

聚变-裂变增殖堆包层的初步中子学设计

赵奉超, 栗再新

核工业西南物理研究院, 成都 610041

摘要 基于国际热核实验堆 ITER 的堆芯参数和套管结构, 对聚变-裂变增殖堆包层进行了初步中子学设计。基于国际热核实验堆的堆芯参数提出了采用套管结构, 以天然金属铀为燃料和硅酸锂为氚增殖剂的快裂变-增殖堆包层的初步中子学设计方案。使用 FENDL 2.1 核数据库及 MCNP 程序自带的核数据库, 用 MCNP 程序对套管结构快裂变-增殖堆包层进行一维的方案筛选及三维中子学的计算分析。计算分析包层内的一维功率密度分布、产氚率、钚增殖率分布, 通过优化设计分析给出合理的包层设计方案, 并计算氚增殖率 TBR、能量放大倍数 M 、有效增值系数 k_{eff} 、裂变增殖比等参数。

关键词 国际热核实验堆; 套管; 快裂变增殖包层; 天然金属铀球床; 硅酸锂球床; 中子学

中图分类号 TL46

文献标志码 A

doi 10.3981/j.issn.1000-7857.2012.21.005

Preliminary Neutronics Design of Breed Blanket for Fusion-fission Hybrid Reactor

ZHAO Fengchao, LI Zaixin

Southwestern Institute of Physics, Chengdu 610041, China

Abstract A preliminary neutronics design of breed blanket for fusion-fission hybrid reactor has been carried out based on the plasma parameters of International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) and casing structure. In the design of fast-fission breed blanket, the natural Uranium pebble bed is used as fuel and neutron multiplication and the Lithium silicate pebble bed is used as tritium breed material. By using FENDL2.1 nuclear database cross section library with native cross section library of MCNP nuclear database, the calculation and analysis are carried out with MCNP program. Through one-dimension calculation and analysis on different design proposals, a proper design proposal has been screened and then the three-dimension calculation and analysis have been implemented with the parameters of ITER. The calculation shows that the TBR of fusion-fission hybrid reactor is 1.13, it indicates that the design of breed blanket is able to meet self-sustaining of tritium and the calculation also indicates that the energy enlargement of fusion-fission hybrid reactor is 6.5 and Polonium breeding rate is 1.35, it means that the reactor is able to also product large quantities energy and Polonium and they could be used by light water reactor. Meanwhile, fission-breed ratio, power distribution, tritium production rate distribution, Polonium breeding distribution of blanket blocks, and blanket block 14 are also calculated and acquired.

Keywords International Thermonuclear Experimental Reactor; casing; fast-fission breeding blanket; natural uranium pebble bed; lithium silicate pebble bed; neutronics

0 引言

能源问题一直以来都是制约人类发展的一个最重要的问题之一。然而作为可以永久地解决人类能源问题、干净的纯聚变能利用的实现可能还需要比较长的一段时间, 因此尽

早实现对聚变能的利用对人类社会的发展以及纯聚变的发展及最终实现具有重要意义。

为了尽早实现对聚变能利用, 早在 20 世纪 50 年代, 聚变混合堆的概念就被提了出来^[1-6]。聚变-裂变混合堆是一个用

收稿日期: 2012-06-28; 修回日期: 2012-07-04

基金项目: 国际热核聚变实验堆 (ITER) 计划专项 (2010GB111005)

作者简介: 赵奉超, 研究实习员, 研究方向为聚变堆, 电子信箱: zhaofc@swip.ac.cn

聚变中子源驱动的次临界装置,按其功能主要分为3种类型:(1)产能堆,以能量输出为主,直接用于电力生产;(2)增殖堆,主要目的是增殖核燃料,为运行的反应堆提供核燃料;(3)嬗变堆,主要功能是嬗变反应堆运行所产后的核废物,特别是锶系产物。

随着国民经济的发展,国内能源的需求将会越来越大,核能作为一种相对比较洁净的能源在国内能源发展规划中占有极其重要的地位。现在运行和在建的反应堆大部分为热中子堆,其只能以易裂变核素作为燃料,如铀-235(^{235}U),钚-239(^{239}Pu),然而 ^{235}U 在天然铀中只占不到0.7%,资源非常有限,而大量存在的 ^{238}U 则不能被大部分的反应堆所利用,致使铀资源的利用率非常低。鉴于国内铀资源有限,如何提高铀的利用率则成为国内核能是否能可持续发展的一个关键问题之一。

聚变-裂变增殖堆可以将自然界大量存在的 ^{238}U 转化成易裂变的 ^{239}Pu ,从而可以极大提高自然界中铀资源的利用率。因此,发展聚变-裂变增殖堆可以有效地缓解纯聚变实现之前国内的能源压力,为国民经济的发展提供动力。同时发展聚变-裂变增殖堆还可为将来纯聚变堆的实现和商用提供技术和工程经验,促进聚变技术的发展,加速纯聚变堆商用的实现。

聚变-裂变增殖堆作为混合堆发展的一个重要的方向一直受到人们广泛的重视。20世纪60—80年代,人们对增殖堆进行了大量研究^[7-24],但是由于受到聚变发展缓慢的影响,对聚变-裂变增殖堆的研究也逐渐缓慢下来。进入20世纪90年代,聚变的发展取得了一系列的重大进展,特别是国际热核实验堆(ITER)计划的实施,使混合堆的研究逐渐又回到了人们的视线中,聚变-裂变增殖堆的研究也再一次得到了人们的重视^[25-30]。

聚变-裂变增殖堆依据包层设计的不同又可以分为2种类型:(1)快裂变增殖堆(FDFBR),包层中核材料快裂变反应和增殖反应同时发生,有一定的能量输出;(2)抑制裂变增殖堆(FDSFBR),抑制包层中核材料裂变反应的发生,以增殖反应为主,基本上没有能量输出。

本文基于ITER的聚变堆芯参数提出了一个以天然金属铀球床为增殖燃料,用硅酸锂球床为氚增殖材料,用氦气作为冷却剂的套管结构的聚变-快裂变增殖堆(FFBR)的设计方案,并对其进行了初步中子学分析。

1 方法及程序

1.1 分析方法

聚变-裂变混合堆是一个由聚变驱动临界系统,因此设计分析的方法遵循下面的步骤:(1)确定聚变-裂变增殖混合堆类型;(2)选定聚变堆芯(中子源);(3)选择包层材料,包括结构材料、中子增殖材料、氚增殖材料、反射层材料及屏蔽材料;(4)根据聚变堆芯及材料选择,提出包层的基本结构

设计;(5)对给定的包层设计进行一维中子学计算及优化设计;(6)对给定的一维方案进行三维建模及优化分析;(7)给出最终的设计方案及参数。

1.2 分析程序

设计分析过程中主要进行的是中子学的稳态计算,所使用的中子学计算程序为MCNP^[31];计算中使用的核截面数据库为FENDL 2.1^[34]和MCNP自带的截面数据库。在最终设计方案中,计算所使用的中子源为500MW的ITER的标准中子源^[35]。

2 快裂变增殖堆FFBR初步中子学设计

2.1 堆芯参数的选择

在设计之初,考虑到国内现在运行的堆的燃料循环为铀-钚循环,具有完善的工业循环系统,因此增殖的设计以使用 ^{238}U 增殖 ^{239}Pu 为基础。由于 ^{238}U 的裂变截面没有域能,对于抑制裂变增殖堆(SFBR,如以钍-232为增殖材料的SFBR)并没有太大的优势;另外一个非常重要的原因是在混合堆中要同时实现燃料的增殖和氚自持,这就需要在包层中有大量的中子增殖,FFBR概念中快裂变会放出比较多的中子,易于实现中子的大量增殖;而在SFBR的概念中由于裂变被抑制,增殖材料中的中子增殖主要依靠倍增(n, xn)反应,这会造成中子增殖能力的不足,需要在包层中使用额外的中子增殖剂。现在所知的中子增殖材料中,铍是最好的选择,而铍资源十分有限。同时,由于增加了中子倍增剂,包层的设计会因材料的增加而变得相对比较困难。

众所周知,ITER的堆芯设计的能量增益 Q 为10,可以满足聚变-快裂变增殖堆的经济性要求,因此,在这里直接选择了ITER堆芯作为设计中聚变-快裂变增殖堆聚变中子源。ITER的堆芯参数^[36]如表1所示。

表1 ITER DT脉冲运行参数
Table 1 Parameters of ITER DT inductive scenario

大半径/m	6.2	平均中子壁负载/($\text{MW}\cdot\text{m}^{-2}$)	0.56
小半径/m	2.0	最大中子壁负载/($\text{MW}\cdot\text{m}^{-2}$)	0.78
拉长比	1.85	聚变功率/MW	500
三角变形	0.48	辅助加热功率/MW	50
燃烧时间/s	500	聚变增益	10

2.2 包层设计

包层是聚变-裂变混合堆实现其设计功能的结构,因此包层的设计在整个混合堆设计中至关重要,特别是包层的中子学设计尤为关键,因为它设计情况决定了混合堆能否实现(是否可以实现氚自持)并且是包层其他方面设计(如热工水力、结构设计等)的基础。

2.2.1 结构及材料的选择

在包层设计中采用了球床套管的结构设计。在这个设计中套管为冷却剂的第一承压边界,包层的外壳作为包层内套

管出现破口事故时的第二承压边界,可以在一定程度上提高堆运行的安全性。在燃料选择方面,选择了金属铀或铀合金球床作为增殖燃料和中子倍增剂,这主要是考虑到金属铀或铀合金具有较高的热传导系数,利于包层的冷却;而球床则可以有效的缓解燃料辐照肿胀的影响,同时还可以容纳裂变气体。对于氚增殖剂则选择目前聚变堆和 ITER TBM 设计中广泛使用的硅酸锂球床^[37-39]。由于硅酸锂具有较好的释氦性能,与材料的相容性较好,不存在磁流体(MHD)效应,硅酸锂作为最有可能用在聚变堆上的氚增殖剂材料一直倍受关注。国内核工业西南物理研究院、中国工程物理研究院、中国科学院上海硅酸盐研究所等科研机构都在积极开展相关的工作,并取得了很大进展^[40]。冷却剂选为氦气。由于在聚变-快裂变增殖堆内,中子倍增主要来自 ^{238}U 的快裂变和相关核的 (n, xn) 反应。快裂变和 (n, xn) 反应都需要比较硬的能谱,而氦气的中子截面比较小,能够保证包层内的中子能谱相对较硬,有利于中子的增殖,进而保证混合堆的氚自持;另外,氦气作为未来聚变堆的候选冷却剂和高温气冷堆的冷却剂一直被广泛研究和应用,具有一定的工程和技术基础。第一壁材料选用的为低活化铁素体钢,反射层材料为石墨,屏蔽材料为 80%铁和 20%的水,套管材料在一维计算中使用过 316 钢或锆,在三维模型中为了提高中子学性能使用锆。

2.2.2 一维计算及优化

基于第 2.2.1 节的选择,对聚变-快裂变增殖堆进行了简单的一维模型建模,并对初始稳态的一维中子学性能进行计算和优化。

对于套管考虑了直角平行六面体(图 1(a))和六棱柱(图 1(b))两种结构。对这两种最小重复单元的结构,从图 1 可以得到,在对边距离相等(假设对边距离为 $2R$)的情况下,直角平等六面体结构中心到其边界的最大距离为 $\sqrt{2}R$,而六棱柱结构则为 $2R/\sqrt{3}$ 。直角平行六面体的距离约为六棱柱距离的 1.225 倍,这会增加铀球床的中子共振自屏,从而降低氚增殖性能。同时由于距离的增加也会增加铀球床的冷却难度。因此,设计中采取六棱柱结构。

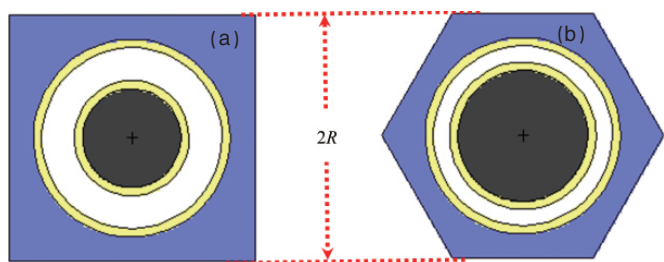


图 1 两种套管结构的最小重复单元示意图

Fig. 1 Sketch map of minimum repeat unit of two kinds of casing structures

由于使用套管结构,套管的方向则有两个选择:(1) 平行于中子来向,即套管沿 Tokamak 径向插入方式(图 2(a));(2) 垂

直于中子来向,即套管沿 Tokamak 周向或极向环绕(图 2(b))。

对六棱柱结构的这两种可能的套管方向,在一维计算中进行了分别计算分析与比较。一维模型中第一壁厚度为 3cm,增殖区厚度为 40cm。中子学计算的一维模型如图 2 所示。

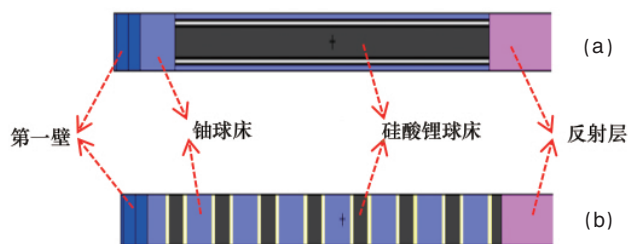


图 2 一维中子学模型示意图

Fig. 2 Sketch map of one-dimension neutronics model

在计算模型中,第一壁中低活化铁素体钢的体积为 68.6%;铀球床的填充率为 60%;硅酸锂球床的填充率为 58.5%, ^6Li 浓缩度为 80%;反射层厚度为 20cm;屏蔽厚度为 40cm;套管材料为 316L 钢,冷却剂为氦气。

通过计算分析可以得到以下结果:

- (1) 对两种方向的都可以优化到比较好的中子学结果;
- (2) 为了达到较高的氚增殖比 TBR,平行和垂直于中子来向的两种方案包层的前端可以加一定厚度的铀层(图 2);
- (3) 反射层的厚度对包层的中子学性能,尤其是 TBR 影响比较大;
- (4) 相对于垂直方案,平行方案在径向中子泄漏比较严重,需要更厚的反射层和屏蔽层;
- (5) 要达到相同的 TBR,相对于垂直方案,平行方案前端所需铀层的厚度更大,有更大功率峰值,不利于包层的冷却和结构设计;
- (6) 在 TBR 相同的情况下,平行方案有更高的能量放大倍数、裂变率、增殖率和增殖裂变比。

考虑以下 3 个因素:(1) Tokamak 装置的可用空间非常有限,特别是超导 Tokamak 装置,过多的径向泄漏将给屏蔽带来巨大困难;(2) 前端过厚的铀层厚度会增加冷却和结构设计难度;(3) 垂直中子来向的方案更有利于径向结构设计及优化。因此,包层的结构设计更倾向于垂直于中子来向的方案。

中子学优化后的最小重复单元的结构如图 3 所示,六棱柱的对边距离为 3cm,氚增殖区的半径(套管内管内径)为 8mm,套管壁厚 1mm,套管外管外径为 12mm,套管流道径向为 2mm。

同时,对于上面垂直与平行与中子来向两种模型,分别对第一壁和增殖区都使用氦气冷却、第一壁和增殖区都使用水冷却和第一壁使用氦气冷却增殖区使用水冷却 3 种情况进行计算比较。混合冷却的方式可以很大程度提高氚产生率,

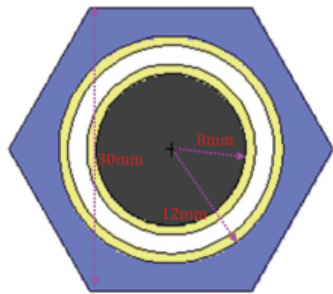


图3 最小重复单元的横截面图
Fig. 3 Sketch map of optimized casing profile

但是混合冷却的增殖裂变比却最低;水冷则可以抑制 ^{238}U 的快裂变,从而具有较低的能量放大倍数 M ;氦气冷却的能量放大倍数和增殖裂变比都是最大的,最符合设计要求,具有一定的能量产出和较高的增殖效率(如表2所示)。

2.3 三维计算分析

根据上面垂直方案的设计,对基于 ITER 堆芯的快裂变增殖堆进行了三维中子学建模,并对三维模型进行了计算和分析。

2.3.1 计算模型描述

由于 Tokamak 环向对称,可以将其在环向均匀等分,作

表2 不同冷却剂主要参数的计算结果

Table 2 Main parameter computing results of different coolants

参数	氦气冷却		氦气+水冷却		水冷却	
	平行	垂直	平行	垂直	平行	垂直
TBR	1.32	1.32	1.48	1.42	1.28	1.27
M	7.69	6.70	7.01	5.92	5.95	5.09
裂变率	0.816	0.697	0.748	0.617	0.613	0.509
^{239}Pu 增殖率	1.76	1.44	1.38	1.08	1.24	0.981
增殖裂变比	2.16	2.06	1.84	1.75	2.02	1.93

注:以上结果为归一到一个聚变中子的结果。

Note: All results are normalized to be per fusion neutron.

为模块化设计的模块单元。在三维模型的建模过程中,为了计算和建模的方便,选取了环向 5° 角作为建模对象,不考虑两侧结构材料的影响;套管的方向为沿 Tokamak 极向环绕,垂直于中子来向;内外包层采取了一致的设计方案。模型中考虑偏滤器的影响,其中子学模型采用了 ITER 偏滤器模型(图4)。由于 ITER 设计中内包层可使用的空间约为 100cm,因此,在三维设计与建模中,包层模块的厚度设计确定为 100cm。与一维模型相比,第一壁、反射层和屏蔽层的厚度保

持不变,将增殖区的厚度减少 3cm,变为 37cm。所以三维模型中包层中第一壁、增殖区、反射层和屏蔽层的厚度分别为 3、37、20 和 40cm,总厚度为 100cm。为了分析结果绘图的方便,对环绕等离子体的包层模块沿顺时针方向进行了编号(图4(a)),同时也对增殖区中重复单元沿距第一壁距离增加的方向进行编号(图5)。

2.3.2 计算结果及分析

针对所建立的三维模型,使用 ITER 标准中子源,在聚变

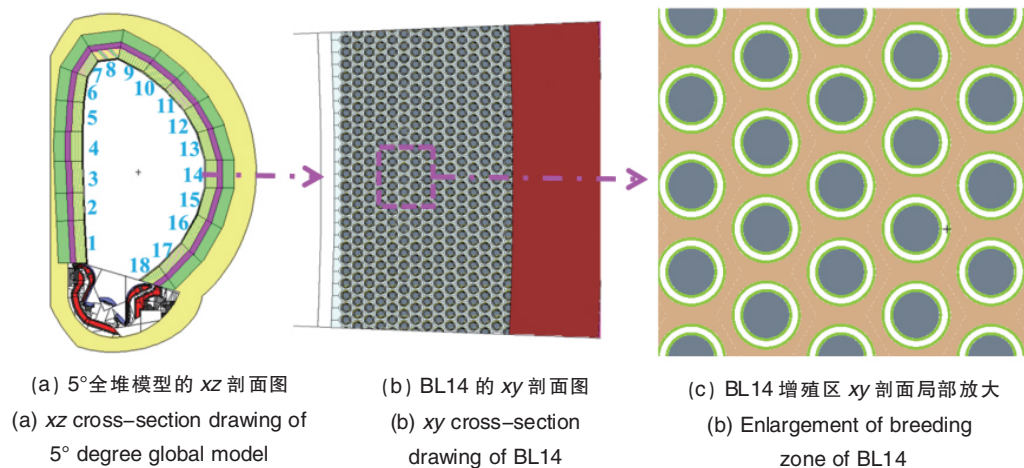


图4 三维中子学模型剖面图
Fig. 4 Profile of three-dimension neutronics model

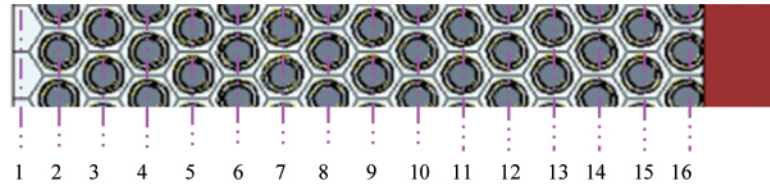


图5 包层模块增殖区重复单元编号

Fig. 5 Repeat unit numbering of breeding block

功率为 500MW 时,对聚变-快裂变增殖堆进行计算分析。

2.3.2.1 第一壁中子壁负载及能量沉积

根据所建立的三维模型,首先针对不考虑包层模块的模型计算了包层模块的平均第一壁中子壁负载的分布。包层模块的第一壁平均中子壁负载为 $0.557\text{MW}/\text{m}^2$,最大值出现在外侧第 14 个包层模块上,为 $0.768\text{MW}/\text{m}^2$,最小值出现在第 6 个包层模块上,为 $0.258\text{MW}/\text{m}^2$,进入偏滤器的中子的比例为 6.69%。考虑包层模块的影响,包层模块的第一壁平均中子壁负载为 $0.656\text{MW}/\text{m}^2$,最大值出现在外侧第 14 个包层模块上,为 $0.981\text{MW}/\text{m}^2$,最小值出现在第 6 个包层模块上,为 $0.418\text{MW}/\text{m}^2$,通过偏滤器与等离子体交界面进入偏滤器的中子的比例为 7.69%。如图 6 所示,图中横坐标 19 表示偏滤器模块。同时,还得出包层模块的平均第一壁中子能量沉积分布。包层模块的第一壁平均中子能量沉积为 $3.03\text{MW}/\text{m}^3$,最大值出现在外侧第 14 和 15 个包层模块上,分别为 3.58 和 $3.59\text{MW}/\text{m}^3$,最小值出现在第 6 个包层模块上,为 $2.12\text{MW}/\text{m}^3$ 。

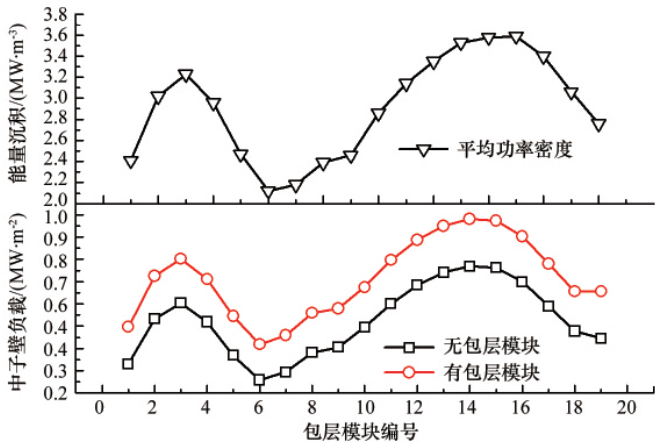


图6 第一壁功率密度及中子壁负载分布

Fig. 6 Distribution of power density and neutron wall load of first wall

2.3.2.2 包层模块的功率密度及增殖裂变比

计算同时给出包层模块的平均功率密度、氚产生率、 ^{235}U 裂变率、 ^{238}U 裂变率、 ^{239}Pu 增殖率及增殖裂变比等参数随包层模块编号的变化。但是,由于 18 个包层模块的大小并不一致,TPR、 ^{235}U 裂变率、 ^{238}U 裂变率、 ^{239}Pu 增殖率等与体积相关的量只是一个随编号的分布,并不代表真实空间密度分布,

而平均功率密度和增殖裂变比两个参数则可以代表空间密度分布。平均功率密度与增殖裂变比的变化趋势相反,在平均功率密度最大的包层模块,增殖裂变比最小;在平均功率密度最小的包层模块,增殖裂变比则最大。包层模块增殖区平均功率密度最大的模块在外侧为 13、14 和 15 模块,为 $12.0\text{MW}/\text{m}^3$ 左右,其中 15 模块最大,为 $12.3\text{MW}/\text{m}^3$;在内侧模块 3 的平均功率密度最大,为 $11.0\text{MW}/\text{m}^3$;平均功率密度最大的位置处于赤道平面略微向下的部位(图 7)。

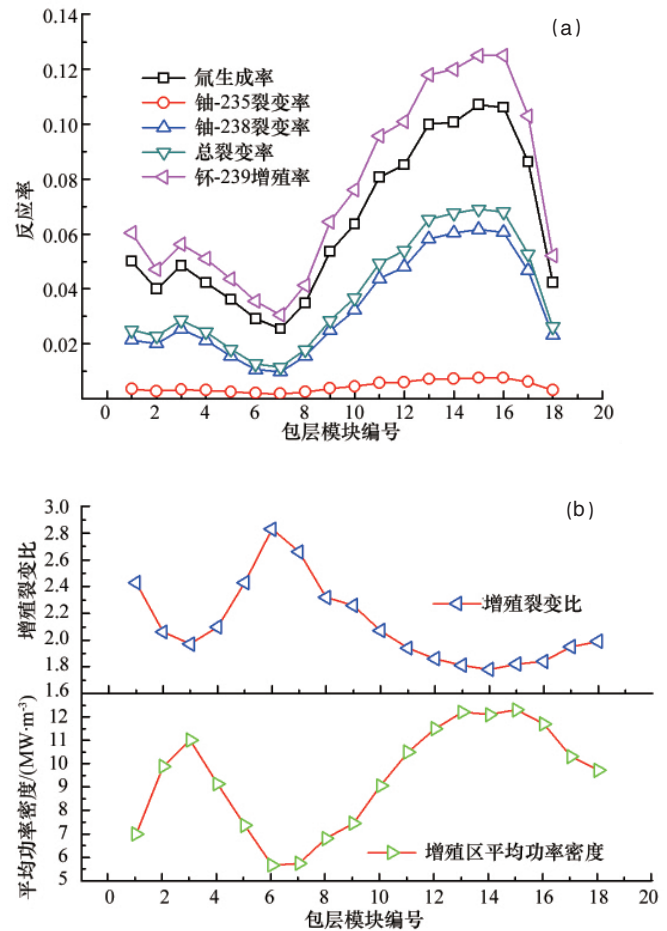


图7 包层模块的反应率(a)和增殖裂变比、平均功率密度(b)

Fig. 7 Reaction rate (a) breed-fission ratio and average power density (b) of breed block

2.3.2.3 第 14 个包层模块

针对第 14 个包层模块 BL14, 计算给出了功率密度、氚产生率、²³⁵U 裂变率、²³⁸U 裂变率、²³⁹Pu 增殖率及增殖裂变比等参数在径向方向随编号的变化。由于重复单元的大小一致(1 和 16 号除外, 它们并不完整), 计算所得参数的分布均代表真实

的空间密度分布。由图 8 可以看出, 增殖区中铀球床的功率远高于其他结构的功率密度; 反射层对后端硅酸锂球床的氚产生率、功率密度和 ²³⁵U 的裂变率的影响较大, 有较大提升。铀球床、硅酸锂球床和套管的最大功率密度分别为 60.6, 6.21 和 2.81 MW/m³。

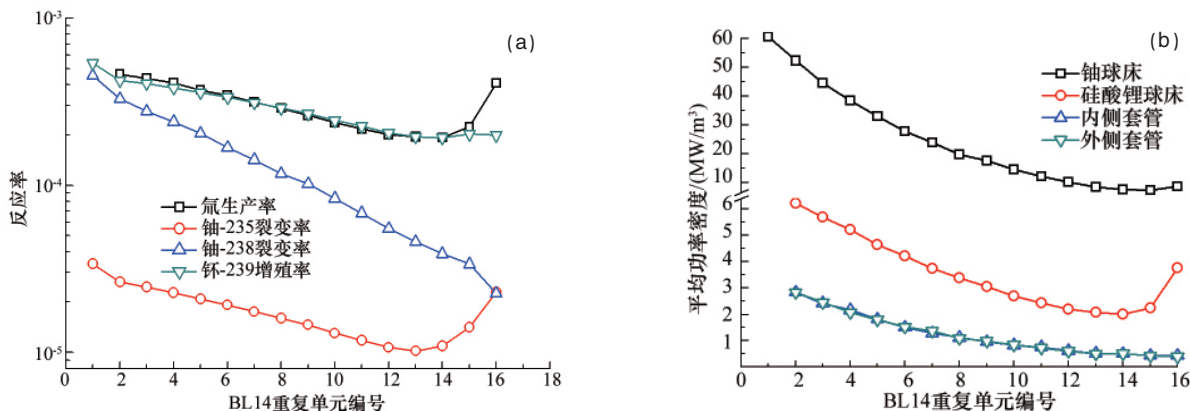


图 8 BL14 反应率 (a) 和功率密度 (b) 分布

Fig. 8 Distribution of reaction rate (a) and power density (b) in BL14

2.3.3 增殖堆包层的主要中子学参数

通过第 2.3.2 节的计算, 得到了基于 ITER 堆芯, 套管球床结构的聚变-快裂变增殖堆包层的主要中子学设计参数,

反应率采用归一到一个聚变源中子的数据, 功率密度为聚变功率为 500MW 时的数据。具体参数如表 3 所示。

表 3 聚变-快裂变增殖堆的主要设计参数

Table 3 Main design parameters of fusion fast-fission hybrid reactor

TBR	1.133	包层第一壁平均功率密度/(MW·m ⁻³)	3.03
能量放大倍数	6.5	包层增殖区模块平均功率密度/(MW·m ⁻³)	9.97
有效增殖系数	0.249	包层增殖区模块最大平均功率密度/(MW·m ⁻³)	12.3
增殖裂变比	1.99	BL14 铀球床最大平均功率密度/(MW·m ⁻³)	60.6
²³⁸ U 裂变率	0.598	BL14 硅酸锂球床最大平均功率密度/(MW·m ⁻³)	6.21
²³⁵ U 裂变率	0.0796	BL14 套管内壁最大平均功率密度/(MW·m ⁻³)	2.84
²³⁹ Pu 增殖率	1.35	BL14 套管外壁最大平均功率密度/(MW·m ⁻³)	2.84

3 结论

基于国际热核实验堆的堆芯参数和套管球床结构, 利用 MCNP 等中子学计算程序对聚变-裂变增殖堆包层的进行了初步中子学设计、分析与优化。计算表明, 聚变-快裂变增殖堆包层的初步中子学设计方案可以满足氚自持等设计要求。此外, 包层设计方案还具有较大的 ²³⁹Pu 增殖率与能量放大倍数, 能同时生产大量的能量与 ²³⁹Pu。同时, 计算和分析得到了 k_{eff} 、增殖裂变比及功率密度分布等重要参数, 为进一步进行中子学的优化设计及包层的热工水力及结构设计提供了依据; 可以为聚变-快裂变增殖堆的整体设计及相关的经济性、安全性分析提供相关的基础数据。

参考文献 (Reference)

- [1] Powell P F. Proposal for a driven thermonuclear reactor[R]. California Research and Development Company, LWS-24920, 1953.
- [2] Imhoff D H, Harker W H, Bjorklund F E, et al. A driven thermonuclear power breeder[R]. California Research and Development Company, CR-6, 1954.
- [3] Lawson J D. A survey of some suggested methods of realising fusion reactors[R]. Harwell, Berks, AERE Report GP/M 185, 1955.
- [4] Weale J W, Goodfellow H, McTaggart M H, et al. Measurements of the reaction rate distribution produced by a source of 14 MeV neutrons at the center of a uranium metal pile[J]. *Journal of Nuclear Energy, Parts A/B. Reactor Science and Technology*, 1961, 14(1-4): 91-99.
- [5] Lidsky L M. Fission-fusion symbiosis: General considerations and a

- specific example[M]//Nuclear fusion reactors. Abingdon: UKAEA Culham Laboratory, 1969: 41-54.
- [6] Lee J D. Neutronics of sub-critical fast fission blankets for D-T fusion reactors [C]//Proceedings 7th Intersociety Energy Conversion Engineering Conference. American Chemical Society, 1972: 1294.
- [7] Lee J D. Nuclear design of fast hybrid blankets [R]. DMFE Hybrid Reactor Meeting, Washington, D C, USA, 1977.
- [8] Jassby D L, Berwald D H, Garner J, et al. Fast-fission tokamak breeder reactors[J]. *Journal of Fusion Energy*, 1986, 5(3): 171-180.
- [9] Lee J D. Neutronic analysis of a 2500MW fast fission natural uranium blanket for a DT fusion reactor [R]. California University, Livermore Lawrence Livermore Lab, CONF-740402-P1, 1974.
- [10] Bethe H A. The fusion hybrid [J]. *Physics Today*, 1979, 32: 44, 45, 48-51.
- [11] Lee J D, Moir R W. Fission-suppressed blankets for fissile fuel breeding fusion reactors[J]. *Journal of Fusion Energy*, 1981, 1(3): 299-303.
- [12] Moir R W. The fusion-fission fuel factory [M]//Teller E. Fusion, vol 1. Academic Press, 1981: 411-451.
- [13] Berwald D H, Moir R W, Lee J D, et al. Fission-suppressed hybrid reactor-The fusion breeder [R]. Chapter VII, Fuel Cycle Technologies, LLNL Report UCID-19638, 1982.
- [14] Grady D, Berwald D, Garner J, et al. Preliminary conceptual design study of a suppressed fission tokamak hybrid [R]. Livermore, California: Lawrence Livermore National Laboratory, UCID-19733, 1983.
- [15] Moir R W, Lee J D, Neef W S, et al. Feasibility study of a fission-suppressed tokamak fusion breeder [R]. Livermore, California: Lawrence Livermore National Laboratory, UCID-20154, 1984.
- [16] Maniscalco J A, Berwald D H, Moir R W, et al. LLNL edward teller, hoover institute, the fusion breeder an early application of nuclear fusion [R]. Livermore, California: Lawrence Livermore National Laboratory, UCID-87801, 1984.
- [17] Maniscalco J A, Berwald D H, Campbell R B. Recent progress in fusion-fission hybrid reactor design studies [J]. *Nuclear Technology/Fusion*, 1981(1-4): 419-478.
- [18] Schultz K R. Gas-cooled fusion-fission hybrid reactor systems [J]. *Journal of Fusion Energy*, 1981, 1(2): 163-183.
- [20] Moir R F. Hybrid reactors [R]. Proceedings of the 11th Symposium on Fusion Technology, University of Oxford, UK, 1980.
- [21] Simpson J W, Richardson J M, Cohen R. Outlook for the fusion hybrid and tritium-breeding fusion reactor [M]. Washington D C: National Academy Press, 1987.
- [22] David D, Berwald H. Fusion breeder studies program [R]. Livermore, California: Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-15889, 1986.
- [23] Kastenber W E, Okrent D. Some safety studies for conceptual fusion-fission hybrid reactors[R]. California University, Los Angeles, EPRI-ER-548, 1978.
- [24] Richland B. Evaluations of fusion-fission (hybrid) concepts : Market penetration analysis for fusion-fission hybrids [R]. Richland, Wash: Battelle Pacific Northwest, EPRI-ER-469(PT.A), 1976.
- [25] 李寿楠. 聚变-裂变混合堆——中国发展增殖堆的道路 [J]. *物理*, 1987, 16(8): 487-493.
- Li Shounan. *Physics*, 1987, 16(8): 487-493.
- [26] 刘成安. 聚变裂变混合堆设计中的中子学问题[J]. *核物理动态*, 1995, 12(4): 61-63.
- Liu Cheng'an. *Trends in Nuclear Physics*, 1995, 12(4): 61-63.
- [27] 吴宜灿, 柯严, 郑善良, 等. 聚变驱动次临界堆的概念设计研究[J]. *核科学与工程*, 2004, 24(1): 73-80.
- Wu Yican, Ke Yan, Zheng Shanliang, et al. *Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering*, 2004, 24(1): 73-80.
- [28] Freidberg J P, Kadak A C. Fusion-fission hybrids revisited [J]. *Nature Physics*, 2009, 5(6): 370-372.
- [29] 彭先觉, 师学明. 核能与聚变裂变混合能源堆 [J]. *物理*, 2010, 39(6): 385-389.
- Peng Xianjue, Shi Xueming. *Physics*, 2010, 39(6): 385-389.
- [30] 刘成安, 师学明. 聚变-裂变能源混合堆的可行性及在我国核能发展中作用的分析[J]. *中国工程科学*, 2011, 13(3): 24-28.
- Liu Cheng'an, Shi Xueming. *Engineering Sciences*, 2011, 13(3): 24-28.
- [31] 栗再新, 冯开明, 张国书, 等. 氦气、水和熔盐冷却的混合堆中子学性能研究[J]. *原子科学与技术*, 2009, 43(S2): 223-226.
- Li Zaixin, Feng Kaiming, Zhang guoshu, et al. *Atomic Energy Science and Technology*, 2009, 43(S2): 223-226.
- [32] 程和平, 邵增, 梁志, 等. 聚变-裂变混合堆设计研究 [J]. *原子科学与技术*, 2009, 43(S2): 219-222.
- Cheng Heping, Shao Zeng, Liang Zhi, et al. *Atomic Energy Science and Technology*, 2009, 43(S2): 219-222.
- [33] Briesmeister J F. MCNP: A general monte carlo N-particle transport code version 4B [R]. Los Alamos, NM: Los Alamos National Laboratory, LA-12625-M, 1997.
- [34] International Atomic Energy Agency. FENDL-2.1, Fusion Evaluated Nuclear Data Library (Dec. 2004) [EB/OL]. [2012-05-30]. <http://www-nds.iaea.org/fendl21/>.
- [35] Polunovskiy E. SDEF card for the ITER standard neutron source (inductive operation scenario with 500MW of fusion power): ITER_D_2KS8CN [EB/OL]. [2012-05-30]. http://user.iter.org/?uid=ITER_D_2KS8N.
- [36] ITER. Plant Description (PD): ITER_D_2X6K67 V1.0, 2009[EB/OL]. [2012-05-30]. http://user.iter.org/?uid=ITER_D_2X6K67.
- [37] 冯开明. 可控核聚变与 ITER 计划[J]. *现代电力*, 2006, 23(5): 82-88.
- Feng Kaiming. *Modern Electric Power*, 2006, 23(5): 82-88.
- [38] 冯开明. ITER 实验包层计划综述[J]. *核聚变与等离子体物理*, 2006, 26(3): 161-169.
- Feng Kaiming. *Nuclear Fusion and Plasma Physics*, 2006, 26 (3): 161-169.
- [39] 冯开明. 中国氦冷固态增殖剂实验包层模块(CN HCCB TBM)设计描述报告(DDD)[R]. 成都: 核工业西南物理研究院, 2007.
- Feng Kaiming. Design description document for the chinese helium-cooled solider breeder (CN HCCB TBM) test blanket module [R]. Chengdu: Southwestern Institute of Physics, 2007.
- [40] 陈晓军, 王和义, 罗阳明, 等. CH HCSB TBM 中固体氦陶瓷增殖剂微球研究进展[J]. *核聚变与等离子体物理*, 2006, 26(3): 210-216.
- Chen Xiaojun, Wang Heyi, Luo Yangming, et al. *Nuclear Fusion and Plasma Physics*, 2006, 26(3): 210-216.

(责任编辑 刘志远)