EAST 超导托卡马克

万宝年*, 徐国盛

中国科学院合肥物质科学研究院, 等离子体物理研究所, 合肥 230031

* 联系人, E-mail: bnwan@ipp.ac.cn

2014-11-20 收稿, 2015-01-14 接受, 2015-07-20 网络版发表

国家自然科学基金(10990212, 11422546, 11321092, 11075181)和国家磁约束核聚变能研究专项(2015GB101000, 2015GB103000, 2011GB107000, 2011GB101000, 2013GB106000, 2013GB107000, 2010GB104001)资助

摘要 EAST超导托卡马克是我国设计建造的国际上第一个建成的全超导托卡马克实验装置. EAST的建成填补了从短脉冲中型常规托卡马克向长脉冲大型超导托卡马克过渡过程中“中型超导托卡马克”的空缺. EAST具有国际热核聚变实验堆(ITER)类似先进技术, 具有与ITER类似的超过1000 s的长脉冲高参数运行能力, 是未来10年国际上极少数有能力在高参数条件下开展长脉冲聚变等离子体物理和工程技术研究的实验平台. EAST已经取得了超过400 s的偏滤器位形等离子体以及稳定重复的超过30 s的长脉冲“高约束模”等离子体, 创造了新纪录. EAST致力于解决ITER及未来聚变堆高性能稳态运行相关的关键物理和工程问题. 这些研究将为中国未来聚变实验堆的设计和运行提供重要的依据, 并为未来建造稳态、高效、安全的托卡马克类型的聚变反应堆提供重要的工程技术和物理基础.

关键词

超导托卡马克
磁约束聚变
受控核聚变
国际热核聚变实验堆

能源是人类社会发展的动力源泉. 从18世纪中叶的工业革命开始, 人类启用了化石能源, 这笔自然界在几亿年间给人类储存的宝贵财富. 在此之前, 世界人口及能源消耗增长非常缓慢. 化石能源的使用给人类社会带来了空前的繁荣. 人口及能源消耗出现了超过50倍的跃迁(图1). 但是化石能源的储量是有限的并且不可再生, 只能支撑数百年的时间, 在7000年人类文明史中, 这只是一个短暂的阶段^[1]. 在不久的将来, 当化石能源枯竭, 庞大的人口及能源消耗何以维持? 因此, 必须找到别的能源来替代化石能源.

核聚变能是2个较轻的原子核聚合成1个较重的原子核时释放的能量(图2). 聚变能具有多个优点. 经测算, 1 L海水所含氘产生的聚变能等同于300 L汽油所释放的能量. 海水中氘的储量可使人类使用几十亿年. 聚变产生的废料为氦气, 是清洁和安全的. 因此聚变能被认为是一种有战略意义的能源. 世界各国尤其是发达国家不遗余力都已开展了可控核聚

变的研究工作.

实现核聚变反应需要将一定量(密度)氢的同位素(氘、氚)加热到超过一亿摄氏度的高温. 在如此高的温度下, 原子的电子被完全剥离, 形成等离子体状态. “磁约束”是实现受控核聚变的一种途径. 带电粒子受到洛伦兹力, 垂直磁力线方向围绕磁力线作回旋运动, 受到磁场的束缚, 只有沿着磁力线的方向可以自由运动. 让磁力线螺旋缠绕在轮胎形的环面上, 可避免沿着磁力线的直接损失以及漂移损失, 使得高温等离子体脱离器壁, 避免直接接触. 基于这一基本思想的磁约束装置就是“托卡马克”, 它是人类为了尽早开发聚变能而研制出的一种实验装置, 首先由俄罗斯科学家提出. 它的真空室形状像汽车轮胎的内胎, 在圆环上面均匀地分布着线圈, 线圈通电以后产生的环形磁场可以约束住高温等离子体, 使它们不与器壁接触, 并通过各种手段将聚变燃料加热到上亿摄氏度的高温, 从而实现聚变反应. 为了获得

引用格式: 万宝年, 徐国盛. EAST 超导托卡马克. 科学通报, 2015, 60: 2157–2168

Wan B N, Xu G S. Experimental advanced superconducting tokamak (in Chinese). Chin Sci Bull, 2015, 60: 2157–2168, doi: 10.1360/N972014-01235

<https://engine.scichina.com/doi/10.1360/N972014-01235>

图1 (网络版彩色)世界人口及能源消耗在7000年人类文明史中的演化及未来发展趋势的预测^[1]

Figure 1 (Color online) Prediction of world population and energy consumption^[1]

图2 (网络版彩色)核聚变反映模拟图

Figure 2 (Color online) Schematic diagram of nuclear fusion

更加稳定的约束磁场, 利用超导材料制做线圈, 通入液氦后, 让它们在极低的温度下实现超导, 可以实现托卡马克的稳态运行。

1 简介

东方超环(Experimental Advanced Superconducting Tokamak, EAST)坐落于合肥市西郊的科学岛上, 是我国设计建造的国际上第一个建成并投入运行的全超导托卡马克核聚变实验装置^[2], 是国家“九五”大科学工程, 同时也是面向国内外开放的核聚变实验平台和研究中心。它的设计建造和运行维护主要是由中国科学院等离子体物理研究所(以下简称等离子体所)承担。等离子体所是我国核聚变研究的重要基地, 主要从事高温等离子体物理、受控热核聚变工程技术的研究以及相关技术的开发研究工作。先后建成HT-6B, HT-6M等托卡马克实验装置, 并于1994年底建成我国首台超导托卡马克装置HT-7。

EAST曾用名HT-7U, 该名称的本义是指它在HT-7的基础上升级而来, 而实际上它是一个新建的、中等大小的磁约束核聚变实验装置。主机部分高达

11 m, 直径达8 m, 重约400 T。主要由内真空室、纵场线圈系统、极向场线圈系统、内外冷屏、外真空杜瓦及支撑系统等部件组成(图3)。主机周围布满了各种附属系统, 例如各种等离子体物理诊断及技术诊断系统, 中性束加热系统, 低杂波电流驱动系统, 离子回旋波加热系统, 真空抽气系统, 给超导磁体降温的低温系统, 以及给装置及附属系统供电的电源系统等(图4)。EAST的很多地方借鉴了国际热核聚变反应堆ITER(International Thermonuclear Experimental Reactor)(图5)的设计, 可以说是一个缩小版的ITER。EAST装置等离子体呈环形, 环中心的大半径 ~1.9 m, 环截面的小半径 ~0.45 m。ITER的等离子体大半径6.2 m, 小半径2 m, 等离子体的体积是EAST的70倍。作为一个和ITER类似的全超导托卡马克, EAST具有和ITER类似的先进非圆截面偏滤器磁场位形, 一体化的极向场系统, 射频波加热为主, 低动量注入, 对第一壁进行主动冷却等特点。所谓“全超导”指的是用来约束等离子体的所有磁场线圈, 包括纵场、极向场和中心螺线管, 都是超导磁体。所谓“非圆截面”指的是纵场(环向磁场)线圈和等离子体截面是字母D的形状。在EAST之前, 国际上的超导托卡马克实验装置, 如法国的Tore Supra, 仅仅纵场是超导的, 极向场、欧姆场等其他磁体都是常规导体, 而且等离子体是传统的圆截面, 很难实现高约束模式(H模)^[3]。

EAST 是一个近堆芯高参数和稳态先进等离子体运行科学问题的重要实验平台, 其三大科学目标是在未来15年内实现1 MA电流、1000 s放电、 10^8 K高参数等离子体的稳定运行。EAST装置的大小半径虽然只有国际热核聚变试验堆(即ITER, 图5)的1/3

图3 (网络版彩色)EAST 装置主机结构

Figure 3 (Color online) Main structure of EAST machine

图4 (网络版彩色)EAST 超导托卡马克

Figure 4 (Color online) Experimental advanced superconducting tokamak

和1/4, 但位形与ITER相似且更加灵活, 而且将比ITER更早投入运行.

EAST等离子体的拉长比 $\kappa < 2.0$, 三角形变因子 $\delta < 0.7$, 通常运行在 $\kappa=1.8$, $\delta=0.45$ 附近. EAST使用的是低温超导材料铌钛合金. 超导线圈降温到 ~ 4.5 K, 纵场能稳定运行在3 T以下, 等离子体电流可达到1 MA. 未来运行在极限参数下, 当超导线圈降温到 ~ 3.8 K以下, 纵场可稳定运行在3.5~4 T, 等离子体电流最大可达到1.5 MA. EAST极向场磁通变化可提供的有效伏秒数消耗是 $\Delta\Phi=6.5$ Wb(最大8.5 Wb), 在等离子

图5 (网络版彩色)国际热核聚变反应堆 ITER 设计图, 见 <http://www.iter.org/proj>

Figure 5 (Color online) Layout of international thermonuclear experimental reactor, from <http://www.iter.org/proj>

体电流平顶段可提供 ~ 4 Wb. EAST等离子体的体积约 12 m^3 , 等离子体边界的表面积约 40 m^2 , 等离子体截面的面积约 1 m^2 .

EAST是未来10年国际上有能力在高参数条件下开展长脉冲聚变等离子体物理和工程技术研究的实验平台之一, 同时是面向国内外开放的核聚变实验平台和研究中心. 依托EAST, 等离子体所与国际上

主要的聚变研究机构以及国内相关高校及科研院所都有密切的合作关系。

“全超导非圆截面托卡马克核聚变实验装置(EAST)”荣获2008年度国家科技进步奖一等奖。等离子体所超导托卡马克创新团队荣获2013年度国家科技进步奖框架下的创新团队奖。

2 国际研究现状与EAST的定位

从常规托卡马克向超导托卡马克发展是磁约束聚变的发展方向。目前磁约束核聚变研究已进入ITER时代。ITER预计将于2024年建成。ITER的科学目标是实现“等离子体燃烧”，验证获得聚变能的科学和技术可行性^[4]。ITER是一个全超导的托卡马克。超导磁体和常规导体(例如水冷铜导体)相比的最大优势在于焦耳热基本可以忽略，能耗低，约束等离子体的磁场可以稳定存在，适合稳态运行。而聚变研究的最终目的是建立商用电站，必须实现稳态运行，否则需要巨大的储能设备来缓冲，才能避免脉冲式运行给电网带来的冲击。

经过几十年的发展，世界聚变界基于托卡马克装置的磁约束聚变研究已经取得了多项的进展。特别是，为未来聚变反应堆发展出了若干候选的高性能稳态运行模式。例如，ITER计划将感应电流驱动的基准高约束运行模式维持至少400 s，实现聚变功率~500 MW，聚变增益 $Q\sim 10$ (聚变功率与外部加热功率之比)；利用更加先进的感应电流驱动的“混合”(Hybrid)运行模式，实现 $Q\sim 10$ ，维持接近2000 s；以及在完全无感应电流驱动的先进稳态运行模式下，实现 $Q\sim 6$ ，维持超过3000 s^[5]。然而，这些运行模式都是基于现有的常规托卡马克的实验结果设计出来的。常规托卡马克因为受到纵场时间脉冲长度的限制，这些高性能运行模式最多只能维持几秒最多到几十秒的时间。ITER能否达到设计的维持时间，以及未来聚变反应堆能否实现稳态或准稳态运行，仍然未经证实。虽然长脉冲等离子体运行已经在若干托卡马克上实现，例如法国的Tore Supra^[6]和日本的Triam-1m^[7]。但是其加热功率及等离子体参数仍然较低，等离子体约束性能不高，距离ITER所需要的热核反应条件的差距较大。需要在更高参数条件下验证长脉冲等离子体运行。

托卡马克高功率长脉冲运行的一个关键的挑战是，既要维持高性能的聚变等离子体，同时又要防止

高热负荷对容器壁的损坏。因此目前核聚变最迫切需要解决的两个关键科学问题就是“芯部等离子体的高性能稳态运行”与“面对等离子体部件的热负荷排除及粒子再循环和杂质的控制”。要解决这两个问题，只能依靠发展新一代的具有先进偏滤器的超导托卡马克装置。偏滤器是现代托卡马克的一个关键部件，从芯部等离子体输运出来的热和粒子需要通过偏滤器来排出。偏滤器靶板是等离子体与壁发生直接相互作用的位置，因此这是热负荷最大的区域。

ITER耗资巨大，为了降低ITER的风险，在ITER建成之前，需要建造较小的超导托卡马克装置来针对这些关键科学和技术问题进行实验验证。20世纪90年代美国普林斯顿等离子体物理实验室(PPPL)计划建造这样一个装置，并定名为TPX。但是由于经济原因，美国国内聚变研究经费削减，TPX建设计划没有付诸实施。1996年等离子体所向国家提出了建设HT-7U(即EAST)计划。与此同时，在PPPL的帮助下，韩国开始建造另一个几乎与EAST同规模的超导托卡马克装置KSTAR。

作为一个“中型超导托卡马克”，EAST的建成在中从中型常规托卡马克向大型超导托卡马克过渡，从短脉冲托卡马克向稳态托卡马克过渡过程中发挥了重要作用。EAST为解决ITER及未来聚变反应堆高性能稳态运行相关的关键物理和工程问题提供了一个实验平台，为托卡马克高性能稳态运行提供关键的实验验证，从而降低ITER运行的风险。EAST的许多特点都是围绕实现高性能稳态运行这个目的来优化和设计的，例如：

(1) EAST具有和ITER类似的先进非圆截面偏滤器磁场位形。具有一体化设计的极向场系统，对每个极向场线圈分别独立供电，可以灵活多变地实现上下单零和双零等多种不同的偏滤器位形。可获得具有高三角度与拉长比的优化位形，有助于实现高比压、高约束的稳定等离子体。

(2) 对第一壁进行主动冷却。面对等离子体部件的热负荷的排除能力是制约高性能稳态运行的关键因素。等离子体里的热能除了通过辐射直接损失掉的一部分之外，剩余的大部分将从等离子体里输运出来，最后通过等离子体的边界层沉积在偏滤器靶板和其他第一壁的表面，给这些固体材料表面带来了很大的热负荷。如果不能把这些热及时带走，热不断积累，会使材料的温度不断上升，最终超过材料的

承受能力, 导致材料的破坏, 释放出杂质粒子, 污染等离子体. 主动冷却系统能把偏滤器靶板温度控制在材料能够承受的范围之内, 使实现稳态运行成为可能.

(3) 与ITER类似, EAST以射频波加热为主, 低动量注入. 历史上的托卡马克装置大多数是以中性束对离子的加热为主. ITER设计所依据的经验定标率主要是根据这些以中性束加热为主的托卡马克装置上的实验结果统计分析得到的. 然而, 未来ITER是以射频波及 α 粒子对电子的加热为主, 很大一部分的辅助加热功率来自离子回旋波. 这些经验定标率是否适用于射频波加热为主的条件, 以及能否依靠射频波加热来实现高性能稳态运行, 需要得到实验的检验. 韩国的KSTAR以中性束和电子回旋波加热为主, 而且目前加热系统是脉冲式的. EAST的射频波加热系统都是为稳态运行而设计的, 具有水冷结构, 可以实现稳态.

3 EAST装置发展史

(i) 装置主体建造阶段. 1996年等离子体所提出了建设HT-7U的计划, 开始概念设计. 1997年这一计划得到批准. 1998年7月国家计委(现国家发展和改革委员会)正式将HT-7U立项为国家大科学工程项目. 经过3年的工程设计、经费预算编制及评估, 2000年10月正式获批开工建设^[8]. EAST的建造用了五年时间(2001~2005年). 前3年(2001~2003年)主要是预研及关键部件的加工和测试. 2003年下半年开始装置总装. 2005年底完成了主机总装以及各分系统的研制和安装工作. EAST装置的主体部分的设计、加工、制造主要是由等离子体所的相关团队完成. EAST装置主体的建造耗资约3200万美元, 这个造价仅约是国际同类装置(韩国KSTAR)建造费用的十分之一.

EAST物理上的先进性带来工程上的巨大挑战. 超导托卡马克的关键部件是超导线圈. 当时我国相应的工业基础相对薄弱, 缺乏超导工业基础和大型超导磁体设计、制造和实验的技术储备和经验. 在此情况下, EAST团队承担超导线圈等关键部件的制造. 从超导穿管线(CICC)的制造, 线圈的绕制、封装、检漏、降温到测试, 建立了一整套的研发、制造及测试平台, 研制出最关键的全部28个超导磁体以及绝大多数关键设备和部件, 获得了一系列具有自主知识产权、可对国民经济产生促进作用的高新技术:

建成了国内唯一的生产特种超导穿管线的生产线, 生产出当时国际上长度最长的超导穿管线; 设计和绕制出16个可产生3.5~4.0 T强磁场, 总储能达300 MJ的D形的大型超导纵场线圈(图6), 6个极向场线圈, 及6个中心螺线管线圈; 与工业界密切合作, 建成国内最大、全自动控制、可绕制高精度大型超导磁体的绕线机系统; 研制了13对通电流能力可达20 kA的高温超导电流引线; 设计和制造出700多个各种规格的高质量低温绝缘子, 及近百个用于连接超导体导体的具有极低电阻的特殊电接头; 为给线圈降温, 设计、安装、调试成功国内最大能力的4.5 K, 2.4 kW氮致冷机; 为给极向场线圈供电, 设计、安装、调试成功12套总变流器安装容量达210 MW、控制十分灵活的直流整流电源; 为了测试超导线圈, 建成国内最大的大型超导磁体性能测试实验系统(图7); 为了确保超导线圈的质量和安, 在最后总装之前, 大部分的超导线圈(除了最大的极向场线圈无法放入测试容器)都经过了严格的降温和通电测试. 此外, 中国的工业界也为EAST的建造做出了重要的贡献, 加工制造了装置的真空室、冷屏、线圈盒等.

2006年初EAST成功进行了首次工程调试. 随后装置安装了全不锈钢的面对等离子体第一壁和其他真空室内部部件, 以及几项等离子体诊断系统. 同年秋季EAST第二次工程调试取得了成功, 装置主机和所有子系统均稳定运行. 9月22日磁体系统通过了测试, 达到了设计参数指标: 纵场中心场强3.5 T, 极向

图6 (网络版彩色)EAST 超导纵场线圈

Figure 6 (Color online) EAST TF superconducting coil

图7 (网络版彩色)超导磁体测试实验系统

Figure 7 (Color online) Test system for superconducting magnet

场磁通变化 $\Delta\Phi > 8.5$ Wb, 极向场电流爬升率 $dI/dt = 10\sim 20$ kA/s. 9月26日EAST首次放电成功, 获得了圆截面等离子体. 2007年初成功获得了偏滤器位形等离子体. 2007年3月1日, EAST顺利通过了国家验收, 这标志着世界上新一代超导托卡马克核聚变实验装置已首先在中国建成并正式投入运行.

第二届EAST国际顾问委员会(IAC)的专家给予EAST高度评价: EAST装置在如此短暂的时间内完成设计、预研、建设和试运行, 成就了世界聚变工程的一个非凡业绩, 是全世界聚变能开发的杰出成就和重要里程碑. 美国*Science*和英国*Nature*杂志对EAST装置建成进行了报道: *Nature*评价为“中国创造了聚变研究的历史”^[9]; *Science*评价为“这里科学价值得到极大体现”^[10].

(ii) 附属系统建设阶段. EAST要实现高参数稳态运行的科学目标, 不仅需要具有足够的电流驱动能力以维持等离子体放电, 而且需要解决靶板热负荷排除及再循环控制问题.

从装置建成到发展成为一个成熟装置, 是一个逐步积累的进阶过程. 建成初期EAST尚完全不具备实现其科学目标的能力, 主要是因为加热及电流驱动系统及真空室内部部件的发展尚不完善. 仅少数几项等离子体诊断系统, 还不具备开展高参数等离子体的前沿物理研究的能力. 在相关部委持续支持下, EAST用了几年的时间(2007~2014年)来升级加热及电流驱动系统, 研制真空室内部部件, 发展新的等离子体诊断系统. 在这个过程中, EAST在运行参数和物理研究方面都同步取得了进展.

2007年初的一轮实验之后, EAST更换除了水冷

快控线圈(为等离子体垂直位移提供快速反馈控制)以外的真空室内部部件^[11]. 安装了主动冷却的第一壁、上下对称的偏滤器及支撑结构. 用掺杂石墨制成的瓦片覆盖了所有面对等离子体的第一壁, 瓦片用螺栓固定在铜合金热沉上, 之间垫了柔性石墨, 可承受 2 MW/m^2 的稳态热通量^[12], 见图8. 2008年EAST在石墨第一壁条件下, 仅用1 MW左右的2.45 GHz的低杂波电流驱动实现了超过20 s的长脉冲等离子体放电^[13]. 通过与美国通用原子能公司的合作, EAST发展了等磁通控制算法, 实现了实时的等离子体磁面反演^[14]. 这一控制算法投入使用之后, EAST实现了灵活的磁面位形控制(图9), 等离子体边界控制误差在1 cm以内, 可以在一次等离子体放电过程中实现不同位形之间的平滑转换. 此外, 在下偏滤器外靶板的后面安装了一个内置低温泵, 对氦气可提供约 $76\text{ m}^3/\text{s}$ 的抽速. 内置低温泵的使用显著提升了粒子排除能力及在长脉冲放电中对再循环的控制.

2009年EAST针对偏滤器物理开展了一系列物理

图8 (网络版彩色)内部部件三维模型

Figure 8 (Color online) 3-D model of internal components

图9 (网络版彩色)EAST大拉长比偏滤器位形等离子体放电

Figure 9 (Color online) Large elongation divertor configuration of EAST discharge

研究^[15],开展了脱靶、偏滤器不对称性、杂质注入辐射偏滤器等实验,这些实验为之后的长脉冲实验及偏滤器靶板热负荷控制打下了基础。2010年在1 MW左右的低杂波电流驱动的辅助下,EAST验证了1 MA的大电流稳定运行^[16]。这既可以通过对等离子体电流进行程序控制,也可以通过反馈控制来实现。甚至在未对第一壁进行主动冷却的条件下,EAST获得了超过60 s的长脉冲完全无感应电流驱动的偏滤器位形等离子体^[16]。

离子回旋波是EAST的主要加热手段。2009年初EAST团队开始进行离子回旋波加热实验,然而,电子和离子通道均没有显著的加热效果,主要是因为石墨壁里氢的滞留量很高,导致氦作为工作物质的等离子体中氢的含量过高。离子回旋波主要采用氢作为少数粒子的加热模式,需要氢的含量低于10%。之前EAST采用硼化和硅化壁处理方法,但是硼烷和硅烷都含有氢。为了降低氢的含量及再循环,2009年EAST开始使用锂化壁处理。锂是一种化学特性很活泼并且具有很强气体吸附能力的物质,易于和氧、氮等物质发生化学反应。用锂来覆盖面对等离子体的第一壁,可以显著降低再循环及抑制从壁中释放出杂质。通过和美国普林斯顿等离子体物理实验室合作,EAST团队发展了锂坩埚蒸发、锂粉注入、锂弹丸注入等多种锂化壁处理方法。从2010年的实验开始,锂化成为EAST常规壁处理手段,每次蒸发15~30 g 锂。此外成功研制了锂粉注入器,实现了在等离子体放电期间在装置顶部利用锂粉自身重力实时注入锂粉。经过多次锂化壁处理,当氢的含量降到10%以下,EAST团队开始看到了显著的离子回旋波加热效果^[17]。

在使用了多次锂化壁处理之后,2010年11月EAST使用1 MW左右的低杂波功率第一次获得了具有第三类边界局域模的高约束模式^[18]。“模”的功率阈值与国际托卡马克经验定标率接近。“高约束模”是相对于“低约束模”来说能量约束有显著提高的一种等离子体约束状态。具有第一类边界局域模的H模是ITER采用的基准运行模式,ITER需要依靠“高约束模”约束来实现“等离子体燃烧”的科学目标。

因为金属和锂的兼容性比石墨好,而且金属里氢的滞留量比石墨低,为了进一步降低再循环及在更高功率条件下实现更长的放电脉冲,2010年实验之后EAST把高场侧和低场侧的低热负荷区域的石墨瓦

片换成了钨瓦片,但偏滤器区域仍然用石墨覆盖,其好处是避免重杂质的产生,因为高热负荷的偏滤器靶板区域是最容易产生杂质的区域。升级了锂蒸发壁处理系统,用于锂蒸发的锂坩埚由2010年的2个增加到2012年的3个,使锂对第一壁的涂覆更加均匀^[19]。此外,在2012年实验中第一壁的烘烤温度达到了250℃。这些壁处理措施使得在几次锂化壁处理之后,氢的含量从原来的10%左右下降到4%左右。离子回旋波的加热效率显著提高,结果在单独使用1.5 MW左右的离子回旋波辅助加热的条件下,EAST获得了具有第三类边界局域模的“高约束模”^[20]。低杂波和离子回旋波的总功率超过了2 MW,使用这些功率在较低密度下,EAST获得了具有第一类边界局域模的“高约束”等离子体^[21]。

2012年实验,EAST在长脉冲运行方面取得了进展。实现了411 s的长脉冲偏滤器位形等离子体放电(图10),验证了EAST系统具有稳态运行的能力^[22]。几乎所有的等离子体参数,包括第一壁的温度,都已经达到了饱和状态。等离子体电流完全依靠低杂波电流驱动来维持,通过调节低杂波功率来反馈控制极向场磁通,使得磁通消耗得到补偿。实现长脉冲运行的另外两个关键要素是再循环控制和偏滤器靶板热负荷排除。有效的再循环控制得益于锂化壁处理和内置低温泵的使用。第一壁的水冷系统在靶板热负荷排除方面发挥了重要的作用,使得靶板温度维持在较低水平。此外,EAST采用了等离子体位形在上下单零位形之间周期性切换的方法,使得上下偏滤器靶板平均分担热负荷,避免了由于热积累导致局部过热点的产生^[23]。此外,2012年EAST实验验证了用超声分子束进行密度反馈控制^[24],为长脉冲放电中离子体密度控制提供了一项关键技术。

2012年春季实验结束后,EAST用近两年的时间来升级改造。

(1) 总加热功率升级到超过20 MW。借鉴美国DIII-D托卡马克中性束的设计,新建了一台2~4 MW,50~80 keV的切向中性束系统(同电流方向,图11),2014年春季实验投入运行,成功获得中性束加热条件下的“高约束模”。另一台同样的切向中性束系统(反电流方向)预计在2015年的实验中投入运行。除了原有的4 MW,2.45 GHz的低杂波系统之外,新建了一台6 MW,4.6 GHz的低杂波系统。离子回旋波源功率升级到12 MW(图12),制作了新发射天线。

图10 (网络版彩色) EAST 411 s 等离子体运行^[2]

Figure 10 (Color online) Time trace of 400 s pulse discharge^[2]

图11 (网络版彩色) 第一套 EAST 中性束注入系统

Figure 11 (Color online) First neutral beam injection system on EAST

图12 (网络版彩色) 1.5 MW 高功率射频发射机组

Figure 12 (Color online) 1.5 MW high power RF transmitter

(2) 上偏滤器改造为与ITER类似的钨铜模块偏滤器(图13), 并于2014年春季实验投入使用, 采用新的工艺, 可提供 10 MW/m^2 的热负荷排除能力. 之前的水冷石墨偏滤器的热负荷排除能力只有 2 MW/m^2 . 加热功率升级后, 就无法满足升级需要, 限制了高功率长脉冲运行的进一步扩展. 改造后的偏滤器能否弥补这个欠缺.

(3) 上偏滤器外靶板后面增加了一台内置低温泵. 这样EAST就具有上下两台内置低温泵, 增强了粒子排除能力及长脉冲运行中对再循环的控制.

(4) 增加了共振磁扰动线圈系统, 布置在低场侧, 上下各8个线圈, 主要用于边界局域模的控制及

装置误差场的校正. 后者对于实现高比压稳定运行十分关键. ITER已经决定采用共振磁扰动线圈来控制边界局域模, 但是目前的实验只证明在短脉冲条件下这种技术是有效的. EAST的实验将检验在稳态条件下这种边界局域模控制技术是否依然有效.

(5) 发展了许多先进的等离子体诊断系统. 提供装置安全保护, 运行控制基本参数, 等离子体基本特征, 以及深入物理解等不同层次需求的测量. 其中逾50%的诊断系统已在2014年上半年的实验中投入使用. 这将在不久的将来使EAST有能力研究和解决高功率长脉冲等离子体运行所面临的一些关键问题.

图 13 (网络版彩色)EAST 装置内真空室

Figure 13 (Color online) Internal vacuum vessel of EAST

4 EAST在长脉冲“高约束模”方面取得的进展

目前, ITER高度关注的一个问题是如何在高功率加热条件下维持稳态的“高约束模”等离子体. 过去几年, EAST在长脉冲“高约束模”运行的技术和物理研究方面取得了多项进展. 2012年EAST创造了新的“高约束模”维持时间纪录. 之前国际上“高约束模”长度的世界纪录是日本的JT-60U托卡马克装置所保持的, 28.6 s^[25]. 2010年实验中EAST获得的最长的“高约束模”等离子体只有6.4 s. 2012年EAST在低杂波电流驱动、离子回旋波加热及采用了锂化壁处理的条件下获得了稳定重复的超过30 s的长脉冲“高约束模”等离子体^[22,26,27], 见图14, 这是10~20倍的电流扩散时间.

EAST上的这一进展在聚变界引起了关注. 英国卡拉姆聚变研究中心的首席科学家William Morris在*Nature Physics*杂志上撰文评价为: “EAST上实现的长脉冲等离子体标志着聚变的又一个重要的进展, 中国的托卡马克验证了一种控制等离子体边界不稳定性的方法”^[28].

为了实现长脉冲“高约束模”, EAST在控制粒子再循环和偏滤器热负荷方面采取了很多措施. 特别

是锂化壁处理的使用发挥了重要的作用: 不仅有效地实现了对杂质和粒子再循环的控制^[17], 而且降低了“高约束模”的功率阈值, 降低了等离子体中氢的含量, 从而提高了离子回旋波的加热效率^[21]. EAST实现的长脉冲“高约束模”等离子体具有高性能稳态等离子体的特点. 首先, 它没有大幅度的边界局域模, 同时具有较好的整体能量约束性能. 边界局域模以脉冲的方式周期性排除等离子体中的热和粒子, 造成瞬态热负荷, 严重侵蚀面对等离子体材料, 是制约高性能稳态运行的主要障碍. 在EAST的实验中发现低杂波可能起到了抑制大幅度边界局域模的作用. 低杂波通过在等离子体边缘驱动沿着磁力线方向的螺旋形电流带, 造成了等离子体边界磁拓扑结构的三维改变^[29], 产生了类似于使用共振磁扰动线圈对边界局域模的抑制效果^[30]. 然而, 这和传统的共振磁扰动线圈不同, 因为低杂波驱动的电是沿着磁力线方向, 在宽广的等离子体电流范围和运行参数空间里都观察到了对边界局域模的显著控制效果. 此外, 它还使得等离子体边缘产生随机化磁场区域, 展宽靶板热沉积区域. 进一步我们发现通过改变边界等离子体条件可以利用这种方法实现靶板热沉积的主动控制, 这可能为靶板热流控制提供了一种新的方式. 靶板热流控制是制约聚变发展的一个关键问题.

其次, EAST长脉冲“高约束模”的另外一个重要特色是在等离子体边界的陡峭压力梯度区域存在一个频率在几十千赫兹的连续准相干模^[31]. 如何在托卡马克装置中长时间维持“高约束模”是核聚变研究当前面临的一个主要难题. 要维持“高约束模”, 需要在等离子体边界区域有某种输运方式, 持续不断地排出粒子和热, 否则杂质粒子和能量就会不断积累, 最终导致高约束状态终止. 通常伴随“高约束模”出现的边界局域模, 虽然能起到排出粒子和热的作用, 但是其带来的瞬态热负荷, 会严重侵蚀面对等离子体的器壁材料, 是目前任何材料所不能承受的. 因此, 要实现聚变能就必须找到一种在等离子体边界区域持续性排出粒子和热的方式. EAST上观察到的这种准相干模在等离子体边界区域持续性排出粒子和热, 对于避免大幅度边界局域模及维持长脉冲“高约束模”发挥了重要的作用.

此外, EAST团队与美国普林斯顿等离子体物理实验室合作, 发展了锂弹丸注入触发边界局域模技

图 14 (网络版彩色)EAST 获得 32 s 长脉冲 H-mode 等离子体^[2]

Figure 14 (Color online) 32 s long-pulse H-mode discharge^[2]

术^[32]. 实现了超声分子束缓解边界局域模. 物理研究方面, 最近几年EAST在从“低约束模”向“高约束模”转换机制^[33], 射频波条件下等离子体自旋^[34]等物理问题的研究上取得了重要进展, 使得EAST在国际聚变界的地位和影响力不断提升.

5 EAST对ITER及未来聚变堆的可能贡献

EAST是具有ITER类似先进技术的现代超导托卡马克. 具有与ITER类似的超过400 s的长脉冲运行能力, 高功率射频波电子加热, 将挑战与ITER可比的超过10 MW/m²的高热负荷水平. EAST已经在几个方面为ITER做出了贡献. 在几乎所有致力于降低ITER风险的高优先级研究课题上, EAST已作好了产生进一步贡献的准备.

(1) 边界局域模的控制已经被认定为ITER的关键问题. 在过去几轮实验中, EAST已经探索了几种具有创新性的边界局域模缓解和控制技术, 包括超声分子束注入、低速锂弹丸注入以及低杂波调制. 结合新安装的共振磁扰动线圈, 氖弹丸注入器和电子回旋加热系统, 将提供探索边界局域模控制的多种途径. EAST已经准备好来检验和评估这些技术在稳态条件下的可用性及对等离子体性能的影响, 探索组合和集成几种控制方法的可行性, 这将为ITER边界局域模控制提供重要的参考.

(2) 除了高聚变增益因子 $Q=10$ 的运行模式之外, 发展稳态运行模式是ITER的一个重要的使命. 这需要结合高归一化比压(热压和磁压之比)、高能量约束和较好的磁流体力学稳定性. ITER稳态运行模式模拟表明, 在磁流体力学稳定性、完全非感应电流驱动及高聚变增益因子运行之间存在复杂的相互作用. 进一步升级到ITER类似的加热和电流驱动系统可能是必要的. 特别是, 是否坚持依赖低杂波电流驱动来维持电流, 是一个突出的问题. ITER将以射频波加热为主, 但是射频波加热为主的条件下实现稳态运行缺乏实验的检验. EAST坚持发展与ITER类似的以射频波为主的加热方式, 将在近期为ITER以射频波加热为主的条件下发展稳态运行模式提供关键实验验证. EAST是有能力研究长脉冲高性能(高归一化比压、高自举电流份额)等离子体运行, 特别是电流分布及稳定性控制的托卡马克装置. 如果把这些实验结果与理论模拟进行比较, 从而加深对相关问题的物理理解, 将会对ITER产生更多的贡献.

(3) 在长脉冲高性能等离子体放电的破裂预测与缓解方面, 破裂是制约托卡马克发展成为稳定可靠的聚变堆的主要障碍之一. EAST有能力在该领域做出贡献: 面对等离子体部件承受超过10 MW/m²的热负荷条件下的长脉冲运行问题是ITER所面临的另一个关键问题. ITER将采用钨作为偏滤器靶板材料,

EAST上已经安装了与ITER类似的钨铜模块水冷偏滤器。目前钨作为第一壁材料只在短脉冲托卡马克上试验过, EAST长脉冲运行的实验结果将对ITER在这方面具有重要的借鉴意义。此外, 钨偏滤器条件下氢及其同位素在壁中的滞留及尘埃的产生与清除问题, 也是对ITER非常重要但尚研究不足的课题。

综上, EAST对具有先进托卡马克特征的稳态运行模式的探索可能对ITER及未来聚变能的发展产生重要的影响, 为中国未来的聚变实验堆的设计和运行提供依据, 为未来建造稳态、高效、安全的托卡马克类型的聚变反应堆提供重要的工程技术和物理基础。

参考文献

- 1 Kikuchi M, Inoue N. Role of fusion energy for the 21st century energy market and development strategy with international thermonuclear experimental reactor. In: Proceedings of the 18th World Energy Congress, Buenos Aires, 2001
- 2 Xu G S, Li J G, Wan B N, et al. EAST superconducting tokamak. AAPPs Bull, 2013, 23: 9–13
- 3 Jacquinot J. Steady-state operation of tokamaks: Key experiments, integrated modelling and technology developments on Tore Supra. Nucl Fusion, 2005, 45: S118–S131
- 4 Kaname I. Progress in the ITER physics basis. Nucl Fusion, 2007, 47: S1–S17
- 5 Gormezano C, Sips A C C, Luce T C, et al. Steady state operation. Nucl Fusion, 2007, 47: S285–S336
- 6 Houtte D, Martin G, Bécoulet A, et al. Recent fully non-inductive operation results in Tore Supra with 6 min, 1 GJ plasma discharges. Nucl Fusion, 2004, 44: L11–L15
- 7 Zushi H, Nakamura K, Hanada K, et al. Steady-state tokamak operation. ITB transition and sustainment and ECCD experiments in TRI-AM-1M. Nucl Fusion, 2005, 45: S142–S156
- 8 Wan Y X. Overview of steady state operation of HT-7 and present status of the HT-7U project. Nucl Fusion, 2000, 40: 1057–1068
- 9 Fuyuno I. China set to make fusion history. Nature, 2006, 442: 853
- 10 Normile D. Waiting for ITER, fusion jocks look EAST. Science, 2006, 312: 992–993
- 11 Song Y T, Yao D M, Wu S T, et al. Plasma facing components of EAST. Fusion Eng Des, 2010, 85: 2323–2327
- 12 Wan B N, Li J G, Wu Y C, et al. Progress in technology and experiment of superconducting tokamaks in ASIPP. Fusion Eng Des, 2010, 85: 1048–1053
- 13 Wan B N, EAST Team, Int Collaborators. Recent experiments in the EAST and HT-7 superconducting tokamaks. Nucl Fusion, 2009, 49: 104011
- 14 Xiao B J, Humphreys D A, Walker M L, et al. EAST plasma control system. Fusion Eng Des, 2008, 83: 181–187
- 15 Guo H Y, Gao X, Li J, et al. Recent progress on divertor operations in EAST. J Nucl Mater, 2011, 415: S369–S374
- 16 Li J G, Wan B N, International Collaborators. Recent progress in RF heating and long-pulse experiments on EAST. Nucl Fusion, 2011, 51: 094007
- 17 Zuo G Z, Hu J S, Sun Z, et al. Comparison of various wall conditionings on the reduction of H content and particle recycling in EAST. Plasma Phys Control Fusion, 2012, 54: 015014
- 18 Xu G S, Wan B N, Li J G, et al. Study on H-mode access at low density with lower hybrid current drive and lithium-wall coating on the EAST superconducting tokamak. Nucl Fusion, 2011, 51: 072001
- 19 Zuo G Z, Hu J S, Li J G, et al. Lithium coating for H-mode and high performance plasmas on EAST in ASIPP. J Nucl Mater, 2013, 438: S90–S95
- 20 Zhang X J, Zhao Y P, Wan B N, et al. First results from H-mode plasmas generated by ICRF heating in the EAST. Nucl Fusion, 2013, 53: 023004.
- 21 Zhang X J, Wan B N, Zhao Y P, et al. Lower hybrid current drive and ion cyclotron range of frequencies heating experiments in H-mode plasmas in Experimental Advanced Superconducting Tokamak. Phys Plasmas, 2014, 21: 061501
- 22 Wan B N, Li J G, Guo H Y, et al. Progress of long pulse and H-mode experiments in EAST. Nucl Fusion, 2013, 53: 104006
- 23 Guo H Y, Li J G, Gong X Z, et al. Approaches towards long-pulse divertor operations on EAST by active control of plasma-wall interactions. Nucl Fusion, 2014, 54: 013002
- 24 Zheng X W, Li J G, Hu J S, et al. Comparison between gas puffing and supersonic molecular beam injection in plasma density feedback experiments in EAST. Plasma Phys Control Fusion, 2013, 55: 115010

- 25 Oyama N, Isayama A, Suzuki T, et al. Improved performance in long-pulse ELMy H-mode plasmas with internal transport barrier in JT-60U. *Nucl Fusion*, 2007, 47: 689–697
- 26 Li J, Guo H Y, Wan B N, et al. A long-pulse high-confinement plasma regime in the experimental advanced superconducting Tokamak. *Nat Phys*, 2013, 9: 817–821
- 27 Guo H Y, Li J, Wan B N, et al. Recent advances in long-pulse high-confinement plasma operations in experimental advanced superconducting Tokamak. *Phys Plasmas*, 2014, 21: 056107
- 28 Morris W. Magnetically confined plasma: Fusion's eastern promise? *Nat Phys*, 2013, 9: 754–755
- 29 Liang Y, Gong X Z, Gan K F, et al. Magnetic topology changes induced by lower hybrid waves and their profound effect on edge-localized modes in the EAST tokamak. *Phys Rev Lett*, 2013, 110: 235002
- 30 Evans T E, Moyer R A, Burrell K H, et al. Edge stability and transport control with resonant magnetic perturbations in collisionless tokamak plasmas. *Nat Phys*, 2006, 2: 419–423
- 31 Wang H Q, Xu G S, Wan B N, et al. New edge coherent mode providing continuous transport in long-pulse H-mode plasmas. *Phys Rev Lett*, 2014, 112: 185004
- 32 Mansfield D K, Roquemore A L, Carroll T, et al. First observations of ELM triggering by injected lithium granules in EAST. *Nucl Fusion*, 2013, 53: 113023
- 33 Xu G S, Wan B N, Wang H Q, et al. First evidence of the role of zonal flows for the L-H transition at marginal input power in the EAST tokamak. *Phys Rev Lett*, 2011, 107: 125001
- 34 Shi Y J, Xu G S, Wang F D, et al. Observation of cocurrent toroidal rotation in the EAST tokamak with lower-hybrid current drive. *Phys Rev Lett*, 2011, 106: 235001

Experimental advanced superconducting tokamak

WAN BaoNian & XU GuoSheng

Institute of Plasma Physics, Hefei Institutes of Physical Science, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China

Experimental advanced superconducting tokamak (EAST) is the first fully superconducting tokamak device in the world, designed and built in our own country. As a 'medium-size superconducting tokamak', EAST has successfully bridged the gap between the short-pulse medium-size tokamak and the long-pulse large-size tokamak. EAST is equipped with the advanced international thermonuclear experimental reactor (ITER) based technology, and can realize 1000-s-long pulse discharges. In the next 10 years, EAST will be one of the few tokamaks in the world used as an experimental platform, which could be used for studying plasma physics and engineering technology under conditions of high-performance long-pulse discharges. During the past few years, EAST has achieved 400-s-long pulses in 'low confinement mode' plasma of divertor configuration, and repeatable 30-s-long pulses in 'high confinement mode', setting a new world record. EAST will be used for solving key physical and engineering issues related to the high-performance steady state operation at the ITER and future fusion reactors. The studies on EAST will provide an important basis for the design and operation of future Chinese fusion reactors, and will provide the technological and physical basis for a steady-state, high-efficiency and safe tokamak fusion reactor.

superconducting tokamak, magnetic confined fusion, controlled fusion, international thermonuclear experimental reactor

doi: 10.1360/N972014-01235