

聚变裂变混合发电堆水冷包层中子学设计分析

蒋洁琼^{1,2}, 王明煌^{1,2}, 陈 忠^{1,2}, 邱岳峰^{1,2}, 刘金超^{1,2}, 吴宜灿^{1,2}, FDS 团队^{1,2}

(1. 中国科学院等离子体物理研究所, 安徽 合肥 230031;

2. 中国科学技术大学核科学技术学院, 安徽 合肥 230027)

摘要: 主要针对聚变裂变混合发电堆 FDS-EM 水冷包层的能量倍增因子 M 和氚增殖率 TBR 等中子学参数进行优化计算。FDS-EM 包层主要设计目标是在氚自持的基础上获得约 1 GW 的电功率, 并且尽可能长时间连续运行不换料。通过初步设计分析给出一个使用核废料(压水堆卸出的废料钚、钢系加上贫铀)作为裂变燃料, 能够实现氚自持、能量倍增因子约为 90 等设计目标, 且连续运行至少 10 年不换料的中子学方案。

关键词: 聚变; 包层; 混合堆; 中子学

中图分类号: TL61.3 文献标志码: A 文章编号: 0258-0918(2010)01-0065-07

Neutronics design and analysis of water-cooled energy production blanket for a fusion-fission hybrid reactor

JIANG Jie-qiong^{1,2}, WANG Ming-huang^{1,2}, CHEN Zhong^{1,2}, QIU Yue-feng^{1,2},
LIU Jin-chao^{1,2}, WU Yi-can^{1,2}, FDS Team^{1,2}

(1. Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, Hefei of Anhui Prov. 230031, China;

2. School of Nuclear Science and Technology, University of Science and Technology of China,
Hefei of Anhui Prov. 230027, China)

Abstract: Neutronics calculations were performed to analysis the parameters of blanket energy multiplication factor (M) and tritium breeding ratio (TBR) in a fusion-fission hybrid reactor for energy production named FDS-EM (Energy Multiplier) blanket. The most significant and main goal of the water-cooled FDS-EM blanket is to achieve the energy gain of about 1 GW with self-sustaining tritium, which can operate for as long as possible without fuel unloading and reloading. The preliminarily designed neutronics parameters for FDS-EM were presented, which show that the blanket loaded with the Nuclear Waste (transuranic from 33 000 MWD/MTU PWR and depleted uranium) for energy multiplication ($M \approx 90$) with tritium self-sufficiency can operate for at least

收稿日期: 2009-06-30; 修回日期: 2010-02-05

基金项目: 中科院知识创新工程重要方向项目; 中科院重大科学装备; ITER 计划专项项目

作者简介: 蒋洁琼(1980—), 女, 安徽人, 博士生, 现从事反应堆中子物理学设计研究

10 years without fuel unloading and reloading.

Key words: fusion; blanket; hybrid reactor; neutronics

为了应对能源短缺和环境污染等问题,人类需要寻找新的替代能源,核能是公认现实可行的可大规模替代常规能源的既清洁又经济的现代能源。聚变相关的最近实验进展和相关的理论进展已经证明了聚变能的可行性,但是普遍认为聚变能要实现商业应用还有很长的路要走。一些国家急速发展裂变工业应用,然而裂变将面临燃料短缺、安全和放射性废料等问题。聚变-裂变混合堆有许多潜在的优点:好的安全性、充足的燃料、降低对聚变及材料等方面的要求等^[1-3]。混合堆是有望成为解决大力发展裂变能带来的诸多问题的有效途径之一,同时也可作为推动永久清洁能源——纯聚变能商用化技术发展的重要台阶^[4]。国内外已经开展许多关于聚变-裂变混合堆的研究^[5-16],特别是近几年混合堆的研究格外受到国内外多家研究机构的青睐^[17-22]。FDS 团队最近提出了基于现有的或者适当外推的聚变技术和成熟的裂变压水堆技术的聚变裂变混合发电概念堆 FDS-EM (Energy Multiplier)^[23-25],并作为 FDS 系列概念堆^[19,26-30]之一开展相关设计研究。

本文是以 FDS-EM 包层的能量倍增因子 M (Multiplication factor)^[31] 和氚增殖率 TBR (Tritium Breeding Ratio) 等中子学参数为目标参数进行优化计算。表 1 列举了 FDS-EM 水冷发电包层的工程约束条件和优化设计目标。FDS-EM 的一个主要目标是在运行期间不进行装料换料操作的情况下,能够在尽可能长(10 a 或者更长)的时间内保持平稳的电功率输出,即在考虑泵功率、加热功率、系统辅助功率等消耗后希望能够获得净电功率约 1.0 GW。水作为冷却剂的热电转换效率约 33%,因此总热功率设计为 3.5~4.5 GW,如当聚变功率为 50 MW 时,期望 M 能够达到约 90;当聚变功率为 150 MW 时,期望 M 约为 30;当聚变功率为 500 MW 时,期望 M 约为 9。同时为满足聚变燃料氚自持需求,并考虑系统的氚泄漏和衰变,一般要求 $TBR \geq 1.05$ 。考虑到安全裕度和热工冷却能力的限制,中子有效倍增因子 (k_{eff}) 和最大的区平均功率密度 PD_{max} (the maximum Power Density averaged in each zone),分别为 $k_{eff} \leq 0.96$ 和 $PD_{max} \leq 100 \text{ MW/m}^3$ 。

表 1 FDS-EM 中子学设计原则和目标

Table 1 Main Constraints and Objectives of Neutronics Design Parameters for FDS-EM

参数	原则	目标
P_{fu}/MW	50/150/500	—
k_{eff}	≤ 0.96	安全裕度
$PD_{max}/(\text{MW/m}^3)$	≤ 100	热工冷却能力限制
TBR	—	≥ 1.05 (氚自持)
初装料量	$U_{D0} O_2$ (贫铀) PuO_2/MAO_2 (钷和钢系): 压水堆卸料平衡	尽可能小
M	—	50 MW 聚变功率: 约 90 150 MW 聚变功率: 约 30 500 MW 聚变功率: 约 9
燃料循环	—	尽可能长时间连续运行不换料

本文中第 1 部分介绍了 FDS-EM 水冷发电包层概念与中子学模型;第二部分是中子学方案设

计优化;第三部分在优化的基础上,进行燃耗分析和换料方案设计,初步给出一个能够满足氚自持、

能量倍增因子约为 90 等优化目标,且连续运行至少 10 a 不换料方案;最后给出了结论。

1 包层概念与中子学模型

本文的计算模型(一维简化模型见图 1)是基于 FDS-EM 的几何模型:大半径 $R=4\text{ m}$,小半径 $a=1\text{ m}$,拉长比 $k=1.7$ 。FDS-EM 包层系

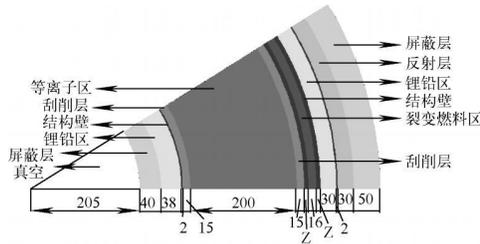


图 1 FDS EM 的一维径向简化模型示意图

Fig. 1 Radial Configuration of FDS EM

设计中选择的结构材料是低活化钢 RAFM 钢(如 CLAM: Chinese Low Activation Martensitic steel)^[32],其具有抗辐照性能和低活化放射性等优良品质。裂变材料采用的化学形式是氧化物。氧化物相对于金属燃料、氮化物燃料和碳化物燃料其具有大量的燃料堆内运行经验可以借鉴;氧化物具有较高的熔点和化学稳定性,而且其在空气中是稳定的,这可以降低工艺处理过程中对安全的需求。其中燃料形状设计成棒状,包壳材料使用的是锆合金。轻水作为冷却剂同时作为中子慢化剂;液态锂铅因高氙增殖能力和良好的导热性作为氙增殖剂同时用作自身冷却,铅同时可作为中子倍增剂。

本文计算选用核废料(裂变堆乏燃料)作为裂变燃料,其中核废料的定义是压水堆卸出的废料 Pu 和 LLMA (Long-Lived Minor Actinides) (装料按照同一商业压水堆卸出的比例来装,避免铀、钍系的再分离)加上贫铀。在选用核废料作为裂变燃料的情况下,考察 ① 外包层工作区不同的排放顺序;② 冷却剂不同的体积百分比;③ 聚变功率不同的大小等因素对 M 和 TBR 等中子学参数影响进行优化计算。

计算使用的程序是由 FDS 团队自主研发的大型集成多功能中子学计算和分析系统 VisualBUS^[33-34]。VisualBUS 是基于成熟计算核

心开发和网络环境构架的大型集成多功能中子学计算与分析系统。强大的计算能力和友好的用户界面使其可方便应用于反应堆物理设计、燃料管理优化、辐照屏蔽计算、核安全分析与环境影响评价等领域的中子、光子和电子模拟计算与分析。最基本的计算功能是实现一维到三维 S_N 、MC、 S_N /MC 耦合的输运计算以及多种方法的燃耗计算。使用的数据库是 HENDL^[35],包括分别适用于 S_N 方法的多群数据库 HENDL/MC 和 MC 方法的连续能量数据库 HENDL/MC,原始评价数据来自于国家上广泛使用的几大评价核数据库如 FENDL、ENDF/B、JENDL、JEF 和 BROND 等。本文给出的是基于一维简化近似处理的球模型(见图 1)的输运燃耗计算结果。各个区的功能与材料成分以及径向尺寸见表 2,其中模型 1 和模型 2 的区别见 2.1 节。

2 中子学方案设计优化

2.1 外包层功能区不同的排放顺序

之前的研究表明,为了增殖更多的氙 $Li_{17}Pb_{83}$ 中的 Li 需要浓缩^[36]。在本文中使用的 $Li_{17}Pb_{83}$,其 6Li 的丰度浓缩为 90%。为了获得高的 TBR 和 M ,分别考察了外包层产氙

表 2 轻水作为冷却剂的 FDS EM 模型的材料成分和径向尺寸

Table 2 Materials Composition and Radial Sizes of FDS EM (Water Cooled)

分区	材料(体积分数/%)	厚度/cm	
内包层			
第一壁	CLAM(75) + H ₂ O(25)	2	
氚增殖区	Li ₁₇ Pb ₈₃ (⁶ Li: 90%)(100)	38	
屏蔽层	CLAM(75) + H ₂ O(25)	40	
外包层			
第一壁	CLAM(75) + H ₂ O(25)	7(模型 1) 2(模型 2)	
燃料区	50 MW 聚变功率	H ₂ O(75) + PuO ₂ (8) + MAO ₂ (0.963) + U _{DU} O ₂ (6.037) + Zr(10)	17 (模型 1)
		H ₂ O(60) + PuO ₂ (11) + MAO ₂ (1.325) + U _{DU} O ₂ (17.675) + Zr(10)	
		H ₂ O(50) + PuO ₂ (11.7) + MAO ₂ (1.421) + U _{DU} O ₂ (26.779) + Zr(10)	
		H ₂ O(40) + PuO ₂ (12.33) + MAO ₂ (1.485) + U _{DU} O ₂ (36.185) + Zr(10)	
		H ₂ O(30) + PuO ₂ (12.2) + MAO ₂ (1.469) + U _{DU} O ₂ (36.331) + Zr(10)	
	150 MW 聚变功率	H ₂ O(60) + PuO ₂ (9.5) + MAO ₂ (1.144) + U _{DU} O ₂ (19.356) + Zr(10)	
	500 MW 聚变功率	H ₂ O(60) + PuO ₂ (2) + MAO ₂ (0.241) + U _{DU} O ₂ (27.759) + Zr(10)	
燃料区	500 MW 聚变功率	H ₂ O(75) + PuO ₂ (8) + MAO ₂ (0.963) + U _{DU} O ₂ (6.037) + Zr(10)	17 (模型 2)
		H ₂ O(60) + PuO ₂ (11) + MAO ₂ (1.325) + U _{DU} O ₂ (17.675) + Zr(10)	
		H ₂ O(50) + PuO ₂ (11.7) + MAO ₂ (1.421) + U _{DU} O ₂ (26.779) + Zr(10)	
		H ₂ O(40) + PuO ₂ (12.33) + MAO ₂ (1.485) + U _{DU} O ₂ (36.185) + Zr(10)	
		H ₂ O(30) + PuO ₂ (12.2) + MAO ₂ (1.469) + U _{DU} O ₂ (36.331) + Zr(10)	
	150 MW 聚变功率	H ₂ O(75) + PuO ₂ (8) + MAO ₂ (0.963) + U _{DU} O ₂ (6.037) + Zr(10)	
		H ₂ O(60) + PuO ₂ (11) + MAO ₂ (1.325) + U _{DU} O ₂ (17.675) + Zr(10)	
		H ₂ O(50) + PuO ₂ (11.7) + MAO ₂ (1.421) + U _{DU} O ₂ (26.779) + Zr(10)	
		H ₂ O(40) + PuO ₂ (12.33) + MAO ₂ (1.485) + U _{DU} O ₂ (36.185) + Zr(10)	
		H ₂ O(30) + PuO ₂ (12.2) + MAO ₂ (1.469) + U _{DU} O ₂ (36.331) + Zr(10)	
	500 MW 聚变功率	H ₂ O(60) + PuO ₂ (9) + MAO ₂ (1.084) + U _{DU} O ₂ (19.916) + Zr(10)	
结构壁	CLAM(75) + H ₂ O(25)	7/2(模型 1) 7/7(模型 2)	
锂铅区	Li ₁₇ Pb ₈₃ (⁶ Li: 90%)(100)	25(模型 1) 25(模型 2)	
反射层	C(100)	30	
屏蔽层	CLAM(75) + H ₂ O(25)	50	

工作区和产生能量的工作区排放顺序不同,即裂变燃料区靠近等离子体区(模型 1)和锂铅区靠近等离子体区(模型 2)。对于模型 1,裂变燃料区是安排在靠近等离子体区、锂铅区远离等离子体区,而对于模型 2,锂铅区是安排在靠近等离子体区而裂变燃料区是远离等离子体区。

表 3 给出模型 1 和模型 2 的 k_{eff} , M , TBR , PD_{max} 等中子学计算参数,其中聚变功率是 50 MW 和 150 MW 的方案中,根据水的体积百分比优化结果(详见 2.2 节)只给出水的体积百分比为 60% 的计算结果。

据表 3,从聚变功率为 50 MW 的计算结果

知,当裂变燃料区和铍铅区排放顺序不同时,两种排放顺序得到的 TBR 均能满足氙自持,但是当裂变燃料区靠近等离子体区时,其 M 值比

铍铅区靠近等离子体区的 M 值大。而对于聚变功率为 150 MW 和 500 MW,在裂变燃料区靠近等离子体的模型中,则均不能实现氙自持。

表 3 FDS EM 包层优化计算的中子学参数

Table 3 Parameters of Neutronics Optimized Calculation of Blankets for FDS EM

方案	燃料区靠近等离子体区(模型 1)					铍铅区靠近等离子体区(模型 2)				
聚变功率	50 MW									
H ₂ O 百分比	75	60	50	40	30	75	60	50	40	30
功率/ (GW _e /GW _{th})	1.05/ 3.19	1.20/ 3.64	1.19/ 3.62	1.16/ 3.53	1.10/ 3.33	0.34/ 1.02	0.37/ 1.13	0.33/ 1.00	0.34/ 1.04	0.30/ 0.90
k_{eff}	0.95	0.95	0.95	0.95	0.95	0.94	0.94	0.94	0.94	0.93
$PD_{max}/(MW/m^3)$	79.7	57.8	57.5	56.0	52.6	14.0	15.8	13.9	14.5	12.3
TBR	1.12	1.35	1.42	1.49	1.64	1.30	1.35	1.34	1.37	1.37
M	79.7	91.0	90.5	88.1	83.2	25.4	28.4	25.1	26.0	22.5
聚变功率	150 MW									
H ₂ O 百分比	75	60	50	40	30	75	60	50	40	30
功率/ (GW _e /GW _{th})	—	2.24/ 6.80	—	—	—	1.02/ 3.06	1.11/ 3.39	0.99/ 3.00	1.02/ 3.12	0.9/ 2.70
k_{eff}	—	0.95	—	—	—	0.94	0.94	0.94	0.94	0.93
$PD_{max}/(MW/m^3)$	—	107.0	—	—	—	42.0	47.3	41.7	43.5	37.0
TBR	—	0.90	—	—	—	1.30	1.35	1.34	1.37	1.37
M	—	56.6	—	—	—	25.4	28.4	25.1	26.0	22.5
聚变功率	500 MW									
H ₂ O 百分比	75	60	50	40	30	75	60	50	40	30
功率/ (GW _e /GW _{th})	—	2.68/ 8.12	—	—	—	—	2.16/ 6.55	—	—	—
k_{eff}	—	0.81	—	—	—	—	0.90	—	—	—
$PD_{max}/(MW/m^3)$	—	125.0	—	—	—	—	88.3	—	—	—
TBR	—	0.42	—	—	—	—	1.23	—	—	—
M	—	20.3	—	—	—	—	16.4	—	—	—

2.2 冷却剂不同的体积百分比

为了考察裂变燃料中冷却剂水的比例高低对 neutron 学参数 TBR 和 M 等值的影响,表 3 给出了当聚变功率为 50 MW 时,水的体积百分比为 75%、60%、50%、40%、30% 的计算结果。

从计算结果可以看出,在满足氙自持的前提下,水的比例不同得到 M 值不同,其中当水的体积百分比相对较高为 60% 时,得到的 M 值较大,如聚变功率为 50 MW,在模型 1 和模

型 2 中,水的体积百分比均为 60%, M 最大分别为 91.0 和 28.4;进一步由聚变功率是 150 MW,模型 2 的计算结果知,水的百分比同样为 60% 得到的 M 最大,为 28.4。

2.3 聚变功率不同的大小

从理论上,同一个系统其包层能量倍增因子和聚变功率的大小没有关系,但是若考虑工程冷却能力的限制条件,在不同的聚变功率下,包层得到的能量倍增将可能因为受到限制条件

的影响而不同。此处考察在满足工程冷却能力限制条件下,不同的聚变功率大小对系统的 TBR 和 M 值等参数的影响。

从表 3 结果知,当聚变功率为 50 MW 时,对于模型 1,水的体积百分比分别为 75%、60%、50%、40% 时,均能满足氚自持和达到产生能量的目标,即 M 约为 90,其中水的体积百分比为 60% 的方案, M 值最高为 91;当聚变功率为 150 MW 时,对于模型 1,系统生产的氚则不能实现自持,而对于模型 2,当水的体积百分比为 60% 时, TBR 能够同时满足氚自持和产生能量的目标, M 为 28.4;当聚变功率为 500 MW 时,对于模型 1,系统生产的氚不能实现自持,而对于模型 2,当水的体积百分比为 60% 时,系统能够同时满足氚自持和产生能量的目标,考虑到工程冷却能力的限制后, M 可达

16.4。

3 燃料分析与换料方案

基于上述优化结果,选用外包层裂变燃料区靠近等离子体、锂铅区远离等离子体的模型,裂变燃料使用核废料,水的体积百分比为 60%、聚变功率是 50 MW 的方案为基础,进行了燃料计算分析。为了得到尽可能长时间内,满足氚自持条件和平稳地输出电功率,对方案进行了优化,迭代计算后得到了燃料区和锂铅区的厚度分别为 16 cm 和 30 cm,裂变燃料区的燃料体积百分比分别是: $U_{D_2O_2}$ 是 17.137%、 PuO_2 是 11.48%、 MAO_2 是 1.383%、 Zr 是 10%、 H_2O 是 60%。表 4 初步给出连续运行 10 a 不换料方案的中子学计算结果。

表 4 FDS EM 随时间变化的中子学参数

Table 4 Main neutronics parameters as a function of time variants

燃耗时间/年	k_{eff}	$P_{th}/(GW)$	$PD_{max}/(MW/m^3)$	M	TBR
0	0.953	3.64	61.5	91.1	1.42
1	0.953	3.66	61.9	91.6	1.43
2	0.957	3.79	64.0	94.8	1.48
3	0.958	3.93	66.3	98.2	1.52
4	0.960	3.99	67.5	99.9	1.55
5	0.960	3.96	67.0	99.1	1.53
6	0.960	3.93	66.4	98.2	1.52
7	0.957	3.67	61.9	91.7	1.43
8	0.956	3.44	58.0	85.9	1.35
9	0.951	3.24	54.7	81.0	1.28
10	0.947	3.02	50.8	75.4	1.20
平均	—	3.66	—	91.5	1.43

计算结果表明,系统能够不装料卸料连续运行至少 10 a: 10 a 后燃耗深度达到 80.515 MWD/T(HM),最大有效增殖系数没有超过 0.96 的限值(能够满足安全裕度的目标),最大的区平均功率密度为 67.5 MW/m³(在热工水力冷却能力范围之内),氚增殖率能够满足氚自持需要(TBR 约 1.43),足够高的能量倍增因子(平均 M 约 91.5),意味着能获得约 1.0 GW

的净电功率。

4 结论

在选用核废料(裂变堆乏燃料)作为裂变燃料时,由以上优化计算结果可得出初步结论:

1) 聚变功率为 50 MW 时,当采用裂变燃料区靠近等离子体区和锂铅区靠近等离子体区两种不同的模型时,两种不同的模型得到的

TBR 均能实现氙自持,但是当裂变燃料区靠近等离子体区时,其 M 值比锂铅区靠近等离子体区模型的 M 值大。而对于聚变功率为 150 MW 和 500 MW,在燃料区靠近等离子体的模型中,则均不能实现氙自持,对于 150 MW 和 500 MW 的聚变,要想同时实现氙自持和能量生产目标则要采用锂铅区靠近等离子体的模型结构。

2) 在满足氙自持要求的前提下,水的比例不同得到 M 值不同,其中当水的体积百分比比较高如 60% 时,得到的 M 值较大。

3) 聚变功率为 50 MW 或者更高,水冷包层在氙自持的基础上,能够获得高的能量倍增,即能够获得约 1 GW 的电能等优化目标。

综上,在优化计算的基础上,初步给出一个在安全裕度、热工冷却能力等限制条件下,能够满足氙自持、能量倍增因子约 90 等设计目标,且连续运行至少 10 a 不换料的中子学方案。

本文只是对 FDS-EM 的一个初步的设计分析,而基于工程可行的更长时间(> 10 a) 换料方案特性研究和方案的详细优化以及对包层结构等优化设计正在研究中。本文计算使用的是一维中子输运燃耗程序,可以较快地探索规律和进行定性分析,下一步将在此基础上进行精确的计算研究。

参考文献:

- [1] D J Bender. Performance parameters for fusion fission power systems[J]. Nucl Technol, 1979, 44: 381-389.
- [2] WU Y C. A Fusion Neutron Source Driven Subcritical Nuclear Energy System A Way for Early Application of Fusion Technology[J]. Plasma Science and Technology, 2001, 3 (6): 1085-1092.
- [3] Wu Y C, Qian J P, Yu J N. The Fusion Driven Hybrid System and Its Material Selection[R]. Journal of Nuclear Materials, 2002, 307-311: 1629-1636.
- [4] 吴宜灿, 邱励俭. 聚变中子源驱动的次临界清洁核能系统——聚变能技术的早期应用途径[J]. 核技术, 2000, 23(8): 519-525.
- [5] Lee J D, Moir R W. Fission-suppressed blankets for fissile fuel breeding fusion reactors[J]. J Fusion Energy, 1981, 1: 299-303.
- [6] B R Leonard Jr. A review of fusion fission (hybrid) concepts[J]. Nucl Technol, 1973, 20: 161-178.
- [7] L M Lidsky. Fusion systems (hybrid) symbiotic

and augean[J]. Nucl Fusion, 1975, 15: 151-173.

- [8] Tenney F H, Bathke C G, Price Jr W G, et al. A systems study of tokamak fusion fission reactors[R]. PP-PL-1450, Princeton Plasma Physics Laboratory, 1978.
- [9] Bethe H A. The fusion hybrid[J]. Phys, 1979: 44-51.
- [10] Abdel-Khalik S I, Jansen P, Kessler G, et al. Impact of fusion fission hybrids on world nuclear future[J]. 1981: 1-11.
- [11] Taczanowski S, Domanska G, Cetnar J. Fusion driven transmutations of nuclear waste a misconception or an incentive for promotion of fusion energy[J]. Fusion Eng Des, 1998, 41: 455-460.
- [12] Huang J H, Qiu L J. Detailed conceptual design of the fusion experimental breeder[J]. Fusion Eng Des, 1998, 41: 597-603.
- [13] Nifenecker H, David S, Loiseaux J M, et al. Hybrid Nuclear Reactors, Progr. Part. Nucl. Phys. 43 (1999) 683-827.
- [14] Hoffman E A, Stacey W M. Nuclear and fuel cycle analysis for a fusion transmutation of waste reactor[J]. Fusion Eng Des, 2002, 63-64: 87-91.
- [15] Serikov A, Shatalov G, Sheludjakov S, et al. Possibility of fusion power reactor to transmute minor actinides of spent nuclear fuel[J]. Fusion Eng Des, 2002: 63-64: 93-99.
- [16] Wu Y. Progress in Fusion driven Hybrid System Studies in China[J]. Fusion Eng Des, 2002, 63-64: 73-80.
- [17] 吴宜灿, 柯严, 郑善良, 等. 聚变驱动次临界堆概念设计研究[J]. 核科学与工程, 2004, 24(1): 72-80.
- [18] Murata I, Yamamoto Y, Shido S, et al. Fusion driven hybrid system with ITER model[J]. Fusion Eng Des, 2005, 75-79: 87-87.
- [19] Wu Y, Zheng S, Zhu X, et al. Conceptual design of the fusion driven subcritical system FDS-I[J]. Fusion Eng Des, 2006, 81: 1305-1311.
- [20] Wu Y, FDS Team. Conceptual design activities of FDS series fusion power plants in China[J]. Fusion Eng Des, 2006, 81: 2713-2718.
- [21] Stacey W M. Georgia Tech Studies of Subcritical Advanced Burner Reactors with a D-T Fusion Tokamak Neutron Source for the Transmutation of Spent Nuclear Fuel[J]. J Fusion Energy, 2009.
- [22] Feder T. Need for clean energy, waste transmutation revives interest in hybrid fusion fission reactors[J]. Phys Today, 2009, 62: 24-27.
- [23] Wu Y, Jiang J, Chen H, et al. The Fusion Fission Hybrid Reactor for Energy Production[R]. A Practical Path to Fusion Application, presented at the 22nd Int Conf on Fusion Energy, 2008.

(下转第 77 页)

出版社, 1994.

- [26] Bob van der Schaaf, Petersen C, De Carlan Y, et al. High dose, up to 80 dpa, mechanical properties of Eurofer 97[J]. Journal of Nuclear Materials, 2009, 386-388: 236-240.
- [27] 孙丽君. 工程流体力学[M]. 北京: 中国电力出版社, 2005.
- [28] Hoffman M A, Carlson G A. Calculation techniques for

estimating the pressure losses for conducting fluid flows in magnetic fields Rep UCRL-51010[J]. Lawrence Livermore Laboratory, 1971.

- [29] ITER Material Property Handbook[M]. 2006.
- [30] Incropera F P, Dewitt D P, Bergman T L, et al. 传热和传质基本原理[M]. 第六版. 北京: 化学工业出版社, 2007.

(上接第 71 页)

- [24] Wu Y, Jiang J, Wang M, et al. Re-Evaluation of Fusion Fission Hybrid Reactors for Energy Production, Fuel Breeding and Waste Transmutation[J]. Presentation at the 3rd IAEA Technical Meeting on First Generation of Fusion Power Plants Design and Technology, 2009.
- [25] Wu Y, Jiang J, Bai Y, et al. Fusion Fission Hybrids Driven Research in China[R]. Presented at the Fusion Fission Research Needs Workshop, 2009.
- [26] Wu Y, Qiu L, Chen Y. Conceptual Study on Liquid Metal Center Conductor Post in Spherical Tokamak Reactors[J]. Fusion Eng Des, 2000, 51-52: 395-399.
- [27] Qiu L J, Wu Y C, Xiao B J, et al. A Low Aspect Ratio Tokamak Transmutation System [J]. Nucl Fusion, 2000, 40(3): 629-633.
- [28] Wu Y, FDS Team. Conceptual design of the China fusion power plant FDS II [J]. Fusion Eng Des, 2008, 83: 1683-1689.
- [29] 吴宜灿, 刘松林, 陈红丽, 等. 聚变高温制氢反应堆概念设计研究[J]. 核科学与工程, 2008, 28(1): 1-9.
- [30] Wu Y, FDS Team. Fusion Based Hydrogen Production Reactor and Its Material Selection[J]. Journal of Nuclear

Materials, 2009, 386-388: 122-126.

- [31] Cheng E T. Blanket Concepts for Alternate Fusion Energy [R]. Options Fusion Engineering, Twenty First IEEE/NPS Symposium, 2005.
- [32] Huang Q Y, Wu Y C, Li J G, et al. Status and Strategy of Fusion Materials Development in China[J]. Journal of Nuclear Materials, 2009, 386-388: 400-404.
- [33] 吴宜灿, 李静惊, 李莹, 等. 大型集成多功能中子学计算与分析系统 VisualBUS 的研究与发展[J]. 核科学与工程, 2007, 27: 365-373.
- [34] Wu Y, FDS Team. The CAD-based 4D Neutronics Simulation and Analysis for Fusion/Fusion Fission Systems [R]. Invited presentation at the 9th International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-9), 2009.
- [35] JIANG J, XU D, ZHENG S, et al., Integral Data Benchmark of HENDL2.0/MG Compared with Neutronics Shielding Experiments [J]. Plasma Sci Technol, 2009, 11: 625-631.
- [36] Li J, Zheng S, Zeng Q, et al. Preliminary neutronics design of the dual-cooled lithium lead blanket for FDS II [J]. Fusion Eng Des, 2005, 75-79: 715-719.