

磁约束核聚变托卡马克装置研究进展与展望

钟武律*, 肖国梁, 佟瑞海, 李波, 刘健

(核工业西南物理研究院, 四川 成都 610225)

摘要: 本文围绕磁约束核聚变实验阶段的重点科学问题以及聚变工程化过程中面临的主要挑战, 重点介绍了国内外托卡马克装置的发展历程及现状, 概述了主要在役托卡马克装置的基本参数、主要任务、重要里程碑、当前重点研究方向及相关发展规划等。国际磁约束聚变研究已由等离子体物理实验为主逐步迈向重点聚焦聚变堆核工程与技术研发阶段, 加快建立聚变能开发产业体系是推动受控核聚变技术发展的关键。本文还对磁约束核聚变托卡马克的未来发展方向和技术路径进行了分析和展望, 并归纳提出加速聚变发展需尽快布局的核工程与核技术重点方向。

关键词: 磁约束核聚变; 托卡马克; 国内外进展; 展望

中图分类号: TL99; O53 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931(2024)S2-0296-12

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0440

Progress and Prospect in Magnetic Confinement Fusion Research of Tokamak

ZHONG Wulyu*, XIAO Guoliang, TONG Ruihai, LI Bo, LIU Jian

(Southwestern Institute of Physics, Chengdu 610225, China)

Abstract: This paper concentrates on the key scientific issues during the experimental phase of magnetic confinement fusion and the main challenges in the fusion engineering process. It mainly discusses the development history and current status of both domestic and international Tokamak devices, detailing their basic parameters, main goals, important achievements, current research interests, and development plans. Research on magnetic confinement fusion worldwide has been moving from plasma experiments to the development of fusion reactor engineering and technology. Speeding up the creation of an industry focused on fusion energy development is essential for the progress of controlled nuclear fusion technology. This paper also analyzes the future development direction and technology options for magnetic confinement fusion Tokamak, and summarizes the important areas in nuclear engineering and technology that should be addressed quickly to speed up the development of fusion.

Key words: magnetic confinement fusion; Tokamak; domestic and international progress; prospect

磁约束核聚变能源具有资源丰富、环境友好、固有安全等突出优势, 该前沿颠覆性技术将在我国核能发展“热堆-快堆-聚变堆”三步走战略体系中发挥至关重要的作用。其也将成为实现

收稿日期: 2024-05-20; 修回日期: 2024-06-28

基金项目: 国家自然科学基金(U21A20440)

* 通信作者: 钟武律

“双碳”目标、构建新型能源体系及保障国家能源安全的关键科技要素。国际磁约束核聚变研究自 20 世纪 50 年代起步,探索了箍缩、磁镜、仿星器、托卡马克等多种不同类型的技术路线,经历了从最初的少数几个核大国秘密研究,到技术解密,继而再到世界范围内开放合作、联合攻关的研究阶段。在众多磁约束核聚变技术途径中,托卡马克技术在 20 世纪 90 年代取得了显著进展,也被认为是有望率先实现核聚变能源应用的重要途径。托卡马克装置是一种环形真空磁约束系统,该方案由苏联库尔恰托夫研究所的科学家阿齐莫维奇及其团队于 20 世纪 50 年代提出。1968 年 8 月,在苏联新西伯利亚召开的第 3 届等离子体物理和受控核聚变研究国际会议上,苏联 T-3 托卡马克项目宣布实现了电子温度 1 keV、离子温度 0.5 keV 的等离子体运行,该指标参数领先于所有其他磁约束途径。该突破性成果在国际上掀起了一股托卡马克技术研究的热潮,到 2000 年前后,世界范围内先后建造了数十个各种类型和尺寸的托卡马克装置。自 20 世纪 90 年代起,在磁约束核聚变领域,美国的 TFTR、欧盟的 JET、日本的 JT-60U 三大托卡马克均取得里程碑式的研究进展^[1-4]。JET 是全球首个开展氘-氘(D-T)等离子体实验的托卡马克,先后创造了全球最高的 16.1 MW 聚变功率、69 MJ 的聚变能量等多项世界纪录,目前 JET 已于 2023 年开展第 3 轮 D-T 实验后宣布退役。TFTR 是美国于 1982 年建成并投入运行的大型托卡马克装置,在为期 3 年的 D-T 实验中,峰值聚变功率最高达到 10.7 MW。JT-60 是以实现临界等离子体条件(能量增益因子超过 1.0)为目的的大型托卡马克实验装置,日本于 1989—1991 年将 JT-60 改造成为 JT-60U,该装置获得了最高的聚变反应堆级的等离子体参数,聚变三乘积约为 $1.5 \times 10^{21} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$,聚变输出功率与外部输入功率之比 Q (功率增益)等效值超过 1.25。这些突破性进展证实了利用托卡马克方案实现磁约束核聚变的科学可行性。

国际聚变界超过半个世纪的不懈努力使得人们对受控核聚变科学的认知愈加清晰,但距离实现受控核聚变能源应用,多项关键技术仍存在很大挑战,需凝聚全世界之力共同攻克。全球规模最大、影响最深远的国际科技合作项目——国际

热核聚变实验堆(ITER)计划的目的是希望通过国际合作,共同努力,首次在地球上建造能与未来聚变电站规模相比拟的热核聚变实验堆,解决通向聚变电站的关键问题,探索聚变能源和平利用的科学和工程技术可行性^[5]。ITER 的设计、建造、运行和科学实验过程中所掌握的技术和获得的经验将为聚变示范堆提供重要支撑,因此世界各国都将 ITER 计划作为本国聚变发展规划中的重要一步。在 ITER 运行之前,各成员国主要利用在役的实验装置围绕 ITER 关切的科学和技术问题开展研究,旨在为其提供相关解决方案。同时,各国也在加快部署本国的聚变核科学研究设施,与 ITER 形成互补,并加速推进本国聚变研究堆或示范堆的设计和聚变堆技术研发进程,总体上都瞄准在 21 世纪中叶以前实现聚变堆商用。

本文重点对基于托卡马克方案的磁约束核聚变的发展方向和技术路径进行分析和展望。

1 国内外运行的托卡马克装置简介

近年来,全球磁约束核聚变已迈入高速发展阶段,国际原子能机构(IAEA)聚变装置信息系统(FUSDIS)2024 年 4 月的数据统计显示,目前全球共有 25 个国家或机构正在开展托卡马克设计、建造和运行,涉及的装置数量高达 77 个,其中 68 个为实验装置,9 个为示范堆。具体而言,56 个装置正处于运行状态,7 个装置处于建设中,另有 14 个装置处于规划建设阶段。全球托卡马克装置总体分布及运行情况(来源于 IAEA FUSDIS 4 月数据)如图 1 所示。表 1 列出部分国内外在运行托卡马克装置信息。

2 国外主要托卡马克装置研究进展

2.1 美国 DIII-D 装置

DIII-D 是美国目前在运行的、规模最大的托卡马克实验装置,该装置始建于 1986 年,由位于美国圣地亚哥的通用原子能公司(GA)负责运行和维护,并主要由美国能源部(DOE)支持其运行和开展实验。DIII-D 装置的主要任务是为以托卡马克实现聚变能源利用的路径建立科学基础,面向 ITER 和聚变堆开展前沿物理研究和技术方案测试。DIII-D 装置真空室内部如图 2 所示。

DIII-D 是在 20 世纪 80 年代建造的 Doublet I、

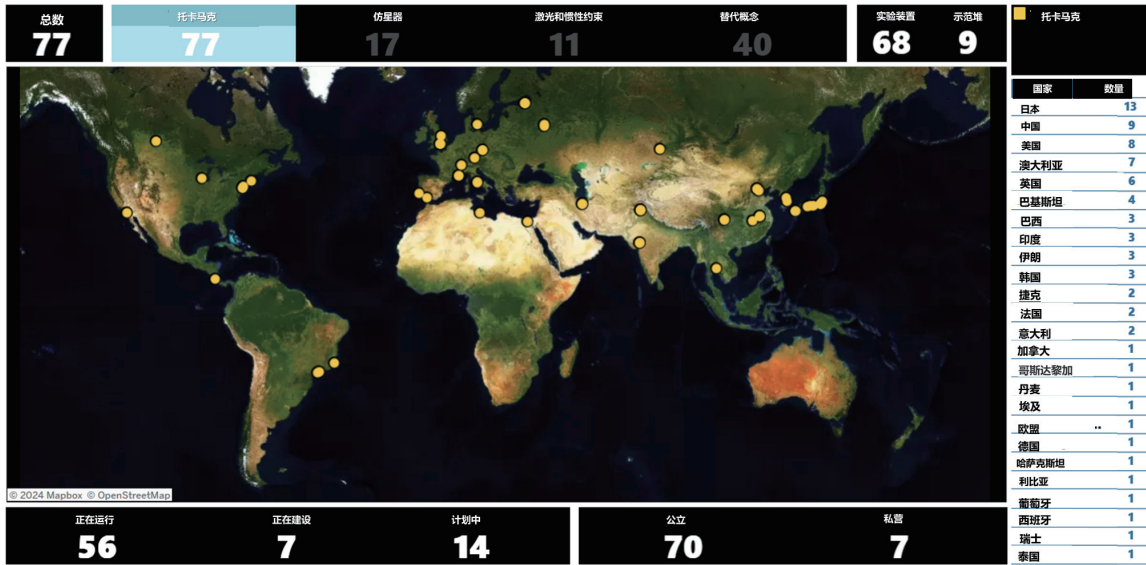


图1 全球托卡马克装置总体分布及运行情况
Fig. 1 Global distribution and operational status of Tokamak device

表1 部分在运行托卡马克装置信息
Table 1 Partial Tokamak device information in operation

装置名称	国别, 单位	大半径/m	小半径/m	电流/MA	磁场/T	装置特点
D III-D	美国, 通用原子能公司	1.67	0.67	2.0	2.2	最早采用非圆形的等离子体截面, 有利于提高等离子体参数
ASDEX Upgrade	德国, 马克斯·普朗克等离子体物理研究所	1.65	0.5~0.8	1.6	3.1	全钨第一壁
KSTAR	韩国, 韩国聚变能源研究所	1.8	0.5	2	3.5	超导托卡马克装置, 实现了48 s 离子温度1亿度的等离子体
WEST (原 Tore Supra)	法国, 原子能委员会	2.5	0.5	1	3.7	超导托卡马克装置, 实现了注入能量1 GJ, 2016年完成升级
JT-60SA	日本, 国立量子科学与技术研究所	3	1.02	5.5	2.7	国际规模最大的全超导托卡马克装置
HL-2A	中国, 核工业西南物理研究院	1.65	0.4	0.48	2.8	我国首个具有偏滤器位形的非圆截面的托卡马克
EAST	中国, 中国科学院合肥物质研究院等离子体物理研究所	1.9	0.45	1.0	3.5	国际首个全超导托卡马克装置
HL-3	中国, 核工业西南物理研究院	1.78	0.65	3	3	我国在运行的规模最大、设计参数最高的托卡马克



图2 D III-D装置真空室内部
Fig. 2 Inside of Tokamak at D III-D national fusion facility

Doublet II 和 Doublet III 型托卡马克基础上发展而来的^[6], 这一系列装置的特点是: 放弃了传统托卡马克圆截面等离子体, 采用具有细长状、非圆形的等离子体截面。D III-D 装置等离子体的形状类似于字母 D, 该类等离子体位形目前已被广泛用于新建的托卡马克之中, 如韩国的 KSTAR、中国的中国环流三号(HL-3, 原称为 HL-2M)装置和东方超环(EAST)均采用了相似设计理念。相关的理论和实验研究工作表明: 特定的等离子体截面形状能够强烈地抑制等离子体中存在的各种不

稳定性,因此可以在更小的装置中实现更高的等离子体压强和运行参数,如1997年D III-D在中等装置规模下实现了与JET和TFTR等大规模装置相近的聚变三乘积^[7]。

D III-D装置的典型参数如下:大半径为1.67 m,小半径为0.67 m,环形磁场高达2.2 T,加热功率高达23 MW,等离子体电流高达2.0 MA。通过灵活的等离子体位形、先进的控制技术、丰富的模拟代码、完善的等离子体诊断和高功率辅助加热与电流驱动系统,D III-D已开展了一系列被称为“先进、稳态托卡马克”的研究工作,在高参数运行模式、先进位形控制、加热与电流驱动机制、约束与输运、高能粒子物理和不稳定性控制等方面均取得了重要的研究成果^[8]。近期,D III-D装置计划对加热和电流系统、偏滤器、真空室内部件等进行一系列升级,重点解决聚变堆相似参数下的堆芯与边界兼容性难题^[9]。

2.2 德国 ASDEX Upgrade 装置

ASDEX Upgrade(Axially Symmetric Divertor Experiment)是德国现役最大的托卡马克,由马克斯·普朗克等离子体物理研究所负责运行和维护。同时,它也是德国仅次于仿星器Wendelstein 7-X的第二大聚变实验装置。ASDEX Upgrade总重量达800 t,大半径为1.65 m,小半径为0.5/0.8 m,最大磁场强度为3.1 T,最大等离子体电流为1.6 MA,最大加热功率为27 MW^[10]。ASDEX Upgrade装置于1981年启动设计,1988年启动安装,并于1991年3月21日实现第一等离子体,截至目前已经运行了超过30年,近期该装置正在升级新的偏滤器,预计于2024年年中恢复实验。在30多年的研究过程中,该装置开展了大量不同方向的研究工作,包括等离子体中的粒子和热输运,等离子体湍流、偏滤器物理,等离子体不稳定性以及等离子体运行方案的优化等^[11-13]。ASDEX Upgrade装置主机大厅如图3所示。

此外,ASDEX Upgrade装置的一个突出特点是采用了全钨第一壁^[14]。钨材料由于具有很高的熔点(超过3 000 ℃),使其能够更好地承受来自等离子体芯部大量的热能,是未来聚变堆最可能采用的第一壁材料。但钨材料的使用也会引入其他问题,如钨会“污染”等离子体,其电离过程会产生大量辐射,并会稀释等离子体芯部的氘-氦燃料

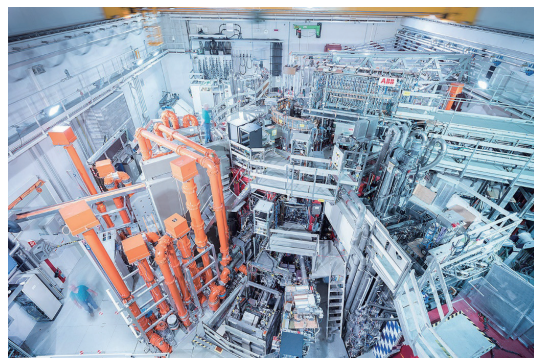


图3 德国 ASDEX Upgrade 装置主机大厅

Fig. 3 Main hall of ASDEX Upgrade Tokamak in German

比例。ASDEX Upgrade装置最重要的任务之一是研究钨第一壁条件下的等离子体行为和测试钨杂质控制技术,为ITER和未来聚变堆建立可靠的物理基础和积累技术经验。

2.3 韩国 KSTAR 装置

KSTAR(Korea Superconducting Tokamak Advanced Research)是韩国聚变能源研究所(Korea Institute of Fusion Energy)的核聚变研究装置,其旨在研究与ITER聚变项目相关的各个研究领域的科学和技术问题,并作为韩国参与ITER计划的重要组成部分。该项目于1995年获得批准,但东亚金融危机推迟了建设,该装置于2007年9月14日完成,并在2008年6月获得第一等离子体^[15]。韩国KSTAR装置主机大厅如图4所示。



图4 韩国 KSTAR 装置主机大厅

Fig. 4 Main hall of KSTAR Tokamak in Korea

KSTAR是世界上几大超导托卡马克装置之一,其由16个环向场线圈、1个中心螺线管线圈和80个极向场线圈构成^[16],其典型参数为:大半径为1.8 m,小半径为0.5 m,环向磁场最大为3.5 T,等离子体最大电流为2 MA。KSTAR装置主要的研究方向是持续时间长达300 s的高参数放电,并重点关注高离子温度的维持,2024年2月其成功

将 1 亿度的等离子体维持了 48 s^[17]。

2.4 法国 WEST 装置

WEST (Tungsten Environment in Steady-state Tokamak) 装置是法国的超导托卡马克装置, 由位于普罗旺斯卡达拉舍的法国原子能委员会 (CEA) 负责运行。WEST 装置的主要参数如下: 大半径为 2.5 m, 小半径为 0.5 m, 环向磁场强度为 3.7 T, 等离子体最大电流为 1 MA, 最长等离子体放电时间可达 1 000 s, 辅助加热以射频波注入 (包括电子回旋、离子回旋和低杂波) 系统为主, 总加热功率达 17 MW^[18]。法国 WEST 装置主机大厅如图 5 所示。



图 5 法国 WEST 装置主机大厅
Fig. 5 Main hall of WEST Tokamak in France

WEST 装置由原来的 Tore Supra 改造而成, Tore Supra 于 1988 年建成并运行, 目标是实现和维持长脉冲的等离子体^[19], 曾于 2003 年创造了等离子体维持时间 6 分 30 秒、注入能量 1 GJ 的世界纪录^[20]。在 2013—2016 年间, Tore Supra 经历了一系列的升级改造, 包括安装钨第一壁和偏滤器, 新的极向场线圈、冷却系统等, 因此被重新命名为 WEST, 在 2016 年 3 月 WEST 装置获得了第一等离子体, 其主要的研究目标为: 为 ITER 解决主动冷却、全钨偏滤器的运行技术问题; 掌握金属第一壁条件下等离子体壁平衡时间尺度内的等离子体运行方案^[18]。

2.5 日本 JT-60SA 装置

JT-60SA 是目前国际上规模最大的全超导托卡马克装置^[21], 其前身是日本的 JT-60U^[3], 该装置由日本的国立量子科学与技术研究所 (QST) 负责。JT-60SA 装置是欧盟和日本签署的科学合作协议“更广泛方法 (BA) 协议”的一部分, 旨在促进聚变技术的进步, 其中欧盟对该项目的贡献主要由 F4E (Fusion for Energy) 管理, 并由 31 个欧洲

实验室组成的欧洲聚变联盟 (EUROfusion) 在工程技术和人员等方面提供支持。日本 JT-60SA 装置大厅如图 6 所示。

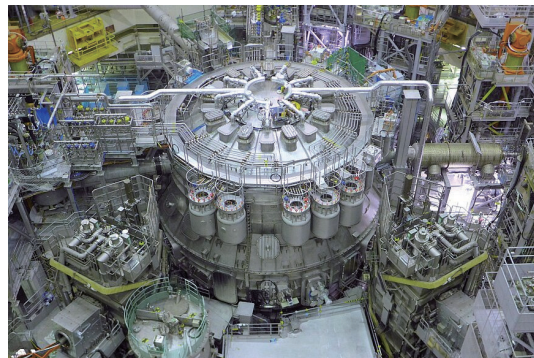


图 6 日本 JT-60SA 装置大厅
Fig. 6 Main hall of JT-60SA Tokamak in Japan

JT-60SA 项目的主要任务为: 支持 ITER 项目的开展, 对 ITER 关键物理进行补充和解决聚变堆 (DEMO) 所面临的工程问题, 为聚变能研发做出贡献。JT-60SA 装置将追求实现完全无感应电流驱动、稳态运行模式, 以及超过无壁磁流体不稳定性 (MHD) 极限下的高比压运行模式。该装置的特点是具有灵活的磁位形、强等离子体电流、全超导式的磁体线圈、多种形式且高时空分辨率的诊断和高功率的辅助加热等^[22]。

JT-60SA 装置的典型参数如下: 大半径为 3 m, 最大电流为 5.5 MA, 持续时间长达 100 s, 环径比约为 2.5, 加热功率高达 41 MW^[23]。该装置始建于 2007 年, 于 2020 年完成总装^[21], 随后完成了对装置的检查、超导线圈的升级等工作, 于 2023 年 10 月 23 日实现了第一等离子体, 并于 2023 年 12 月 1 日在日本举行了揭幕仪式。目前, JT-60SA 根据计划正在进行为期约 2 年 (2024 年 1 月—2025 年 12 月) 的装置维护和升级, 主要升级任务包括: 真空室内部件安装, 如偏滤器、线圈及抽气泵等, 面向氦放电辐射屏蔽改造, 提升加热功率 (包括正/负离子源 NBI、ECRH 等) 和安装诊断等, 预计于 2026 年初开始高参数等离子体运行实验。

2.6 国外其他装置

此外, 国际上还有多个中、小型托卡马克装置在运行或升级中, 如瑞士洛桑联邦理工学院 (EPFL) 的 TCV 托卡马克装置^[24]、俄罗斯库尔恰托夫研究院 (Kurchatov Institute) 的 T-15MD 托卡马克装置^[25]、印度的 Aditya Upgrade^[26]、英国原子能管理局

(UKAEA)的 MAST-U 球形托卡马克装置等。这些装置基于自身特点在面向 ITER 和聚变堆相关的多个研究领域开展前沿研究工作,如在 2022 年,英国 DeepMind 公司与瑞士洛桑联邦理工学院的科学家合作,在 TCV 装置上演示了基于人工智能技术实现对等离子体磁位形的控制,相关成果发表在《自然》杂志上^[27]。

从国际主要托卡马克装置的使命和运行现状可看出,欧美等国家为了实现抢占未来能源技术高地的战略目标,均依托本国的聚变实验装置结合自身特色开展聚变等离子体前沿科学和技术研究,尤其积极开展与 ITER 燃烧等离子体物理相关的科学研究,如高比压、高约束先进运行模式,高自举电流稳态运行模式,先进的运行控制技术,堆芯和边界的兼容性,不稳定性和破裂控制等,并取得重要进展,旨在提高等离子体约束性能和运行控制水平,如 DIII-D 装置通过控制等离子体位形,优化压强和电流剖面,形成了高形变的等离子体,使得聚变三乘积达到近 $0.8 \times 10^{21} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ ^[7]。而目前国际最高的聚变三乘积由 JT-60U 装置实现,约为 $1.5 \times 10^{21} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ ^[3]。此外,人工智能与聚变领域的结合进一步在装置运行控制能力、风险识别可靠性等方面取得突破,有望赋能聚变技术的快速发展。

同时各国正积极开展聚变堆设计模型的校验,并针对聚变堆所需要的加热与电流驱动、壁材料瞬态热负荷控制等技术开展测试与验证。这些研究工作将深化对聚变等离子体物理的认知和提升工程技术成熟度,有望加速聚变能开发进程,力争在 21 世纪中叶实现聚变能并网发电。

3 国内主要托卡马克装置研究进展

我国磁约束核聚变研究的历史可追溯至 20 世纪 50 年代,并在 1965 年成立了国内首个专门从事核聚变研究的机构,即核工业西南物理研究院的前身。在早期探索阶段,中国科学家们成功研发了多种磁约束聚变实验设施,包括 Z 箍缩、角向箍缩、反场箍缩、仿星器、磁镜和托卡马克等,为深入理解磁约束聚变原理奠定了基础。如 1984 年,我国磁约束核聚变领域首个大科学装置——中国环流器一号(HL-1)托卡马克建成,这一成果标志着我国核聚变研究从基础原理探索迈

向中大规模实验装置的新阶段。在 20 世纪 70 年代,我国成立了另一个从事托卡马克研究的核聚变研究机构——中国科学院合肥物质科学研究院等离子体物理研究所。经过超过半个世纪的发展,我国已经构建了一个以专业研究所为主导,涵盖多家高校和研究机构参与的核聚变技术开发合作网络。这一发展模式不仅有力推动了我国核聚变技术的进步和人才的培养,也为全球磁约束聚变研究做出了重要贡献^[28]。

3.1 中国环流二号装置

中国环流二号(HL-2A)装置由核工业西南物理研究院在“九五”期间开始建造,并于 2002 年底完成,是我国首个具有偏滤器位形的非圆截面的托卡马克核聚变实验研究装置^[29]。装置大半径为 1.65 m,小半径为 0.4 m,等离子体电流为 480 kA,装置中心磁场为 2.8 T,并配备共 11 MW 的辅助加热系统,主要包括 4 MW 中性束注入系统、5 MW 电子回旋波加热系统和 2 MW 低杂波加热系统。HL-2A 装置主机大厅如图 7 所示。

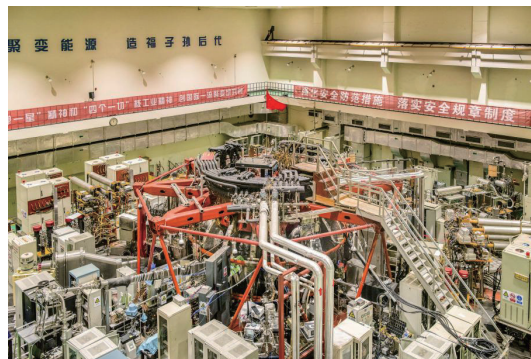


图 7 中国环流二号装置主机大厅
Fig. 7 Main hall of HL-2A Tokamak in China

HL-2A 装置的主要目标是探索先进托卡马克涉及的物理问题,如约束和输运研究、先进运行模式、MHD 不稳定性和快粒子、辅助加热和电流驱动等研究,并且利用装置独特的大体积封闭偏滤器结构,开展偏滤器物理和相关控制技术研究。

该装置于 2009 年实现了我国首次高约束运行模式^[30],是我国磁约束聚变装置运行的里程碑。该突破使我国继欧盟、美国和日本之后,也具备了高约束运行模式条件下开展聚变等离子体物理研究的能力,标志着我国磁约束聚变实验的综合研究水平迈上新台阶。该装置在等离子体约

束与输运、磁流体与快粒子物理、不稳定性控制、杂质输运等方面取得系列重要成果,如发现了自发粒子输运垒^[31],证实了带状流的环向对称性和两类带状流共存^[32-33],首次观察到电子BAE模^[34],首次利用超声分子束和混杂超声分子束实现了边缘局域模缓解^[35-36],以及发现了等离子体电磁湍流的双临界杂质梯度等^[37]。近年来,该装置的研究重心主要集中在高性能约束模式、高比压运行方案及脱靶、杂质粒子输运、破裂物理及其预测与控制等方面,取得了一系列成果^[38-40]。

3.2 东方超环

东方超环(EAST)是由中国科学院合肥物质研究院等离子体物理研究所设计研制的国际首个全超导托卡马克装置,2006年建成并实现首次放电^[41]。该装置主要以射频(RF)加热主导,能够实现低动量功率注入,为ITER相关研究提供支撑。装置的典型参数如下:大半径为1.9 m,小半径为0.45 m,最大等离子体电流为1.0 MA,环向磁场 $B_T \leq 3.5$ T。EAST装置辅助加热系统主要由4 MW低杂波电流驱动系统、2 MW电子回旋加热系统、12 MW离子回旋加热以及4 MW中性束加热系统构成^[42]。

该装置旨在为实验堆设计与建设提供科学依据,并为ITER项目的建设提供直接经验,进而推动等离子体物理学及相关学科与技术的发展。主要研究方向包括全超导托卡马克稳态运行所面临的工程物理学挑战,托卡马克稳态运行的实时控制与安全操作对策,及相关辅助加热物理、等离子体约束与输运特性研究等,并在全金属壁环境及稳态偏滤器运行条件下开展等离子体与壁相互作用研究,为未来聚变反应堆研发辅助加热、诊断与控制技术。EAST装置主机大厅如图8所示。

近期,EAST装置在支持ITER和CFETR的高性能稳态运行和物理解释方面取得了显著进展,包括利用低杂波缓解边缘局域模^[43],通过纯射频功率加热实现了可重复的403 s长脉冲稳态高约束模式(H模)等离子体,并且已经实现了千秒时间尺度的完全非感应等离子体,注入能量高达1.73 GJ^[44],实现了1 000 s约束改善模式^[45]。EAST计划将继续探索长脉冲稳态运行方案,为未来聚变装置提供综合解决方案。

3.3 中国J-TEXT装置

华中科技大学的J-TEXT装置是由美国德克

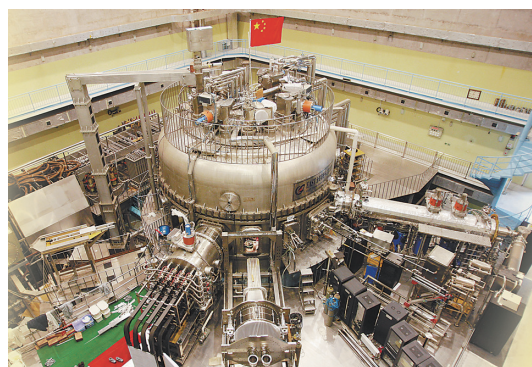


图8 EAST装置主机大厅

Fig. 8 Main hall of EAST Tokamak in China

萨斯大学奥斯汀分校建造并运行的TEXT(Texas EXperimental Tokamak)装置搬迁至中国后更名的。该装置的重建工作包括机器的重新组装和周边设备的发展,于2007年春季完成^[35]。该装置在2007年底成功实现首次等离子体放电。装置标称参数概述如下:大半径为1.05 m,小半径为0.25~0.29 m,带有1个可移动的碳化钛涂层石墨 limiter,最大环向磁场为3 T,最大等离子体电流为400 kA,持续时间为400 ms。J-TEXT装置主机大厅如图9所示。

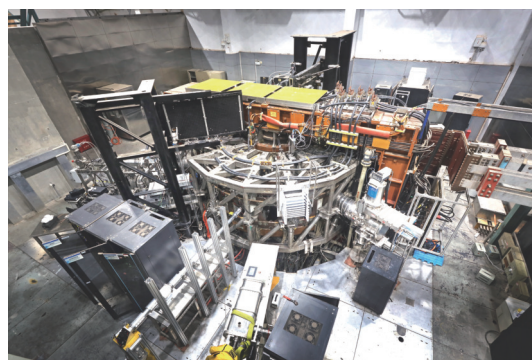


图9 J-TEXT装置主机大厅

Fig. 9 Main hall of J-TEXT Tokamak in China

J-TEXT的主要目标是研究托卡马克等离子体约束和稳定性的基础物理学和控制机制,以支持ITER成功运行和聚变反应堆的设计。该装置实验对等离子体破裂具有较强承受能力,适合研究与破裂相关的物理和控制技术^[46]。近年来,该装置增加了12个腔室内鞍形线圈及破碎弹丸系统,并在共振磁扰动(RMP)与MHD物理、高密度放电、逃逸放电及破裂预测与缓解等方面开展了大量研究工作^[47-49]。J-TEXT装置利用磁扰动实现

了破裂逃逸电子的抑制, 并且 J-TEXT 装置获得了高破裂逃逸电流耗散率^[42]。

3.4 中国环流三号装置

HL-3 装置是由核工业西南物理研究院自主设计建造, 于 2020 年建成并实现首次等离子体放电^[40]。装置大半径为 1.78 m, 小半径为 0.65 m, 最大磁场为 3 T, 最大等离子体电流为 3 MA, 环径比为 2.8。该装置规划辅助加热和电流驱动总功率超过 40 MW, 包括中性束、电子回旋波、低杂波以及离子回旋波等 4 种加热和电流驱动系统。

HL-3 装置旨在为 ITER 及未来聚变堆的关键科学和技术问题的解决提供研究平台与支撑, 重点开展了 ITER 相关运行模式研究、高性能等离子体运行及相关物理(高密度、高比压、高自举电流)研究、先进偏滤器概念设计与验证、高热负荷材料与部件测试以及聚变等离子体关键物理研究。

HL-3 装置具有以下特点: 1) 具有高度形变、灵活的等离子体位形, 通过大的拉长比和三角形变的等离子体截面, 能够实现高比压等离子体的运行; 2) 较小的环径比, 环向场较小的情况下, 可以达到 3 MA 的等离子体电流; 3) 具有灵活的热流、粒子流控制研究能力, 可实现多种先进偏滤器位形; 4) 配建大功率加热系统, 以提高等离子体温度并控制等离子体及不稳定性, 实现高参数等离子体运行^[50]。中国环流三号装置主机大厅如图 10 所示。

2022 年, HL-3 装置实现了等离子体电流为 1.15 MA 的放电运行。一年内, 该装置实现了可重复的 1 MA H 模运行^[51]。此后, HL-3 装置先后实现了高功率注入下的先进偏滤器位形及先进偏滤器位形下的 H 模, 为面向未来聚变堆装置开展先进位形控制以及兼容性研究等提供了实验平

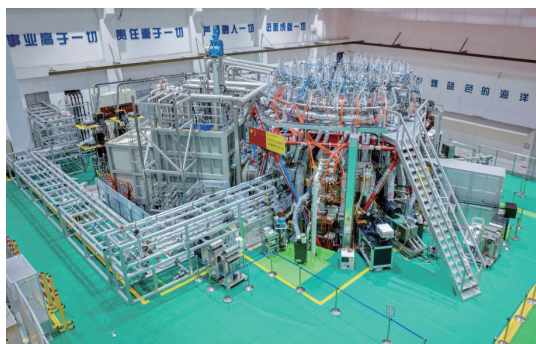


图 10 中国环流三号装置主机大厅

Fig. 10 Main hall of HL-3 Tokamak in China

台。近期, HL-3 装置将继续开展第 2 阶段能力提升, 将提升装置整体运行能力, 提高聚变三乘积, 实现高性能等离子体放电, 从而为开展燃烧等离子体物理研究奠定基础。

3.5 国内其他装置

此外, 国内还有其他已建成或正在建设的中、小型磁约束聚变装置。清华大学中国联合球形托卡马克(Sino-UNited Spherical Tokamak, SUNIST)装置 2002 年建成, 并实现首次等离子体放电, 侧重开展无感电流驱动、等离子体不稳定性, 以及破裂与磁重联等研究^[52]。最近, SUNIST-2 装置也于 2023 年建成放电, 将主要用于探索磁重联高效加热等离子体的新物理和新技术, 开发新的等离子体控制手段等。

新奥能源研究院的玄龙-50(EXL-50)装置于 2019 建成, 在无中心螺线管 ECRH 电流驱动实验方面取得了进展^[53]。此后, 该研究院制定了基于球形环的氢硼聚变研发路线和战略, 并对主体真空室、环向场线圈、极向场线圈、电源系统进行了升级, 建成了玄龙-50U 装置, 并于 2024 年实现了首次放电。

中国科学技术大学的科大环实验装置(The Keda Torus eXperiment, KTX)是国内唯一运行的反场箍缩装置, 可实现超低 q 放电、常规放电和反向场放电运行, 聚焦三维反场箍缩物理、等离子体湍流研究及诊断开发等方面, 对于探索聚变控制方法及多途径磁约束聚变、培养聚变人才起到重要作用^[54]。

南昌大学球形托卡马克(NCST)也已于 2021 年实现首次放电, 该装置内部安装有两个上下对称的极向场线圈, 使其成为可利用压缩融合方式启动等离子体电流的球形托卡马克装置。

此外, 西南交通大学的中国首台准环对称仿星器(CFQS)、南华大学 CN-H1 仿星器装置、能量奇点的洪荒 70 装置等都在建设或调试中, 预计将会为磁约束聚变研究提供更多的平台。

总体而言, 我国在托卡马克装置设计、建造和运行方面积累了丰富的经验, 尤其是近 20 年来在实验研究方面取得长足进步, 如中国环流系列装置在高参数等离子体物理和不稳定性控制方面取得系列创造性成果, 为 ITER 等未来聚变堆级别的研究提供了坚实的科学基础。EAST 在实现长脉

冲稳态运行方面取得了突破性进展,极大支撑了未来聚变装置的长脉冲稳态放电运行方案和技术发展。J-TEXT装置在与ITER相关的不稳定性与等离子体破裂物理研究,以及技术发展方面发挥了重要作用。此外,包括清华大学和中国科学技术大学在内的高校所开发的磁约束聚变装置,以及其他学术机构和商业公司建造的聚变实验设备,在探索聚变能源的新途径、开发先进的等离子体控制技术,以及培养该领域的科研和工程人才方面,做出了不可或缺的重要贡献。这些装置的建设 and 运行作为技术创新和人才培养提供了实践平台,也将加速中国及全球聚变能源开发进程。

4 展望

磁约束核聚变研究已广泛开展了原理实验和规模实验,正逐步从燃烧实验步入到实验堆阶段。ITER作为目前全球规模最大、影响最深远的国际科研合作项目、全球首个聚变实验堆,其将为未来聚变示范堆和聚变电站的设计和建造提供重要参考。ITER将运行氘氚聚变等离子体实现500 MW的长脉冲聚变功率,功率增益因子 $Q>10$,并验证氚增殖等技术。ITER成员国在参与ITER计划的同时,也在积极规划部署建造与未来示范堆相关的测试验证平台或设施,欧盟、中国、美国、日本、韩国等都已开展聚变实验堆或示范堆设计研究工作,旨在加速推进聚变能源的商业化进程。目前,国际聚变能源研发进入新的繁荣期,政府加大经费投入力度,并且越来越多的社会资本紧密关注受控核聚变技术,目前全球已有约43家核聚变商业公司,共获得了近62亿美元的投资,资本的涌入也将有力助推聚变技术的快速发展。

由于聚变功率与约束磁场的4次方呈正比,建设强磁场紧凑型托卡马克,有望显著提高聚变堆的经济性,多个国家已经提出了强磁场紧凑型聚变堆研发路线图,并开始建设相关设施和平台。英国的球形托卡马克能源计划(Spherical Tokamak for Energy Production, STEP)是一个旨在研究核聚变作为发电技术可行性的国家计划,球形托卡马克是典型的紧凑型托卡马克,具有低环径比、高拉长比等特点^[55]。英国的私营公司托卡马克能源公司(Tokamak Energy)专注于设计和构

建紧凑型的球形托卡马克聚变反应堆^[56]。美国CFS(Commonwealth Fusion Systems)公司提出SPARC项目^[57],旨在实现紧凑、高效的聚变能源生产,2021年从社会资本中融资18亿美元用于装置建设。CFS公司的技术基于麻省理工学院(MIT)的研究成果,采用高温超导强磁场聚变技术路线,专注于开发强场磁体,以实现更高效能量约束和等离子体控制,验证强场磁体技术工程可行性和聚变增益可行性。根据设计目标,SPARC计划产生最高100 MW的聚变功率。

随着聚变技术的不断发展,为了支撑聚变堆的设计建造,需要提前开展关键技术或系统的测试与验证工作,如在超导磁体测试方面,瑞士的SULTAN装置是目前唯一可以进行12 T背景场强CICC导体测试的实验平台^[58];在偏滤器测试方面,意大利正在建设的DTT装置主要目标是进行多种偏滤器物理及工程测试^[59],以验证聚变演示堆(DEMO)高热流下的可靠性。面向聚变能商业应用,与聚变堆相关的核工程与核技术问题需要尽快布局:1) 稳态自持燃烧等离子体运行方面,需要打造堆芯等离子体实验平台,实现受控核聚变反应,开展燃烧等离子体实验研究,积累核心数据,验证并完善理论预测模型,同时掌握稳态自持运行技术;2) 高耐辐照聚变堆材料方面,如包层耐中子辐照低活化高强度结构钢的材料原子平均离位(dpa)预计大于100,需要打造聚变中子源,开展关键材料辐射性能考核,为高耐辐照聚变堆材料的研发与选型积累数据;3) 氚自持方面,需要开展高效产氚包层技术、大规模氚循环技术研究,开展氚自持与氚循环总体设计与验证等,以提高氚增殖比,降低聚变燃料成本,提高未来聚变堆的经济性;4) 聚变核安全体系方面,需建立设计、建造聚变堆所需要的标准与规范体系、核安全法律法规,制定聚变堆选址要求与原则等。

总而言之,以ITER为标志,国际磁约束核聚变研究已由等离子体实验运行为主逐步迈向发展聚变堆核工程与技术阶段。世界主要核大国正积极开展聚变堆设计,布局开展关键技术研发,力争在21世纪中叶实现商用。我国应该依托现有核科技工业体系基础,充分发挥新型举国体制优势,解决我国自主设计建造聚变堆所面临的关键问题,建立聚变能开发产业体系,早日实现聚变能技

术高水平自立自强,为助推“双碳”目标的实现、促进能源新体系构建和保障国家能源安全做出贡献。

参考文献:

- [1] BELL M G, MCGUIRE K M, ARUNASALAM V, et al. Overview of DT results from TFTR[J]. *Nuclear Fusion*, 1995, 35(12): 1429-1436.
- [2] Watkins JET Team prepared by M L. Physics of high performance JET plasmas in DT[J]. *Nuclear Fusion*, 1999, 39(9Y): 1227-1244.
- [3] FUJITA T, KAMADA Y, ISHIDA S, et al. High performance experiments in JT-60U reversed shear discharges[J]. *Nuclear Fusion*, 1999, 39(11Y): 1627-1636.
- [4] 中国国际核聚变能源计划执行中心,核工业西南物理研究院. 国际核聚变能源研究现状与前景[M]. 北京: 中国原子能出版社, 2015.
- [5] 罗德隆, 宋云涛, 段旭如, 等. 中国 ITER 计划采购包进展[J]. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2019, 49(4): 15-25. LUO Delong, SONG Yuntao, DUAN Xuru, et al. Progress of ITER procurement in China[J]. *Scientia Sinica (Physica, Mechanica & Astronomica)*, 2019, 49(4): 15-25(in Chinese).
- [6] LUXON J L. A design retrospective of the DIII-D Tokamak[J]. *Nuclear Fusion*, 2002, 42(5): 614-633.
- [7] LAZARUS E A, NAVRATIL G A, GREENFIELD C M, et al. Higher fusion power gain with current and pressure profile control in strongly shaped DIII-D Tokamak plasmas[J]. *Physical Review Letters*, 1996, 77(13): 2714-2717.
- [8] BUTTERY R J, COVELE B, FERRON J, et al. DIII-D research to prepare for steady state advanced Tokamak power plants[J]. *Journal of Fusion Energy*, 2019, 38(1): 72-111.
- [9] BUTTERY R J, ABRAMS T, CASALI L, et al. DIII-D's role as a national user facility in enabling the commercialization of fusion energy[J]. *Physics of Plasmas*, 2023, 30(12): 120603.
- [10] KUDLACEK O, DAVID P, GOMEZ I, et al. Overview of advances in ASDEX Upgrade plasma control to support critical physics research for ITER and beyond[J]. *Nuclear Fusion*, 2024, 64(5): 056012.
- [11] STROTH U, AGUIAM D, ALESSI E, et al. Progress from ASDEX Upgrade experiments in preparing the physics basis of ITER operation and DEMO scenario development[J]. *Nuclear Fusion*, 2022, 62(4): 042006.
- [12] MEYER H, AGUIAM D E, ANGIONI C, et al. Overview of physics studies on ASDEX Upgrade[J]. *Nuclear Fusion*, 2019, 59(11): 112014.
- [13] KALLENBACH A. Overview of ASDEX Upgrade results[J]. *Nuclear Fusion*, 2017, 57(10): 102015.
- [14] BOCK A, DOERK H, FISCHER R, et al. Advanced Tokamak investigations in full-tungsten ASDEX Upgrade[J]. *Physics of Plasmas*, 2018, 25(5): 056115.
- [15] KWON M, OH Y K, YANG H L, et al. Overview of KSTAR initial operation[J]. *Nuclear Fusion*, 2011, 51(9): 094006.
- [16] KWAK J G, RHEE T, HAN H, et al. KSTAR status and upgrade plan toward fusion reactor[J]. *IEEE Transactions on Plasma Science*, 2020, 48(6): 1388-1395.
- [17] HAN H, PARK S J, SUNG C, et al. A sustained high-temperature fusion plasma regime facilitated by fast ions[J]. *Nature*, 2022, 609: 269-275.
- [18] BUCALOSSI J, ACHARD J, AGULLO O, et al. Operating a full tungsten actively cooled Tokamak: Overview of WEST first phase of operation[J]. *Nuclear Fusion*, 2022, 62(4): 042007.
- [19] Team G Martin for the Tore-Supra. Overview of steady-state operation on the Tore-Supra Tokamak[J]. *Nuclear Fusion*, 2003, 43(9): 817-821.
- [20] van HOUTTE D, MARTIN G, BUCALOSSI J, et al. Real time control of fully non-inductive 6 minute, 1 Giga-joule plasma discharges in Tore Supra, IAEA-CSP-25/CD[R]. France: Tore Supra Team, 2005.
- [21] KAMADA Y, di PIETRO E, HANADA M, et al. Completion of JT-60SA construction and contribution to ITER[J]. *Nuclear Fusion*, 2022, 62(4): 042002.
- [22] KAWASHIMA H, OGAWA T, SAKASAI A, et al. JT-60SA research plan-research objectives and strategy-Version 4.0 [R]. [S. l.]: [s. n.], 2018.
- [23] GIRUZZI G, YOSHIDA M, AIBA N, et al. Advances in the physics studies for the JT-60SA Tokamak exploitation and research plan[J]. *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 2020, 62(1): 14009.
- [24] REIMERDES H, AGOSTINI M, ALESSI E, et al. Overview of the TCV Tokamak experimental programme[J]. *Nuclear Fusion*, 2022, 62(4): 042018.
- [25] KHVOSTENKO P P, ANASHKIN I O, BONDARCHUK E N, et al. Current status of Tokamak T-15MD[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2021, 164: 112211.
- [26] TANNA R L, RAJ H, GHOSH J, et al. Overview of oper-

- ation and experiments in the ADITYA-U Tokamak[J]. *Nuclear Fusion*, 2019, 59(11): 112006.
- [27] DEGRAVE J, FELICI F, BUCHLI J, et al. Magnetic control of Tokamak plasmas through deep reinforcement learning[J]. *Nature*, 2022, 602: 414-419.
- [28] 刘永, 李强, 陈伟. 磁约束核聚变能研究进展、挑战与展望[J]. *科学通报*, 2024, 69(3): 346-355.
LIU Yong, LI Qiang, CHEN Wei. Progress, challenge, and perspective of the development of magnetic confinement fusion energy[J]. *Chinese Science Bulletin*, 2024, 69(3): 346-355(in Chinese).
- [29] LIU Y, YAN J C, ZHOU C P, et al. Recent experimental results from the HL-1M Tokamak and progress in the HL-2A project[J]. *Nuclear Fusion*, 2004, 44(2): 372-375.
- [30] DUAN X R, DING X T, DONG J Q, et al. Overview of experimental results on HL-2A[J]. *Nuclear Fusion*, 2009, 49: 104012.
- [31] XIAO W W, ZOU X L, DING X T, et al. Observation of a spontaneous particle-transport barrier in the HL-2A Tokamak[J]. *Physical Review Letters*, 2010, 104(21): 215001.
- [32] ZHAO K J, LAN T, DONG J Q, et al. Toroidal symmetry of the geodesic acoustic mode zonal flow in a Tokamak plasma[J]. *Physical Review Letters*, 2006, 96(25): 255004.
- [33] LIU A D, LAN T, YU C X, et al. Characterizations of low-frequency zonal flow in the edge plasma of the HL-2A Tokamak[J]. *Physical Review Letters*, 2009, 103(9): 095002.
- [34] CHEN W, DING X T, YANG Q W, et al. β -induced alfvén eigenmodes destabilized by energetic electrons in a Tokamak plasma[J]. *Physical Review Letters*, 2010, 105(18): 185004.
- [35] XIAO W W, DIAMOND P H, ZOU X L, et al. ELM mitigation by supersonic molecular beam injection into the H-mode pedestal in the HL-2A Tokamak[J]. *Nuclear Fusion*, 2012, 52(11): 114027.
- [36] ZHONG W L, ZOU X L, FENG B B, et al. Impact of impurity mixture gas seeded by supersonic molecular beam injection on edge-localized modes in the HL-2A Tokamak[J]. *Nuclear Fusion*, 2019, 59(7): 076033.
- [37] ZHONG W L, SHEN Y, ZOU X L, et al. Observation of double impurity critical gradients for electromagnetic turbulence excitation in Tokamak plasmas[J]. *Physical Review Letters*, 2016, 117(4): 045001.
- [38] DUAN X R, LIU Y, XU M, et al. Overview of recent HL-2A experiments[J]. *Nuclear Fusion*, 2017, 57(10): 102013.
- [39] XU M, DUAN X R, LIU Y, et al. Overview of HL-2A recent experiments[J]. *Nuclear Fusion*, 2019, 59(11): 112017.
- [40] DUAN X R, XU M, ZHONG W L, et al. Progress of HL-2A experiments and HL-2M program[J]. *Nuclear Fusion*, 2022, 62(4): 042020.
- [41] WAN Y. Overview progress and future plan of EAST Project[C]//Proceedings 21th International Conference on Fusion Energy. Vienna: IAEA, 2006.
- [42] WAN B N, GONG X Z, LIANG Y, et al. Advances in the long-pulse steady-state high beta H-mode scenario with active controls of divertor heat and particle fluxes in EAST[J]. *Nuclear Fusion*, 2022, 62(4): 042010.
- [43] LI J, GUO H Y, WAN B N, et al. A long-pulse high-confinement plasma regime in the experimental advanced superconducting Tokamak[J]. *Nature Physics*, 2013, 9: 817-821.
- [44] GONG X. Overview of recent experimental results on the EAST Tokamak[J]. *Nuclear Fusion*, 2024, in press. <https://doi.org/10.1088/1741-4326/ad4270>.
- [45] SONG Y, ZOU X, GONG X, et al. Realization of thousand-second improved confinement plasma with Super I-mode in Tokamak EAST[J]. *Science Advances*, 2023, 9(1): eabq5273.
- [46] ZHUANG G, PAN Y, HU X W, et al. The reconstruction and research progress of the TEXT-U Tokamak in China[J]. *Nuclear Fusion*, 2011, 51(9): 094020.
- [47] ZHUANG G, GENTLE K W, CHEN Z Y, et al. Progress of recent experimental research on the J-TEXT Tokamak[J]. *Nuclear Fusion*, 2017, 57(10): 102003.
- [48] CHEN Z, LIN Z, YAN W, et al. Overview of runaway current suppression and dissipation on J-TEXT Tokamak[J]. *Plasma Science and Technology*, 2022, 24(12): 124009.
- [49] DING Y H, WANG N C, CHEN Z Y, et al. Overview of the recent experimental research on the J-TEXT Tokamak[J]. *Nuclear Fusion*, 2024, in press. <https://doi.org/10.1088/1741-4326/ad336e>.
- [50] DUAN X R, XU M, ZHONG W L, et al. Recent advance progress of HL-3 experiments[J]. *Nuclear Fusion*, 2024, in press.
- [51] ZHONG W. China's HL-3 Tokamak achieves H-mode operation with 1 MA plasma current[J]. *The Innovation*, 2024, 5(1): 100555.
- [52] HE Y, ZHANG L, XIE L, et al. Preliminary experiment of non-inductive plasma current startup in SUNIST

- spherical Tokamak[J]. *Plasma Science and Technology*, 2006, 8(1): 84-86.
- [53] SHI Y, LIU B, SONG S, et al. Solenoid-free current drive via ECRH in EXL-50 spherical torus plasmas[J]. *Nuclear Fusion*, 2022, 62(8): 086047.
- [54] LIU W, MAO W, LAN T, et al. An overview of diagnostic upgrade and experimental progress in the KTX[J]. *Nuclear Fusion*, 2019, 59(11): 112013.
- [55] ANAND H, BARDSLEY O, HUMPHREYS D, et al. Modelling, design and simulation of plasma magnetic control for the Spherical Tokamak for Energy Production (STEP)[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2023, 194: 113724.
- [56] GRYAZNEVICH M, TEAM T E L. Faster fusion: ST40, engineering, commissioning, first results[J]. *AIP Conf Proc*, 2019, 2179(1): 020008.
- [57] RODRIGUEZ-FERNANDEZ P, CREELY A J, GREENWALD M J, et al. Overview of the SPARC physics basis towards the exploration of burning-plasma regimes in high-field, compact Tokamaks[J]. *Nuclear Fusion*, 2022, 62(4): 042003.
- [58] STEPANOV B, BRUZZONE P, SEDLAK K, et al. SULTAN test facility: Summary of recent results[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2013, 88(5): 282-285.
- [59] MARTONE R, ALBANESE R, CRISANTI F, et al. DTT divertor Tokamak test facility: Interim design report[R]. Italy: Italian National Agency for New Technologies, 2019.