

# HL-3 装置高聚变三乘积运行方案设计\*

李正吉<sup>1)</sup> 陈伟<sup>1)†</sup> 郝广周<sup>1)</sup> 宋啸<sup>1)</sup> 朱毅仁<sup>1)</sup> 李继全<sup>1)</sup>  
李佳鲜<sup>1)</sup> 杜海龙<sup>1)</sup> 张一恒<sup>1)</sup> 赵弋菲<sup>2)</sup> 董冠岐<sup>1)</sup>  
赵瀚之<sup>1)</sup> 史永福<sup>1)</sup> 孙爱萍<sup>1)</sup> 王哲<sup>1)</sup> 王卓<sup>1)</sup>

1) (核工业西南物理研究院, 成都 610041)

2) (西华大学理学院, 成都 610039)

(2025 年 12 月 25 日收到; 2026 年 1 月 26 日收到修改稿)

面向中国新一代托卡马克装置 HL-3 在 2027—2030 年开展氘氚 (D-T) 聚变实验的物理准备需求, 系统设计了一套高聚变三乘积 (fusion triple product,  $n_i \cdot T_i \cdot \tau_E$ ) 运行方案. 聚变三乘积是衡量磁约束等离子体性能的核心指标, 其数值直接关联聚变增益因子  $Q$ , 并决定能否接近点火条件 (Lawson 判据要求  $n_i \cdot T_i \cdot \tau_E \geq 3 \times 10^{20} - 5 \times 10^{20} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ ). 为实现  $n_i \cdot T_i \cdot \tau_E > 1 \times 10^{20} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$  的阶段性目标, 本文构建了一个多尺度、多物理耦合的集成模拟工作流: 首先通过 0.5 维参数扫描 (METIS) 确定可行运行窗口; 继而采用 1.5 维集成建模平台 OMFIT 获得自洽的平衡位形与剖面分布; 随后利用 CLT, MARS 和 ELITE 代码评估磁流体 (MHD) 不稳定性; 最后通过 SOLPS-ITER 模拟偏滤器热负荷以验证工程可行性. 模拟结果表明, 在  $I_p = 2.0 \text{ MA}$ ,  $B_T = 2.2 \text{ T}$ 、中性束注入功率  $P_{\text{NBI}} = 3 \text{ MW}$ 、高约束品质因子  $H_{\text{ITER98,y2}} = 1.14$  条件下, HL-3 可实现芯部聚变三乘积  $1.02 \times 10^{20} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ . 该方案采用高密度 (线平均密度  $n_{\text{bar}} = 9.26 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ , 达 Greenwald 密度极限的 61%)、低加热功率策略, 同时满足 MHD 稳定性 (无内部扭曲模、撕裂模稳定、电阻壁模裕度充足) 与偏滤器热负荷限制 (峰值平均热负荷小于  $1.5 \text{ MW/m}^2$ , 远低于材料极限  $7 \text{ MW/m}^2$ ). 本研究不仅为 HL-3 迈向高参数运行提供了可实施物理方案, 也为国际热核聚变实验堆 (ITER) 及未来聚变堆的先进运行场景积累了关键技术经验.

**关键词:** HL-3 托卡马克, 聚变三乘积, 集成模拟, 磁流体不稳定性, 偏滤器

**DOI:** 10.7498/aps.75.20251756

**CSTR:** 32037.14.aps.75.20251756

## 1 引言

基于托卡马克概念的磁约束聚变是未来聚变反应堆发电的优先候选方案, 在磁约束聚变的各种途径中, 托卡马克装置因具有优异的等离子体约束性能而成为最有希望实现能量净输出的研究平台. 衡量托卡马克等离子体综合性能的核心指标是聚变三乘积, 即离子密度 ( $n_i$ )、离子温度 ( $T_i$ ) 与能

量约束时间 ( $\tau_E$ ) 的乘积 ( $n_i \cdot T_i \cdot \tau_E$ )<sup>[1]</sup>. 该参数物理意义明确, 直接关联于聚变反应的输出功率与输入功率之比 (即聚变增益因子  $Q$ ). 实现等离子体的“点火”或自持燃烧, 要求聚变三乘积必须超过一个临界值, 即劳逊判据, 对于氘氚反应, 该临界值约为  $3 \times 10^{20} - 5 \times 10^{20} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ <sup>[1]</sup>. 因此, 致力于实现更高的三乘积不仅是托卡马克等离子体物理研究的终极科学目标之一, 更是验证聚变能源科学可行性的直接体现. 对高聚变三乘积的探索, 深刻驱动了加热技术、等离子体控制、稳定性理论与装置

\* 国家重点研发计划 (批准号: 2019YFE03040004, 2024YFE03020001, 2022YFE03020001) 和国家自然科学基金 (批准号: 12125502) 资助的课题.

† 通信作者. E-mail: chenw@swip.ac.cn

工程的发展,是连接当前实验与未来聚变堆不可或缺的桥梁.过去数十年间,世界各大托卡马克装置在冲击高聚变三乘积纪录的道路上取得了一系列成果,为国际热核聚变实验堆(international thermonuclear experimental reactor, ITER)的物理基础奠定了坚实根基.日本的JT-60U装置通过先进的反向剪切运行模式,在等效氦氖条件下获得了迄今最高的聚变三乘积纪录,达到 $1.53 \times 10^{21} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ ,表明了通过优化等离子体内部输运壁垒提升约束性能的巨大潜力<sup>[2]</sup>.欧盟的JET作为世界上最大的运行中托卡马克,在其具有里程碑意义的氦氖实验(DTE1和DTE2)中,实现了 $1.2 \times 10^{21} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ 的实际氦氖聚变三乘积,并创造了最高的聚变能量输出纪录,为ITER的氦氖运行提供了最直接的实验依据<sup>[3,4]</sup>.美国的TFTR作为早期氦氖实验的先驱,也曾实现了 $8 \times 10^{20} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ 的聚变三乘积和10.7 MW的聚变功率,验证了在托卡马克中产生高聚变功率的可行性<sup>[5]</sup>.

HL-3托卡马克装置<sup>[6]</sup>于2020年12月开始运行,在2022年10月实现了等离子体电流 $I_p > 1 \text{ MA}$ 放电运行<sup>[7]</sup>,于2025年实现了芯部聚变三乘积 $6.67 \times 10^{19} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ 的热离子H模<sup>[8]</sup>.然而,要支撑2027—2030年规划中的D-T实验,HL-3亟需将聚变三乘积提升至 $\geq 1 \times 10^{20} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ .实现这一目标面临多重挑战:高密度运行易激发边缘局域模(edge-localized mode, ELM)和撕裂模(tearing

mode/neoclassical tearing mode, TM/NTM);高归一化比压( $\beta_N$ )可能触发电阻壁模(resistive wall mode, RW);而偏滤器热负荷则限制了可注入的加热功率.为此,必须在等离子体性能、磁流体动力学(magnetohydrodynamics, MHD)稳定性与工程约束之间取得精细平衡.本文针对上述挑战,提出一套系统性的高三乘积运行方案设计方法.通过融合参数扫描、集成建模、不稳定性分析与偏滤器物理评估,设计得到了满足物理与工程双重约束的运行方案,该方案不仅验证了HL-3装置实现 $10^{20} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ 聚变三乘积的可行性,也为HL-3装置氦氖运行和未来聚变堆的先进运行模式设计提供了重要参考.

## 2 设计方法与物理模型

为了得到稳定可靠的高聚变三乘积运行模式结果,本文设计了一个多尺度、多物理耦合的集成模拟 workflow,其运行逻辑分为4个流程,如图1所示.1)给定初始参数与位形,使用METIS程序进行0.5维参数扫描,确定电流及形状参数,与位形设计程序EFIT进行迭代,最后确定可用的磁位形,以及电流、磁场、密度、加热等参数的范围.2)使用1.5维集成模拟程序OMFIT根据0.5维结果,使用实际的工程参数,进行最外闭合磁面内的参数演化计算,得到二维的动理学位形以及一维的

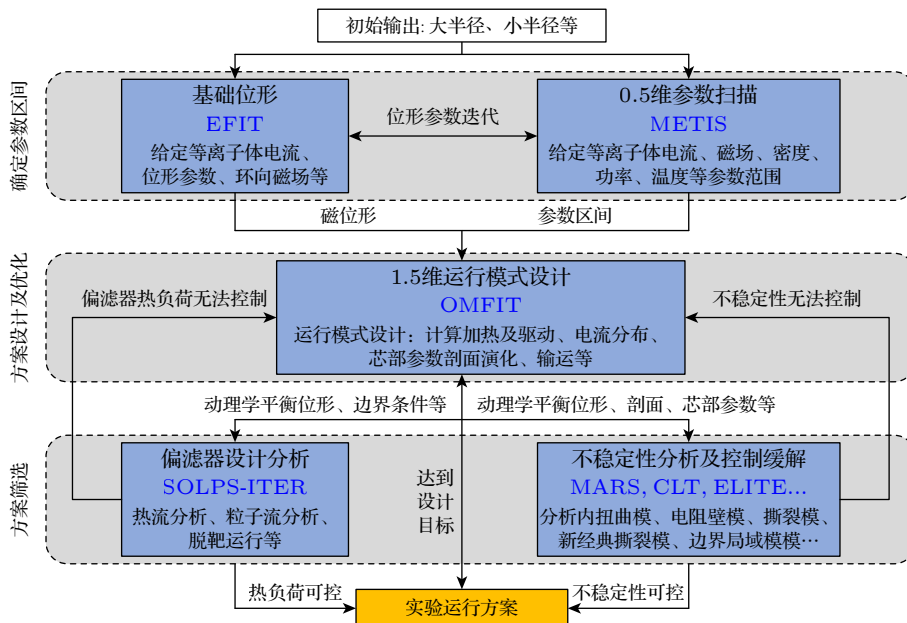


图1 运行模式设计流程

Fig. 1. The process of operation design.

温度、密度、电流分布等参数的运行方案. 3) 将动理学位形及芯部的剖面、参数等输入到 MHD 不稳定性物理计算程序 (MARS, CLT, ELITE 等) 中, 分析所得运行方案的稳定性是否满足运行控制需求, 若不满足则对方案进行优化; 将运行方案的动理学位形及边界参数输入到偏滤器物理计算程序 SOLPS-ITER 中, 计算偏滤器热负荷、边界粒子物理等是否满足运行控制条件, 若不满足, 则需要对运行方案进行优化. 4) 通过多轮的运行模式设计及优化, 只有当方案在设计目标、MHD 稳定、偏滤器满足工程可行性三者均满足要求时, 才被视为最终候选方案, 用于指导 HL-3 后续实验. 本节将对相应的模拟程序及其物理模型进行介绍.

### 2.1 基础位形及 0.5 维参数扫描物理模型

为实现高三乘积运行目标, 首先需确定一组物理上可行且工程上可实现的宏观运行参数范围, 这一阶段的核心任务是在广义参数空间中快速识别出潜在高性能参数区域, 为后续精细化建模提供初始条件.

基础磁位形的计算和迭代使用 EFIT 程序的自由边界模式, EFIT 是一个二维 (2D) 的磁平衡求解器<sup>[9]</sup>, 通过在磁面坐标下求解 Grad-Shafranov 方程来获得等离子体位形:

$$R \frac{\partial}{\partial R} \left( \frac{1}{R} \frac{\partial \psi}{\partial R} \right) + \frac{\partial^2 \psi}{\partial Z^2} = -\mu_0 R \frac{dP}{d\psi} - \mu_0^2 \frac{F(\psi)}{R} \frac{dF(\psi)}{d\psi}, \quad (1)$$

其中  $\psi$  表示归一化极向通量,  $\mu_0$  是真空磁导率,  $P(\psi)$  是等离子体压强,  $F(\psi)$  是电流通量函数,  $R$  是大半径,  $Z$  表示垂直于赤道平面的距离.

参数扫描使用 0.5 维程序 METIS<sup>[10]</sup>, 该程序采用整体迭代的波形松弛算法, 通过简化模型, 以及使用一维的解析公式结合零维的定标率的计算, 该方法具有非常好的收敛性. 程序涵盖了托卡马克的芯部和边界区域, 可以在几分钟内模拟出一个包括击穿、爬升、平顶和软着陆在内的完整托卡马克放电过程, 其计算结果有较高的可靠性, 很适用于装置参数的快速扫描计算.

### 2.2 1.5 维运行模式设计物理模型及计算流程

基于 2.1 节筛选出的参数窗口, 下一步需构建物理自洽、剖面完整的运行场景, 以支持后续 MHD 稳定性与偏滤器热负荷的定量评估. 为此, 运行模

式设计采用了 1.5 维集成模拟程序 OMFIT. 集成模拟能结合多个时空尺度以及对应物理过程的代码, 并使用循环迭代的方式使它们得出自洽的结果, 能很好地反映托卡马克等离子体放电过程. OMFIT 程序<sup>[11]</sup> 已被用于 D III-D, CFETR, HL-2A, HL-3 和 EAST 等托卡马克装置的集成模拟工作<sup>[12-16]</sup>, 其准确性和有效性都得到了很好的印证. 本次模拟使用了 OMFIT 的四个物理模块, 二维的 EFIT 模块用来计算平衡、一维的 ONETWO 模块用来计算加热和电流驱动、一维的 TGYRO 模块用来计算输运、EPED1-NN 模块用来计算台基区参数. 集成模拟的迭代工作流程如图 2 所示, 模拟过程可主要分为两个部分, 首先是初始化, 启动循环需要初始剖面和位形信息, 这里使用由 0.5 维模拟构建合理的初始芯部剖面, 并采用 EFIT 自由边界模式基于线圈位置和电流得到初始位形, 初始剖面和位形通常不会影响到最终的结果, 而只影响循环迭代的收敛速度; 然后是迭代过程, 分为以下 5 步.

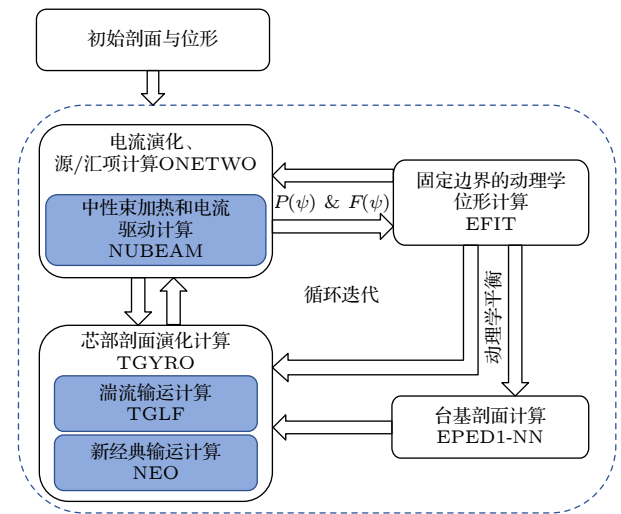


图 2 OMFIT 迭代计算 workflow.  
Fig. 2. OMFIT iterative workflow.

i) 基于初始剖面和位形, ONETWO 将计算得到的压强剖面  $P(\psi)$  和电流通量  $F(\psi)$  传递到 EFIT, EFIT 基于固定边界模式结合  $P(\psi)$  和  $F(\psi)$  结果迭代得到新的动理学位形.

ii) 基于初始剖面 and 新的动理学位形, ONETWO<sup>[17]</sup> 调用蒙特卡罗程序 NUBEAM<sup>[18]</sup> 计算中性束的热源和驱动电流, 采用 Sauter 模型<sup>[19]</sup> 计算自举电流和电阻, 最终得到各组分的电流剖面、压强剖面及粒子源、动量源、能量源等源项. 第一步

和第二步之间通常需要进行 2—4 次循环, 以使 ONETWO 的计算结果收敛.

iii) 使用 TGYRO<sup>[20]</sup> 计算芯部输运, TGYRO 根据 ONETWO 提供的源项, 以及 EFIT 提供的动理学位形, 调用 NEO<sup>[21]</sup> 计算新经典输运系数, 调用 TGLF<sup>[22]</sup> 计算湍流输运系数, 由于计算采用的位形以及结果的  $q_{95} < 6$ , 在模拟中选择 TGLF 中的 SAT0 输运饱和模型, 该模型已证明在 DIII-D 的  $q_{95} < 6$  实验中, 模拟结果与实验剖面符合得很好<sup>[23]</sup>. TGYRO 整合 TGLF 和 NEO 的结果, 求解输运方程, 进行归一化小半径  $\rho \leq 0.8$  的芯部剖面演化计算.

iv) 给定一个台基密度, 使用 EPED1-NN 计算台基区的高度和宽度, EPED1-NN 的计算区域通常在  $\rho = 0.9—1.0$  区间. EPED1-NN 程序是基于 EPED1<sup>[24]</sup> 模型发展而来的神经网络衍生版, 其计算速度提升了近九个量级, 得到的结果和 EPED1 是一致的<sup>[25]</sup>.

v) 使用一个整合代码整合 EPED 和 TGYRO 给出的剖面信息, 通过整合得到的完整剖面数据用于下一次迭代, 整合代码采用了三次样条插值法来耦合  $\rho = 0.8—0.9$  之间的剖面数据, 以此得到一个  $\rho = 0—1.0$  的完整剖面.

根据更新的平衡和剖面, 重复步骤 i)–v) 的操作. 经过  $N$  次迭代后, 等离子体剖面计算收敛, 最终获得稳态解.

### 2.3 不稳定性计算的物理模型

在完成 1.5 维集成建模并获得自洽的等离子体动理学平衡位形与剖面分布后, 下一步需系统评估该运行场景在 MHD 方面的稳定性. MHD 不稳定性及由其引发的破裂是阻碍等离子体高参数及长脉冲运行的关键障碍, 研究其物理机制与控制方法, 本质是为了保障等离子体的稳定约束、防止破坏性事件. 因此, 本研究针对四类关键不稳定性模式——内扭曲模 (internal kink, IK), TM 及其新经典形式 NTM, RWM, 以及 ELM 开展分析.

具体而言, TM 与 NTM 的线性稳定性由 CLT 代码<sup>[26]</sup> 计算, 该工具基于 Grad-Shafranov 平衡解, 结合压力梯度与安全因子  $q$  剖面, 求解扰动方程以判断低环向模数的增长特性, 在计算 TM 和 NTM 不稳定性上有很好的效果. IK 和 RWM 的非线性演化则通过 MARS 代码<sup>[27]</sup> 模拟, 后者可追

踪扰动磁场幅值随时间的演化, 尤其适用于评估高  $\beta_N$  条件下撕裂模的饱和行为.

此外, 边缘稳定性对 H 模运行至关重要. 本文采用 ELITE 代码<sup>[28,29]</sup>, 基于 peeling-ballooning 理论框架, 计算边缘压强梯度与电流密度对 ELM 触发的影响. 通过求解理想 MHD 本征值问题, 获得最不稳定环向模数  $n$  及其增长率  $\gamma$ , 并与归一化漂移频率  $\omega^*$  比较, 以界定稳定、边际稳定与不稳定区域.

上述分析均以 2.2 节 OMFIT 输出的平衡位形、密度/温度剖面及电流分布等参数作为输入, 确保评估对象与目标运行场景严格一致. 若任一不稳定性被判定为不可控, 则需返回 OMFIT 模块调整参数 (如降低  $\beta_N$ 、优化  $q_{\min}$  或重塑边缘剖面), 形成闭环优化流程.

### 2.4 偏滤器计算的物理模型

除芯部 MHD 稳定性外, 偏滤器的工程可行性是决定运行方案能否实施的另一关键约束. 高功率注入虽可提升芯部性能, 但其绝大部分能量最终沉积于偏滤器靶板, 若热流密度过高, 将导致材料损伤或过度溅射, 进而污染芯部等离子体. 因此, 在确认 MHD 稳定性的同时, 也需要验证偏滤器能否在目标运行条件下安全承载热负荷. 本研究采用 SOLPS-ITER 耦合模拟平台<sup>[30]</sup> 开展边缘与刮削层 (SOL) 物理建模. 该工具联合 B2.5 流体模块与 EIRENE 蒙特卡罗中性粒子输运模块, 可自洽求解电子/离子温度、密度、中性粒子分布及杂质输运. 模拟以 OMFIT 提供的最外闭合磁面外边界条件为输入, 包括最外闭合磁面电子密度、总加热功率等, 重点评估两项指标: 1) 靶板峰值热流密度, 需满足  $< 7 \text{ MW/m}^2$  (HL-3 下偏滤器材料工程极限); 2) 计算区域的有效电荷数  $Z_{\text{eff}}$  分布, 反映边界杂质含量, 其数值需要小于等于芯部的  $Z_{\text{eff}}$ , 否则会导致杂质进入芯部, 使得辐射损失增加、约束恶化. 若上述任一指标无法满足, 则被判定为偏滤器参数不可控, 需返回 OMFIT 模块调整参数 (如降低加热、优化位形或重塑边缘剖面), 形成闭环优化流程.

## 3 模拟结果分析和讨论

### 3.1 HL-3 托卡马克参数介绍

本研究的目标必须建立在 HL-3 装置实际工程能力的基础之上, 因此, 首先明确其关键设计参数

与辅助加热资源配置, 是制定可行运行方案的前提. HL-3 装置是中国核工业西南物理研究院已经建成的铜导体中型托卡马克装置, 致力于支持 ITER 和未来聚变堆的关键物理和技术研究, 它使用可拆卸的环形场线圈以简化制造和组装极向场线圈和真空室, 同时使机器部件的进一步改进成为可能<sup>[6]</sup>. 装置主要的参数列于表 1 中, 其中, 大半径  $R = 1.78$  m、小半径  $a = 0.65$  m、最大纵场  $B_T$  可达 3 T、最大等离子体电流  $I_p$  达到 3 MA, 拉长比大于 1.8, 三角形变大于 0.5.

表 1 HL-3 装置基本参数表  
Table 1. HL-3 Tokamak basic parameter.

Parameter	Maxvalue
$I_p$	2.5(3.0)
$B_T$	2.5(3.0)
$R/m$	1.78
$a/m$	0.65
$\kappa$	> 1.80
$\delta$	> 0.65

在加热与电流驱动方面, HL-3 装置在 2030 年预计要建成 20 MW 的中性束注入系统和 8 MW 的电子回旋波系统以及 4 MW 的低杂波系统, 如图 3 所示. 中性束注入 (neutral beam injection, NBI) 系统采用三条中性束线<sup>[31]</sup>, 其中中性束 1 号和 2 号的环向注入方向一致, 采用正向注入 (与等离子体环向电流同方向注入), 另一条 3 号中性束环向注入方向与 1 号和 2 号方向相反, 1 号和 3 号束线均采用 4 套最大束能量  $E_{NBI} = 120$  keV 的离子源, 束线额定注入最大功率为  $P_{NBI1} = 7$  MW,  $P_{NBI3} = 7$  MW, 2 号束线采用 4 套最大束能量  $E_{NBI} = 100$  keV 的离子源, 束线最大注入功率为  $P_{NBI2} = 6$  MW. 电子回旋共振加热 (electron cyclotron resonance heating, ECRH) 系统共由 8 组电子回旋管组成, 每组功率 1 MW. 其中, 上发射器的 2 组回旋管可进行双频调节, 频率为 105 GHz/140 GHz, ( $R, Z$ ) 方向位置为 (2379 mm, 865 mm), 环向注入角和极向注入角范围分别为  $-25^\circ$  至  $+25^\circ$  (与切向向里  $R$  的夹角) 和  $-90^\circ$  至  $-30^\circ$  (以竖直方向为  $0^\circ$ ). 赤道发射器由 6 组回旋管为单频, 工作频率为 105 GHz, ( $R, Z$ ) 方向位置为 (3020 mm, 60 mm), 环向注入角和极向注入角范围分别为  $-20^\circ$  至  $+20^\circ$  和  $-80^\circ$  至  $+15^\circ$ . 低杂波电流驱动 (lower hybrid current drive, LHCD) 采用 8 根工

作频率为 3.7 GHz 的长脉冲速调管作为微波源, 单管额定输出功率 0.5 MW, 最大加热功率  $P_{LH} = 4$  MW, LHCD 天线具有全活性多节点的特点. 这样的辅助加热系统允许机器加热和控制高性能等离子体, 以及多种先进场景.

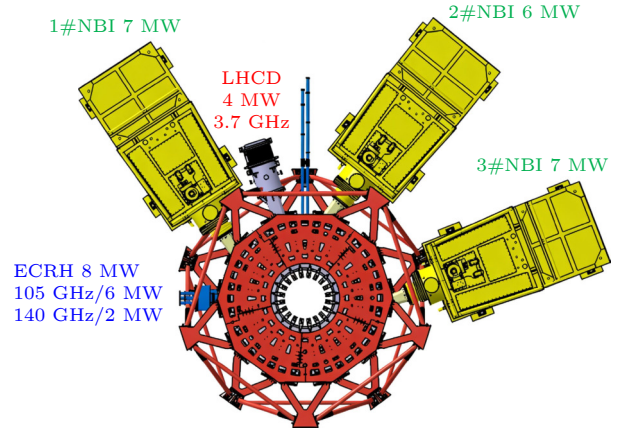


图 3 HL-3 装置辅助加热系统  
Fig. 3. HL-3 device auxiliary heating system.

### 3.2 位形设置与参数扫描

由于聚变三乘积的定义为  $n_i \cdot T_i \cdot \tau_E$ , 其中  $\tau_E = W / (P_{aux} - dW/dt)$ , 式中,  $W$  为等离子体储能,  $P_{aux}$  为加热功率. 这意味着, 如果要得到较高的聚变三乘积, 需要在较低的加热条件下, 尽可能得到较高的离子温度、密度及等离子体储能. 目前 HL-3 装置上, 等离子体密度可以通过加料及实时反馈控制来调节, 而 ECRH 和 LHCD 主要用于电子加热、电流驱动及 MHD 控制, 只有 NBI 能加热离子, 因此, 为了在相同密度条件下得到更高的  $T_i$  和  $\tau_E$ , 本方案聚焦于 NBI 主导的离子加热场景, 中性束的束能量与束功率成正比. 考虑到 HL-3 装置 2025 年实现的高三乘积典型炮等离子体电流达到了 1.5 MA, 接近下单零位形控制的极限, 在后续扫描更大电流时, 采用双零位形进行计算, 通过 EFIT, METIS 和上下偏滤器几何参数的进一步迭代计算后, 确定了可使用的基本位形 (图 4 所示). 图中  $R = 1.78$  m,  $a = 0.65$  m, 最外磁面拉长比 ( $\kappa$ ) 为 1.75, 三角形变 ( $\delta$ ) 为 0.62. HL-3 装置 2025 年的实验中, 大部分实验测量得到的有效电荷  $Z_{eff}$  区间为 1.6—2.5, 模拟中采用的加热水平与 2025 年实验相当, 采用保守计算方式, 在模拟中  $Z_{eff} = 2.5$ . HL-3 装置在 2027 年底到 2030 年时, 磁场预计为 2.2—2.5 T, 后续模拟计算中, 磁场采用 2.2 T 的保

守参数. 为了便于扫描计算, 模拟中主离子是氘 (D) 离子, 仅考虑碳 (C) 一种杂质, 假定 D 和 C 具有相同的温度, D 和 C 的剖面按着准中性原则随着电子的剖面进行分布.

使用 0.5 维程序 METIS 对 NBI 加热功率和等离子体电流在不同密度条件下进行了参数扫描,

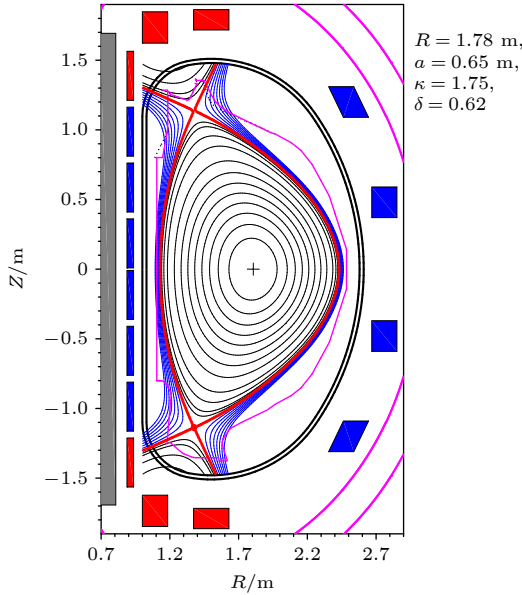


图 4 基础位形

Fig. 4. Base equilibrium.

目标是找到实现  $1 \times 10^{20} \text{ keV}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$  的最低加热功率和等离子体电流区间, 扫描过程中, 运行方式采用 H 模, H 模约束品质因子  $H_{\text{ITER98,y2}} = 1.2$ , 扫描结果如图 5 所示. 图 5(a)—(c) 分别展示了密度为 0.2, 0.4 和 0.6 倍  $n_{\text{GW}}$  时的结果 ( $n_{\text{GW}} = I_p/(\pi a^2)$ , 为 Greenwald 密度, 用于表征对应等离子体电流的密度极限), 在线平均密度  $n_{\text{bar}} = 0.2n_{\text{GW}}$  以及最低加热功率  $P_{\text{NBI}} = 2 \text{ MW}$  的情况下, 要实现  $1 \times 10^{20} \text{ keV}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$  的聚变三乘积, 至少需要 2.25 MA 的电流; 在线平均密度  $n_{\text{bar}} = 0.4n_{\text{GW}}$ , 最低 NBI 加热功率  $P_{\text{NBI}} = 2.5 \text{ MW}$  的情况下, 要实现  $1 \times 10^{20} \text{ keV}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$  的聚变三乘积, 至少需要 1.9 MA 的电流; 在线平均密度  $n_{\text{bar}} = 0.6n_{\text{GW}}$ , 最低 NBI 加热功率为  $P_{\text{NBI}} = 3.5 \text{ MW}$  的情况下, 要实现  $1 \times 10^{20} \text{ keV}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$  的聚变三乘积, 至少需要 1.7 MA 的电流. 对比三个图可以发现, 低密度情况下, 要实现较高的聚变三乘积, 需要更大的电流和更低的加热; 而在高密度情况下, 则相反, 需要更小的电流和更高的加热, 并且随着密度的上升, 实现相同聚变三乘积所对应的电流会出现拐点, 不再是单调递增的, 这是由于在高密度情况下, L-H 转换所需功率增加, 当加热功率达不到要求时, 要实现高参数所需的电流要更高.

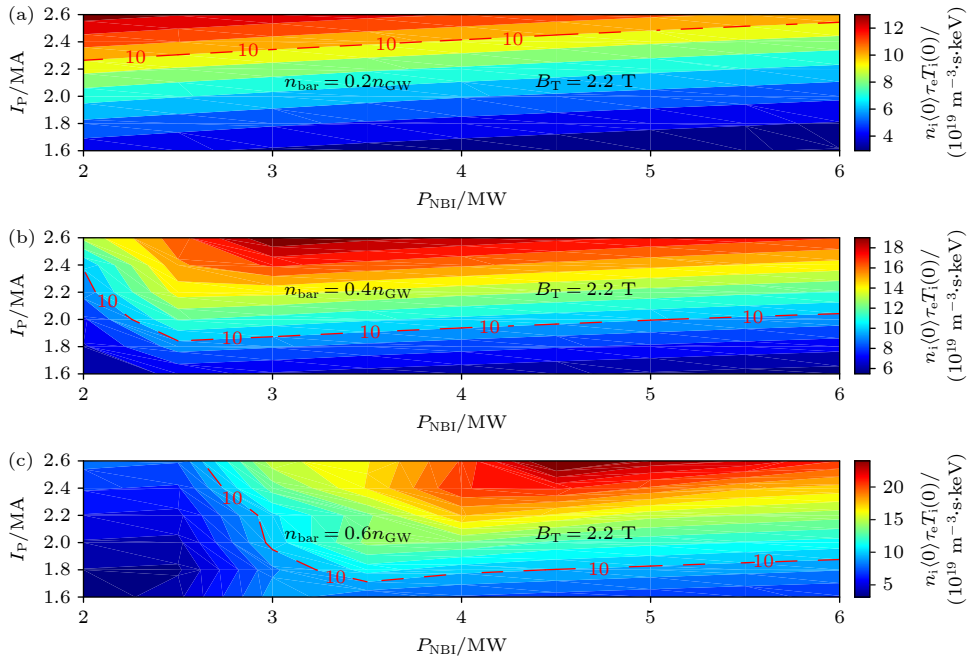


图 5 最高三乘积相对于加热功率和电流的二维等高线示意图 (a)  $n_{\text{bar}} = 0.2n_{\text{GW}}$ ; (b)  $n_{\text{bar}} = 0.4n_{\text{GW}}$ ; (c)  $n_{\text{bar}} = 0.6n_{\text{GW}}$

Fig. 5. Schematic diagram of the two-dimensional contour of the highest triple product relative to heating power and current: (a)  $n_{\text{bar}} = 0.2n_{\text{GW}}$ ; (b)  $n_{\text{bar}} = 0.4n_{\text{GW}}$ ; (c)  $n_{\text{bar}} = 0.6n_{\text{GW}}$ .

### 3.3 运行模式设计结果

基于 3.2 节确定的位形以及识别出的参数区间, 利用 1.5 维的集成模拟程序 OMFIT 开展运行模式设计. 在 OMFIT 程序中, NBI 等加热的注入位置、角度和功率等都基于实验条件进行设置计算, 剖面会基于实际的加热进行演化, 其模拟结果能很好地反映实验放电平定的等离子体剖面情况, 也能通过加热参数扫描给出加热装置所应具备的条件. 基于 METIS 扫描的参数结果范围, 结合 HL-3 的工程能力, 使用 OMFIT 进一步扫描了  $I_p = 1.7\text{--}2.0\text{ MA}$ ,  $P_{\text{NBI}} = 2\text{--}4\text{ MW}$ ,  $n_{\text{bar}} = 0.4\text{--}0.6n_{\text{GW}}$ ,  $H_{\text{ITER98,y2}} = 1.0\text{--}1.2$  情况下的参数. 通过多组参数的计算, 并使用不稳定性计算和偏滤器物理分析进行筛选, 最终得到了符合要求的运行模式. 在该运行方案中,  $I_p = 2.0\text{ MA}$ ,  $B_T = 2.2\text{ T}$ , 采

用两束正向 NBI 注入, 单束 NBI 功率为 1.5 MW, 束能量  $E_{\text{NBI}} = 60\text{ keV}$ , 线平均密度  $n_{\text{bar}} = 0.61n_{\text{GW}}$  情况下, 通过高密度、低加热功率的方式, 实现了  $\beta_N = 1.65$ ,  $f_{\text{nin}} = 18\%$ ,  $H_{\text{ITER98,y2}} = 1.14$ ,  $q_{\text{min}} = 1.02$ , 芯部三乘积  $n_i(0) \cdot T_i(0) \cdot \tau_E = 1.02 \times 10^{20}\text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$  的运行模式, 这种情况下, 其芯部密度  $n_e(0)$  达到了  $11.53 \times 10^{19}/\text{m}^3$ , 线平均密度  $n_{\text{bar}}$  达到了  $9.26 \times 10^{19}/\text{m}^3$ , 芯部的离子温度为 3.22 keV, 芯部电子温度为 3.16 keV. 由于密度较高, 而 NBI 驱动电流的能力较弱, NBI 驱动电流份额仅占总电流份额的 1%, 自举电流份额占 17%, 余下的电流以欧姆电流驱动为主. 密度和温度剖面如图 6(a) 和图 6(b) 所示, 电流密度剖面与安全因子  $q$  的剖面如图 6(c) 和图 6(d) 所示, 等离子体参数列于表 2 中. 值得注意的是, 该方案采用了“高密度、中等电流、低加热

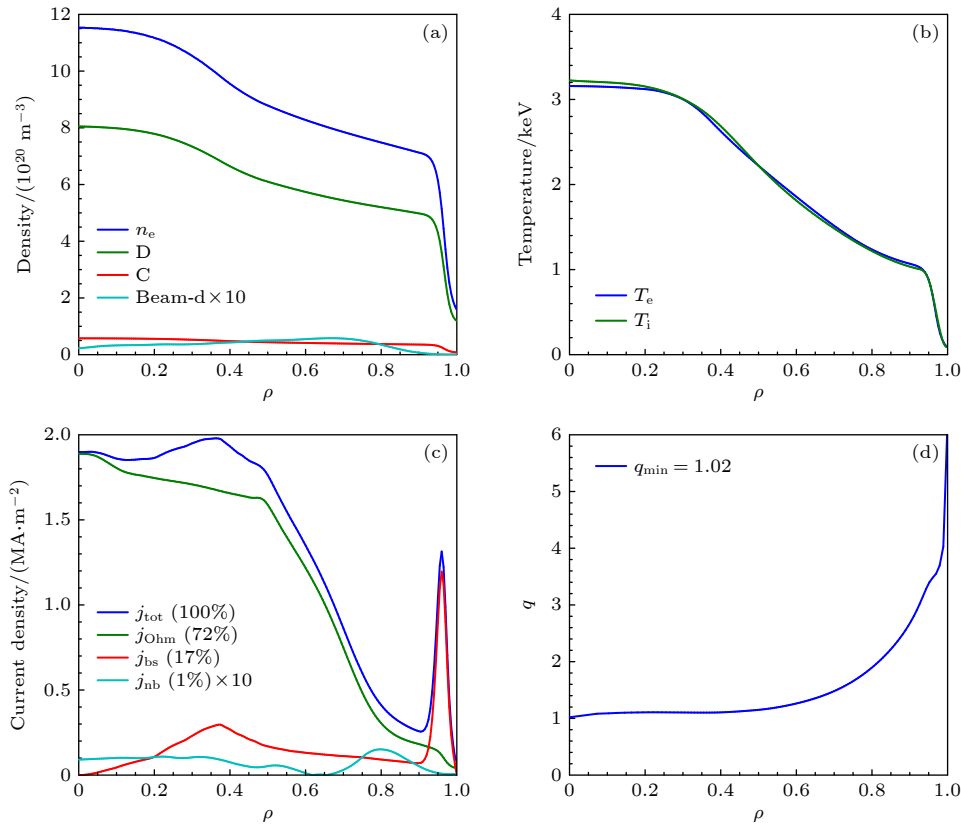


图 6 运行方案剖面 (a) 密度剖面,  $n_e$  为电子, D 为氘, C 为碳杂质, Beam-d 为中性束快离子, 由于快离子密度幅值较小, 图中将其数值放大 10 倍以便于可视化; (b) 温度剖面,  $T_e$  为电子温度,  $T_i$  为离子温度; (c) 电流密度分布,  $j_{\text{tot}}$  为总电流,  $j_{\text{Ohm}}$  为欧姆电流,  $j_{\text{bs}}$  为自举电流,  $j_{\text{nb}}$  为中性束电流, 鉴于中性束电流幅值相对较小, 图中亦将其放大 10 倍以增强可读性; (d) 安全因子  $q$  分布

Fig. 6. Operating scenario profiles: (a) Density profiles,  $n_e$ : electrons, D: deuterium, C: carbon impurities, Beam-d: fast ions from neutral beam injection. Owing to its small magnitude, the fast ion density profile (beam-d) has been amplified by a factor of 10 in the plot for clarity; (b) temperature profiles,  $T_e$ : electron temperature,  $T_i$ : ion temperature; (c) current density distribution,  $j_{\text{tot}}$ : total current,  $j_{\text{Ohm}}$ : Ohmic current,  $j_{\text{bs}}$ : bootstrap current,  $j_{\text{nb}}$ : neutral beam current. Given the relatively small amplitude of  $j_{\text{nb}}$ , it has also been scaled up by a factor of 10 in the figure to enhance visibility; (d) safety factor  $q$  profile.

功率”的策略,显著降低了对辅助加热系统的依赖,提升了运行经济性.然而,其高密度特性也对MHD稳定性提出挑战,因此,下一节将基于此方案的完整剖面,系统评估各类不稳定性风险,以验证其物理可行性.

表 2 运行方案参数表  
Table 2. Operating scenario parameters.

参数名称	数值
磁场 $B_T/T$	2.2
电流 $I_p/MA$	2.0
大半径 $R/m$	1.78
小半径 $a/m$	0.65
拉长比 $\kappa$	1.75
三角形变 $\delta$	0.62
有效电荷 $Z_{eff}$	2.5
NBI 功率 $P_{NBI1}/P_{NBI2}/P_{NBI3}/MW$	1.5/1.5/0
NBI 束能量 $E_{NBI1}/E_{NBI2}/E_{NBI3}/keV$	60/60/0
离子/电子芯部温度 $T_i(0)/T_e(0)/keV$	3.22/3.16
归一化环向比压 $\beta_N$	1.65
无感/自举电流驱动份额 $f_{ni}/f_{bs}$	0.18/0.17
H模约束品质因子 $H_{ITER98,y2}$	1.14
电子芯部密度 $n_e(0)/(10^{19} m^{-3})$	11.53
电子线平均密度 $n_{bar}/(10^{19} m^{-3})$	9.26
格林沃德密度份额 $n_{bar}/n_{GW}$	0.61
安全因子最小值 $q_{min}$	1.02
归一化磁通在 0.95 位置的安全因子 $q_{95}$	3.35
总储能 $W_E/MJ$	1.35
能量约束时间 $\tau_E/s$	0.39
芯部三乘积 $n_i(0)T_i(0)\tau_E/(10^{20} keV \cdot s \cdot m^{-3})$	1.02

### 3.4 不稳定性分析

在成功构建  $n_i(0) \cdot T_i(0) \cdot \tau_E > 1 \times 10^{20} keV \cdot s \cdot m^{-3}$  的运行方案基础上,必须对其MHD稳定性进行全面评估,以验证其在实际运行中的稳定性边界是否满足安全控制要求.首先分析IK不稳定性,IK是一种低环向模数(通常为  $m/n=1/1$ ,  $m$  为极向模数,  $n$  为环向模数)的理想MHD不稳定性,IK模的激发与安全因子  $q$  的径向分布密切相关,当磁轴上的安全因子最小值  $q_0 < 1$ ,等离子体内部存在  $q=1$  的有理面时,若压力梯度或电流梯度提供足够自由能,1/1的IK将失稳,形成磁岛并迅速增长,进而降低等离子体性能,在高  $\beta_N$ 、强快离子驱动等特定条件下,IK不稳定性会直接发展为破坏

性事件,引发等离子体破裂.由于方案的  $q_{min} > 1$ ,并且其  $\beta_N = 1.65$ ,属于中低比压,因此预计不会激发IK不稳定性.

在确认IK稳定性后,进一步评估TM/NTM不稳定性风险.TM是一种受电阻效应驱动的不稳定性,它源于电流剖面的梯度(特别是安全因子  $q$  在有理面的梯度),会在磁面重联处形成磁岛.当磁岛达到一定宽度(称为“阈值宽度”)时,由于新经典效应对局部自举电流的削弱,触发NTM,使得磁岛自持增长,TM和NTM的模数为  $m/n=2/1, 3/2$ .小幅TM通常不会立即破坏约束,但会增强径向输运,扰乱磁面结构,并为更危险的NTM不稳定性提供“种子”.而NTM产生的大磁岛会破坏磁面,触发锁模与破裂,是比较危险的不稳定性.使用CLT程序对方案中的TM和NTM不稳定性进行评估,TM计算结果如图7(a)所示,对于  $I_p=2 MA$ ,  $B_T=2.2 T$  的高三乘积方案中,在1200个  $\tau_A$  ( $\tau_A$  表示阿尔芬时间)模拟时间内,各环向模式  $n$  所对应的扰动能量  $W_K$  (arb.units) (arb.units 为任意单位,表示相对强度)是稳定的,没有随时间增加,这证明其TM是稳定的.NTM计算结果如图7(b)所示,由于TM是稳定的,在计算NTM时,初始时刻需要在指定磁面上增加一定的扰动磁场  $\delta B_{r,n}$  作为种子磁岛,初始时扰动磁场最大给到0.1 T,NTM主要来自锯齿触发的2/1模和3/2模,因此在初始时刻给定2/1模和3/2模的种子磁岛,之后进行1400个左右的  $\tau_A$  时间模拟.结果显示,各环向模数  $n$  的扰动磁场并未随时间增加,意味着磁岛宽度没有增长,故而该方案的NTM也是稳定的.

接下来,针对中高等离子体比压运行中可能出现的RWM进行评估.RWM是一种在理想MHD中稳定、但在存在有限电阻导体壁时变得不稳定的外扭曲模,当等离子体  $\beta_N$  超过无壁理想极限但低于有壁理想极限时,若等离子体旋转足够快,可稳定RWM,但当旋转减慢,RWM会增长.过强的RWM会导致等离子体整体位移或扭曲,破坏约束,引发快速破裂,是先进托卡马克追求高  $\beta_N$  运行时的主要稳定性瓶颈.使用MARS程序对方案的RWM进行模拟分析,模拟结果如图8所示.可以看到,运行方案的无壁比压极限  $\beta_N^{no-wall} = 1.976$ ,理想壁比压极限  $\beta_N^{ideal-wall} = 2.25$ ,若运行方案的  $\beta_N$  大于上述值,则会有RWM不稳定性出现,  $\beta_N$  越高,

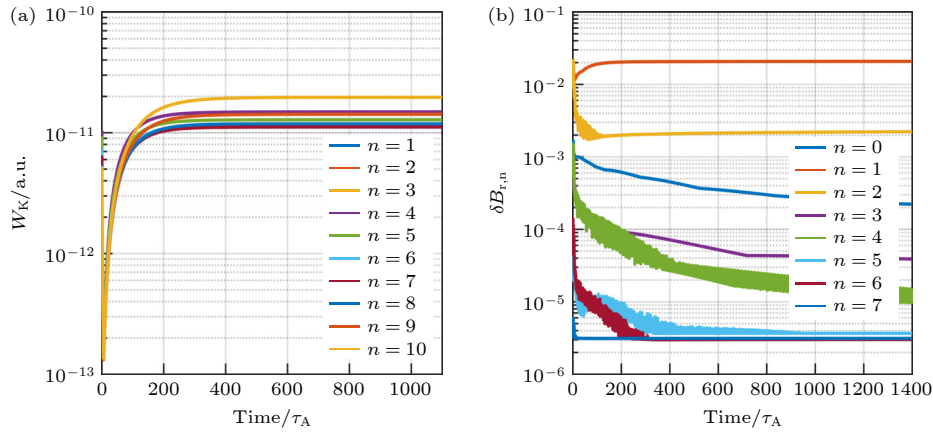


图 7 (a) TM 不稳定性分析, 各环向模式  $n$  的扰动能量随时间的演化; (b) NTM 不稳定性分析, 各环向模式  $n$  的扰动磁场随时间的演化

Fig. 7. (a) Toroidal mode (TM) instability analysis: evolution of perturbed energy over time for each toroidal mode number  $n$ ; (b) Neoclassical tearing mode (NTM) instability analysis: evolution of perturbed magnetic field over time for each toroidal mode number  $n$ .

则 RWM 的增长率越大, 越容易导致等离子体破裂, 而运行方案的  $\beta_N = 1.65$ , 属于中低比压, 远离无壁和理想壁的比压极限, 因此, 不会出现 RWM 不稳定性.

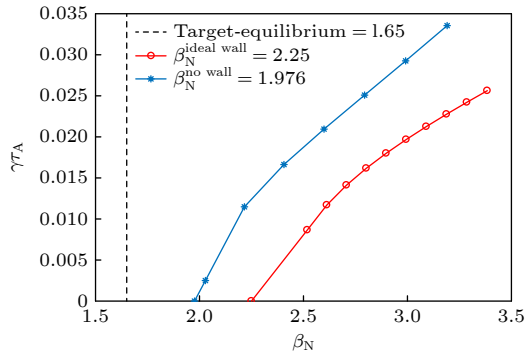


图 8 RWM 不稳定性计算, 黑色虚线为运行方案的  $\beta_N$ , 蓝线为无壁 RWM 不稳定性增长率随  $\beta_N$  的变化, 红线为理想壁 RWM 不稳定性增长率随  $\beta_N$  的变化

Fig. 8. RWM (resistive wall mode) instability calculation: the black dashed line represents the operating scenario  $\beta_N$ , the blue line shows the variation of the no-wall RWM instability growth rate with  $\beta_N$ , and the red line shows the variation of the ideal-wall RWM instability growth rate with  $\beta_N$ .

评估了芯部不稳定性之后, 还需要对等离子体边缘 ELM 不稳定性进行分析. ELM 发生在 H 模等离子体边缘的输运垒区域, 由压力梯度和电流梯度驱动的剥离气球模 (peeling-ballooning mode, PBM) 不稳定性引起, 属于周期性爆发的瞬态事件, 会释放边缘的能量和粒子. ELM 虽然能周期性地排出氦灰和杂质, 防止杂质累积, 但较强的

ELM 爆发会将大量能量 (可达总储能的 20%) 排出, 会降低等离子体性能, 此外, 过量的能量沉积到偏滤器靶板上, 会导致靶板材料严重侵蚀甚至熔化. 因此, 需要避免较强的 ELM, 尤其是一类的 ELM 爆发. 使用 ELITE 程序对运行方案的 ELM 不稳定性进行分析, 图 9 是运行方案的剥离气球模稳定性边界示意图,  $\gamma/(\omega^*/2)$  表示归一化的不稳定性增长率,  $\gamma/(\omega^*/2) = 1.0$  的黑色实线表示剥离气球模边界.  $\gamma/(\omega^*/2) = 0-0.5$  的区域为稳定区, 不会有 ELM 出现, 能维持稳定的放电;  $\gamma/(\omega^*/2) = 0.5-1.5$  的区域为临界稳定区, 会有小 ELM 或者没有 ELM 出现, 等离子体参数可能会有小范围的变化, 但也能维持相对稳定的放电;  $\gamma/(\omega^*/2) > 1.5$  的区域为不稳定区域, 容易爆发大幅度的一类 ELM, 产生较高的瞬态热负荷, 极大地降低等离子体参数, 不利于等离子体冲击高参数, 以及维持长脉冲运行. 基于 ELITE 的计算结果, 运行方案位于  $\gamma/(\omega^*/2) = 1.0-1.5$  的临界稳定区, 最不稳定的环向模数在 25 左右, 但其离剥离气球模边界较近, 并且远离  $\gamma/(\omega^*/2) > 1.5$  的不稳定区域, 在未来实验中在该台基条件下可能会有小/无 ELM 出现, 但应该能维持相对稳定的等离子体参数, 有利于冲击高三乘积及维持长脉冲放电.

综上, 该高聚变三乘积方案在芯部与边缘均表现出良好的 MHD 稳定性, 满足物理可行性要求. 下一步将验证其在工程层面的可实施性, 特别是偏滤器能否承受相应的热负荷.

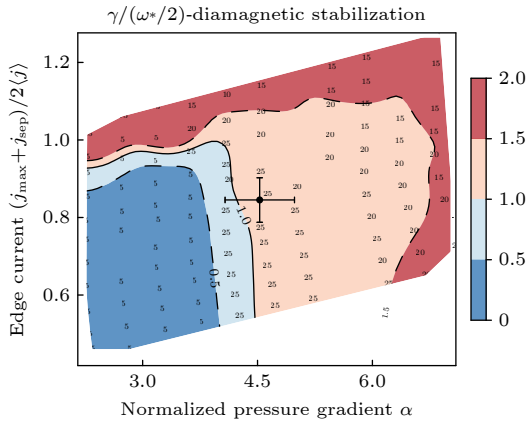


图 9 剥离气球模稳定性边界示意图

Fig. 9. Schematic diagram of the peeling-ballooning mode stability boundary: the region where  $\gamma/(\omega^*/2) = 0 - 0.5$  is stable, the region where  $\gamma/(\omega^*/2) = 0.5 - 1.5$  is marginally stable, and the region where  $\gamma/(\omega^*/2) > 1.5$  is unstable.

### 3.5 偏滤器热负荷计算

偏滤器是托卡马克中承受等离子体边缘高热流和粒子流的关键部件. 若热负荷超出材料的耐受极限, 会导致材料熔化、蒸发或溅射, 以及结构损伤甚至失效, 还会引入杂质污染主等离子体, 导致放电终止, 通过热负荷评估, 可确保偏滤器设计和运行参数在安全范围内, 避免灾难性故障. 在进行

3 MW 加热条件下双零偏滤器高热负荷评估之前, 首先要确定模拟程序 SOLPS-ITER 输入参数, 其主要的输入参数如下: a) 总加热功率, NBI 加热 3 MW, 欧姆加热 0.5 MW; b) 流入刮削层功率  $P_{\text{sol}}$ ,  $3.5 \text{ MW} \times 60\% = 2.1 \text{ MW}$ ; c) 上游最外闭合磁面处电子密度  $n_{e,\text{sep}} \approx 1.5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ ; d) 不考虑注入杂质降低热负荷; e) 考虑了靶板碳物理化学溅射, 其中化学溅射因子 3%; f) 低温泵表面抽气粒子再循环系数设定为 0.95; g) 热流宽度  $\approx 2.0 \text{ mm}$ , 偏滤器区输运与上游 H 模远刮削层输运一致, 热对流系数  $D_{i,e} = 3.0 \text{ m}^2/\text{s}$ , 热输运系数  $X_{i,e} = 5.0 \text{ m}^2/\text{s}$ .

基于以上输入参数, 使用 SOLPS-ITER 对偏滤器热负荷进行了模拟, 对应的模拟结果如图 10 和图 11 所示. 图 10 展示了沉积到上、下偏滤器靶板的电子温度和靶板的热流, SOLPS-ITER 模拟结果表明, HL-3 在 3 MW 注入功率, 最外闭合磁面密度为  $n_{e,\text{sep}} = 1.5 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$  条件下, 沉积到上下靶板的平均热流均小于  $1.5 \text{ MW}/\text{m}^2$ , 远小于装置工程材料热负荷上限的  $7.0 \text{ MW}/\text{m}^2$ , 满足装置运行需求; 偏滤器内侧上下靶板及偏滤器外侧下靶板的电子温度小于  $10 \text{ eV}$  左右, 实现脱靶, 但偏滤器外侧上靶板的电子温度为  $16 \text{ eV}$ , 未实现脱靶, 可能对靶板溅射带来影响, 如果需要进行偏滤器

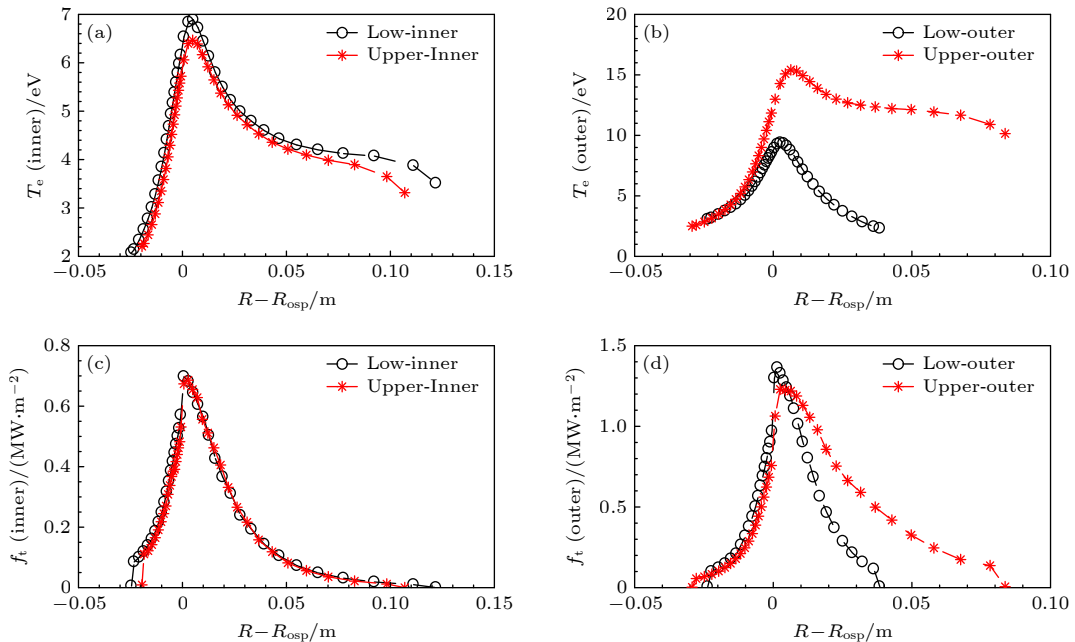


图 10 SOLPS-ITER 计算沉积到上、下偏滤器靶板的电子温度和靶板的热流 (a) 沉积到内侧靶板的电子温度; (b) 沉积到外侧靶板的电子温度; (c) 沉积到内侧靶板的热流; (d) 沉积到外侧靶板的热流

Fig. 10. SOLPS-ITER calculates the electron temperature and heat flux deposited onto the upper and lower divertor target plates: (a) The electron temperature deposited on the inner target plate; (b) the electron temperature deposited on the outer target plate; (c) the heat flux deposited on the inner target plate; (d) the heat flux deposited on the outer target plate.

脱靶研究, 需要进一步提升芯部等离子体密度或者是在偏滤器区注入辐射杂质. 图 11 展示 SOLPS-ITER 计算区域  $Z_{\text{eff}}$  的二维分布, SOLPS-ITER 计算所示区域涵盖了最外闭合磁面的区域, 在没有注杂的情况下, 其  $Z_{\text{eff}} = 1.1$  左右, 最外闭合磁面区域的  $Z_{\text{eff}}$  远低于芯部等离子体, 可见, 在 3 MW 加热功率情况下, 偏滤器靶板物理化学溅射非常低, 不会使得芯部杂质增加, 保证了等离子体的稳定运行. 综上所述, 3 MW NBI 加热的运行方案能满足工程可实施性.

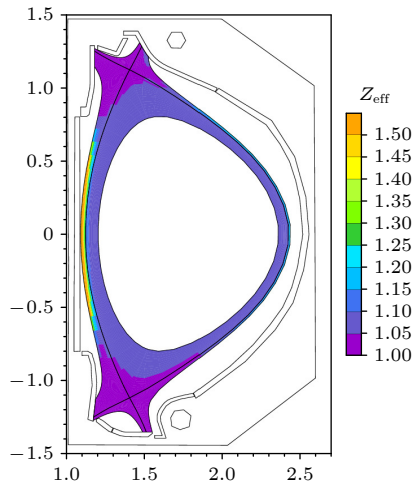


图 11 SOLPS-ITER 计算区域  $Z_{\text{eff}}$  的二维分布

Fig. 11. SOLPS-ITER calculates the two-dimensional distribution of  $Z_{\text{eff}}$  in the region.

上述结果表明, 该运行方案不仅在物理上稳定, 在工程上也同样可行. 偏滤器热负荷处于安全范围, 且杂质控制良好, 能够支持重复性高参数放电. 结合 3.3 节和 3.4 节的结论, 该运行模式同时满足“高性能、高稳定、高可靠”的要求, 可作为 HL-3 装置在 2027—2030 年开展氦氖实验前的重要实验验证方案.

## 4 总 结

本文面向 HL-3 托卡马克装置在 2027—2030 年开展氦氖聚变实验的物理准备需求, 系统设计并验证了一套高聚变三重积运行方案, 通过构建“参数扫描-集成建模-稳定性评估-偏滤器验证”的多尺度、多物理耦合的集成模拟 workflow, 设计了一组三重积大于  $1 \times 10^{20} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$  的运行方案. 该方案在  $I_p = 2.0 \text{ MA}$ ,  $B_T = 2.2 \text{ T}$ ,  $P_{\text{NBI}} = 3 \text{ MW}$  条件下, 采用高密度 ( $n_{\text{bar}} = 0.61n_{\text{GW}}$ )、低加热功率的方法, 实

现了  $H_{\text{ITER98,y2}} = 1.14$ , 芯部聚变三重积  $n_i(0) \cdot T_i(0) \cdot \tau_E = 1.02 \times 10^{20} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$ . 该方案在 MHD 稳定性方面, 得益于  $q_{\text{min}} > 1$  与中低的  $\beta_N$ , IK, TM, NTM 及 RWM 均处于稳定状态; PBM 位于临界稳定区, 预期不会有 ELM 或是仅激发小尺度 ELM, 不影响高约束维持; 偏滤器工程可行性方面, 靶板峰值平均热负荷小于  $1.5 \text{ MW/m}^2$ , 远低于下偏滤器材料极限 ( $7.0 \text{ MW/m}^2$ ), 且边界的  $Z_{\text{eff}}$  很低, 不会使得芯部杂质增加. 综上所述, 本研究作为 HL-3 装置提供了一套三重积大于  $1 \times 10^{20} \text{ keV} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$  的实验运行方案. 该方案所采用的集成设计方法与“性能-稳定-工程”协同优化理念, 也为 ITER 及未来聚变堆的高性能运行场景积累了关键技术经验. 未来工作将在此基础上, 设计更高参数的先进运行模式, 推动 HL-3 装置氦-氖物理实验的实现.

## 参考文献

- [1] Lawson J D 1957 *Proc. Phys. Soc. B* **70** 6
- [2] Fujita T, Kamada Y, Ishida S, The JT-60 Team 1999 *Nucl. Fusion* **39** 1627
- [3] Kappatou A, Baruzzo M, Hakola A, The JET contributors and the EUROfusion Tokamak Exploitation Team 2025 *Plasma Phys. Control. Fusion* **67** 045039
- [4] Litaudon X, Abduallev S, Abhangi M, The JET contributors and the EUROfusion Tokamak Exploitation Team 2017 *Nucl. Fusion* **57** 102001
- [5] Strachan J D, Adler H, Alling P, The TFTR Team 1994 *Phys. Rev. Lett.* **72** 3526
- [6] Liu D Q, Ran H, Li G S, Cai L J, Cao Z, Zou H, Li Y, Liu J, Qiu Y, Qiao T, Lin T, Cao C Z, Huang Z F, Shan Y N, Bai G Y 2013 *Fusion Eng. Des.* **88** 679
- [7] Zhong W L, the HL-3 team 2024 *The Innovation* **5** 100555
- [8] Zhong W L, Chen W, Ji X Q, The HL-3 team 2025 *The Innovation* **6** 101167
- [9] Lao L L, St John H, Stambaugh R D, Pfeiffer W 1985 *Nucl. Fusion* **25** 1421
- [10] Artaud J F, Imbeaux F, Garcia J, et al 2008 *Nucl. Fusion* **58** 105001
- [11] Meneghini O, Smith S P, Lao L L, The ATOM Team 2015 *Nucl. Fusion* **55** 083008
- [12] Jian X, Chen J, Chan V S, Zhuang G, Li G, Deng Z, Shi N, Xu G, Staebler G M, Guo W 2017 *Nucl. Fusion* **57** 046012
- [13] Pan C, Staebler G M, Lao L L, et al. 2017 *Nucl. Fusion* **57** 036018
- [14] Jian X, Holland C, Candy J, Belli E, Chan V, Garofalo A M, Ding S 2019 *Phys. Rev. Lett.* **123** 225002
- [15] Li Z J, Chen W, Sun A P, Yu L M, Wang Z, Chen J L, Xu J Q, Li J Q, Shi Z B, Jiang M, Li Y G, He X X, Yang Z C, Li J 2024 *Acta Phys. Sin.* **73** 065202 (in Chinese) [李正吉, 陈伟, 孙爱萍, 于利明, 王卓, 陈佳乐, 许健强, 李继全, 石中兵, 蒋敏, 李永高, 何小雪, 杨曾辰, 李鉴 2024 *物理学报* **73** 065202]
- [16] Snyder P B, Hughes J W, Osborne T H, et al. 2019 *Nucl. Fusion* **59** 086017
- [17] Pfeiffer W W, Davidson R H, Miller R L, Waltz R E 1980

- San Diego, CA: General Atomics*
- [18] Pankin A, McCune D, Andre R, Bateman G, Kritz A 2004 *Comput. Phys. Commun.* **159** 157
- [19] Sauter O, Angioni C, Lin-Liu Y R 1999 *Phys. Plasmas* **6** 2834
- [20] Candy J, Holland C, Waltz R E, Fahey M R, Belli E 2009 *Phys. Plasmas* **16** 060704
- [21] Belli E, Candy J 2009 *Plasma Phys. Controlled Fusion* **51** 075018
- [22] Staebler G, Kinsey J, Waltz R 2007 *Phys. Plasmas* **14** 055909
- [23] McClenaghan J, Garofalo A M, Meneghini O, et al. 2017 *Nucl. Fusion* **57** 116019
- [24] Snyder P B, Groebner R J, Hughes J W, Osborne T H, Beurskens M, Leonard A W, Wilson H R 2010 *Nucl. Fusion* **51** 103016
- [25] Meneghini O, Smith S P, Snyder P B, Staebler G M, Candy J, Belli E, Lao L, Kostuk M, Luce T 2017 *Nucl. Fusion* **57** 086034
- [26] Huang J X, Ma Z W, Zhang M, Zhang W 2025 *Plasma Phys. Controlled Fusion* **67** 025028
- [27] Zhao Y F, Li L, Chan V, Liu Y Q, Garofalo A M, Hao G Z, Wang Z X, Ding S Y, Wang S, Dong G Q 2024 *Nucl. Fusion* **64** 106018
- [28] Wilson H R, Snyder P B, Huysmans G T A, Miller R L 2002 *Phys. Plasmas* **9** 1277
- [29] Snyder P B, Wilson H R, Ferron J R, Lao L L, Leonard A W, Osborne T H, Turnbull A D 2002 *Phys. Plasmas* **9** 2037
- [30] Wiesen S, Reiter D, Kotov V, et al. 2015 *Nucl. Mater.* **463** 480
- [31] Liu H, Cao J, Wei H, Zou G, Zhang X, Yang X 2017 *Fusion Eng. Des.* **123** 448

## Design of operational scenarios for high fusion triple product in the HL-3 tokamak\*

LI Zhengji<sup>1)</sup> CHEN Wei<sup>1)†</sup> HAO Guangzhou<sup>1)</sup> SONG Xiao<sup>1)</sup> ZHU Yiren<sup>1)</sup>  
 LI Jiquan<sup>1)</sup> LI Jiaxian<sup>1)</sup> DU Hailong<sup>1)</sup> ZHANG Yiheng<sup>1)</sup>  
 ZHAO Yifei<sup>2)</sup> DONG Guanqi<sup>1)</sup> ZHAO Hanzhi<sup>1)</sup> SHI Yongfu<sup>1)</sup>  
 SUN Aiping<sup>1)</sup> WANG Zhe<sup>1)</sup> WANG Zhuo<sup>1)</sup>

1) (*Southwestern Institute of Physics, China National Nuclear Corporation, Chengdu 610041, China*)

2) (*School of Science, Xihua University, Chengdu 610039, China*)

( Received 25 December 2025; revised manuscript received 26 January 2026 )

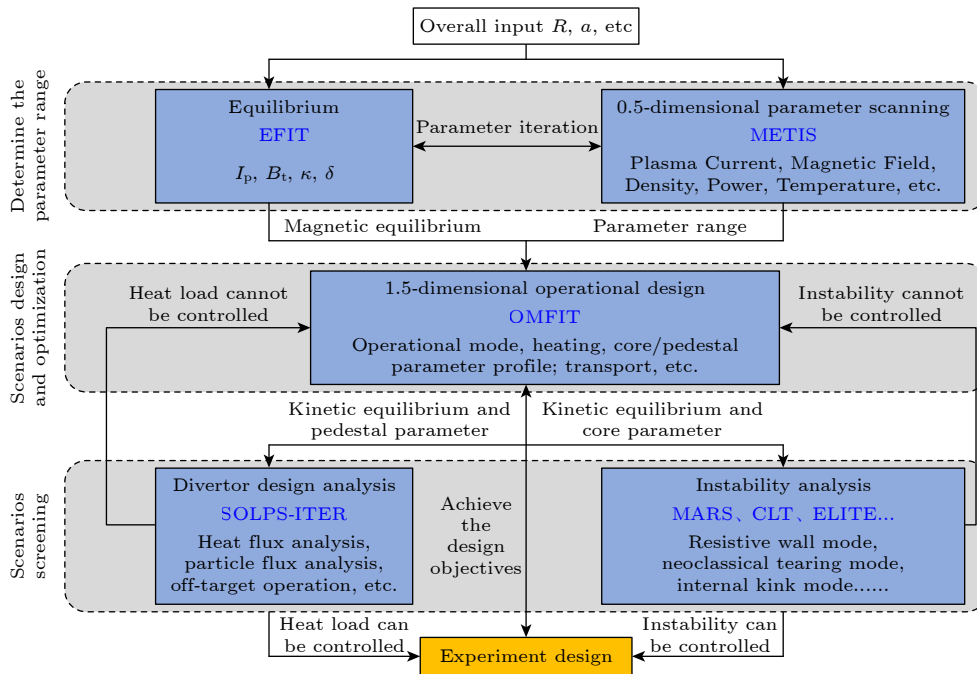
### Abstract

This paper presents a systematic and integrated design for a high fusion triple product operational scenario on the HL-3 tokamak, establishing a robust physical and engineering foundation for its planned deuterium-tritium (D-T) experiments between 2027–2030. The fusion triple product (the product of ion density  $n_i$ , ion temperature  $T_i$ , and energy confinement time  $\tau_E$ ) serves as a core metric for evaluating tokamak plasma performance, with clear physical significance as it directly relates to the fusion gain factor  $Q$  (ratio of fusion output power to input power). Achieving plasma “ignition” or self-sustained burning requires the triple product to exceed the Lawson criterion threshold (approximately  $3 \times 10^{20} - 5 \times 10^{20} \text{ keV}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$  for deuterium-tritium reactions). Therefore, pursuing high triple product operation represents not only a critical scientific objective in tokamak plasma physics but also a direct demonstration of the scientific feasibility of fusion energy. To obtain a feasible operational scenario with a triple product exceeding  $n_i \cdot T_i \cdot \tau_E = 1 \times 10^{20} \text{ keV}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$ , this research innovatively constructs a comprehensive simulation workflow. This approach integrates parameter scanning, integrated modeling, instability analysis, and divertor physics assessment through iterative optimization to comprehensively predict the high-parameter operational states of the HL-3 device. Methodologically, the process begins with basic configuration design using EFIT and 0.5-dimensional (0.5D) parameter scanning with METIS to determine feasible ranges for plasma current, magnetic field, density, and heating power. This is followed by

\* Project supported by the National Key R&D Program of China (Grant Nos. 2019YFE03040004, 2024YFE03020001, 2022YFE03020001) and the National Natural Science Foundation of China (Grant No. 12125502).

† Corresponding author. E-mail: [chenw@swip.ac.cn](mailto:chenw@swip.ac.cn)

1.5D integrated modeling using OMFIT, which combines EFIT for magnetic equilibrium, ONETWO for heating and current drive, TGYRO for transport calculations, and EPED1-NN for pedestal region analysis to obtain self-consistent plasma equilibria and profile distributions. Finally, magnetohydrodynamic (MHD) instabilities are evaluated using CLT, MARS, and ELITE codes, while SOLPS-ITER calculates divertor heat loads to ensure engineering feasibility. The results demonstrate that under conditions of  $I_p = 2.0 \text{ MA}$ ,  $B_T = 2.2 \text{ T}$ , NBI heating power  $P_{\text{NBI}} = 3 \text{ MW}$ , and  $H_{\text{ITER98,y2}} = 1.14$ , a high-performance operational mode with a core triple product of  $n_i \cdot T_i \cdot \tau_E = 1.02 \times 10^{20} \text{ keV}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$  can be achieved. This scenario employs a high-density (line-averaged density  $n_{\text{bar}} = 9.26 \times 10^{19} / \text{m}^3$ , Greenwald fraction  $n_{\text{bar}}/n_{\text{GW}} = 0.61$ ), low-heating-power strategy, yielding excellent parameters including core electron density  $n_e(0) = 11.53 \times 10^{19} / \text{m}^3$ , ion temperature  $T_i(0) = 3.22 \text{ keV}$ , electron temperature  $T_e(0) = 3.16 \text{ keV}$ , normalized beta  $\beta_N = 1.65$ , and minimum safety factor  $q_{\text{min}} = 1.02$ . In-depth MHD instability analysis reveals that the scenario effectively avoids internal kink modes due to  $q_{\text{min}} > 1$ ; tearing modes (TM) and neoclassical tearing modes (NTM) remain stable without growth over 1200–1400 Alfvén times; resistive wall mode (RWM) analysis shows the operational beta ( $\beta_N = 1.65$ ) remains well below both no-wall (1.976) and ideal-wall (2.25) limits, ensuring stability; edge-localized modes (ELMs) reside in the marginally stable region ( $\gamma/(\omega^*/2) = 0.5 - 1.5$ ), with the most unstable toroidal mode number around 25, yet distant from the unstable region, suggesting small or no ELMs are expected during experiments, which is beneficial for maintaining stable plasma parameters. Divertor heat load calculations indicate a peak heat flux not exceeding  $1.5 \text{ MW}/\text{m}^2$ , significantly below the engineering material limit for the lower divertor of  $7 \text{ MW}/\text{m}^2$ ; a target plate electron temperature of approximately  $16 \text{ eV}$  indicates no detachment, but  $Z_{\text{eff}}$  distribution analysis confirms that physical-chemical sputtering in the divertor will not increase the core impurity content. This research not only provides detailed procedural recommendations and theoretical support for HL-3's pursuit of high-parameter operation but also accumulates valuable experience for advanced operational scenarios in ITER. Through systematic simulation and analysis, the study confirms HL-3's capability to achieve a triple product at the  $10^{20} \text{ keV}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$  level, establishing a solid foundation for subsequent deuterium-tritium experiments and contributing significant scientific and engineering value to the advancement of magnetic confinement fusion energy development.



**Keywords:** HL-3 tokamak, fusion triple product, integrated modeling, magnetohydrodynamic stability, divertor

DOI: 10.7498/aps.75.20251756

CSTR: 32037.14.aps.75.20251756

## HL-3装置高聚变三乘积运行方案设计

李正吉 陈伟 郝广周 宋啸 朱毅仁 李继全 李佳鲜 杜海龙 张一恒 赵弋菲 董冠岐 赵瀚之 史永福 孙爱萍  
王哲 王卓

## Design of operational scenarios for high fusion triple product in the HL-3 tokamak

LI Zhengji CHEN Wei HAO Guangzhou SONG Xiao ZHU Yiren LI Jiquan LI Jiexian DU Hailong  
ZHANG Yiheng ZHAO Yifei DONG Guanqi ZHAO Hanzhi SHI Yongfu SUN Aiping WANG Zhe  
WANG Zhuo

引用信息 Citation: *Acta Physica Sinica*, 75, 080501 (2026) DOI: 10.7498/aps.75.20251756

CSTR: 32037.14.aps.75.20251756

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.7498/aps.75.20251756>

当期内容 View table of contents: <http://wulixb.iphy.ac.cn>

## 您可能感兴趣的其他文章

### Articles you may be interested in

托卡马克理想导体壁与磁流体不稳定性

Ideal conductive wall and magnetohydrodynamic instability in Tokamak

物理学报. 2023, 72(3): 035203 <https://doi.org/10.7498/aps.72.20222043>

HL-2A上H模脱靶与芯部约束兼容性的集成模拟与实验验证

Integrated modeling and experimental validation of H-mode divertor detachment and core confinement compatibility on HL-2A tokamak

物理学报. 2025, 74(9): 095201 <https://doi.org/10.7498/aps.74.20250087>

托卡马克中低频磁流体不稳定性协同作用引起快粒子输运的混合模拟研究

Hybrid numerical simulation on fast particle transport induced by synergistic interaction of low- and medium-frequency magnetohydrodynamic instabilities in tokamak plasma

物理学报. 2023, 72(21): 215210 <https://doi.org/10.7498/aps.72.20230620>

HL-3装置中性粒子与碳杂质影响偏滤器脱靶的模拟研究

Simulation research on effect of neutrals and carbon impurities on divertor detachment in HL-3 tokamak

物理学报. 2025, 74(11): 115203 <https://doi.org/10.7498/aps.74.20250065>

CFETR装置中偏压系统作用下边缘局域模的三维非线性动力学模拟研究

Three-dimensional nonlinear dynamics simulation of edge localized modes controlled with biased divertor targets in CFETR tokamak

物理学报. 2026, 75(6): 115203 <https://doi.org/10.7498/aps.75.20251482>

HL-2A托卡马克偏滤器脱靶时边缘极向旋转和湍流动量输运

Studies of edge poloidal rotation and turbulence momentum transport during divertor detachment on HL-2A tokamak

物理学报. 2024, 73(8): 088901 <https://doi.org/10.7498/aps.73.20231749>