

基于TSC的CFETR偏滤器靶板热流数值模拟

宋 强¹, 杨锦宏¹, 陆 野¹, 汪卫华^{1,2}

¹安徽大学物质科学与信息技术研究院, 安徽 合肥

²中国科学院等离子体物理研究所, 安徽 合肥

收稿日期: 2022年3月18日; 录用日期: 2022年4月8日; 发布日期: 2022年4月29日

摘要

为了获得CFETR偏滤器靶板热流分布, 采用TSC (Tokamak Simulation Code)程序模拟CFETR下单零、准雪花偏滤器位形放电, 在程序中添加偏滤器靶板, 最外封闭磁面以外的等离子体沿磁力线打到偏滤器靶板上。模拟得到了两种偏滤器位形放电下的靶板热流, 重点分析了平顶阶段偏滤器靶板热流分布情况, 对下单零偏滤器位形和准雪花偏滤器位形的热流进行了比较。结果表明热流在等离子体电流爬升阶段基本上小于 1 MW/m^2 , 在平顶阶段准雪花偏滤器热流峰值为 23.34 MW/m^2 , 下单零偏滤器热流峰值为 39 MW/m^2 , 准雪花偏滤器靶板热流小于下单零偏滤器。计算结果为下一步热结构多物理场耦合分析提供了热源分布, 对CFETR的工程设计具有一定的参考价值。

关键词

中国聚变工程实验堆, 偏滤器, TSC, 热流

Simulation of Target Plate Heat Flux of CFETR Divertor Based on TSC

Qiang Song¹, Jinhong Yang¹, Ye Lu¹, Weihua Wang^{1,2}

¹Physical Science and Information Technology, Anhui University, Hefei Anhui

²Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, Hefei Anhui

Received: Mar. 18th, 2022; accepted: Apr. 8th, 2022; published: Apr. 29th, 2022

Abstract

In order to obtain the heat flux distribution of CFETR divertor target plate, TSC (Tokamak Simulation Code) program is used to simulate the configuration discharge of Lower Single Null and Quasi-Snowflake divertor of CFETR. The divertor target plate is added to the program, and the plasma

文章引用: 宋强, 杨锦宏, 陆野, 汪卫华. 基于 TSC 的 CFETR 偏滤器靶板热流数值模拟[J]. 核科学与技术, 2022, 10(2): 103-115. DOI: 10.12677/nst.2022.102011

outside the outermost enclosed magnetic surface hits the divertor target plate along the magnetic force line. The heat flux of the target plate under the discharge of the two divertor configurations is simulated. The heat flux distribution of the divertor target plate in the flat-top stages is analyzed, and the heat flux of the Lower Single Null divertor configuration and the Quasi-Snowflake divertor configuration are compared. The results show that the heat flow is basically less than 1MW/m^2 in the plasma current climbing stage. In the flat-top stage, the peak heat flux of the Quasi-Snowflake divertor configuration is 23.34 MW/m^2 , the peak heat flux of the Lower Single Null divertor configuration is 39 MW/m^2 , and the target heat flux of the Quasi-Snowflake divertor is less than that of the Lower Single Null divertor. The calculation results provide the heat source distribution for the multi physical field coupling analysis of thermal structure in the next step, and have a certain reference value for the engineering design of CFETR.

Keywords

China Fusion Engineering Test Reactor, Divertor, TSC, Heat Flux

Copyright © 2022 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

中国聚变工程实验堆 CFETR (China Fusion Engineering Test Reactor) 是我国正在进行工程设计的托卡马克装置，任务是开发设计出先进的稳态超导托卡马克，为未来建成可运行的聚变发电反应堆奠定坚实的科学基础[1]。其第一阶段计划的科学目标是达到 200 MW 的聚变功率，在未来的第二阶段其目标聚变功率更是达到 1 GW ，并进一步开展 DEMO 的验证工作。为了实现这一聚变领域的目标，中国 CFETR 聚变装置汲取包括 ITER 在内的磁约束核聚变物理及工程技术经验，努力解决一些关键性的难题。例如，氚自持难题($\text{TBR} > 1.0$)、包层以及偏滤器等一些未解决的问题[2]。

偏滤器是 CFETR 装置的关键部件，部件的主要功能是排出热量与排灰[3]。偏滤器排出热量来自最外封闭磁面以外开放磁面驱动的等离子体，其携带高额能量打到偏滤器上。能量由等离子体转移到偏滤器上，等离子体中性化，由偏滤器排出。根据 CFETR 装置的聚变反应功率目标，偏滤器靶板稳态热流高达数 10 MW/m^2 ，这要求偏滤器具有极强的排除热量能力[4]。因此在 CFETR 物理和工程设计方案中，偏滤器的设计是一项重要研究课题[5] [6] [7]。

关于 CFETR 偏滤器相关设计方面，目前已有诸多进展。卯鑫等人已经开展偏滤器结构设计，包括类 ITER 偏滤器、雪花偏滤器和类 ITER 雪花偏滤器三种结构，并验证合理性[8]；刘秀等人基于以前研究，提出 CFETR 偏滤器靶板的概念设计，进行热力水工、力学分析，验证了模型的可靠性[9]；黄文玉等人基于中国聚变工程试验堆(CFETR)偏滤器位形，初步设计了指状、平板和 T 形三种氦冷偏滤器模型，进一步分析之后提出了混合型 CFETR 氦冷偏滤器初步结构[10]；周一夫等人进行了在 CFETR 不同位置充气下的辐射偏滤器模拟研究，得到了相对更好的杂质屏蔽效果[11]；张传家等人使用 SOLPS 对 CFETR 长腿偏滤器的峰值热流进行了模拟研究，内、外靶板热流峰值分别为 15.5 MW/m^2 、 12.5 MW/m^2 [12]。

本文使用 TSC 程序[13]对等离子体放电的爬升、平顶、破裂阶段进行了数值模拟。结合 CFETR 物理参数，在 TSC 程序中添加偏滤器靶板的几何结构，主要包括内靶板、外靶板、Dome 板。同时模拟准雪花偏滤器位形、下单零偏滤器位形放电，使最外封闭磁面以外的等离子体打击到偏滤器靶板上。模拟得

到了两种偏滤器位形放电下的内、外靶板及 Dome 板热流，重点分析了平顶阶段偏滤器靶板热流分布，对下单零偏滤器位形和准雪花偏滤器位形的热流分布进行了比较。TSC 程序处理粒子与能量输运模型是一维横越磁面输运，并用粘滞系数替代对流微商项，输运模型较为简单，因此，热流模拟结果可以起到一定参考作用。

2. TSC 数值模型

TSC 程序具有非刚性、可变形等离子体模型的特点，因此采用 TSC 程序对 CFETR 装置进行放电模拟。1986 年初版 TSC 在美国普林斯顿大学等离子体物理实验室(PPPL)编写开发完成，随着面临的问题不断变化，TSC 不断发展。时至今日，TSC 程序已经用于世界各地多个大型托卡马克装置的放电模拟。TSC 是自由边界轴对称的托卡马克数值模拟程序，模拟自由边界等离子体随时间的演化，求解压力和温度的面平均输运方程，同时程序包含了辅助加热、电流驱动等物理模型，可用于控制系统、外部加热等的模拟[14] [15]。

一个轴对称的环形几何系统中，极向通量和环向场函数可以用来表示磁场，表达式如下：

$$\mathbf{B} = \nabla\phi \times \nabla\psi + g\nabla\phi \quad (1)$$

其中 ϕ 为环向角， ψ 为角向磁通， g 为环向场函数。

为了便于对流场的可压缩部分和不可压缩部分分别处理，因此把等离子体的动量密度 $\mathbf{m} = M_i n \mathbf{V}$ 表示为：

$$\mathbf{m} = \nabla\phi \times \nabla A + \omega\nabla\phi + \nabla\Omega \quad (2)$$

其中 A 为流函数， ω 为环向分量， Ω 为一个势函数。

TSC 程序计算区域分为三块：等离子体区、真空区、导体区，且是自由边界程序，等离子体区与真空区分界面随时间变化，穿越边界时方程形式不变且解连续。在 MHD-Maxwell 方程组中引入质量放大因子及粘滞放大因子等参数。

等离子体静态的平衡条件是：

$$\mathbf{J} \times \mathbf{B} = \nabla p \quad (3)$$

TSC 修正惯性项的方法是通过人为的增加等离子体质量，略去对流微商项，取粘度力为：

$$\mathbf{F}_V(\mathbf{m}) = -\gamma_1 [\nabla^2 \mathbf{m} - \nabla(\nabla \cdot \mathbf{m})] - \gamma_2 \nabla(\nabla \cdot \mathbf{m}) \quad (4)$$

其中 γ_1 、 γ_2 为可压缩粘滞系数和不可压缩体积粘滞系数。修正后的等离子体力平衡方程如下所示：

$$\frac{\partial \mathbf{m}}{\partial t} + \mathbf{F}_V(\mathbf{m}) = \mathbf{J} \times \mathbf{B} - \nabla p \quad (5)$$

TSC 输运模型采用磁面平均输运方程组，由等离子体微分粒子密度 N' 、等离子体熵密度 σ 和电子熵密度 σ_e 的一维演化方程组成，输运计算区域包括等离子体和刮削层区域。

$$\frac{\partial}{\partial t} N' = -\frac{\partial}{\partial \Phi}(N'\Gamma) + S_N \quad (6)$$

$$\frac{\partial}{\partial t} \sigma = \frac{2}{3} \left(\frac{\partial V}{\partial \Phi} \right)^{\frac{2}{3}} \left[V_L \frac{\partial K}{\partial \Phi} - \frac{\partial}{\partial \Phi}(Q_i + Q_e) + \frac{\partial V}{\partial \Phi}(S_i + S_e - R_e) \right] \quad (7)$$

$$\frac{\partial}{\partial t} \sigma_e = \frac{2}{3} \left(\frac{\partial V}{\partial \Phi} \right)^{\frac{2}{3}} \left[V_L \frac{\partial K}{\partial \Phi} - \frac{\partial Q_e}{\partial \Phi} + \frac{\partial V}{\partial \Phi} \left(-\Gamma \frac{\partial P_i}{\partial \Phi} + Q_{\Delta e} + S_e - R_e \right) \right] \quad (8)$$

式中 Φ 为环向磁通量, S_N 、 S_e 、 S_i 分别是粒子、电子和离子的外源能量, Q_i 、 Q_e 是离子和电子热流, V_L 、 K 是环向电压和环电流, R_e 是辐射引起的能量损失。

TSC 程序中, 完全电离原子的轫致辐射是最主要的辐射过程, 面平均辐射功率密度可由下式计算:

$$R_e(\Phi, t) = 1.7 \times 10^{-38} \left(n_e(\Phi, t) [\text{m}^{-3}] \right)^2 Z(t) (T_e(\Phi, t) [\text{eV}])^{1/2} \quad (9)$$

式中 $Z(t)$ 为有效电荷数, 可以根据不同的放电情况调节参数。

3. CFETR 下单零和准雪花偏滤器位形放电模拟

3.1. CFETR 偏滤器结构

CFETR II 期设计目标是稳态燃烧等离子体能产生 1 GW 聚变功率, 如此高的聚变功率对第一壁和偏滤器提出了极高的要求, 而偏滤器又承担着排热与排灰的功能。因此必须要探索研发具有更好性能的材料, 同时开发更好的偏滤器位形, 降低偏滤器受热峰值。偏滤器结构图如图 1 所示, 图中内外靶板的板面与最外封闭磁面形成较小的夹角, 使得靶板结构呈弧形。相较于直板式偏滤器靶板其具有更大的热沉面积, 沉积的峰值热流相对减小, 在此基础上进行偏滤器位形设计会有更好的效果。

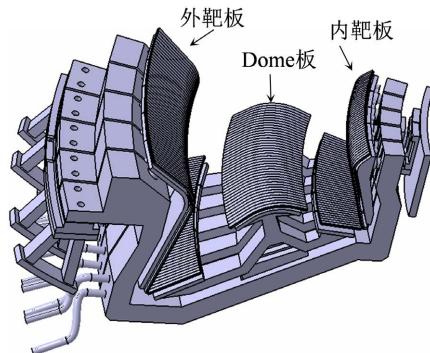


Figure 1. Diagram of the practical teaching system of automation major
图 1. CFETR 偏滤器三维结构图

偏滤器在 CFETR 装置中位置如图 2 所示, 在装置中偏滤器由特制的盒体支撑。图 2 标注了 8 个中心

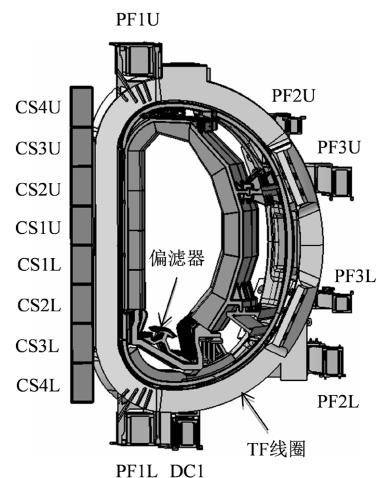


Figure 2. Three-dimensional drawing of CFETR device
图 2. CFETR 装置三维图

螺线管线圈(CS 线圈)、6 个极向场线圈(PF 线圈)以及偏滤器线圈(DC1 线圈)，这些线圈共同作用约束等离子体，同时可控制形成更好的偏滤器位形，线圈的参数如表 1 所示。图 2 所示的 CFETTR 装置拉长比为 2，大半径 7.2 米，小半径 2.2 米，等离子体电流 14 MA，CFETR 的主要参数列于表 2。

Table 1. Geometric parameters of CFETR coil**表 1.** CFETR 线圈几何参数

线圈	R/米	Z/米	ΔR	ΔZ	匝数	每匝最大电流/kA
CS1U	1.70	1.025	1.0	2.05	738	60
CS2U	1.70	3.075	1.0	2.05	738	60
CS3U	1.70	5.125	1.0	2.05	738	60
CS4U	1.70	7.175	1.0	2.05	738	60
CS1L	1.70	-1.025	1.0	2.05	738	60
CS2L	1.70	-3.075	1.0	2.05	738	60
CS3L	1.70	-5.125	1.0	2.05	738	60
CS4L	1.70	-7.175	1.0	2.05	738	60
PF1U	4.60	9.80	1.1	1.5	448	55
PF2U	13.20	8.00	1.1	1.1	225	55
PF3U	15.73	3.15	1.1	1.1	225	55
PF1L	4.60	-9.80	1.1	1.5	448	55
PF2L	15.30	-6.90	1.1	1.1	225	55
PF3L	15.73	-3.15	1.1	1.1	225	55
DC1	7.10	-10.00	1.1	1.1	225	55

Table 2. Physical parameters of CFETR device**表 2.** CFETR 装置物理参数

CFETR 参数	值
等离子体电流 I_p	14MA
环向磁场 B_t	6.5T
大半径 R	7.2 米
小半径 a	2.2 米
拉长比 k	2.0
三角形变 δ	0.42

3.2. 下单零偏滤器位形放电模拟

通过对极向场线圈电流的不断修改得到了下单零偏滤器位形，模拟放电总过程共 432 秒，等离子体放电主要参数如图 3 所示。从图 3 可以看出，等离子体电流在 70 秒左右达到 14 MA，维持放电到 400 秒等离子体电流开始下降，在 432 秒等离子体停止放电，模拟结束。

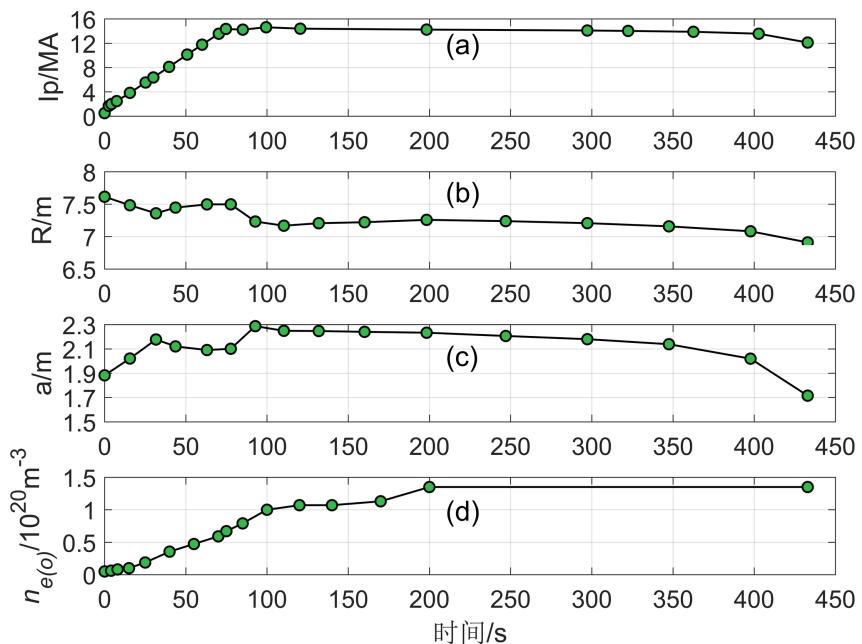


Figure 3. Simulation parameters of lower single null divertor configuration discharge; (a) Plasma current; (b) Large radius; (c) Small radius; (d) Plasma density

图3. 下单零位形放电模拟参数; (a) 等离子体电流; (b) 大半径; (c) 小半径; (d) 等离子体密度

模拟整体过程可分为三个阶段:第一阶段,等离子体电流从0.5 MA开始呈线性增加,一直增加到14 MA并维持在14 MA左右。同时等离子体的大半径和小半径也在这一阶段达到稳定,在此期间大、小半径有多次波动,且大、小半径波动趋势相反。大半径增加则小半径减小,小半径增大则大半径减小,由图3可见大小半径在第一阶段后期基本稳定在7.2米、2.2米。图3(d)是等离子体密度,在这一阶段等离子体密度也大致呈线性增加由 $0.05 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 逐步增加到 $0.59 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 。第二阶段,等离子体电流变化不大,最大可达到14.62 MA,保持比较稳定的等离子体放电状态。在核聚变过程当中这一阶段是最重要的阶段,等离子体大部分时间都运行在平顶阶段。区别于上一阶段的多次波动,建立平衡后的大半径和小半径在这一阶段保持在7.2米、2.2米,只有很缓慢、微小的变化。等离子体密度和之前的增长趋势相比减缓许多,并且等离子体密度在200秒增长到 $1.35 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$,之后一直维持不变。第三阶段,等离子体垂直位移导致破裂,从400秒开始等离子体电流有较大幅度的减小,大半径和小半径也有相应的减小。在432秒等离子体电流降到12.11 MA、大半径减小到6.91米、小半径减小到1.715米,等离子体停止放电,模拟结束。

调节线圈电流是模拟等离子体放电以及模拟偏滤器位形的主要手段,图4给出了各个极向场线圈电流的变化图。图4(a)为中心螺管线圈(CS Coils)电流图,图4(b)为极向场线圈(PF Coils)和线圈DC1电流图。在第一阶段CS线圈主要作用是提供欧姆加热场加热等离子体,PF线圈也提供一定的加热作用,但PF线圈更重要的作用是控制等离子体位形,DC1是偏滤器线圈起到调节等离子体偏滤器位形的作用。图5给出100秒时CS、PF线圈共同作用下的下单零磁面位形,此时等离子体电流为14.62 MA,大半径和小半径为7.23 m、2.286 m,中性束注入40 MW功率进行辅助加热。

3.3. 准雪花偏滤器位形放电模拟

准雪花偏滤器位形模拟共持续365秒,其放电主要参数如图6所示。从图6可以看出,准雪花偏滤器位形的等离子体电流同样在70秒左右达到14 MA,维持放电到340秒等离子体电流开始下降,在365秒等离子体停止放电,模拟结束。

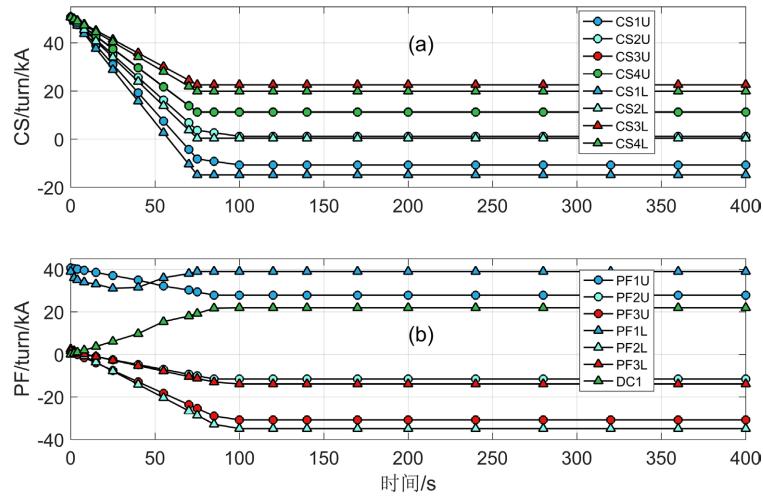


Figure 4. Lower Single Null coil current evolution; (a) Cs coil current; (b) PF and DC1 coil current
图 4. 下单零位形线圈电流演化; (a) CS 线圈电流; (b) PF 和 DC1 线圈电流

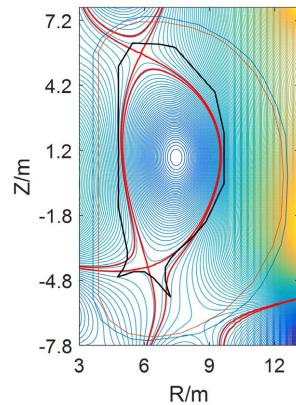


Figure 5. Lower single null divertor configuration
图 5. 下单零偏滤器位形

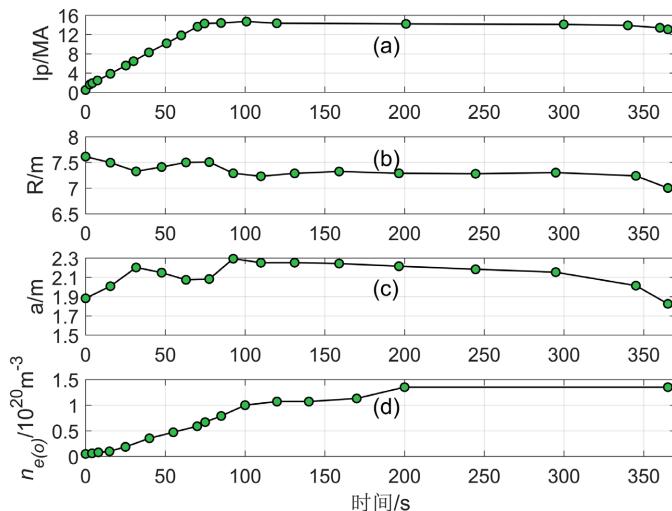


Figure 6. Simulation parameters of Quasi-Snowflake divertor configuration discharge; (a) Plasma current; (b) Large radius; (c) Small radius; (d) Plasma density
图 6. 准雪花位形放电模拟参数; (a) 等离子体电流; (b) 大半径; (c) 小半径; (d) 等离子体密度

图 7 给出了准雪花偏滤器位形的 CS、PF、DC1 线圈电流随时间变化图, 图 7(a)可以看出 CS 线圈在 70 秒之前呈线性变化, 之后基本不变。CS 线圈通过电流变化为等离子体提供欧姆加热场, CS 线圈从 0 秒时 50 kA/匝开始变化, 在 70 s 维持不变。CS1U 和 CS1L 从正向 50 kA/匝变为负向 24.7 kA/匝、34.4 kA/匝, CS1U、CS1L 位于装置中间位置还起到控制等离子体横向位形的作用。偏滤器线圈电流最大为 63.5 kA, 超出其电流限值 15%。

图 8 为 100 秒时的准雪花偏滤器位形, 此时等离子体电流为 14.7 MA, 大半径和小半径为 7.28 m、2.292m, 中性束注入 40MW 功率进行辅助加热。图中下半部分有两个零点, 两个零点之间的距离为 D , 等离子体小半径为 a , 衡量准雪花与精确雪花接近度的一个简单方法是通过两者的比值, 如下式:

$$\sigma = D/a \quad (11)$$

本次模拟 D 约为 2 米, a 为 2.2 米, 可以通过简单的计算来判断接近程度。

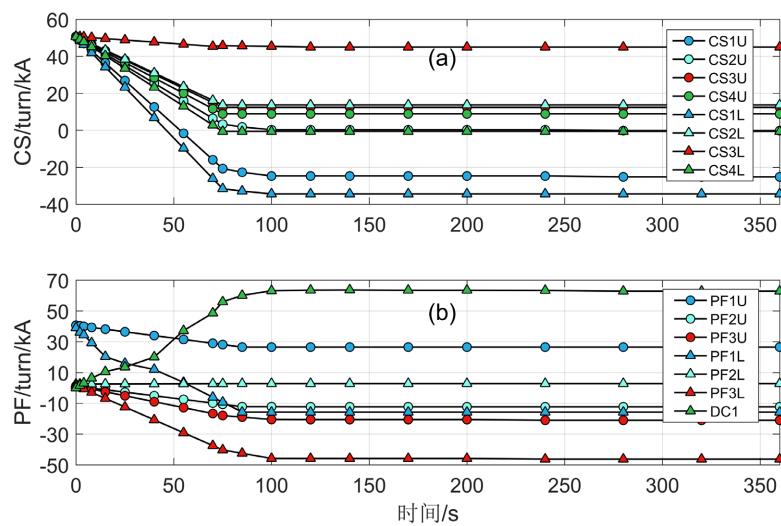


Figure 7. Quasi-Snowflake coil current evolution; (a) CS coil current; (b) PF and DC1 coil current
图 7. 准雪花位形线圈电流演化; (a) CS 线圈电流; (b) PF 和 DC1 线圈电流

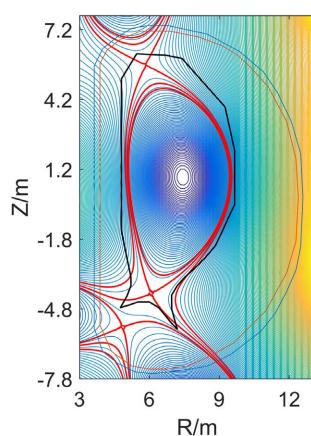


Figure 8. Quasi-Snowflake divertor configuration
图 8. 准雪花偏滤器位形

精确的雪花偏滤器位形在拓扑结构上是不稳定的, 我们可以把两个零点距离在一定范围内的偏滤器位形按照精确雪花进行判断, 判断标准如下:

$$D < a(\lambda_q/a)^{1/3} \quad (12)$$

式中 λ_q 为热流宽度，是热流研究的重要参数，还无法可靠地计算出，因此使用经验估算出 CFETR 的热流宽度约为 1 毫米[16]。式 12 计算结果约为 0.17 米，当 D 小于 0.17 米时可视为精确雪花位形，图 8 所示的准雪花偏滤器位形为雪花加结构(Snow Flake-Plus, SF+) [17]。

CS、PF 线圈所提供的伏秒数是一定的，在 CS、PF 线圈减少甚至不提供伏秒数时需要辅助加热、电流驱动维持等离子体持续放电。在模拟准雪花偏滤器位形时加入如中性束和离子回旋波进行辅助加热，CS 线圈在基本 70 秒结束变化，PF 线圈为了控制形成偏滤器位形在 70 秒后会有电流变化，集中在 70 秒到 100 秒附近。综合考虑在 85 秒时中性束开始注入 20 MW 功率，100 秒时功率加大到 40 WM，200 秒时加到 57MW 维持不变。在 170 秒加入离子回旋波，功率为 10 MW，200 秒时上升为 20 MW 维持不变。

4. 偏滤器靶板热流模拟

4.1. 偏滤器靶板模拟

在 CFETR 偏滤器的设计当中，偏滤器靶板上的热流峰值以及热流分布是比较重要的参考因素。上一节数值模拟了两种偏滤器位形下的等离子体放电全过程，等离子体电流、大半径以及小半径等主要物理参数基本符合 CFETR 设计要求。此时在 TSC 程序中添加对应的偏滤器靶板，如图 1 所示是 CFETR 偏滤器第一壁的三维模型，包括内、外靶板，内、外反流板及 Dome 板，根据偏滤器的实际设计参数并结合 TSC 程序加入了偏滤器靶板。

调节 CS、PF 线圈电流获得准雪花偏滤器、下单零偏滤器位形，使最外封闭磁面以外的粒子打击到偏滤器靶板上，模拟计算可以获得对应的靶板热流。图 5 是下单零偏滤器位形，可以看到 X 点在 Dome 板上方。下单零偏滤器位形相较于限制器位形的优点：1) 真空室与等离子体主区域距离较远，在磁约束位形下杂质通过刮削层(SOL scrape-off layer)远离等离子体主区域，减轻等离子体污染；2) CFETR 运行时产生的杂质进入刮削层沿着磁力线达到偏滤器靶板，下单零偏滤器位形下磁力线较长有利于杂质冷却，降低偏滤器靶板热流峰值。

随着核聚变功率、等离子体电流不断增大，等离子体区域向外辐射的热量不断加大，偏滤器靶板上的热流也在不断加大，下单零偏滤器位形已经无法满足更大聚变功率聚变堆的设计目标。此时提出了一种新的偏滤器位形即雪花偏滤器位形，在精确雪花偏滤器位形中 X 点附近分为六个区域，形状似雪花，顾称之为雪花偏滤器位形。图 8 是准雪花偏滤器位形，等离子体位置变化打在偏滤器靶板上的热流也会随之变化。

4.2. 偏滤器靶板热流结果与分析

对靶板上的热流结果进行分析，比较下单零与准雪花偏滤器位形下偏滤器靶板热流分布与峰值大小。图 9 和图 10 是准雪花、下单零偏滤器位形下的靶板热流，图 9(a)、图 10(a)是内靶板热流，图 9(b)、图 10(b)是 Dome 板热流，图 9(c)、图 10(c)是外靶板热流。0~70 秒是爬升阶段，此时等离子体位形建立，未形成偏滤器位形，热流来自线圈电流提供的加热场。据图 9、图 10 可知无论是准雪花偏滤器位形还是下单零偏滤器位形在这一阶段的热流值都比较小，且两种偏滤器位形三块靶板上的热流分布比较相似。爬升期下单零内靶板的热流峰值为 1.372 MW/m^2 ，而准雪花偏滤器位形内靶板热流峰值为 0.692 MW/m^2 ，另外两个靶板热流值要小于内靶板。

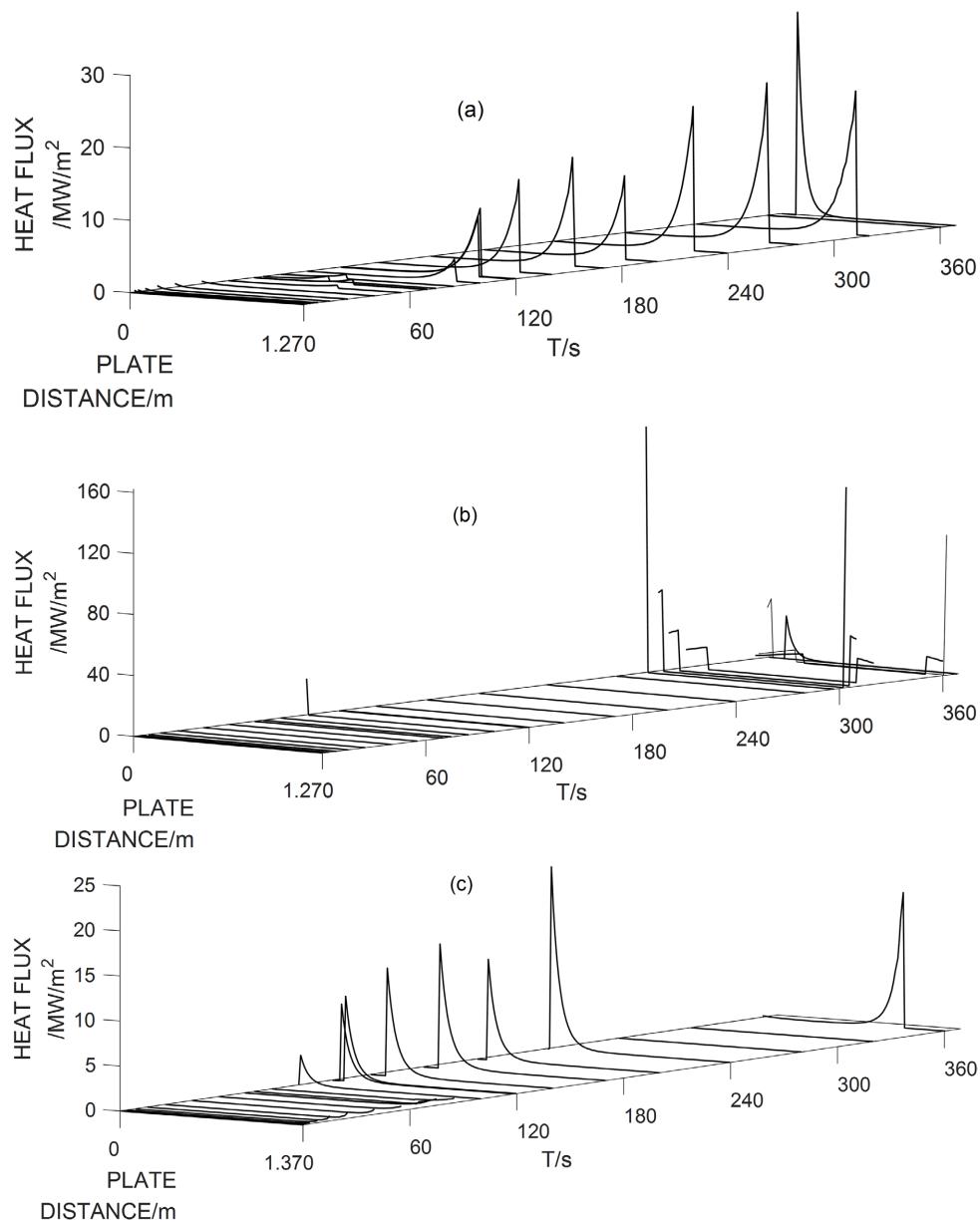
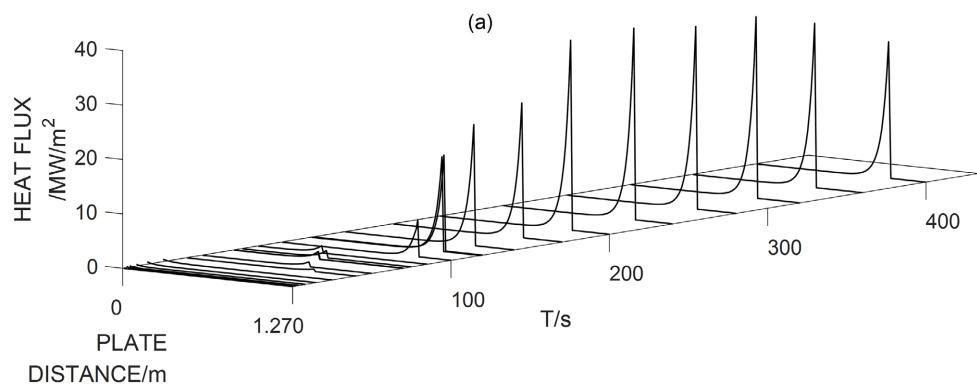


Figure 9. Heat flux of Quasi-Snowflake divertor configuration; (a) Inner target plate; (b) Dome plate; (c) Outer target plate
图 9. 准雪花偏滤器位形热流分布；(a) 内靶板；(b) Dome 板；(c) 外靶板



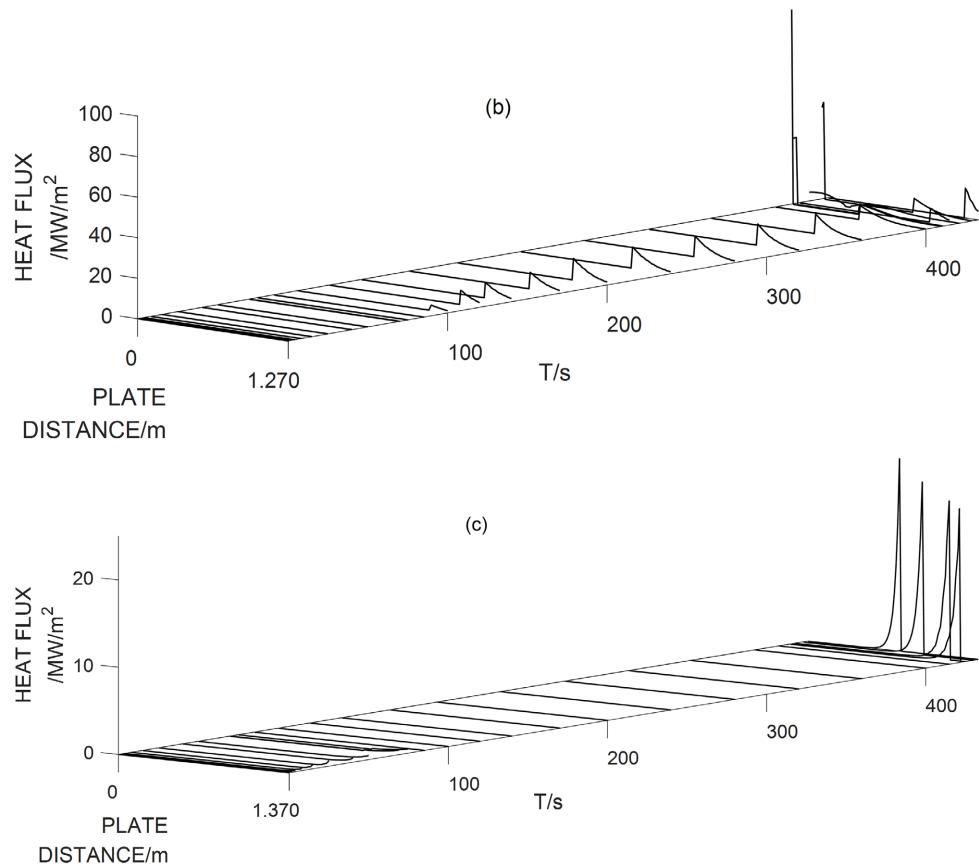


Figure 10. Heat flux of Lower Single Null divertor configuration; (a) Inner target plate; (b) Dome plate; (c) Outer target plate
图 10. 下单零偏滤器位形热流分布; (a) 内靶板; (b) Dome 板; (c) 外靶板

准雪花偏滤器位形放电平顶阶段为 70~290 秒, 下单零偏滤器位形放电平顶阶段为 70~400 秒, 由图 9、图 10 对应的时间段可以观察内、外靶板及 Dome 板的热流。准雪花偏滤器位形下热流主要打击在内靶板和外靶板上, 图 9(b)等离子体稳态放电阶段 Dome 靶板上几乎没有热流, 只是在 93 秒到 100 秒之间出现了一个峰值为 24 MW/m^2 的一个波动热流, 与准雪花偏滤器位形比较吻合。图 9(a)是内靶板热流图, 热流在靶板上并不是一直打击在固定的位置上, 打击位置随着时间而变化。观察打击位置变化, 可发现变化规律与等离子体大半径、小半径变化有关, 随着等离子体大、小半径变化开放磁面驱动的热流也扫在靶板不同位置上。内靶板稳态热流峰值为 23.34 MW/m^2 , 其它位置处基本在 20 MW/m^2 位左右, 大部分时间热流值小于 20 MW/m^2 。图 9(c)准雪花偏滤器位形外靶板热流打击位置变化与内靶板基本相同, 也是跟随着等离子体大、小半径变化开放磁面驱动的热流扫在靶板不同位置上。外靶板热流峰值为 23.1 MW/m^2 , 其 220 秒之前靶板热流小于 20 MW/m^2 , 220 秒之后部分位置热流值要稍大一些。偏滤器靶板传热性能基本能够满足热流为 15 MW/m^2 , 稳态热流为 20 MW/m^2 是目前 CFETR 偏滤器靶板的设计目标。

图 10 对应时间段里可以看到下单零偏滤器位形平顶阶段热流分布图, 与准雪花偏滤器位形不同的是下单零位形热流主要打击靶板是内靶板与 Dome 靶板。图 10(c)是外靶板热流分布图, 可以看出下单零偏滤器位形下外靶板基本没有热流打击, 仅仅在外靶板最外侧有小于 1 MW/m^2 的热流扫了十几秒。图 10(a)是内靶板热流分布图, 内靶板热流峰值达到 39 MW/m^2 , 部分位置热流从 130 秒就已经超过 20 MW/m^2 , 174 秒时热流值超过 30 MW/m^2 , 之后热流一直维持在大于 30 W/m^2 。两种偏滤器位形在等离子体放电 14 MA 的情况下, 准雪花偏滤器内靶板热流峰值比下单零偏滤器内靶板热流峰值小 15.6 MW/m^2 , 且大部分

时间准雪花偏滤器内靶板热流在 20 MW/m^2 左右比下单零小了十几 MW/m^2 。可见在平顶阶段，准雪花偏滤器位形下的内靶板热流比下单零偏滤器内靶板热流小的多。**图 10(b)**是 Dome 靶板热流变化图，其峰值为 21.7 MW/m^2 ，大部分热流维持在 10 MW/m^2 左右。

5. 结论

本文采用 TSC 程序模拟了 CFETR 装置的两种偏滤器位形放电，即下单零偏滤器位形和准雪花偏滤器位形，模拟得到等离子体电流、大半径和小半径等主要物理参数很好的符合设计要求。在 TSC 程序中添加靶板数据，进行等离子体放电模拟，得到两种偏滤器位形下热流在靶板上的分布以及热流峰值。通过对两种偏滤器位形下靶板热流分布和峰值，可知热流分布与等离子体大小半径变化有关，等离子体放电平顶阶段时准雪花偏滤器位形靶板热流值为 20 MW/m^2 左右，准雪花偏滤器位形下内靶板热流比下单零内靶板热流值小十几 MW/m^2 ，优于下单零偏滤器位形。计算结果为下一步热结构多物理场耦合分析提供了热源分布，虽然 TSC 的输运模型较为简单，但本文的模拟对 CFETR 的工程设计具有一定的参考价值。

基金项目

国家自然科学基金(11975022); 国家重点研发计划(2018YFE0309101, 2017YFE0300603, 2018YFE0310400); 安徽省自然科学基金(1908085MA26, 2008085QA37)。

参考文献

- [1] Zheng, J.X., Liu, X.F., Song, Y.T., et al. (2013) Concept Design of CFETR Superconducting Magnet System Based on Different Maintenance Ports. *Fusion Engineering and Design*, **88**, 2960-2966. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2013.06.008>
- [2] 高翔, 万宝年, 宋云涛, 等. CFETR 物理与工程研究进展[J]. 中国科学: 物理学·力学·天文学, 2019, 49(4): 7-14.
- [3] 崔学武, 潘宇东, 张锦华, 等. 用 B2.5-EIRENE 优化偏滤器靶板与第一壁热负载[J]. 核聚变与等离子体物理, 2012, 32(1): 44-50.
- [4] Wan, Y.X., Li, J.G., Liu, Y., et al. (2017) Overview of the Present Progress and Activities on the CFETR. *Nuclear Fusion*, **57**, Article No: 102009. <https://doi.org/10.1088/1741-4326/aa686a>
- [5] Song, Y.T., Wu, S.T., Li, J.G., et al. (2013) Concept Design of CFETR Tokamak Machine. 2013 IEEE 25th Symposium on Fusion Engineering (SOFE), San Francisco, CA, USA, 10-14 June 2013, 1-6. <https://doi.org/10.1109/SOFE.2013.6635362>
- [6] Wan, B., Ding, S., Qian, J., et al. (2014) Physics Design of CFETR: Determination of the Device Engineering Parameters. *IEEE Transactions on Plasma Science*, **42**, 495-502. <https://doi.org/10.1109/TPS.2013.2296939>
- [7] Chan, V.S., Costley, A.E., Wan, B.N., et al. (2015) Evaluation of CFETR as a Fusion Nuclear Science Facility using multiple system codes. *Nuclear Fusion*, **55**, Article No. 023017. <https://doi.org/10.1088/0029-5515/55/2/023017>
- [8] 卿鑫, 宋云涛, 叶民友, 等. CFETR 偏滤器概念设计[J]. 原子能科学技术, 2015, 49(S1): 481-486.
- [9] 刘秀, 曹磊, 李磊, 等. CFETR 偏滤器靶板的概念设计与分析[J]. 核聚变与等离子体物理, 2017, 37(1): 81-86.
- [10] 黄文玉, 卢勇, 张龙, 等. CFETR 氦冷偏滤器初步设计与分析[J]. 核聚变与等离子体物理, 2021, 41(1): 37-44.
- [11] 周一夫, 毛世峰, 赵登, 等. CFETR 不同位置充气下的辐射偏滤器模拟研究[J]. 核聚变与等离子体物理, 2020, 40(4): 336-343.
- [12] Zhang, C.J., Chen, B., Xing, Z., et al. (2016) Estimation of Peak Heat Flux onto the Targets for CFETR with Extended Divertor Leg. *Fusion Engineering and Design*, **109-111**, 1119-1122. <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2016.01.009>
- [13] Jardin, S.C., Bell, M.G. and Pomphrey, N. (1993) TSC simulation of Ohmic discharges in TFTR. *Nuclear Fusion*, **33**, 371-380. <https://doi.org/10.1088/0029-5515/33/3/I01>
- [14] Jardin, S.C., Pomphrey, N. and Hoffmann, F. (1986) Dynamic Modeling of Transport and Positional Control of Tokamaks. *Journal of Computational Physics*, **66**, 481-507. [https://doi.org/10.1016/0021-9991\(86\)90077-X](https://doi.org/10.1016/0021-9991(86)90077-X)
- [15] Hoffman, F., Jardin, S.C., et al. (1992) Application of a New Algorithm to Plasma Shape Control in BPX. *Nuclear Fusion*, **32**, 897-912. <https://doi.org/10.1088/0029-5515/32/5/I14>

-
- [16] Eich, T., Leonard, A.W., Pitts, R.A., *et al.* (2013) Scaling of the Tokamak Near the Scrape-off Layer H-Mode Power Width and Implications for ITER. *Nuclear Fusion*, **53**, Article No. 093031.
<https://doi.org/10.1088/0029-5515/53/9/093031>
 - [17] Ryutov, D.D., *et al.* (2015) The Snowflake Divertor. *Physics of Plasmas*, **22**, Article No. 110901.
<https://doi.org/10.1063/1.4935115>