

⑬ 55-58

聚变实验嬗变堆包层中子学概念设计研究^①吴宜灿^② 陈义学

(中国科学院等离子体物理研究所 合肥 230031)

TL941

TL649

摘要 基于聚变实验装置(JET)及其物理实验已达到的D-T等离子体参数水平,在一维燃耗计算和分析的基础上,给出了氦自持、年可处理11个左右标准压水堆(3000MW)年产的长寿命锕系元素和一定数量裂变产物的聚变实验嬗变堆包层初步的中子学概念设计方案。这种包层可设计成超长寿命并具有好的安全性和经济性。

关键词 核废料, 聚变, 嬗变, 中子学

概念设计

JET

0 引言

近年来,聚变理论和实验均取得了重大进展(如在JET(欧洲)^[1]、TFTR(美国)^[2]、JT60U(日本)^[3]等大型装置上的实验已基本接近或达到聚变点火条件),其科学可行性得到了验证,并在JET上取得了16MW以上的聚变功率,TFTR上 Q_{DT} 已达1.05。目前,验证聚变工程的可行性已提到议事日程上来,欧、美、日、俄正在用已取得的实验结果和定标律进行国际热核实验堆ITER的工程设计^[4]。一般认为纯聚变能的商业化要在下个世纪中叶以后才能实现,因而寻找聚变有效的早期应用途径就显得非常有意义。混合堆(用于生产核燃料和用于高放废物嬗变处理)作为聚变的早期应用显示了巨大的潜力^[5,6],尤其是在用于高放废物嬗变方面。美国Boeing公司和ARIES研究组最近的综合评估研究显示,在聚变的十几种潜在应用中,以废物嬗变最有吸引力^[7]。通过“分离/嬗变”(P/T-Partition/Transmutation)最终处置长寿命高放废物的概念早在60年代就已提出^[8],后来,国际上开展了一系列这方面的研究和评价^[9-11]。自1990年以来,国内有关单位在利用聚变中子处理长寿命放射性废物方面做了大量有特色的研究工作,引起了国际同领域的广泛关注,这些工作证实了利用聚变中子处理长寿命放射性废物技术的可行性和优越性^[12-16]。

本文工作的目的是通过设计计算演示基于已有聚变实验装置所达到的聚变等离子体物理参数及技术水平,利用聚变中子嬗变(处理)裂变核电站所产生的长寿命放射性废物的中子学可行性。

聚变实验嬗变堆(FDT-E; Fusion-Driven Experimental Transmuter)利用Tokamak堆芯D-T聚变反应所产生的14 MeV高能中子在包层内使长寿命锕系废物核(^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm)裂变或使其子俘获产物裂变而“燃烧”掉,同时也可使长寿命裂变产物(^{129}I , ^{99}Tc , ^{135}Cs)发生中子俘获反应而生成短寿命或低毒性核素,并且也可利用中子与包层中Li的反应增殖氦来维持堆芯D-T反应所消耗的氦。由于长寿命裂变产物(^{129}I , ^{99}Tc , ^{135}Cs)有较大的热中子吸收截面,相对较易嬗变处理;而中等寿命裂变产物(^{90}Sr , ^{137}Cs)由于有极小截面,对其嬗变需很高中子通量,但经特别设计的混合堆则有此优势,详见参考文献[12]。本文着重于长寿命锕系废物核(^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm)的嬗变。

FDT-E堆芯等离子体物理参数水平与工程规模与JET及其实验已经达到的水平相当,表1是FDT-E、JET及正在进行工程设计可能即将建造的ITER的主要参数。为方便比较,表中列入

① 863计划和国家自然科学基金资助项目。

② 男,1964年生,博士、副研,研究方向:反应堆物理;联系人。

(收稿日期:1998-06-16;修订日期:1998-10-15)

了用于生产核燃料的聚变实验增殖堆(FEB)的参数^[5]。从表中可知,FDT-E对堆芯的技术要求比ITER设计水平低得多。

表1 FDT-E、FEB、ITER和JET主要参数比较

参数/装置	FDT-E	FEB	ITER	JET
大半径/m	2.8	4.0	8.0	2.7-2.9
小半径/m	1.0	1.0	2.8	1.0-1.2
离子温度/keV	/	10	11	~10
电子密度/m ⁻³	/	1.1×10 ²⁰	1.3×10 ²⁰	6×10 ¹⁹
燃烧时间/sec	连续/长脉冲	连续	>100-∞	2~5
D-T中子产生率/n·sec ⁻¹	7.8×10 ¹⁸	5.1×10 ¹⁹	5.3×10 ²⁰	5.7×10 ¹⁸
中子壁负荷 P _w /MW·m ⁻²	0.2	0.42	1.0	~0.2
D-T聚变功率/MW	22	143	1500	16
聚变能量增益 Q _{DT}	/	2.9	>15	~1
运行负荷因子	0.15/0.50	0.50	>0.15	/

1 包层方案设计

包层是嬗变堆最关键的部件之一

一,其设计原则包括安全性(一定次临界度,事故快速卸料等)、氚自持(氚增殖比 T>1)以及尽可能多地嬗变锕系元素(MA-Minor Actinides)和裂变产物(FP-Fission Products)。实验堆的设计同时要求在现有技术条件或近期能达到的技术条件的基础上进行。

在广泛分析、优化研究的基础上,给出了FDT-T氦气冷却包层的设计参数,其环形包层的小圆截面径向分区及材料分布列于表2。整个包层及第1壁系统采用在聚变堆设计领域已有广泛技术基础的316奥氏体不锈钢(316 SS)作结构材料。在等离子体与第1壁间可有一层石墨瓦(或涂层),以减轻第1壁上的辐照损伤与热负荷,延长第1壁寿命。安排3个不同的MA嬗变子区是为了在一定程度上展平包层的空间功率密度分布(可安排不同的燃料浓度或燃耗深度),也可通过合适的传热设计而展平温度的空间分布。MA可按其在PWR乏料中

表2 包层小圆截面径向分区及材料分布

分区	径向厚度(cm)	材料及所占体积份额
等离子体	100.0	真空
刮削层	15.0	真空
石墨涂层	0.1	C:1.00
第1壁	1.0	SS316:0.70;He气:0.30
第1MA嬗变区	5.0	SS316:0.05;NpAmCm:0.09;Pu:0.01;C12:0.0375;He气:0.82
壁	0.5	SS316:1.00
第2MA嬗变区	7.0	SS316:0.05;NpAmCm:0.10;Pu:0.01;C12:0.0375;He气:0.81
壁	0.5	SS316:1.00
第3MA嬗变区	9.0	SS316:0.05;NpAmCm:0.11;Pu:0.01;C12:0.0375;He气:0.80
壁	1.0	SS316:1.00
氚增殖区	13.0	SS316:0.05;Li ₂ O:0.65;He气:0.30
壁	1.0	SS316:1.00
FP嬗变区	30.0	SS316:0.07;C12:0.80;He气:0.10;Cs135:0.01;Tc99:0.01;I129:0.01
壁	1.0	SS316:1.00
反射层	5.0	C12:1.00
壁	10.0	SS316:0.70;He气:0.30

NpAmCm实际成份比例以合适的形式存在(如碳化物等),而嬗变区中Pu的存在一方面可在一定程度上增殖中子,另一方面可利用它优化调节系统次临界度(K_{eff}),包括其随燃耗深度的变化在一定范围内确保输出热功率恒定。初装料Pu可来自PWR乏燃料中,亦可来自军用过剩Pu。核燃料可以类似于高温气冷堆中球床形式存在,亦可以小颗粒形式存在,石墨或TiN可选作包覆材料。

高能中子经 MA 燃烧区增殖和减速后到达 Li_2O 氚增殖区,除少量高能中子对 ^7Li 发生 $(n, n'T)$ 反应生成氚外,中低能中子与 ^6Li 发生 (n, T) 反应是主要的产氚反应,氚的增殖能力以氚的增殖比 T 来衡量。氚增殖区后是 FP 嬗变区,到达该区的低能中子经过石墨的进一步热化后与具有较大热中子俘获截面的长寿命 FP (^{129}I 、 ^{99}Tc 、 ^{135}C) 反应最终生成无害核素或低毒性短寿命核素。整个包层系统是用高压 He 气直接流经燃料球床或燃料颗粒而冷却各种发热元件,因而有很好的传热效率,He 气是惰性气体,有很好的中子学、物理和化学性能。在紧急事故情况下,燃料可以借重力迅速从包层底部卸出,保证整个系统的安全。

作为实验堆,在下面的设计计算中考虑包层空间有效利用率为 50%,堆运行时间可靠性因子为 50% 和 15% 两种情况。

2 计算与分析

参考上述基本设计方案,考虑一维小圆柱几何模型,采用核嬗变计算软件 BITH 及配套数据库 BITH-LIB^[17]。计算所得主要中子学参数见表 3,诸 MA 核归一化质量(按初装 MA 总质量归一)随燃耗时间变化见图 1。从表 3 可知,考虑了有效空间利用率和时间利用率

后,包层年可烧掉 MA 约 400kg,FP 约 30kg,包层总热功率约为 750MW。考虑 300MW-PWR 年产 MA 约 35kg,因而所设计包层的 MA 嬗变能力约为 11 (年平均可处理 11 个 300MW-PWR

年产 MA),支持比约为 45 (年可处理 45 个同等热工率 PWR 年所产生的 MA)。同时又发现,尽管各种 MA 核质量随时间变化较大(见图 1),上述优化的基本设计方案的 K_{eff} 及热功率随时间变化却很小,这对保证恒定功率输出有益。而这正是在包层中加入了合适比例的 Pu,起到了调节系统 K_{eff} 及功率的作用。在实验堆的整个寿命期内(假设堆满功率运行时间 15 年,实际工作时间为 30 年),重金属(MA 及 Pu)燃耗深度为 40%, K_{eff} 变化幅度很小(2% 以内),热功率变化幅度在 10% 以内,因此,因实验堆有低负荷运行因子,运行期内无需换料和再处理(分离),可大大节省费用,这也是长寿命包层方案所期望的。如考虑运行负荷因子为 0.15 (即 ITER 设计值),则 FDT-E 的 MA 处理能力为 3,堆寿期末 MA 燃耗深度约为 7%。

表 3 包层主要中子学计算结果

堆运行时间/年	0.0	1.0	5	10.0	15.0
累积 MA 嬗变量/kg [*]	0.0	354	2080	4199	6047
累积 Pu 嬗变量/kg ^{*&}	0.0	-106	-847	-1640	-2167
累积 FP 嬗变量/kg [*]	0.0	29	145	305	470
MA 燃耗深度/%	0.0	1.5	7.4	15.4	40.0
FP 燃耗深度/%	0.0	1.1	5.7	12.0	18.4
氚增殖比 T^*	1.62	1.65	1.75	1.92	1.90
系统 K_{eff}	0.91	0.91	0.92	0.93	0.92
峰值功率密度 $P_{\text{max}}/W \cdot \text{cm}^{-3}$	87.4	84.7	88.7	93.8	87.2
包层热功率 $P_{\text{th}}/\text{GW}^*$	0.72	0.70	0.75	0.78	0.72

* 考虑 0.5 * 0.5 的有效时间及空间利用率

& 负号表示 Pu 增殖

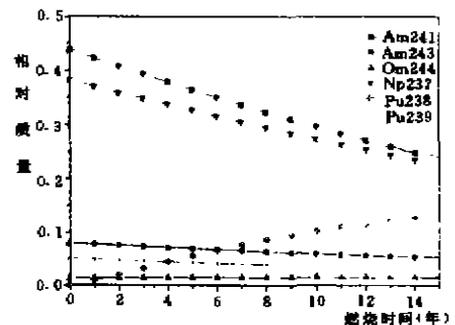


图 1 MA 各核随时间燃耗过程

3 结论

前述方案设计和计算表明：(1) 基于聚变实验装置已达到的堆芯参数水平，经优化设计的包层可达到预期的设计目标，即氦自持、年可处理 11 个（假设运行负荷因子为 0.5）和 3 个（假设运行负荷因子为 0.15）标准压水堆（3000MW-PWR）年产生的长寿命锕系元素和一定数量的裂变产物。(2) 经优化设计的包层，有可能使堆运行期间无需换料和再处理（分离），并使系统 K_{eff} 及热功率输出基本保持恒定，即长寿命包层概念，可大大降低对工程的要求，节省费用而提高经济效率。(3) Pu 的引入可起调节系统 K_{eff} 和热功率水平的作用（一定大小但尽可能不随时间变化），初装料 Pu 可来自 PWR 的乏料，亦可来自军用过剩 Pu。实验堆寿期末所增殖的 Pu 可供商用嬗变堆使用。该计算基于中子壁负荷 $0.2\text{MW}/\text{m}^2$ 情况。当聚变中子源强度较高时，嬗变效果会更好。

参考文献：

- [1] JET-P(97)46, JET posters presented at the 39th Annual Meeting, APS Division of Plasma Physics, Pittsburgh, USA; 1997
- [2] Goldston R J. Physics of steady-state advanced tokamak. Princeton Plasma Physics Laboratory
- [3] Ushifusa K. Recent Results on JT60U experiments. 1996
- [4] ITER detailed design report (draft). 1996
- [5] 中国实验混合堆详细概念设计, 1991—1995. 中科院等离子体物理所研究设计组和核工业西南物理研究院. 1996
- [6] 吴宜灿, 岳勋俭等. 中国核科技报告, CNIC-00761, ASIPP-0037. 北京: 原子能出版社, 1993
- [7] Wagner L M and the ARIES Team, the Boeing Company. Assessment of markets and customers for fusion applications, presented at the 17th IEEE NPSS Symposium on Fusion Engineering. San Diego, California; 1997
- [8] Steinberg M, et al. Neutron burning of long-lived fission products for waste disposal. BNL-8558, 1964
- [9] Groff A, et al. A Preliminary assessment of partitioning and transmutation as a radioactive waste management concept. ORNL/TM-5808, 1997
- [10] Croff A, et al. Actinide partitioning-transmutation program final report. Vol. I, Overall Assessment, ORNL/TM-5566, 1980
- [11] Evaluation of actinide partitioning and transmutation. IAEA Technical Report, Series 214, 1982
- [12] 吴宜灿, 邱勋俭. 核科学与工程, 1994, 14(1)
- [13] Qiu L, Wu Y, Xu Q, et al. Transmutation of ⁹⁰Sr using fusion-fission hybrid reactors. In: Proc. of the 14th IAEA Inter. Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, IAEA-CN-56/G-2-4. Wurzburg, Germany, 1992, 391~398
- [14] Qiu L, Yang Y, Wu Y, et al. A compact tokamak transmutation reactor for treatment of high level wastes (HLW). presented at 15th IAEA Inter. Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research. Seville, Spain; 1994
- [15] Qiu L, Guo Z, Xiao B, et al. A compact tokamak transmutation reactor, presented at the IAEA 16th Fusion Energy Conference, F1-CN-64/GP-2B. Montreal, Canada; 1996
- [16] Qiu L, Wu Y, Xiao B, et al. A low aspect ratio tokamak fusion neutron drive transmutation system, presented at the IAEA 17th Fusion Energy Conference, Yokohama, Japan; 1998
- [17] 肖炳甲, 邱勋俭, 吴宜灿. 核科学与工程, 1997, 17(4)

Neutronics Conceptual Study on Blanket of Fusion Driven Experimental Transmuter

Wu Yican, Chen Yixue

(Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031)

Abstract

A preliminary conceptual design of blanket of Fusion-driven Experimental Transmuter (FDT) is presented on the basis of the level of parameters of JET tokamak plasma core (a neutron wall loading of $0.2\text{MW}/\text{m}^2$). The long-lived actinides produced by about 11 standard 3000MW-PWRs and the long-lived fission products of tens of kilograms could be transmuted safely and economically in the blanket.

Key words: Nuclear wastes, Fusion, Transmutation, Neutronics