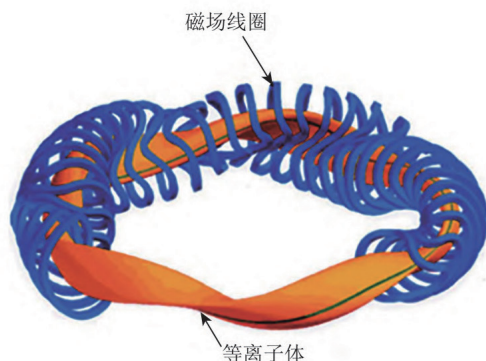


图2 仿星器中线圈配置

场磁体由 20 个圆形线圈周向均匀排列而成,如图 4 所示。每个线圈内部都包含了超过 457 m 的铜导体,并绕制成总匝数为 44 的双饼线圈,安装于金属钛壳体之中,能够承载 73.3 kA 的电流,并在等离子体中心处产生 5.2 T 的环向磁场^[17]。同时,其采用壁厚 0.762 mm 的跑道型截面薄壁铜管,并将其钎焊进导体凹槽内部,为导体冷却提供了水冷通道,能够确保导体最高温度限制在 65.56 °C 以内^[22]。

TFTR 极向场磁体由 4 组独立线圈组成,包含超过 860 匝水冷铜导体,总重约 80 t。不同线圈各司其职,欧姆加热 (ohmic heating, OH) 线圈主要用于产生和维持等离子体电流;平衡场 (equilibrium field, EF) 线圈提供了等离子体维持径向平衡所需的大部分磁场;水平场 (horizontal field, HF) 线圈将等离子体垂直定位于真空容器内;可变曲率 (variable curvature, VC) 线圈主要用于控制等离子体截面形状^[23]。各线圈间独立供电、相互配合,实现了从等离子体电流产生到维持以及控制的全过程。

TFTR 于 1997 年 4 月进行了最后一次运行^[24],其服役期间完成了近 8 万次等离子体放电,不仅超额实现了大部分预定科学与技术目标,还验证了等离子体磁约束方案的有效性,为后续托卡马克的研究提供了技术经验。

3.3 欧洲联合环装置

欧洲联合环 (joint European torus, JET) 是一座建设在英国卡勒姆核聚变中心的磁约束聚变反应堆,由欧洲多国合作完成^[25-26],形貌如图 5 所示。该项目始建于 1970 年,并于 1983 年如期运行,成功产生等离子体。在 1997 年,JET 又利用氘和氚燃料混合物创造了最接近科学盈亏平衡的世界纪录,产生了 16 MW 的聚变功率,同时注入了 24 MW 的热能来加热燃料,能量增益 Q 值达到 0.67^[27]。

JET 装置的环向磁场由 32 个 D 型线圈共同产生,这些线圈均采用水冷铜导体绕制,并基于串联方式实现电路间连接^[28]。每个 D 型线圈由 2 个单饼线圈组合而成,每层包含 12 匝铜导体,可承载 67 kA 电流,并在等离子体中心处产生 3.45 T 的环向磁场^[29]。此外,铜导体上还配置了 2 个沿截面对称放置的

冷却通道,导体内所有匝都平行于冷却通道,并与水流方向相同,确保了高效的导体冷却。线圈外壳则由奥氏体球墨铸铁制成,并通过了疲劳与断裂力学的严格测试^[20]。

JET 极向场磁体中包含了 4 种类型线圈^[20],根据功能可简单分为欧姆加热线圈和等离子体形位线圈。欧姆加热线圈由 8 个直径为 2 m 的独立线圈组成,形成了 1 个 6 m 高的中心螺线管,能够产生 13 T 的交变磁场,用于驱动等离子体电流。形位线圈则布置于 TF 磁体结构上,最大直径可达 14 m,具备 40 kA 通流能力,承担着等离子体形状与位置的控制任务^[26]。同环向场线圈类似,所有极向场线圈均使用水冷铜导体,并基于环氧树脂浸渍玻璃带和聚酰亚胺带完成绝缘^[20]。

JET 是欧洲最为成功的合资项目之一,也是通往聚变反应堆的重要一步,其作为 20 世纪七十年代中等尺寸托卡马克与国际热核聚变反应堆 (international thermonuclear experimental reactor, ITER) 之间的桥梁,为 ITER 的科学实验提供了参考和借鉴。

3.4 日本 JT-60 装置

JT-60 (Japan Torus-60) 与欧洲的 JET、美国的 TFTR 齐名,被誉为世界三大托卡马克,其主要目的是为了实现等离子体临界条件^[13, 30-31]。JT-60 于 1978 年 4 月开启实际建设工作,并最终于 1985 年 4 月得以完成,总共耗资约 2 300 亿日元^[32-33],形貌如图 6 所示。

JT-60 环向场磁体由 18 个线圈组成,这些线圈均匀排列在距其中心轴线 3.32 m 处位置,能够产生约 4.5 T 的环向磁场。单个 TF 线圈由 2 个单饼线圈组成,每项包含 36 匝水冷导体,并根据应用场景采用不同规格材料。靠近中心柱的高应力区域采用含银 0.2% 的无氧铜 (oxygen-free copper, OFC),冷加工率为 40%,而远离中心柱的低应力区域采用冷加工率为 20% 的 OFC,二者基于钎焊完成连接并构成导体完整匝,封装于高锰非磁性钢壳中^[19]。此外,每匝导体内部都布置有水冷通道,能够有效地维持导体冷却,并确保温升一致。

JT-60 的极向场磁体由 5 种不同类型的线圈组成,均采用与 TF 线圈相同的导体材料,并各自具备不同功能。每个线圈均由若干串联的绕组单元构成,每个单元包含数匝导体,并被包裹在大约 5 mm 厚的绝缘材料中。导体冷却则通过焊接在其周围的槽内水流完成,实现对其温度的有效控制^[34]。

截至 2018 年, JT-60 仍然保持着聚变三重积以及等离子体温度最高值的世界纪录^[35],其推进与实施对未来聚变堆设计提供了不可或缺的科学基础^[13]。目前其已被拆解并改进为世界上最大的超导托卡马克装置 JT-60SA,由日本和欧盟联合运营,并开展新一轮的聚变研究^[36]。

3.5 美国 Alcator C-Mod 装置

Alcator C-Mod 是 Alcator 系列的第三座托卡马克装置^[37],作为一台紧凑型托卡马克,其曾凭借着极高的环向约束磁场而闻名。Alcator C-Mod 装置的概念于 1985 年被提出,

后经美国能源部批准,由美国麻省理工学院(Massachusetts Institute of Technology, MIT)等离子体科学与聚变中心开启建设,并于1992年实现首次放电^[38]。

Alcator C-Mod的环向场线圈总共包含120匝矩形导体,被均匀排列成20束子单元,所有导体Alcator的极向场线圈系统包含3个OH线圈以及5对PF平衡线圈,用于提供欧姆驱动、平衡场和等离子体形状控制^[37, 40]。除EF4线圈对安装在外部圆柱结构上外,其余平衡PF线圈对(EF1、EF2、EF3和EFC)均安装在TF磁体内部的真空容器上,并采用Nomex和环氧树脂进行热固化实现绕组间绝缘,基于电成形技术完成端子与线圈间的连接^[18, 41]。欧姆加热线圈由OH1、OH2L和OH2U三部分组成,均采用硬铜条堆叠绕制在TF线圈内腿上,OH1沿其长度方向延伸,而OH2U和OH2L则分别绕在螺旋管上、下部1/4处,均可沿其轴向自由移动,并在内外表面处通过液氮预冷,可承载最高50 kA电流^[18, 42]。

Alcator C-Mod服役期间(1992—2016年),总共完成了超过35 000次等离子体放电,启动可靠率达到80%,并保持着磁约束聚变装置体积平均等离子体压力的世界纪录^[38]。

3.6 中国环流器三号装置

作为我国专门从事磁约束聚变以及等离子体

研究的科研机构,核工业585所(现核工业西南物理研究院)自建立以来,先后研发了20多种不同类型的聚变研究装置,其中包括中国环流器一号装置(HL-1, 1984)、中国环流器新一号装置(HL-1M, 1995)、中国环流器二号A装置(HL-2A, 2002)以及中国环流器三号装置(HL-3, 2020)等^[43-44]。

HL-3(前称HL-2M)装置作为HL-2A的改造升级装置^[45-46],是我国自主研发的新一代先进磁约束核聚变实验研究装置,如图8所示。该装置线圈系统均采用铜导体水冷线圈绕制而成,其中,TF线圈由20个具有D型轮廓的比特板式结构线圈串联组成^[47],采用可拆卸结构,能承载最高191 kA电流,对应产

生的最大环向场为3.0 T。每个TF线圈内部包含了7匝导体,每匝由L形中心段导体、上横段导体以及外弧段导体3段组成,均由冷轧铜合金板经精密机械加工而成。各匝线圈中的相同部分通过环氧玻璃纤维布粘接为一体,不同分段之间用可拆卸接头进行连接^[16, 48]。冷却上,其采用预埋焊方案,在铜合金板侧面加工出U型槽,并将薄壁铜管焊入其中,形成冷却水管道,基于主动流量控制确保TF线圈运行温度低于90 °C^[16, 49]。

HL-3的极向场线圈系统由8个CS线圈和8对上下对称的PF线圈组成,均放置于TF线圈与真空室之间^[46]。其中:PF1—PF4线圈同轴放置,形成一个筒状集成体(靠近CS线圈外侧);PF5—PF8线圈位于装置大环外侧,采用多匝盘式绕制结构。各线圈匝数为26或28匝不等,并布有2~3条水冷管道^[16, 50]。CS线圈由2项子线圈组成,每项绕有48匝导体。2组CS线圈相互交错嵌套螺旋绕制在TF线圈中心柱上,最高可承载220 kA电流。CS线圈和PF线圈合计可提供14Vs的最大极向磁通变化量^[16]。

HL-3装置于2023年首次实现了等离子体电流为1 MA的高约束模式运行,刷新了中国磁约束聚变装置的运行纪录^[51],并在2024年的首轮国际联合试验中首次发现并实现了一种特殊的先进磁场结构,对提升核聚变装置的控制运行能力具有重要意义^[52]。

4 低温超导托卡马克磁体系统

4.1 T-7托卡马克

1979年,苏联建造了世界上第一台低温超导托卡马克T-7装置^[53],将超导磁体技术引入聚变领域,为聚变装置的设计和运行提供了重要支持和创新。超导磁体不仅能产生较高的约束磁场,还能在长时间运行下节省大量电力,有效改善长脉冲稳态运行,大大提升聚变能源的转化效率与能源输出,进一步加速全人类对于聚变领域的探索进度。

4.2 国际热核聚变实验堆

国际热核聚变实验堆(international thermonuclear experimental reactor, ITER)是一项国际合作项目,最早由美苏首脑提议,并最终于2006年正式启动,由包括中、美、俄在内的7方成员联合资助与推进,建设成本超过150亿欧元^[54]。该项目计划建造一个可自持燃烧的托卡马克聚变实验堆,目标聚变功率达到500 MW,能量增益突破10^[55]。ITER的基础建设开始于2013年,原计划于2025年完成建设并正式开始等离子体试验^[56],而根据ITER理事会最新版项目时间表,ITER装置建设将推迟,计划于2033年实现全等离子体电流,并在2034年开始开展完整研究活动^[57]。

ITER计划建设全超导磁体系统,预计能够产生15 MA等离子体电流及11.8 T峰值磁场。TF线圈与CS线圈在高场环境下使用Nb₃Sn超导体,其余线圈则使用NbTi超导体。2类导体均考虑管内电缆导体(cable-in-conduit conductors,

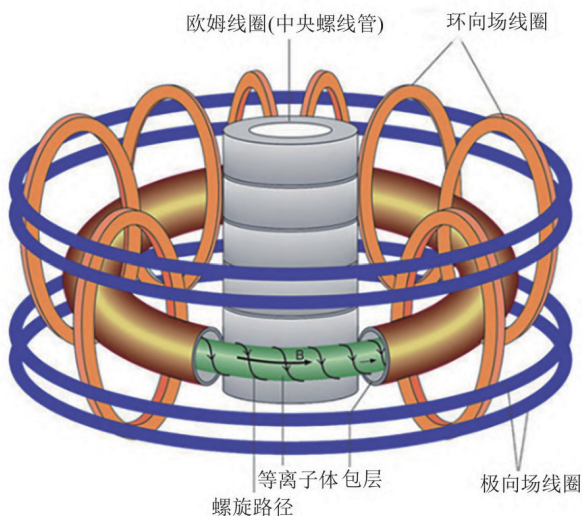


图3 托卡马克装置概念图

CICC) 结构, 采用多级缆线缠绕在中央冷却螺旋管周围, 并基于 4.5 K 超临界氦实现冷却^[58]。TF 线圈绕组由 7 个双饼线圈组成, 每个双饼线圈内部都包含一个 316LN 不锈钢材质的 D 型径向板, 板的两侧加工有精细的半圆形槽口以适配导体绕制。导体上通过缠绕多层 Kapton- 玻璃纤维实现表面绝缘, 并由焊接到位的盖板将其固定在径向板上^[59]。整体绕组最终采用环氧树脂真空压力浸渍工艺进行绝缘固化, 并被放置于 316LN 不锈钢壳体中完成磁体组装^[59]。

ITER 的 PF 线圈通过柔性联板或滑动支架安装于 TF 线圈壳体之上^[58]。每个线圈均基于双饼方案进行绕制, 并通过生产不同规格的导体电缆以满足其位置磁场需求^[60]。导体接头均布置在线圈的外侧, 能够有效节约空间, 并降低交流损耗。其内侧 CS 线圈由 6 个独立绕组模块垂直叠加而成, 并通过预载结构悬挂在 TF 线圈的顶部, 底部则基于滑动连接结构实现定位。各模块均采用四饼或六饼线圈绕制方案, 可独立通电, 能够承载 40~45 kA 电流。所有极向场线圈的电气绝缘系统均由多层聚酰亚胺薄膜以及玻璃浸渍环氧树脂组成, 该结构能够有效缓解方形导体压缩条件下在角落处产生的应力集中^[59]。

ITER 代表着国际核聚变研究的顶尖合作, 它的建设和试验将为人掌握聚变能源的奥秘、迈向无尽清洁能源的未来奠定坚实的基石。

4.3 中国聚变工程实验堆

中国聚变工程试验反应堆 (China fusion engineering test reactor, CFETR) 是我国自主设计研制并联合国际合作的重大科学工程, 旨在验证聚变的可行性, 并为未来商业化聚变堆的建设提供基础。其概念设计已于 2014 年完成^[61], 过程设计于 2017—2020 年由 CFETR 设计团队开展^[62], 计划于 2035 年前完成建设, 并于 2050 年开展试验。

CFETR 采用全超导磁体设计, 所有线圈导体均采用多级电缆模式, 内部包含独立中央冷却管道, 基于超临界氦强制流方式进行冷却。该装置计划能够产生 13.78 MA 的等离子体电流, 并提供 6.5 T 中心磁场^[14]。16 个 TF 线圈均采用 D 型恒张力结构设计, 由 6 个弧段和 1 条直线实现近似拟合^[63-64]。其中 TF 线圈绕组根据所处场强大小划分了 3 个区域, 并计划采用不同的导体材料, 由低场到高场分别采用 NbTi 型、ITER 级 Nb3Sn 以及高性能 Nb3Sn 超导体进行绕制。各场区和线圈间通过内部和外部接头实现串联, 绕组整体通流能力预计可达 95.6 kA/匝^[62]。线圈绕组基于在 2008 年 6 月成功产生等离子体。

KSTAR 具备全超导磁体系统, 包含 16 个环向场 D 型线圈和 14 个极向场线圈, 能够产生 2 MA 的等离子体电流, 并在等离子体中心处提供 3.5 T 的约束磁场^[74]。TF 线圈内部绕组由 8 个单饼线圈组成, 均采用 Nb3Sn 型 CICC 导体绕制, 不含内接头, 并基于 4.5 K 超临界强制流氦气实现导体内部冷却^[75]。在导体绝缘上, 通过使用多层经真空压力浸渍后的 S- 玻璃布,

对导体及绕组表面进行包覆, 为其提供了优质的高压绝缘层。整个绕组最终被放置于 316LN 不锈钢焊接而成的线圈壳体中, 并采用环氧材料进行绝缘固化后完成组装。此外, 其通过采用盖板型冷却方案, 将冷却管钎焊进壳体内表面, 进一步保障了线圈整体的结构和热稳定性^[75]。

KSTAR 极向场磁体系统由 4 对 CS 线圈以及 3 对外部 PF 线圈组成, 能够产生并维持 2 MA 的等离子体电流长达 20 s^[76]。CS 线圈以及其中 1 对外部 PF 线圈采用 Nb3Sn 型 CICC 导体, 剩余 2 对 PF 线圈则使用 NbTi 型的 CICC 导体。所有线圈均基于内部导冷方案, 并通过与环向场磁体结构配合实现最终安装与支撑^[77-78]。

KSTAR 作为全球首批全超导托卡马克, 在长达十多年的运行过程中对超导托卡马克装置的运行和等离子体物理学的发展做出了重大贡献, 在长脉冲高温等离子体约束上屡次突破世界纪录, 其试验数据与建设经验也将为 ITER 项目的推进提供强有力的支撑^[79]。

5 结论

1) 托卡马克装置自 20 世纪 50 年代提出以来, 经历了从铜基磁体到低温超导磁体, 再到高温超导磁体的跨越式发展, 展现出其在未来能源探索领域的强大潜力和无限可能。磁体技术的不断进步, 显著提升了托卡马克装置性能并推进等离子体相关研究进展, 促使新一代托卡马克装置向更紧凑、高效和商业化方向发展。

2) 以仿星器装置为代表的其他类型磁约束聚变装置, 在高温超导材料以及先进制造工艺的加持下, 不断促进技术创新与性能突破。磁体阵列、激光刻蚀、混合原位增减材制造等前沿创新技术的提出, 为新一代聚变装置的设计和实验提供了更多的解决方案和可能性。

3) 超导磁体技术的引入虽然有效改善了磁约束可控核聚变装置的磁场性能, 增强了装置的稳定性和控制精度, 但诸如高应力、低温冷却、失超保护等在内的一系列难点问题也给聚变磁体系统的设计、制造和运行带来了挑战。

4) 近年来, 各国政府及私营企业正积极开展聚变产业战略布局, 展示出聚变能源发展的积极态势与广阔前景, 形成了全球范围内积极推动核聚变技术与商业化转型的热潮, 核聚变能源开发进入新的发展阶段。随着国际合作的深化与关键技术的不断突破, 核聚变能源的开发也将逐步从理论研究阶段迈向实际应用阶段。

参考文献

- [1] 杨宇, 于宏源, 鲁刚, 等. 世界能源百年变局与国家能源安全[J]. 自然资源学报, 2020, 35(11):2803-2820.
- YANG Y, YU H Y, LU G, et al. Interview on the unprecedented changes of energy geopolitics and national energy security[J]. Journal of Natural Resources, 2020, 35(11):2803-2820.

- [2] 王腾. 超导磁体技术与磁约束核聚变[J]. 南方能源建设, 2022, 9(4):108-117.
- WANG T. Superconducting magnet technology and magnetic confinement fusion[J]. Southern Energy Construction, 2022, 9(4):108-117.
- [3] 万宝年. 我国磁约束聚变研究进展和展望[J]. 中国科学基金, 2008, 22(1):1-7.
- WAN B N. Recent progress and perspective of magnetic confined fusion in China[J]. Bulletin of National Natural Science Foundation of China, 2008, 22(1):1-7.
- [4] 李倩. 典型托卡马克装置环向场线圈电磁模拟分析[D]. 成都: 电子科技大学, 2009.
- LI Q. Electromagnetic simulation analysis of the toroidal field coil in typical Tokamak devices[D]. Chengdu: University of Electronic Science and Technology of China, 2009.
- [5] WALKER M L, DE VRIES P, FELICI F, et al. Introduction to Tokamak plasma control[C]//2020 American Control Conference (ACC). Denver, United States: IEEE, 2020:2901-2918.
- [6] 王乃彦. 聚变能及其未来[M]. 北京: 清华大学出版社, 2001.
- WANG N Y. Fusion energy and its future[M]. Beijing: Tsinghua University Press, 2001.
- [7] BARBARINO M A. A brief history of nuclear fusion[J]. Nature Physics, 2020, 16(9):890-893.
- [8] ONGENA J, KOCH R, WOLF R, et al. Magnetic confinement fusion[J]. Nature Physics, 2016, 12(5): 398-410.
- [9] POST R F. Sixteen lectures on controlled thermonuclear reactions[M]. United States: University of California Radiation Laboratory, 1954.
- [10] HUANG C, LI L. Magnetic confinement fusion: a brief review[J]. Frontiers in Energy, 2018, 12(2): 305-313.
- [11] SPITZER L. The stellarator concept[J]. The Physics of Fluids, 1958, 1(4):253-264.
- [12] 陈凤翔. 一个不可或缺真相: 聚变能源如何拯救地球[M]. 北京: 科学出版社, 2020.
- CHEN F X. An indispensable truth: how fusion power can save the earth[M]. Beijing: Science Press, 2020.
- [13] 李建刚. 托卡马克研究的现状及发展[J]. 物理, 2016, 45(2):88-97.
- LI J G. The status and progress of Tokamak research[J]. Physics, 2016, 45(2):88-97.
- [14] SHARMA R G. Superconductivity: basics and applications to magnets[M]. Cham: Springer, 2015.
- [15] 张继明. 典型托卡马克装置环向场线圈受力—结构分析[D]. 成都: 电子科技大学, 2009.
- ZHANG J M. Force-structure analysis of the toroidal field coil in typical Tokamak devices[D]. Chengdu: University of Electronic Science and Technology of China, 2009.
- [16] 刘晓龙, 李广生, 邹晖, 等. HL-2M装置环向场线圈的工程研制与调试[J]. 核聚变与等离子体物理, 2021, 41(S1):312-315.
- LIU X L, LI G S, ZOU H, et al. Engineering development and commissioning of the toroidal field coils of the HL-2M device[J]. Nuclear Fusion and Plasma Physics, 2021, 41(S1):312-315.
- [17] BELL M G. Magnetic fusion energy[M]. Cambridge: Woodhead Publishing, 2016.
- [18] IRBY J, GWINN D, BECK W, et al. Alcator C-mod design, engineering, and disruption research[J]. Fusion Science and Technology, 2007, 51(3): 460-475.
- [19] YOSHIKAWA M. An overview of the JT-60 project[J]. Fusion Engineering and Design, 1987, 5(1):3-8. [20] HUGUET M, DIETZ K, HEMMERICH J, et al. The JET machine: design, construction, and operation of the major systems[J]. Fusion technology, 1987, 11(1):43-70.
- [21] NEILSON G. Magnetic fusion energy: from experiments to power plants[M]. Cambridge: Woodhead Publishing, 2016.
- [22] SMITH G E, PUNCHARD W F B. TFTR toroidal field coil design[C]//1977 Symposium on fusion research project. United States: 1977.
- [23] PRINCETON UNIVERSITY P P L. Tokamak fusion test reactor[M]. Princeton: Princeton University, Plasma Physics Laboratory, 1983.
- [24] VON HALLE A. Final operations of the Tokamak fusion test reactor (TFTR) [C]//1997 17th IEEE/NPSS Symposium Fusion Engineering (Cat-No-97CH36131). San Diego, CA, USA: IEEE, 1997:65-69.
- [25] GIBSON A. The JET project: a step towards the production of power by nuclear fusion[J]. 第45卷第6期发电技术1011 Naturwissenschaften, 1979, 66(10):481-488.
- [26] REBUT P H. The joint european torus (jet) [J]. The European Physical Journal H, 2018, 43(4/5): 459-497.
- [27] NORDLUND K H. European research roadmap to the realisation of fusion energy[M]. Munich: EUROFUSION, 2018.
- [28] WESSON J. The science of jet[R/OL]. (2014-11-01) [2024-05-23]. <https://scipub.euro-fusion.org/wp-content/uploads/2014/11/JETR99013.pdf>.
- [29] LAST J, BERTOLINI E, HUGUET M, et al. Upgrading the JET magnet system for 7MA plasma[J]. Fusion Technology, 1989, 15(2P2A):267-274.
- [30] KISHIMOTO H, AIKAWA H, OIKAWA A, et al. Construction and testing of JT-60[J]. Fusion Engineering and Design, 1987, 5(1):9-25.
- [31] YOSHIKAWA M, TOMABECHI K. JT-60 project and its present status[J]. Nuclear Technology-Fusion, 1983, 4(2P2):299-307.
- [32] SHIMOMURA Y, SHIMIZU K, HIRAYAMA T, et al. JT-60 program[J]. Journal of Nuclear Materials, 1984, 128:19-25.
- [33] KIKUCHI M. The large Tokamak JT-60: a history of the fight to achieve the Japanese fusion research mission[J]. The European Physical Journal H, 2018, 43(4):551-577.
- [34] SHIMIZU M, OHKUBO M, YAMAMOTO M, et al. Design, fabrication and performance test of JT-60: structural and thermal aspects[J]. Nuclear Engineering and Design Fusion, 1986, 3(3):249-264.
- [35] KIKUCHI M, TEAM J. Plasma physics found in JT-60 Tokamak over the last 20 years[C]//2009 AIP Conference Proceedings. Kuala Lumpur (Malaysia): AIP, 2009:161-167.
- [36] BARABASCHI P, KAMADA Y, SHIRAI H, et al. Progress of the JT-60SA project[J]. Nuclear Fusion, 2019, 59(11):112005.
- [37] FAIRFAX S. Alcator C-MOD[C]//1991 14th IEEE/NPSS Symposium Fusion Engineering. San Diego, CA, USA: IEEE, 1991:656-661.
- [38] MARMAR E. Alcator C-Mod (Final Technical Report) [R]. Cambridge, MA (United States): Massachusetts Inst. of Technology (MIT), 2018.
- [39] BURKE W, KANOJIA A, STILLERMAN J. Real-time high-field measurements of joint resistance in the Alcator C-Mod TF coil[C]//2015 IEEE 26th Symposium on Fusion Engineering (SOFE). Austin, TX, USA: IEEE, 2015:1-5.
- [40] HUTCHINSON I, BOIVIN R, BOMBARDA F, et al. First results from Alcator - C - MOD[J]. Physics of Plasmas, 1994, 1(5):1511-1518.
- BECKER H, BESEN M, CHILDS R, et al. Engineering features of the Alcator C-Mod Tokamak[C]// 1987 Twelfth Symposium on Engineering Problems of Fusion Research. Monterey, CA, USA: IEEE, 1987:11-14.
- FAIRFAX S A, MONTGOMERY D B. Anatomy of the PF magnet failure in Alcator C-MOD[C]//1993 15th IEEE/NPSS Symposium Fusion Engineering. Hyannis, MA, USA: IEEE, 1993:399-403.