EAST全超导托卡马克高约束稳态运行实验研究进展

万宝年^{*}, 徐国盛

中国科学院等离子体物理研究所, 合肥 230031

^{*}联系人, E-mail: bnwan@ipp.ac.cn

收稿日期: 2018-06-23; 接受日期: 2018-09-11; 网络出版日期: 2019-03-07

国家磁约束核聚变能研究专项(编号: 2015GB301000, 2015GB101000)资助项目

摘要 开发安全、清洁的核聚变能, 最终解决人类能源危机是聚变科学与技术研究的终极目标. 21世纪初启动建设的国际热核聚变实验堆(ITER)项目, 促使聚变能开发朝商业应用迈进了一大步. 具有ITER类似结构的托卡马克(Tokamak)磁约束聚变装置开展的等离子体放电实验, 成为了现阶段聚变能开发研究的焦点. 中国科学院等离子体物理研究所自主设计、建造的全超导托卡马克EAST, 面向未来聚变反应堆关键的工程与物理问题开展了大量的探索研究. 其中, 在关于聚变反应堆能否经济实用地投入商用发电的高约束稳态运行实验研究方面, 取得了一系列重大突破. 继2012年实现400 s低约束模长脉冲运行、验证系统长脉冲运行能力之后, 2017年EAST又刷新了高约束模等离子体放电运行时间的世界纪录, 成为首个具备100 s量级高约束模准稳态运行能力的托卡马克装置, 并且首次触及到了磁约束聚变等离子体中最长的时间尺度——粒子平衡时间. 为面向反应堆燃烧等离子体第一壁高热负荷承载, 高约束边界局域模抑制以及长时间稳态运行控制的工程与物理问题的开拓研究, 提供了国际磁约束聚变界最好的实验平台. 现已在EAST上开展了钨铜水冷偏滤器、锂化第一壁、射频波电流驱动、弹丸注入、精确磁面位形控制、边界局域模和高热负荷缓解等一系列相关实验, 并取得了重要的研究进展.

关键词 核聚变, 等离子体, 托卡马克, 高约束稳态运行

PACS: 52.55.Fa, 52.50.Qt, 52.50.Sw, 52.50.Gj

1 引言

核聚变反应通常须达到 1×10^9 °C以上的极高温度, 才能有效地促使轻核燃料核子克服库仑斥力, 大量发生核反应释放能量. 自然界中太阳通过强大的引力约束轻元素核子, 在其中心高温、高压区域持续发生聚

变反应释放巨大的能量, 维持几十亿年的发光发热. 地球上的海洋中蕴藏着极为丰富的聚变核燃料(氘), 若能够进行开发利用, 则可以彻底解决人类未来的能源危机. 通过半个多世纪的不断探索, 磁约束与惯性约束成为了现阶段核聚变研究的两个主要方向. 其中磁约束聚变是利用强磁场来约束高温等离子体态的聚

引用格式: 万宝年, 徐国盛. EAST全超导托卡马克高约束稳态运行实验研究进展. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2019, 49: 045205

Wan B N, Xu G S. Advances in experimental research towards high confinement and steady state operation on the Experimental Advanced Superconducting Tokamak (in Chinese). Sci Sin-Phys Mech Astron, 2019, 49: 045205, doi: [10.1360/SSPMA2018-00233](https://doi.org/10.1360/SSPMA2018-00233)

变核燃料(氘、氚), 持续可控的发生核反应释放能量, 与瞬间释放能量的聚变方式相比该方案更有利于商用发电. 在各种类型的磁约束聚变装置中, 托卡马克(Tokamak源自俄语“环形”Toroidal、“真空室”Kamera、“磁”Magnit、“线圈”Kotushka的组合)以其优异的等离子体约束品质而备受重视. 从20世纪50年代的T1开始至今, 全世界已建造了近百个托卡马克装置用于核聚变实验研究. 聚变等离子体离子温度(T_i)从最初几十万摄氏度提高到了几亿摄氏度, $n_i\tau_E$ 值从 10^{16} s m^{-3} 提升到 10^{19} s m^{-3} 以上, 聚变三重积($n_i\tau_E T_i$)提高了6个数量级以上, 如图1所示. 其中, 国际上JET, TFTR, JT-60U几个大型托卡马克装置的运行区已十分接近能量得失相当(即 $Q=1$)^[1-3], 国内HL-2A, EAST两个中型托卡马克装置运行参数也取得了长足的进步^[4]. 建设中的聚变实验堆ITER, 开展氘氚等离子体燃烧实验后(实现点火), 聚变功率(P_f)最高可达500 MW, 将为商用聚变堆建设和运行奠定工程与物理基础^[5].

聚变堆用于商业发电还须具备长时间连续运行的能力, 才可向电网源源不断地输出可利用的电能. 然而托卡马克装置由于线圈磁体伏秒数的限制, 现阶段还只能进行脉冲模式运行. 通过不断的实验探索, 托卡

马克等离子体放电脉冲时间长度已由最初的几十毫秒逐步延长到秒量级. 随着大功率射频波和中性束注入技术的投入, 有效地驱动等离子体电流, 大大降低了装置主机磁体伏秒的消耗. 而超导技术在托卡马克上的应用, 有效地解决了磁体线圈发热问题, 使得等离子体放电脉冲长度进一步延长到分钟量级, 且脉冲间隙时间大幅缩短. 因而, 21世纪以后全部采用超导磁体的全超导托卡马克逐渐成为了磁约束核聚变实验研究的主流. 已经建成的EAST, KSTAR和建设中的JT-60SA, ITER均属于全超导托卡马克.

东方超环(Experimental Advanced Superconducting Tokamak, EAST)是中国自主设计、建造, 并成功投入实验运行的世界首台全超导托卡马克, 其主体结构见下图2. 其主机由超高真空室、纵场线圈、极向场线圈、内外冷屏、外真空杜瓦、支撑系统六大部件组成. 外围配套还包括低温制冷、超高真空、脉冲电源、超导体测试、控制与数据采集、辅助加热以及诊断测量等大型子系统(<http://www.ipp.cas.cn/dakexue-gongcheng/east/>). EAST实验期间, 装置真空、低温、电源、技术诊断等系统连续运行, 而等离子体放电则是脉冲运行(一个放电脉冲又称一炮放电). 从2006年成功获得首炮等离子体至今的10余年里, EAST装置已开展了12轮等离子体放电实验, 每轮实验持续5~8个月. 两轮实验之间的间隔期, 装置停机进行维护改造与升级, 包括更换受损的第一壁部件, 优化改进真空、低温、水冷、电源系统, 升级加热、诊断、控制

图 1 (网络版彩图)托卡马克聚变装置的运行参数进展及国内装置(红点)的地位

Figure 1 (Color online) Progress of tokamak fusion devices operation parameters and status of domestic devices.

图 2 (网络版彩图)EAST全超导托卡马克(2016年3月摄)

Figure 2 (Color online) EAST superconducting tokamak (photographed in March 2016).

以及数据获取系统等.

由于托卡马克的设计本质上是脉冲式的, 它并不能自然地实现稳态运行. 但对于聚变反应堆, 具有高聚变增益的稳态运行是最具吸引力的运行模式. 稳态运行一方面减少堆芯停机带来的各种机械、热工、核燃料循环的风险, 另一方面也提高了聚变堆运行的负载率, 提高经济性. 在托卡马克上研究稳态运行模式, 必须找到可以有效驱动等离子体环向电流的手段, 以替代极向场线圈的电流变化. 因此如何实现托卡马克稳态运行是磁约束聚变科学领域面向聚变堆的重要科学问题. EAST作为首个全超导的装置, 开展稳态运行相关的实验研究是其首要使命. 此外, 在装置尺寸规模不变的情况下, 通过提升约束品质来获得更高温度与密度的聚变等离子体, 一直以来都是磁约束聚变能开发研究的重点. 围绕着高约束、稳态运行研究的主线, EAST装置几乎每轮实验间隙都会进行大量的改造升级, 来获得更强的放电运行能力. 还尝试探索了多种新的等离子体放电实验运行模式和方法, 并开展了许多与之相关的工程与物理实验研究, 取得了一些突破性进展. 为中国参加ITER项目建设, 以及设计中国聚变工程实验堆(China Fusion Engineering Test Reactor, CFETR)奠定了重要的科学和技术基础.

2 EAST重大性能提升与稳态控制技术发展

EAST开展高约束稳态运行方面的实验, 除了全超导的主机磁体外还需各个子系统的配合. 首先, 仅靠极向场磁体线圈磁通变化产生的环电压驱动的等离子体电流, 无法长久的维持(约10 s). 需借助射频波或中性粒子束注入降低磁通消耗(见表1, EAST主要工程物理参数), 才能进一步延长等离子体放电时间, 朝稳态运行方向推进. 此外, 要实现高约束运行模式(H模)的等离子体放电, 总加热功率必须超过相应的阈值. 仅靠装置磁体线圈感应产生的欧姆场加热(OH), 难以达到该阈值, 所以还需借助外部的辅助加热^[6]. 因而, EAST对辅助加热系统进行了重大升级, 增加了4.6 GHz低杂波、中性束注入以及电子回旋加热系统, 并大幅提升了离子回旋加热系统的源功率(由4.5 MW提高至12 MW). 现阶段, EAST装置上的各项辅助加热系统窗口布局以及注入源功率见图3. 在进行长脉冲、高功率注入的等离子体放电实验时, EAST装置第一壁会承受

表 1 EAST装置主要工程物理设计参数

Table 1 Main engineering physical design parameters of EAST device

参数名称	性能指标
大半径	1.88 m
小半径	0.45 m
纵场	1.5–3.0 T
等离子体电流	1 MA
拉长比	$\kappa \leq 2$
三角形变	$\delta \leq 0.7$
可用磁通	$\Delta\Phi \approx 6.5 \text{ V}\cdot\text{s}$
低杂波	10 MW
中性束注入	8 MW
离子回旋	12 MW
电子回旋	4 MW

图 3 (网络版彩图)现阶段EAST装置上辅助加热系统的布局(LHCD-1 N窗口, 2.45 GHz, 4 MW; LHCD-2 E窗口, 4.6 GHz, 6 MW; NBI-1 A窗口, 4 MW; NBI-2 F窗口, 4 MW; ICRH-1 B窗口, 6 MW; ICRH-2 I窗口, 6 MW; ECRH-1 M窗口, 2 MW)

Figure 3 (Color online) Layout of the auxiliary heating system on the EAST device at this stage (LHCD-1 N window, 2.45 GHz, 4 MW; LHCD-2 E window, 4.6 GHz, 6 MW; NBI-1 A window, 4 MW; NBI-2 F window, 4 MW; ICRH-1 B window, 6 MW; ICRH-2 I window, 6 MW; ECRH-1 M window, 2 MW).

极高的热负荷(接近10 MW/m²). 必须快速导出这些热量, 防止第一壁材料表面发生严重烧蚀和大量重杂质溅射. 为此, EAST装置对偏滤器、保护限制器以及真

空室内部构件的结构和材料进行了大量改造. 为了获得高约束态等离子体各项运行参数, 并对其进行有效控制, 还对等离子诊断系统以及计算机控制和数据采集系统进行了优化升级.

2.1 辅助加热系统升级

(1) 4.6 GHz低杂波

低杂波通过电子朗道阻尼传递能量, 使得电子在波矢方向加速运动, 从而起到加热电子和非感应驱动(LHCD)等离子体电流的效果. 2006年EAST装置建成时, 第一套2.45 GHz(2 MW源功率)低杂波加热系统便投入了等离子体放电实验^[7]. 该系统对于EAST初期实验的电子加热、电流驱动和建立稳定的放电平台起到了至关重要的作用^[8]. 为了进一步提升非感应电流驱动的能力, 从容地实现等离子体电流全波驱动(磁通零消耗), 进而达到长脉冲稳态运行的目的^[9], 2.45 GHz低杂波源功率首先由2 MW提升到了4 MW. 2014年, 又新增一套源功率6 MW, 电流驱动效率更高的4.6 GHz的低杂波加热系统^[10,11]. 其主体结构包括: 微波源、传输馈线、天线三部分. 安装于EAST装置E窗口, 并成功投入多轮EAST实验的4.6 GHz低杂波系统照片见图4^[12].

(2) 中性束注入

中性束注入(NBI)是直接向等离子体内部注入动能为几十至百keV量级的中性氖粒子, 通过电离、碰撞直接加热聚变核燃料离子, 它可将离子温度加热到点火温度以上. 此外, NBI也是有效驱动等离子体电流和实现H模放电运行的重要加热方式. 现今大部分的

图4 (网络版彩图)新增4.6 GHz低杂波加热系统. (a) 微波源和传输馈线; (b) 天线

Figure 4 (Color online) New 4.6 GHz lower hybrid wave heating system. (a) Microwave source and transmission feeder; (b) antenna.

托卡马克装置上, 均建有中性束注入加热系统. 为提高运行参数区间, EAST从2014年开始新建了两套切向注入的NBI系统, 如图5所示. 第一套NBI系统安装于EAST装置A窗口, 其粒子注入方向与等离子体电流(I_p)方向相同. 第二套NBI系统安装在F窗口, 其粒子注入方向与 I_p 方向相反. 两套注入方向相反的中性束同时工作时, 在等离子体中产生的力矩将会互相抵消, 这被称为平衡注入. 这种实验条件与EAST其他的射频波注入系统共同奠定了EAST低动量注入的装置实验特点. 这种与未来聚变堆相似的独特实验条件使EAST成为在当前托卡马克实验装置中开展低动量、低旋转研究的具有得天独厚优势的实验平台. 两套NBI系统的注入器与EAST径向夹角均为 19.5° , 每套系统都包含两条注入束线^[13]. 氖粒子最高注入能量80 keV, 系统注入总功率8 MW, 单束运行脉冲最长

图5 (网络版彩图)NBI辅助加热系统. (a) 注入束线分布; (b) 1# NBI注入器照片

Figure 5 (Color online) NBI auxiliary heating system. (a) Injection beamline distribution; (b) 1# NBI injector photo.

100 s, 可通过多束调制运行扩展NBI注入时间. 2014年同向NBI系统首次投入EAST实验, 最高注入功率达到了2.6 MW(63 keV), 芯部离子温度 $T_i(0)$ 达到了2.4 keV, 氦氖聚变中子产额超过 1.0×10^{14} n/s^[14,15]. 并且中性束注入期间, 实现了高约束模(H模, Type-I ELMs)放电运行, 等离子体储能最高超过了200 kJ^[16,17]. 2015年反向NBI系统建成并投入实验, 注入束能量达到了60 keV, 注入功率达到了2.1 MW. 两套NBI同时注入时总功率超过了4.2 MW, 并实现了2 MW以上的调制注入运行.

(3) 电子回旋波

电子回旋波加热(ECRH)具备良好的局域电子加热能力, 也是抑制MHD不稳定性 and 实现等离子体电流驱动(ECCD)的有效手段. EAST规划建设140 GHz, 4 MW的电子回旋波加热系统(图6(a))^[18]. 2015年完成了1#和2#回旋管(源功率约2 MW)的安装调试(图6(b)), 并成功投入当年度等离子体实验. 在与低杂波协调加热情况下, 获得了多靶中心电子温度大于5 keV的高电子温度放电. 运行在400 kW时实现了99 s连续注入, 芯部电子温度提升1 keV, 等离子体储能增长26 kJ^[19]. 此外, 还观测到ECRH明显抑制MHD不稳定性的实验现象.

(4) 离子回旋波

离子回旋波加热(ICRH)是一种向等离子体内部馈入大功率离子回旋频段的射频波, 通过波与燃料离子发生回旋共振来加热等离子体的辅助加热方式, 这种加热手段在EAST运行初期就已投入实验. 前期ICRH系统源功率为4.5 MW, 主要由3台频率可调(35–70 MHz)的1.5 MW射频发射机、传输线以及天线组成^[20]. 2012年, 增加了1台1.5 MW的发射机, ICRH注入源功率达到了6 MW. 同时改进了天线电流带结构,

并采用了含碳化硼涂层的不锈钢法拉第屏蔽, 从EAST装置B, I两个窗口进行注入. 在当年的实验中, 首次实现了ICRH单独加热下的H模等离子体运行^[21]. 2015年, 8台发射机全部建成投入实验, ICRF加热系统源功率达到了12 MW, 成为了EAST上功率最高的加热系统. 天线相位和功率反馈控制系统也完成调试, 成功应用于等离子体加热实验. 此外, 每路天线馈线均布设电压电流探针, 用于传输线阻抗监测^[22], 还采用了传输线水冷技术来实现系统长时间稳态运行. 通过优化波与等离子体耦合, 以及开展ICRH, LHCD, ECRH协同加热, 在高约束等离子体实验研究方面取得了重大突破^[23,24].

2.2 钨铜水冷偏滤器研发

EAST装置具有上下偏滤器, 可以进行单零或双零偏滤器位形等离子体放电运行, 避免主等离子体直接与装置第一壁发生强相互作用(限制器位形), 有效控制杂质粒子并降低各类杂质辐射, 从而获得高品质聚变等离子体. 此外, 偏滤器位形运行也是目前获得高约束模(H模)等离子体的重要先决条件. 在高约束长脉冲运行时, 偏滤器靶板区域将承受数MW/m²的极高热负荷, 材料表面的温度急剧升高上千摄氏度, 并产生大量杂质溅射和严重的烧蚀, 成为制约稳态运行的重要因素. 2006年, EAST首次等离子体放电时, 由于辅助加热功率低, 放电时间较短, 采用全不锈钢材料的偏滤器来导出热量. 2008年, EAST装置内部部件首次完成了全面改造, 偏滤器升级成为主动水冷结构. 第一壁材料采用涂敷碳化硅的石墨瓦, 通过软石墨片(0.38 mm厚)过渡, 安装于铜结构的热沉板上, 最高热负荷承载能力达到了2 MW/m²^[25]. 2010年以后, 随着辅助加热功率的不断提高, 以及H模实验大量开展, 石墨瓦偏滤器

图 6 (网络版彩图)电子回旋波加热系统. (a) 规划建设4 MW; (b) 已建成2 MW

Figure 6 (Color online) Electron cyclotron resonance heating system. (a) Planning construction 4 MW; (b) 2 MW has been built.

的热承载能力难以满足高约束稳态运行实验的需求. 2014年, EAST上偏滤器改造升级为ITER结构类型的水冷钨铜偏滤器(图7), 其热负荷承载能力达到 10 MW/m^2 ^[26].

钨材料具有高熔点、低溅射率、较高的热导率以及较好的机械强度等物理特性, 且抗中子活化性能在可接受范围, 被认为是最具发展前景的聚变装置第一壁材料, 已在多个装置上开展实验测试. EAST钨铜偏滤器借鉴了ITER偏滤器的结构设计, 采用了框架盒“Cassette”、单元块组件“Monoblock”技术. 其大环方向由80个相同的模块组成, 每个模块由内挡板、内靶板、Dome、外靶板、外挡板、Cassette以及支撑构成. 其中, 内靶板和外靶板采用了Monoblock(图6(b))的第一壁结构, 其他区域第一壁则是采用平板结构. 利用热等静压(Hot Isostatic Pressing, HIP)技术, 将2 mm的钨平板连同中间1 mm的铜过渡层通过电子束焊(E-welding)接到内含冷却水管通道的热沉上, 并进行多种无损探测检测(NDTs)^[27]. 此外, 热负载最高的靶板区域Monoblock组件, 还进行了 10 MW/m^2 的多次承热测试实验, 材料表面温度在17 s以后达到热平衡, 远低于钨的熔点^[28]. EAST钨铜偏滤器为百秒长脉冲奠定了实验基础. 这是该设计类型的偏滤器首次运行于百秒长时间尺度的高温等离子体放电中, 为这种ITER类型的偏滤器提供了宝贵的实验数据.

2.3 先进等离子体诊断的发展

开展聚变等离子体实验研究, 需要通过多项诊断系统来共同测量高温等离子体的各项参数. 其中包括等离子体的电流(I_p)、密度(n_e), 电子与离子温度(T_e , T_i), 电磁波辐射(微波至 γ 射线频段), 聚变产物(中子、快离子)以及电场与磁场的测量等. 等离子体电流、密度和磁场分布等诊断测量结果, 将用于放电运行实时控制, 而温度、内能、辐射、粒子等诊断结果主要用于等离子体品质以及物理过程的分析研究. EAST装置在运行初期, 首先发展的是与等离子体运行控制相关的诊断和一些最基础的温度、杂质辐射诊断. 随着装置运行参数的提高以及高约束稳态运行研究的需要, EAST装置近年又陆续发展了多项诊断, 对聚变等离子体参数进行全面的测量. 对温度、密度、电磁场等一些重要参数的测量, 除了采用最优的诊断方法外, 还会选择多种不同诊断测量数据进行校核. 目前, 已投入实验的各项诊断总计达到了76项, 其在EAST上的布局见图8.

EAST装置前期对等离子体密度的控制, 是基于垂直5道远红外干涉仪(HCN)测量电子弦平均密度(n_e). 为了更准确地测得电子密度分布, 2014年在EAST上采用三激光偏振干涉方案新建了5道水平的偏振干涉仪(Polarimeter-interferometer). 2015年水平测量阵列扩展至11道, 空间分辨率达到了8.5 cm. 系统光源采用二氧

图7 (网络版彩图)EAST内真空室及上单零偏滤器位形磁面结构(a)和钨铜水冷偏滤器模块及表面温度演化(b)

Figure 7 (Color online) EAST vacuum chamber and upper divertor configuration magnetic surface (a), tungsten copper water-cooled divertor module and surface temperature evolution (b).

图 8 (网络版彩图) EAST装置上主要的等离子体诊断布局
Figure 8 (Color online) The main plasma diagnostic layout on the EAST device.

化碳泵浦甲酸远红外激光器, 输出激光波长 $432\ \mu\text{m}$, 时间分辨率达到微量级, 弦积分电子密度测量精度达到了 $1 \times 10^{16}\ \text{m}^{-2} (< 1^\circ)$, 法拉第旋转测量精度达到了 0.1° ^[29]. 等离子体电子温度测量(T_e), 主要采用激光汤姆逊散射(TS). 在新引进波长 $1064\ \text{nm}$, 单脉冲能量 $3\ \text{J}$ (脉宽 $6\text{--}10\ \text{ns}$, 重复频率 $10\text{--}50\ \text{Hz}$)的Nd:YAG激光器后, TS诊断系统具备垂直方向穿过等离子体芯部($Z = -15\ \text{cm}\text{--}+65\ \text{cm}$)40个空间点的测量能力, 覆盖小半径 $0\text{--}0.95\ \text{a}$ (磁面坐标)的区域, 空间分辨率约 $2\ \text{cm}$, 电子温度测量误差小于 10% . 此外, 还建立了32道边界汤姆逊诊断, 用于高约束等离子体边界局域模的观测研究^[30,31].

NBI注入等离子体放电实验时, 可采用电荷符合交换光谱诊断(CXRS, 芯部30道, 边缘32道)来测量离子温度的分布和环向旋转速度. 而单纯的射频波加热实验时, 则依靠X射线弯晶谱仪(XCS)来进行离子温度测量. 从2008年起, EAST装置先后建立了极向和切向两套弯晶谱仪系统, 除了用于离子温度剖面分布测量外, 还能测量电子温度剖面和极(环)向旋转速度. 之前极向弯晶谱仪采用多段式(四段)的位置灵敏多丝正比计数器, 每段计数率上限为 $400\ \text{kHz}$, 高计数率的情况下易发生饱和^[32]. 采用新型水冷大面积固体探测器替代多丝正比计数器, 每像素的计数率上限分别达到了 $10\ \text{MHz}$, 且具备20位的宽测量动态范围, 可满足各种放电条件下的离子温度测量需求. 此外, 探测器的成像帧率超过 $150\ \text{Hz}$, 读出时间约 $0.95\ \text{ms}$, 能实现时间分辨率优于 $10\ \text{ms}$, 占空比大于 90% 的离子温度快速测

量. 在选择30道像素合并分析处理时, 空间分辨率可达 $1.5\ \text{cm}$ ^[33].

第一壁温度和热辐射是高约束稳态运行需要面对的重大挑战. 2012年采用大视场红外内窥镜卡萨各林系统光路, 在EAST装置K窗口建立了一套高速红外相机诊断. 实现了对N, O, P窗口的上下偏滤器、低杂波天线、高场侧内壁和限制器等重要部件表面热辐射进行快速实时监测^[34]. 2017年在G窗口又新增加了一套高速红外相机诊断. 此外, 利用金属薄膜(Pt)电阻探测器, 在EAST装置O窗口建立了48道宽能量响应(红外 $\sim 10\ \text{keV}$)的辐射量热诊断, 对聚变等离子体辐射损伤的功率进行测量^[35]. 为了研究边界等离子体、杂质输运以及等离子体与壁相互作用, 还发展了多种探针(偏滤器、高低场、快动)、紫外光谱(EUV/XEUV)、充气成像(GPI)和锂氢束注入(Li/He-BES)等多项诊断.

2.4 稳态运行控制技术的发展

(1) 射频波电流驱动

维持稳定的等离子体电流是托卡马克稳态运行的基本条件. 即便是对于高自举电流运行的磁约束聚变反应堆, 也需要外加电流驱动来调控电流剖面分布. EAST装置利用 2.45 和 $4.6\ \text{GHz}$ 低杂波开展了大量的电流驱动实验, 实现了等离子体电流全波驱动^[36,37]. 在电子回旋波系统建成后, 开展了低杂波与电子回旋波协同的高效电流驱动实验探索, 发现在高电子温度和低再循环的边界条件下, $4.6\ \text{GHz}$ 低杂波与电子回旋波协同能够有效地提升低杂波在等离子体中的电流驱动效率^[6]. 这种射频波协同运行模式可为未来聚变反应堆的高密度等离子体稳态运行提供一种有效的电流驱动方案.

(2) 精确磁面位形控制

实现聚变等离子体磁面位形精确的反馈控制, 可以有效地降低等离子体与第一壁的相互作用, 控制偏滤器靶板上的热流, 提高射频波天线功率耦合效率等, 对于稳态运行的实现具有重要作用. EAST前期放电运行的计算机控制系统(PCS), 运用了实时平衡反演程序RT-EFIT来快速重建等离子体磁面位形, 并计算位形控制算法的控制误差. 为了进一步提高控制计算精度和速度, 基于GPU多核并行计算技术开发了P-EFIT, 能够在 $220\ \mu\text{s}$ 内完成 65×65 格点的一次平衡迭代计算^[38]. 2015年初的EAST实验中, P-EFIT结合等磁通控

制算法(ISOFLUX)成功进行了等离子体放电运行控制^[39]. 此外, 研发的新一代积分器成功解决了长时间积分零点漂移问题, 并已经用于作为磁面反演计算输入信号的电磁诊断, 为稳态运行的磁面精确控制奠定了基础.

(3) 等离子体密度控制

等离子体的密度一直维持在可控状态是实现长时间稳态运行的基本要素. 随着托卡马克装置尺寸的增大以及约束磁场强度的提高, 常规反馈控制充气的加料效率越来越低, 密度控制时间响应变慢. 为了更快速有效地控制等离子体密度, EAST采用了超声分子束注入(SMBI)的密度反馈控制技术. SMBI是基于亚声速气体通过Laval喷管膨胀后注入到装置内真空室, 会形成超声速分子束流, 高速定向地注入等离子体内部^[40]. 能够将燃料粒子注入到更靠近等离子体芯部的区域, 加料效率也大幅提升^[41]. 另外, EAST装置安装有液氮制冷的大抽速内置低温泵(氖气约 7.9×10^4 L/s), 可以有效地控制等离子体密度快速上涨, 配合SMBI加料能够实现密度长时间稳定的控制^[42].

(4) 杂质和再循环控制

等离子体与第一壁作用产生的杂质和器壁吸附的氖气(或氢气), 返流至主等离子体内部的过程是影响聚变等离子体高约束稳态运行的关键因素. 而采用高Z金属(如钨、钼)第一壁的装置, 长时间运行杂质辐射能量损失更加突出. 为应对稳态运行金属杂质辐射和气体再循环问题, EAST创新发展了多项壁处理技术, 主要包括: 锂蒸发壁处理、实时锂粉注入、实时锂弹丸注入、流动液态锂限制器等^[43-46]. 通过在高Z金属壁表层镀一层低Z金属锂, 减弱高Z杂质的溅射和吸附气体的释出, 从而在放电实验中有效地控制杂质和再循环水平. 此外, 还利用低杂波和电子回旋波注入的手段, 探索了等离子体芯部杂质控制方法, 并获得了突破性进展^[47]. 多种壁处理技术的组合使用, 以及芯部杂质控制方法的投入, 为EAST实现长脉冲高约束模运行, 起到了重要作用.

3 高约束与稳态运行的实验研究进展

高约束稳态运行是未来磁约束聚变反应堆最重要的运行模式. 建造中的ITER计划在高约束模下实现超过400 s的等离子体稳态运行, 并获得稳定的DT聚变能

输出. 现阶段常规的托卡马克装置, 围绕着高约束等离子体已开展了大量的短脉冲放电实验(秒级). 而高约束长时间稳态运行所面临的第一壁热负荷与损伤、等离子体电流驱动与密度控制等一系列工程与物理问题, 则需要在全超导托卡马克装置上进行探索研究. 为更好的开展相关实验, EAST装置各个子系统进行了大量的升级改造, 并开发了多种运行控制技术, 并在已开展的高约束稳态运行实验探索方面取得了突破性进展.

3.1 长脉冲偏滤器位形等离子体放电实验

EAST运行初期通过大量实验探索, 解决了低杂波(2.45 GHz)与等离子体耦合的问题, 实现了等离子体电流非感应全波驱动(环电压为零). 通过不断改进优化极向场和快控线圈的反馈控制算法, 有效克服了拉长等离子体的垂直不稳定导致放电破裂的问题, 并完成了偏滤器位形等离子体磁面精准控制. 在2012年实验中, 采用上下偏滤器位形交替运行的模式, 成功实现了400 s的低约束模等离子体放电运行^[48]. 其放电的主要参数及部分重要诊断信号波形可见图9. EAST装置获得400 s以上稳态高温等离子体, 在世界上首次达到了ITER运行的时间尺度, 并验证了长脉冲运行状态下偏滤器的热与杂质排出能力, 全波稳态驱动等离子体电流的效能以及密度实时测控的有效性.

3.2 高约束稳态运行实验进展

通过近年不断的升级, EAST装置辅助加热的类型

图9 (网络版彩图)EAST 400 s偏滤器位形等离子体放电波形

Figure 9 (Color online) EAST 400 s divertor shape plasma discharge waveform.

趋于多样,且加热功率大幅提高.结合有效的壁处理和精确磁面位形控制技术,高约束等离子体逐渐成为实验的一大重点.继2010年首次获得6.4 s高约束模(H模)等离子体后,EAST发挥超导托卡马克长时间运行的优势,大力开展高约束稳态运行实验探索.分别于2012,2016,2017年成功突破了30,60,100 s高约束模的稳态放电运行^[49,50].成为世界上首个高约束模等离子体运行时间达到百秒量级的托卡马克核聚变实验装置.2017年100 s级的放电主要运行参数见图10,需要特别指出的是,这一高约束等离子体的获得是集成了波加热/电流驱动、高约束模式优化、边缘稳定性缓解、偏滤器热/粒子排除、等离子体位形优化、芯部杂质排除等物理研究成果和各种技术手段,在时间上首次触及了磁约束等离子体中最长过程的时间尺度-粒子平衡时间,为未来稳态聚变等离子体打开了一个全新的研究方向.本轮实验EAST上偏滤器采用了ITER类型的钨铜水冷结构,具有很高的热承载能力.因而,等离子体放电的全程均采用上偏滤器位形.低杂波、电子回旋波和离子回旋波协调注入,成功实现了400 kA的等离子体电流全波驱动,并且芯部电子温度超过了2 keV,等离子体能量约束改善因子 $H_{98,y2}$ (相对于ITER基本运行模式的能量约束定标关系)达到了1.1以上.此外,通过有效的锂化壁处理、高效的超声分子束注入加料和准确的

密度诊断测量与反馈控制,使得等离子体密度在放电全程稳定的控制在 $3.0 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ 附近.百秒级高约束稳态等离子体成功的获得,验证了EAST辅助加热、第一壁以及诊断与控制等系统升级改造的有效性.

3.3 边界高热负荷缓解研究进展

高约束模式的聚变等离子体边界存在着提高能量约束性能的粒子输运势垒,该势垒所处区域的压强梯度陡峭,会产生一种局域不稳定性扰动,使得势垒周期性崩塌,并在极短时间内释放等离子体约束的部分能量.该过程被称为边界局域模(ELM),其释放的能量会对直接面向等离子体的第一壁材料表面产生瞬态高热负荷冲击,烧蚀壁材料并产生杂质污染芯部主等离子体,严重影响当前聚变装置的高约束稳态运行.并且能量约束性能越好的高约束等离子体,发生ELM时释放的能量越多,对于第一壁热冲击影响越严重.因而,高约束与ELM瞬态高热负荷之间构成了一对矛盾.如何有效地缓解ELM热负荷冲击,又能维持高约束,成为了国际磁约束聚变研究的一个关键难点与热点.EAST积极探索了新的ELM缓解方法,取得了下列创新性研究结果,为开创高约束稳态等离子体运行世界纪录奠定了重要的物理基础.

(1) EAST实验发现了一种高频率、小幅度ELM的

图 10 (网络版彩图)EAST 100 s高约束稳态运行等离子体放电波形(a)及磁面位形(b)

Figure 10 (Color online) EAST 100 s high confinement steady state plasma discharge waveform (a) and magnetic surface configuration (b).

高约束稳态运行模式(如下图11所示), 可与未来磁约束聚变反应堆等离子体低旋转条件相兼容, 具备良好的应用前景^[51].

(2) EAST实验发现低杂波驱动等离子体边界电流, 改变了等离子体边界的磁场拓扑结构现象. 开创性地利用低杂波实现了对ELM有效抑制, 并通过展宽热流沉积的区域, 降低峰值热负荷冲击, 提供了一种简单有效的ELM控制和热负荷缓解技术^[52].

(3) EAST研发了实时锂粉注入技术, 有效地抑制高约束等离子体ELM的爆发, 并成功地实现了等离子体放电全程抑制ELM的高约束稳态运行^[44].

(4) EAST研发了注入锂弹丸触发高频率、小幅度ELM的创新方法, 并在高约束等离子体稳态运行实验中取得了成功^[45].

(5) 基于超声分子束注入(SMBI)技术, EAST发展了杂质辐射反馈调节技术, 实现了稳态运行下的ELM抑制和偏滤器靶板热负荷缓解, 为进一步实现辐射偏滤器稳态运行奠定了基础^[53].

图 11 (网络版彩图)EAST获得高频小幅度ELM稳态运行模式

Figure 11 (Color online) EAST obtained high frequency small amplitude ELM steady state operation mode.

(6) EAST开展了具备良好热负荷分散功能的稳态准雪花偏滤器磁面位形放电实验, 成功获得了长脉冲无ELM高约束等离子体, 并有效地实现了热流分散, 显著降低了偏滤器靶板的峰值热负荷^[54].

(7) EAST研制了环向模数 n 可以达到4的ITER类型的共振磁扰动(RMP)系统. 验证了射频波主导加热、低动量注入等放电条件下RMP全程抑制ELM的长脉冲高约束模运行, 并深入研究了其物理机制, 增强了将这一控制手段在未来聚变堆上应用的信心^[55].

(8) EAST实验还发现了一种新的等离子体边界准相干模, 具有很强的驱动径向输运的能力. 利用这种边界准相干模实现了完全无ELM的高约束等离子体稳态运行模式^[56].

4 总结与展望

通过不断地升级和改造加热、第一壁、诊断及控制系统, EAST全超导托卡马克装置逐步解决了等离子体电流全波驱动、偏滤器高热负荷、磁面精确控制以及密度实时反馈等一系列物理与技术问题. EAST装置在世界上首次实现了ITER预期运行时间尺度的400 s等离子体放电, 并于2017年再次创造了100 s量级的高约束稳态运行等离子体的世界记录. 此外, 在边界局域模及高热负荷缓解等影响托卡马克高约束稳态运行的关键物理问题研究上取得了重要突破, 受到了国际聚变界的高度关注, 成为了EAST独具特色的研究亮点.

EAST下偏滤器目前仍采用的是石墨结构, 热承载能力明显不足(2 MW/m^2 热负荷). 下偏滤器以及射频波保护限制器放电期间出现的热斑问题, 是限制EAST实现更高参数、更长脉冲的高约束模稳态运行的主要因素之一. 因而, EAST装置计划将下偏滤器也改造成先进的钨铜水冷偏滤器, 将热承载能力提升到超过 10 MW/m^2 . 对射频波保护限制器也同步进行改造, 解决制约高约束长时间稳态运行的热斑问题. 完成电子回旋3, 4号回旋管及波导的建设, 使之入射功率提升到4 MW, 进而提高等离子体的品质. 继续发展先进的等离子体诊断系统, 例如多道运动Stark效应(MSE), 提供高空间分辨的电流分布测量. EAST将不断追求在等离子体参数、约束性能和长时间稳态运行上的突破. 实现完全非感应电流驱动的高约束、高比压、低旋转稳态等离子体, 不断逼近适合未来聚变堆

的高约束稳态运行模式, 为我国的CFETR设计建设奠定科学与技术基础. 随着我国在磁约束核聚变领域研

发能力和科技水平的提升, 中国智慧必将引领未来世界的聚变能研究.

致谢 感谢EAST实验运行与物理研究团队的支持.

参考文献

- 1 Keilhacker M, Gibson A, Gormezano C, et al. High fusion performance from deuterium-tritium plasmas in JET. *Nucl Fusion*, 1999, 39: 209–234
- 2 Hawryluk R J, Batha S, Blanchard W, et al. Fusion plasma experiments on TFTR: A 20 year retrospective. *Phys Plasmas*, 1998, 5: 1577–1589
- 3 Fujita T, Kamada Y, Ishida S, et al. High performance experiments in JT-60U reversed shear discharges. *Nucl Fusion*, 1999, 39: 1627–1636
- 4 Li J G. The status and progress of tokamak research (in Chinese). *Physics*, 2016, 45: 88–97 [李建刚. 托卡马克研究的现状及发展. *物理*, 2016, 45: 88–97]
- 5 Costley A E, Hugill J, Buxton P F. On the power and size of tokamak fusion pilot plants and reactors. *Nucl Fusion*, 2015, 55: 033001
- 6 Wan B, Li J, Guo H, et al. Progress of long pulse and H-mode experiments in EAST. *Nucl Fusion*, 2013, 53: 104006
- 7 Zhao L, Shan J, Liu F, et al. A 2450 MHz/2 MW lower hybrid current drive system for EAST. *Plasma Sci Technol*, 2010, 12: 118–122
- 8 Ding B, Kong E, Li M, et al. Recent results of LHCD experiments in EAST. *Plasma Sci Technol*, 2011, 13: 153–156
- 9 Wang X J, Liu F K, Jia H, et al. Design of a TE₁₀ taper used in the LHCD launcher for EAST. *Plasma Sci Technol*, 2008, 10: 499–502
- 10 Li B. Design and Optimization of EAST 4.6 GHz Lower Hybrid System (in Chinese). Dissertation for Doctoral Degree. Hefei: University of Chinese Academy of Sciences, 2013 [李波. EAST 4.6 GHz低杂波系统的设计与优化. 博士学位论文. 合肥: 中国科学院大学, 2013]
- 11 Jia H, Liu F, Liu L, et al. Design and test of an antenna module mock-up for the EAST 4.6 GHz LHCD launcher. *Plasma Sci Technol*, 2013, 15: 834–839
- 12 Liu F K, Ding B J, Li J G, et al. First results of LHCD experiments with 4.6 GHz system toward steady-state plasma in EAST. *Nucl Fusion*, 2015, 55: 123022
- 13 Hu C. Conceptual design of neutral beam injection system for EAST. *Plasma Sci Technol*, 2012, 14: 567–572
- 14 Hu C D, Xu Y J. Development progresses of EAST neutral beam injector. *Nuclear Techniq*, 2015, 38: 110603
- 15 Hu C D, Xu Y J, Xie Y L, et al. The recent development of the EAST neutral beam injector. *Chin Phys Lett*, 2015, 32: 052901
- 16 Hu C, Xie Y, Xie Y, et al. Overview of development status for EAST-NBI system. *Plasma Sci Technol*, 2015, 17: 817–825
- 17 Hu C D. First achievement of plasma heating for EAST neutral beam injector. *Plasma Sci Technol*, 2015, 17: 1–3
- 18 Xu H, Wang X, Liu F, et al. Development and preliminary commissioning results of a long pulse 140 GHz ECRH system on EAST Tokamak (Invited). *Plasma Sci Technol*, 2016, 18: 442–448
- 19 Liu F K, Xu H D, Wang X J, et al. ECRH system, microwave diagnostics and experimental results in the EAST tokamak. *EPJ Web Conf*, 2017, 149: 01005
- 20 Zhang X J, Zhao Y P, Mao Y, et al. Current status of ICRF heating experiments on EAST. *Plasma Sci Technol*, 2011, 13: 172–174
- 21 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
- 22 Wang J H, Chen G, Zhao Y P, et al. Design and test of voltage and current probes for EAST ICRF antenna impedance measurement. *Plasma Sci Technol*, 2018, 20: 045603
- 23 Yang Y Q, Zhang X J, Zhao Y P, et al. Recent ICRF coupling experiments on EAST. *Plasma Sci Technol*, 2018, 20: 045102
- 24 Zhang J H, Zhang X J, Cheng Y, et al. Experimental analysis of the ICRF waves coupling in EAST. *Nucl Fusion*, 2017, 57: 066030
- 25 Yao D M, Bao L M, Li J G, et al. Design, analysis and R&D of the EAST in-vessel components. *Plasma Sci Technol*, 2008, 10: 367–372
- 26 Yao D M, Luo G, Du S, et al. Overview of the EAST in-vessel components upgrade. *Fusion Eng Des*, 2015, 98-99: 1692–1695
- 27 Wang W, Li Q, Zhao S, et al. Application of e-beam welding in W/Cu divertor project for EAST. *Fusion Eng Des*, 2015, 98-99: 1415–1418
- 28 Yao D M, Luo G N, Zhou Z B, et al. Design, R&D and commissioning of EAST tungsten divertor. *Phys Scr*, 2016, T167: 014003
- 29 Liu H Q, Jie Y X, Ding W X, et al. Internal magnetic field measurements by laser-based POLarimeter-INTerferometer (POINT) system on EAST. *J Inst*, 2016, 11: C01049

- 30 Zang Q, Zhao J, Yang L, et al. Upgraded multipulse laser and multipoint Thomson scattering diagnostics on EAST. *Rev Sci Instrum*, 2011, 82: 063502
- 31 Zang Q, Hsieh C L, Zhao J, et al. The circuit of polychromator for Experimental Advanced Superconducting Tokamak edge Thomson scattering diagnostic. *Rev Sci Instrum*, 2013, 84: 093504
- 32 Lu B, Wang F, Shi Y, et al. Upgrades of the high resolution imaging X-ray crystal spectrometers on experimental advanced superconducting tokamak. *Rev Sci Instrum*, 2012, 83: 10E130
- 33 Wang F, Chen J, Hu R, et al. Upgrades of poloidal and tangential X-ray imaging crystal spectrometers for temperature and rotation measurements on EAST. *Rev Sci Instrum*, 2016, 87: 11E342
- 34 Yang Z, Fang J, Gong X, et al. The study of heat flux for disruption on experimental advanced superconducting tokamak. *Phys Plasmas*, 2016, 23: 052502
- 35 Duan Y M, Mao S T, Hu L Q, et al. Operation of bolometer system using Pt foil on SiN substrate detector for EAST tokamak. *Rev Sci Instrum*, 2016, 87: 11D434
- 36 Ding B J, Li M H, Li Y C, et al. Study of lower hybrid current drive towards long-pulse operation with high performance in EAST. In: AIP Conference Proceedings 1689. AIP Publishing LLC, 2015. 080002
- 37 Ding B J, Li Y C, Zhang L, et al. Investigations of LHW-plasma coupling and current drive at high density related to H-mode experiments in EAST. *Nucl Fusion*, 2015, 55: 093030
- 38 Pei X F, Yuan Q P, Huang Y, et al. Integration of real-time GPU parallel equilibrium reconstruction in EAST plasma control system (in Chinese). *Nucl Fusion Plasma Phys*, 2017, 37: 105–112 [裴筱芳, 袁旗平, 黄耀, 等. 实时并行平衡反演程序在EAST PCS中的集成. 核聚变与等离子体物理, 2017, 37: 105–112]
- 39 Huang Y, Xiao B J, Luo Z P, et al. Development of real-time plasma current profile reconstruction with POINT diagnostic for EAST plasma control. *Fusion Eng Des*, 2017, 120: 1–8
- 40 Chen C Y, Yao L H, Feng B B, et al. Study of SMBI fueling efficiency on HL-2A tokamak. *Nucl Fusion Plasma Phys*, 2010, 30: 1–6
- 41 Zheng X, Li J, Hu J, 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
- 42 Hu Q S, Yao D M, Luo G N, et al. The first in-vessel cryopump for EAST divertor experiment. *Fusion Eng Des*, 2010, 85: 1508–1512
- 43 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
- 44 Hu J S, Sun Z, Guo H Y, et al. New steady-state quiescent high-confinement plasma in an experimental advanced superconducting tokamak. *Phys Rev Lett*, 2015, 114: 055001
- 45 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
- 46 Zuo G Z, Hu J S, Maingi R, et al. Mitigation of plasma–material interactions via passive Li efflux from the surface of a flowing liquid lithium limiter in EAST. *Nucl Fusion*, 2017, 57: 046017
- 47 Zhang L, Morita S, Xu Z, et al. Suppression of tungsten accumulation during ELMy H-mode by lower hybrid wave heating in the EAST tokamak. *Nucl Mater Energy*, 2017, 12: 774–778
- 48 Li J, Guo H Y, Wan B N, et al. Recent progress on EAST. *Fusion Sci Tech*, 2013, 64: 417–423
- 49 Gong X, Wan B, Li J, et al. Realization of minute-long steady-state H-mode discharges on EAST. *Plasma Sci Technol*, 2017, 19: 032001
- 50 Wan B N, Liang Y F, Gong X Z, et al. Overview of EAST experiments on the development of high-performance steady-state scenario. *Nucl Fusion*, 2017, 57: 102019
- 51 Xu G S. New small/no ELM H-mode regimes for steady-state high-performance operations in the EAST superconducting tokamak. In: Belfast: 44th European Physical Society, 2017, invited talk, 11.104
- 52 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
- 53 Hu J S, Sun Z, Li C Z, et al. ELM mitigation by means of supersonic molecular beam and pellet injection on the EAST superconducting tokamak. *J Nucl Mater*, 2015, 463: 718–722
- 54 Calabrò G, Xiao B J, Chen S L, et al. EAST alternative magnetic configurations: Modelling and first experiments. *Nucl Fusion*, 2015, 55: 083005
- 55 Sun Y, Liang Y, Liu Y Q, et al. Nonlinear transition from mitigation to suppression of the edge localized mode with resonant magnetic

perturbations in the EAST tokamak. [Phys Rev Lett](#), 2016, 117: 115001

56 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

Advances in experimental research towards high confinement and steady state operation on the Experimental Advanced Superconducting Tokamak

WAN BaoNian^{*} & XU GuoSheng

Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China

The final goal of nuclear fusion science and technology research is to develop safe and clean fusion energy which can solve the human energy crisis ultimately. As construction started in the early of this century, International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) project has pushed the fusion energy development a big step forward toward commercial application. Those tokamaks which are ITER-like magnetic confinement fusion devices have focused their fusion energy research on high temperature plasma experiments at this stage. The Experimental Advanced Superconducting Tokamak (EAST) was designed and constructed independently by Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences. EAST has implemented lots of exploration and research on the key engineering and physical problems for fusion reactor. Especially in the aspect of high confinement and steady-state operation, EAST has made major experimental research progress, which is important to the commercial power generation of fusion reactors economically and practically. EAST device has achieved the 400 s long pulse plasma in low confinement mode in 2012, then in 2017 EAST refreshed the world record of high confinement mode plasma discharge operation time, and became the first tokamak device that has the capability of high confinement and steady-state operation with 100 s. Moreover, for the first time, EAST touched the longest time scale in the magnetically confined fusion plasma—particle equilibration time. In order to provide a good experimental platform for investigation of the first wall with high heat load, edge localized modes suppression and engineering and physical problems research towards the steady-state operation and control for future fusion reactor, a series of experiments were implemented on EAST, including tungsten-copper water cooled divertor, lithium first wall, current driving with radio frequency wave, projectile injection, precise magnetic surface configuration control, edge localized modes and high heat load mitigation, and a lot of valuable results have been obtained.

nuclear fusion, plasma, tokamak, high confinement and steady-state operation

PACS: 52.55.Fa, 52.50.Qt, 52.50.Sw, 52.50.Gj

doi: [10.1360/SSPMA2018-00233](https://doi.org/10.1360/SSPMA2018-00233)