

⑦ 138-142

第17卷 第2期

核科学与工程

Vol.17 No.2

1997年 6月

Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering

Jun. 1997

紧凑 Tokamak(球形环)聚变堆第一壁及中心导体柱上中子负荷及核热计算与分析

吴宜灿 邱励俭[√] 孔明辉 黄群英

(中国科学院等离子体物理研究所)

TL64

摘要 采用通用蒙特卡罗粒子输运程序 MCNP/38 计算低环径比 Tokamak(紧凑环或球形环)聚变堆第一壁及中心导体上的中子壁负荷分布和核热沉积分布,并与常规 Tokamak 堆第一壁上中子壁负荷分布和核热沉积分布进行比较、分析。结果表明,在中子壁负荷归一化为 $1\text{MW}/\text{m}^2$ 时,与常规 Tokamak 相比,在低环径比 Tokamak 堆第一壁及中心柱表面上中子壁负荷分布峰值并不比常规 Tokamak 堆第一壁上的峰值高,而且低于低环径比 Tokamak 堆整个第一壁上的平均值,而中心柱上的核热沉积峰值稍高于常规 Tokamak 堆第一壁上的核热沉积峰值,但对较高中子壁负荷情况,中心导体柱上的核热沉积和辐照损伤仍可能是比较严重和值得特别研究的问题。

关键词 紧凑 Tokamak 中子壁负荷 核热 第一壁 中心导体柱

托卡马克

1 引言

聚变堆

低环径比 Tokamak(亦称紧凑环或球形环,环径比在 1.2 - 2.2 之间)有类似于反场箍缩(RFP)和球马克(Spheromak)的强环向顺磁性和高 β 值,同时又可能有类似于常规托卡马克的安全因子分布和好的约束性能,因而提供了提出一种紧凑聚变堆的可能性^[1]。

近期在 Tokamak 约束、加热性能和 β 值演示等方面的研究进展增加了大型 Tokamak 装置上产生可用聚变能的希望^[2,3]。而在自举(Bootstrap)电流方面的实验结果,预示着需大的外部驱动而达到稳态运行的可行性^[4]。这些又进一步促使人们研究这种紧凑堆物理基础和工程可行性^[5]。

Y-K M. Peng 等对这种堆的物理和工程可行性进行了许多研究^[6]。然而却未对这种堆中最关键的部件 - 中心导体柱及第一壁上的中子负荷和核热分布进行详细研究。不加屏蔽的中心柱因处在高温等离子体的包围之中,承受强的中子辐照、热辐射、带电粒子轰击以及流经导体的大电流发热等苛刻条件之中,低的环径比也可能使其第一壁上的中子负荷分布不同于常规 Tokamak^[7]。对它们进行研究是堆工程可行性研究最重要内容之一。

2 物理模型与计算程序

选用典型的紧凑 Tokamak(CT)堆作为参考的物理模型,其主要参数和计算中所使用的几

1995年6月26日收到。

何模型以及与之比较的常规 Tokamak(RT)参考堆的主要参数和几何模型列于表 1 和如图 1 所示。在这里为了便于比较环径比对结果的影响,等离子体位形(中子源分布区域)假设相同,近似“D”型截面。

作为初步的分析,计算中各区材料成分及体积份额列于表 2。

表 1 参考堆主要参数

Tab.1 Main parameters of reference reactor design

参考堆	紧凑环	常规环
大半径 R , m	1.2	4
环径比 A	1.2	4
内刮削层厚, m	0	0
外刮削层厚, m	0.15	0.15
中心导体柱半径, m	0.2	/
第一壁厚度, m	0.01	0.01
氚增殖区厚, m	0.50	0.5(外) 0.2(内)
反射层厚, m	0.2	0.2(外) 0.5(内)

表 2 各区材料成份及体积份额

Tab.2 Material compositions and its volume fractions

区域	材料成份及体积百分比
等离子体区(中子源区)	空
刮削层区	空
第一壁	Cu:100%
氚增殖区	Be:55% + Li ₂ O:20% + He 气:25%
反射层	C:100%

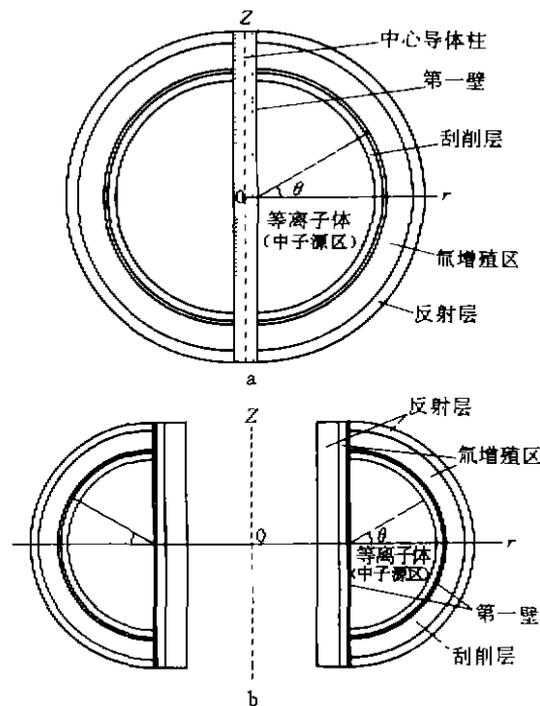


图 1 紧凑环(a)与常规环(b)计算几何模型
Fig.1 Calculating geometry model of compact torus (a) and regular torus (b)

应用三维蒙特卡罗通用粒子输运程序 MCNP/3B^[1]及其所配制的点截面数据库对中心导体柱及第一壁上的中子负荷和核热(中子及其诱发 γ 光子的能量沉积)进行计算。

3 计算结果与分析

3.1 中子壁负荷分布

首先对紧凑环及常规环第一壁表面不同极向角 θ (对内侧指不同轴向坐标 Z)处中子壁负荷 P_w 进行计算,结果见图 2 和图 3。计算中假设中子源在等离子体区为均匀体分布,源粒子样本数为 1×10^7 个,计算结果已按整个壁表面平均中子壁负荷 $1\text{MW}/\text{m}^2$ 作了归一化处理。

上述结果表明,紧凑环壁负荷沿极向角 θ (或内侧沿轴向 Z)的非均匀程度较常规环小。而且二者外侧中子壁负荷峰值高于平均值都不超过 20%,二者内侧壁负荷均低于平均值,其中紧凑环更低。

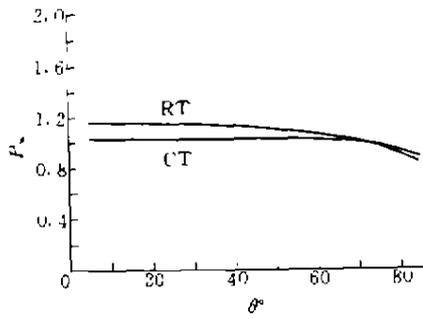


图2 外侧第一壁中子壁负荷分布

Fig.2 Poloidal distribution of P_w on the outer first wall

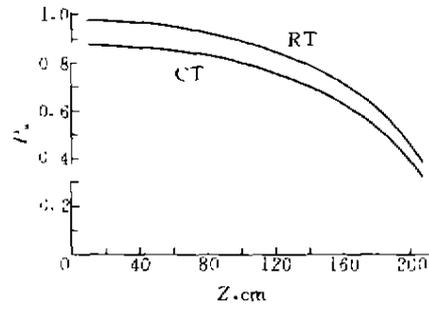


图3 内侧第一壁中子壁负荷分布

Fig.3 Axial distribution of P_w on the inner first wall

表3 列出了内、外侧中子壁负荷平均值。

表3 中子壁负荷平均值

Tab.3 The average values of P_w

区域	总平均值	外侧第一壁	内侧第一壁
紧凑环	1.0	1.023	0.722
常规环	1.0	1.083	0.812

单位: MW/m²

由此可见,紧凑环与常规环比,并不存在中子壁负荷更大程度的分布不均匀性,相反其最大中子壁负荷峰值要比常规环低,相对较均匀。

3.2 第一壁及中心导体柱上核热

图4、图5分别是两种环在平均中子壁负荷 1MW/m² 时内、外侧第一壁(厚度均取为 1cm)上核热沉积密度 H 的分布,其平均值列于表4。

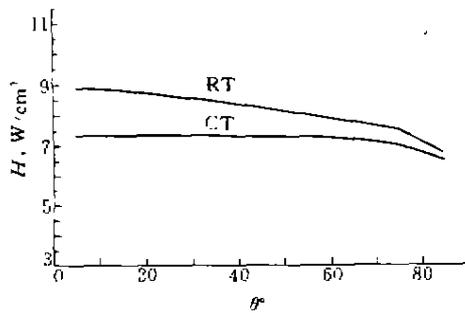


图4 外侧第一壁上核热沉积密度分布($P_w = 1\text{MW/m}^2$)

Fig.4 Poloidal distribution of nuclear heat in the outer first wall

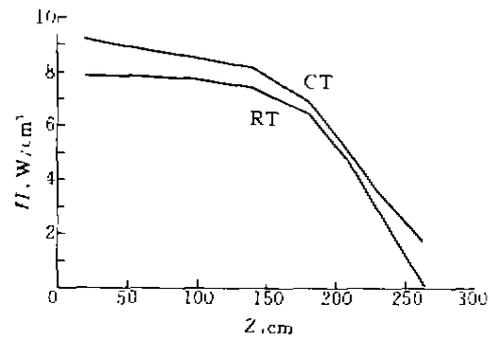


图5 内侧第一壁上核热沉积密度分布($P_w = 1\text{MW/m}^2$)

Fig.5 Axial distribution of nuclear heat in the inner first wall

表 4 第一壁及中心柱上核热沉积密度平均值

Tab.4 The average values of nuclear heat in the first wall and center conductor post

区域	外侧第一壁	内侧第一壁	整个中心柱
紧凑环	7.26	6.39	4.35
常规环	8.28	5.72	/

单位: W/cm^3

上述结果表明,在平均中子壁负荷一定的条件下,紧凑环外侧第一壁核热沉积密度低于常规环,而对内侧第一壁则相反,即尽管紧凑环内侧中子壁负荷低于常规环,但其内侧第一壁上核热沉积密度高于常规环,这主要是由于在紧凑环中心导体柱上各个不同方向上入射的中子有一部分可能穿透柱而到达柱的另一侧第一壁产生热沉积。

图 6 是紧凑环中心柱内部沿径向核热沉积密度分布,从图中可看出,中心柱内部有较高的核热沉积。表 4 表明,中心柱上平均核热沉积密度为 $4.35W/cm^3$ (在中子平均壁负荷为 $1MW/m^2$ 时)。

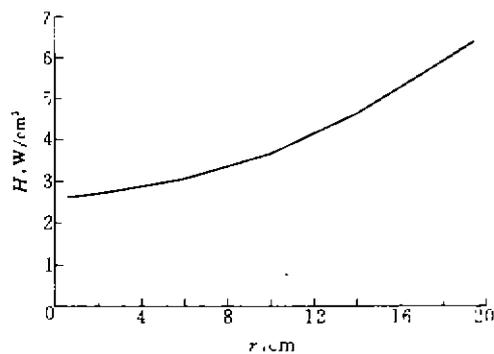
图 6 紧凑环中心柱上径向核热沉积密度分布 ($P_w = 1MW/m^2$)

Fig.6 Radial distribution of nuclear heat in the center conductor post

4 结 论

上述计算和分析说明,对所研究的参考堆,紧凑环第一壁(包括中心柱表面)上中子壁负荷与常规环比,并不存在大的分布峰值。

紧凑环中心柱表面核热沉积密度高于常规环内侧第一壁核热沉积密度。尤其对紧凑环聚变堆要达到一定的聚变能输出,由于其较小的等离子体体积,相对较高的中子壁负荷是必然的,这也将产生很高的核热沉积密度,同时,由于在中心柱上有较大的电流通过所产生的热能加上高温等离子体的热辐射及带电粒子对壁面的热负荷,中心导体柱上的热能传输及材料的辐照损伤仍可能是非常严重的问题,值得作进一步详细研究。

参 考 文 献

- 1 Y-K. M. Peng, D J. Strickler. Nucl. Fusion, 1986, 26: 769
- 2 JET Team. Plasma Phys. Cont. Nucl. Fusion Res., 1989, 1: 41.
- 3 E. A. Lazarus et al. Cont Fusion and Plasma Heating. Vol. 14B, Part II (EPS, 1990) 427.
- 4 M. Kikuchi et al. Nucl. Fusion, 1990, 30: 343.
- 5 R. T. C. Smith et al. START (Small Tight Aspect Ratio Tokamak). 1990, SOFT, London.
- 6 Y-K. M. Peng. Engineering Feasibility of Tight Aspect Ratio Tokamak (Spherical Torus) Reactors, 1990, SOFT, London.
- 7 张文革等. 核科学与工程, 1993, 13(4).
- 8 MCNP 3B Monte Carlo Neutron and Photon Transport Code Collection, CCC-200, 1989.

CALCULATION AND ANALYSIS OF NEUTRON WALL LOAD AND NUCLEAR HEAT IN THE FIRST WALL AND CENTER CONDUCTOR POST OF A COMPACT TOKAMAK(SPHERICAL TORUS) FUSION REACTOR

WU YICAN QIU LIJIAN
KONG MINGHUI HUANG QUNYING

(Institute of Plasma Physics, Academia Sinica)

(Manuscript received 26 June, 1995)

ABSTRACT

Calculation of neutron wall load and nuclear heat in the first wall and the Center Conductor Post(CCP) of a Compact Tokamak - CT(or spherical torus) fusion reactor is carried out using the Monte Carlo code MCNP/3B. The results are compared with those of a reference Regular Tokamak(RT) fusion reactor and show that, on the basis of normalized neutron wall load(P_w) of $1\text{MW}/\text{m}^2$, the peak of P_w on the CCP is not higher than that of RT and also not higher than the average value of P_w on the whole first wall of CT, and the maximum nuclear heat exists at midplane of CCP and is a little higher than that of first wall of RT, but the high nuclear heat and radiation damage in the CCP of the CT with a high neutron wall load may cause some problems to be further studied.

Key words Compact Tokamak neutron wall load nuclear heat first wall center conductor post