

①

357-363

第18卷 第4期

核科学与工程

Vol. 18 No. 4

1998年 12月 Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering

Dec. 1998

# 混合堆作为一种新型洁净核能系统的概念研究

肖炳甲 邱励俭

(中国科学院等离子体物理所)

TL46

关键词 混合堆 嬗变 增殖 洁净核能

## 1 引言

核能是一种经济能源,如果解决好安全问题,其相对危害将远小于燃煤火力电厂。核能主要包括两方面:核聚变与核裂变。聚变能几乎是取之不尽、用之不竭的,将是人类能源问题的最终出路。目前,受控核聚变研究的基本状况是,物理可行性接近解决而工程技术可行性及商业可行性将需要很长一段时间,估计到下世纪中下叶,人类才有可能用上聚变能源。美国的 TFTR 及欧洲的 JET 装置上产生了 10MW 的聚变功率及  $10^{18}$  n/脉冲的中子输出,但产生能量增益及稳态运行仍需要走相当远的路程。近期内,裂变能的开发利用将是我国能源战略的主要方向之一。裂变能的发展,首先需要解决核燃料的增殖,由于铀资源仍然是有限的,而目前的热堆只能利用铀资源中 1% 的能量,因此,要有效地利用铀资源,就需要解决核燃料的增殖问题,此外裂变堆产生的高放废物的安全处理处置问题,也是制约裂变能利用的重要因素。

目前,处置高放废物的主要途径有:地质深埋、送往太空以及嬗变转化。地质深埋是将高放废物埋到地质结构稳定的地层深处。从本质上说,并没有减少放射性危害,而且将存在长时期的风险。送往太空的方案尽管设想较好,但费用昂贵,而本身风险极大。前两种方案还是对核资源的一种极大浪费。

分离与嬗变将是高放废物处置的理想方案。所谓分离与嬗变是指将乏燃料中的高放废物进行分离出来,按特殊工艺进行燃料元件制造,然后送往特制的反应器或堆中燃烧,使其嬗变为毒性较小或寿命较短的核素,从而减少和消除放射性。

既然聚变存在着负的能量增益的问题,而裂变堆则存在着安全、燃料不足或不能充分利用和放射性废物处置的问题,那么,如果把两者结合起来,则可同时解决两者的问题。我们通常认为聚变是富中子、贫能量,而裂变恰恰相反是贫中子、富能量,两者的结合即聚变-裂变混合堆。聚变过程将产生 14MeV 中子,如果选择合适的堆芯参数从而产生相当高的聚变中子壁负载并且在包层中辅以一定的中子增益和能量增益,从而降低聚变堆芯对能量增益的要求,加快聚变能利用的进程。混合堆还可以担当起增殖核燃料、处理核废料,以及生产能量的要求,从而加

1996年11月18日收到。

357

速裂变能的利用。长期以来,我们从事聚变-裂变混合堆的工作,已完成了增殖核燃料混合堆的概念设计(1986—1990)<sup>[1]</sup>以及扩大的概念设计(1991—1995)<sup>[2]</sup>,同时自1990起,中科院合肥等离子体物理所进行了处理高放废物混合堆的概念设计的研究<sup>[3]</sup>,实际上,在处理核废料的过程中,证明混合堆包层可对聚变中子源的功率有较高的放大,从混合堆这一途径上实现了C. Rubbia提出的能量放大器(EA)<sup>[4]</sup>的设想。

本文在FEB(实验混合堆)设计<sup>[1,2]</sup>及文献[1,4]的基础上,进一步提出,利用紧凑环托卡马克聚变堆芯作为驱动器,驱动次临界包层,在同一包层内实现裂变燃料增殖、氦自持及嬗变少量锕系元素和裂变产物,同时,实现较大的功率增益。进而使得混合堆作为一种新型的洁净核能系统。

## 2 驱动器-聚变堆芯

为了对高放废物进行有效的嬗变,文献[4]指出,通过包层的优化及加入可裂变材料如Pu,可以将对驱动器-聚变堆芯的中子壁负载的要求,降低到 $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ (相当于 $2.2 \times 10^{11}\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ )。

几十年来,从事聚变研究的科学家们,孜孜以求高 $\beta$ 、高约束性能以及稳态运行的受控核聚变模式。十年前,人们找到一种堆型——紧凑托卡马克结构,但由于当时的等离子产生过程中的一些不确定性,这种概念并未引起足够的重视和详细的讨论研究。如今,美国的CDX-U、HIT及英国的START装置上的试验表明,等离子体可在此种装置上可靠地建立。基于低环径比托卡马克的良好特性,合肥等离子体物理所提出了利用低环径比的托卡马克聚变堆芯作为驱动器,在包层中实现高放废物的转化的概念<sup>[1]</sup>。

图1给出合肥紧凑环托卡马克嬗变堆的原理图。表1列出了该装置的堆芯参数,同时为了比较还列出了美国的TFTR及欧洲的JET的参数。可以看出,我们的设计指标与TFTR和JET接近。

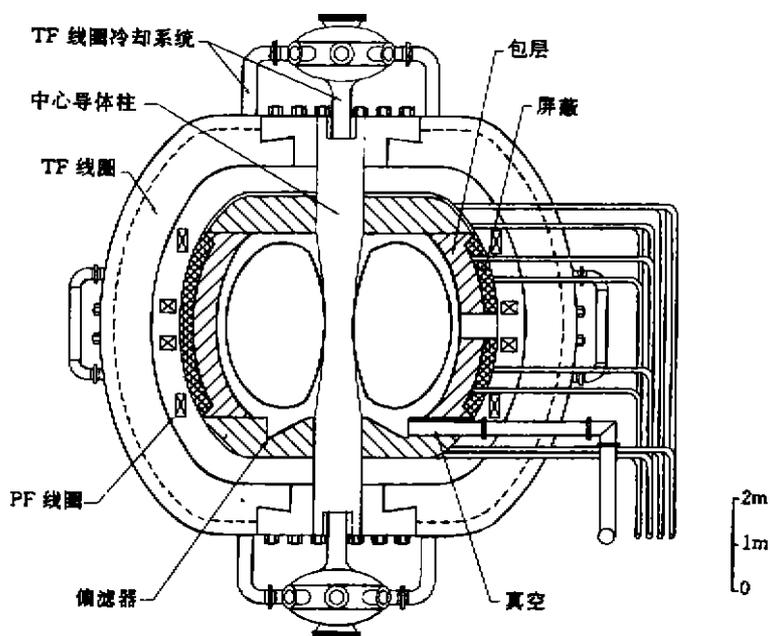


图1 低环径比托卡马克嬗变堆平面图

Fig. 1 The schematic view of hefei low-A Tokamak transmutation reactor

文献[5,6]对低环径比托卡马克聚变驱动器在偏滤器物理及工程、等离子体约束及性能、 $\alpha$ 粒子的输运以及中心导体柱等关键问题上进行了研究。主要结论是:

- (1) 紧凑环托卡马克构形提供了使用较低纵场的可能性;
- (2) 可用简单的极向场系统实现较大的等离子体拉长比,维持较高的等离子体电流;
- (3) 可望获得较好的等离子体约束性能,能量约束时间较长;
- (4) 小环径比对 $\alpha$ 粒子加热等离子体的效率影响甚微;
- (5) 小环径比有利于氦灰的排出;
- (6) 紧凑环托卡马克拥有自然偏滤器,自然偏滤拥有较宽的刮削层,大大降低了偏滤器靶板的损伤;
- (7) 中心导体柱的工程问题不比常规托卡马克装置严重。

表 1 低环径比托卡马克嬗变堆的堆芯参数及其与 TFTR 和 JET 的比较

Tab. 1 The comparison of the core parameters of hefei low-A Tokamak transmutation reactor with TFTR and JET

	紧凑托卡马克装置	TFTR	JET
大半径 $R$ ,m	1.4	2.9	3.0
小半径 $a$ ,m	1	0.9	1.2
等离子体电流 $I_p$ ,mA	8.7	2	5
环向磁场 $B$ ,T	2.5	5	2.8
等离子体边界 $q$	6.5		
平均密度 $n_e, 10^{22}m^{-3}$	1.1	0.3	0.4
平均温度 $T$ ,keV	9.5	20	10
等离子体体积 $m^3$	50	50	50
自举电流份额	0.4	0.4	0.4
聚变功率 $P_{fus}$ ,MW	50	9	15
驱动功率 $P_d$ ,MW	50	30	15
中子壁负载 $P_w, MWm^{-2}$	0.5	0.2	0.2

表 2 用 Pu 作中子增殖剂时的包层 1-D 几何及材料构成  
Tab. 2 The Composition of the blanket with Pu as neutron multiplier

区号	分区的功能描述	宽度, cm	材料构成及其体积百分比
1	聚变堆芯	100	真空
2	第一壁	0.5	SS-316(70%)
3	少量铜系核废物嬗变	40	SS-316(5%),NpAmCm(4.9%),Pu(1.6%),Zr(1%)
4	壁	0.5	SS-316(80%)
5	氚增殖	5	SS-316(5%),天然 $Li_2O$ (5%)
6	壁	0.5	SS-316(80%)
7	可裂变材料增殖	10	SS-316(5%),天然 U(55%)
8	壁	0.5	SS-316(80%)
9	裂变产物嬗变	20	SS-316(5%), $^{137}Cs$ (3%), $^{135}I$ (3%), $^{99}Tc$ (4%)
10	反射层	40	C(75%),Be(15%)

对堆芯研究的结论是,低环径比托卡马克堆为先进的聚变堆芯,我们给出的设计基于现有的实验及其装置,预期将来能够实现。

### 3 包层设计及中子学分析

表 2 列出用 Pu 中子增殖剂时包层的一维分区及材料构成。其中 Np Am Cm 及 Pu 的同位素构成按照轻水堆乏燃料的同位素构成。Np Am Cm 和 Pu 作成锆合金。设计选用奥氏体不锈钢(SS-316)作为结构材料,天然  $Li_2O$  作为氚增殖剂,天然铀增殖可裂变燃料 Pu,高压氦气作为冷却剂。

考虑到我国有丰富的钍资源,我们还给出一种 Th-U 循环的包层,即用 $^{232}Th$ 增殖可裂变燃料 $^{233}U$ ,用 $^{238}U$ 作为嬗变的增殖剂。该方案只需将表 2 少量铜系废物嬗变区中的 Pu

(1.6%)换为<sup>235</sup>U(1.1%)及可裂变材料增殖区中的天然U换为<sup>232</sup>Th

用BITH<sup>[6]</sup>程序对上两种方案进行计算,表1-6及图2-7给出计算结果,可以看出,在两种设计中可分析得到:

**表3 1GWY轻水堆乏燃料中的长寿命少量锕系元素及裂变产物<sup>a</sup> ( $T_{1/2} > 25a$ )**

Tab. 3 The fission products and minor Actinides with half-life time greater than 25 year contained in the spent fuel of 1GW,Y LWR

核素	质量,kg	半衰期 $T_{1/2},a$
<sup>75</sup> Se	0.17	$6.5 \times 10^4$
<sup>90</sup> Sr	13.48	29
<sup>92</sup> Zr	23.30	$1.5 \times 10^6$
<sup>93</sup> Tc	25.13	$2.1 \times 10^5$
<sup>106</sup> Pd	7.33	$6.5 \times 10^6$
<sup>125</sup> Sn	0.97	$1.0 \times 10^5$
<sup>127</sup> I	5.88	$1.6 \times 10^7$
<sup>137</sup> Cs	4.22	$3.0 \times 10^4$
<sup>137</sup> Cs	0.31	30
<sup>151</sup> Sm	0.10	90
<sup>152</sup> Np	14.13	$2.1 \times 10^6$
<sup>241</sup> Am	17.59	432
<sup>243</sup> Am	2.86	$7.4 \times 10^4$
<sup>244</sup> Cm	0.53	18.1

**表4 用<sup>239</sup>U或Pu作中子增殖剂时500d嬗变掉的少量锕系元素及裂变产物(kg)**

Tab. 4 The MA and FP transmuted(kg) after 500 day operation with Pu and <sup>239</sup>U as neutron multiplier, respectively

	<sup>241</sup> Am	<sup>243</sup> Am	<sup>244</sup> Cm	<sup>237</sup> Np	<sup>137</sup> Cs	<sup>125</sup> I	<sup>93</sup> Tc
用Pu	1441	181	~51	1115	20	73	325
用 <sup>235</sup> U	1296	165	~39	982	22	81	360

**表5 用<sup>239</sup>U或Pu作中子增殖剂时,500d消耗及产生的中子增殖剂和氚的产生率**

Tab. 5 The neutron multiplier produced and consumed after 500 day operation with Pu and <sup>239</sup>U as neutrou multiplier, respectively, and Tritium producing rate

	中子增殖剂的消耗,核子数	中子增殖剂的产生,核子数	氚的产生率, T
用Pu	$9.21 \times 10^{26}$	$69.4 \times 10^{26}$	1.5
用 <sup>235</sup> U	$12.7 \times 10^{26}$	$38.6 \times 10^{26}$	1.4

**表6 用<sup>239</sup>U或Pu作中子增殖剂时,少量锕系元素的裂变/俘获比**

Tab. 6 The ratio of fission to capture reation rate of MA with Pu and <sup>239</sup>U as neutron multiplier, respectively

	<sup>241</sup> Am	<sup>243</sup> Am	<sup>244</sup> Cm	<sup>237</sup> Np
用Pu	0.59	0.72	1.89	0.89
用 <sup>235</sup> U	0.65	0.79	2.0	0.96

(1)包层的最高功率密度约190W/cm<sup>3</sup>(初装料时)(图6-7),随时间的增加而降低,热工技术应没有问题,可以考虑用氦气冷却。

(2)包层中的能量增益  $M > 100$ (图6-7),包层大大地放大了聚变所产生的功率,在聚变不能达到功率自给的情况下,包层不但能提供实现聚变所需的加热电功率,还能提供很高的电功率输出,包层实现了能量放大器的目标。

(3)裂变产物(FP)与少量锕系元素(MA)在包层内得以有效地嬗变,在Pu作中子增殖剂时,500d(相当于两个运行年)可以同时嬗变掉82GWY轻水堆所产生的<sup>241</sup>Am、61GWY轻水堆所产生的<sup>243</sup>Am,与78GWY轻水堆所产生的<sup>237</sup>Np,以及2GWY轻水堆所产生的<sup>137</sup>Cs、12GWY轻水堆所产生的<sup>125</sup>I与13GWY轻水堆所产生的<sup>93</sup>Tc;在<sup>235</sup>U作中子增殖剂时,500d(相当于两个运行年)可以同时嬗变掉77GWY轻水堆所产生的<sup>241</sup>Am、55GWY轻水堆所产生的<sup>243</sup>Am,与68GWY轻水堆所产生的<sup>237</sup>Np,以及2GWY轻水堆所产生的<sup>137</sup>Cs、13GWY轻水

堆所产生的 $^{135}\text{I}$ 与14GWY轻水堆所产生的 $^{99}\text{Tc}$ (参见表4、图2-5及表3,表3列出1GWY轻水堆乏燃料中的所含少量锕系废物及裂变产物)。在两种方案下, $^{241}\text{Cm}$ 的含量都有所增加,这主要是由于以下过程所引起:



由于 $^{244}\text{Cm}$ 的半衰期较短(18.1 a),且其在包层中的裂变反应率较高, $^{244}\text{Cm}$ 的最终处置应没有问题,而且, $^{244}\text{Cm}$ 还有较为广泛的医学应用。

(4)在两种方案下,临界系数均为0.95(初装料时),并随时间的推移而减小(图6-7),所以包层维持较深的次临界度,有利于包层的临界安全。

(5)两种方案均能保证氡自持(表5)。

(6)在两种方案下,包层除产生自持的中子增殖剂外,还能给裂变堆提供燃料(表5),两个运行年U-Pu循环方案可提供Pu 2770kg,Th-U循环可提供 $^{233}\text{U}$  1011kg。

(7)从表6中还可以看出,少量锕系元素的裂变/俘获比较高,这有利于少量锕系元素的嬗变,同时尽可能利用少量锕系废物生产能量。

## 4 结束语

从上述分析可以看出,用参数接近现有装置、具有物理先进性的紧凑托卡马克聚变堆芯,可驱动次临界包层,同时生产核燃料、氡自给和有效处理少量锕系元素及裂变产物并产生很高的功率增益,得到了紧凑托卡马克聚变堆芯驱动次临界包层作为一种新型的洁净核能系统的概念。该概念尚待从堆芯物理及工程、包层热工水力及材料研究等方面进一步研究。

## 参考文献

- 1 Qiu Lijian et al. A Compact Tokamak Transmutation Reactor for Treatment of High Level Wastes(HLW). IAEA-CN-60/F- II -6, Seville, Spain, 26 Sep-1 Oct., 1994.
- 2 C. Rubbia et al. CERN/AT/95-44(ET)1995.
- 3 中国实验混合堆概念设计. 核工业西南物理研究院,中国科学院等离子体物理所,1996.
- 4 Qiu Lijian, Guo Zhijun, Xiao Bingjia et al. A Compact Tokamak Transmutatio Reactor. The 4th Sino-Japanese Symposium on Materials for Advanced Energy Systems and Fission and Fusion Engineering. Sapporo, Japan, 24 August-30 August 1996.
- 5 Qiu Lijian, Guo Zhijun, Wu Yincan et al. Some Key Issues of Compact Tokamak Reactor Design for Volumetric Neutron Source(VNS) Application. presented at The Third Sino-Japanese Symposium on Materials for Advanced Energy Systems and Fission and Fusion Engineering, Chengdu, PR China, 30 October-3 November, 1995.
- 6 Liu Lih, Qiu Lijian, Wang Shaujie. The Physic Basis of Low Aspect Ratio Tokamak. The 4th Sino-Japanese Symposium on Materials for Advanced Energy Systems and Fission and Fusion Engineering, Sapporo, Japan, 24 August-30 August 1996.
- 7 CUC-464, BISON 1.5. A One Dimensional Discrete Ordinate Neutron Transport and Burnup Calculation Code System. RSIC Computer Collection.
- 8 包层的中子学与热工水力的综合数值模拟与分析. 中国科学院等离子体物理所报告,1996.
- 9 Charles, D. Bowman. Accelerator-Driven Nuclear Energy Without Long-Term-Hight-Level Waste. Workshop on Nuclear Transmutation of Long-lived Nuclear Power Radiowastes, July 1-5, 1991, Obninsk, Russia.
- 10 邱励俊等. 混合堆概念设计(1986-1990). 中国科学院等离子体物理所,1991.

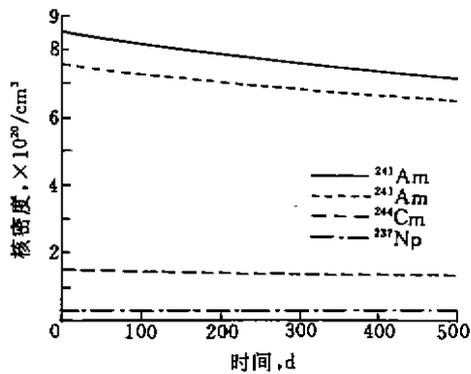


图 2 U-Pu 循环时少量锕系元素的核子密度随时间的变化

Fig. 2 The nuclide density of MA in the blanket as the function of burning time when U-Pu cycle is used

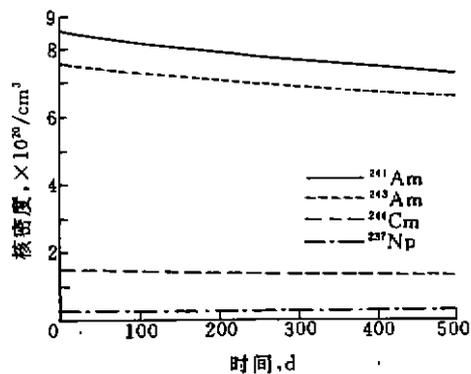


图 3 Th-U 循环时少量锕系元素的核子密度随时间的变化

Fig. 3 The nuclide density of MA in the blanket as the function of burning time when Th-U cycle is used

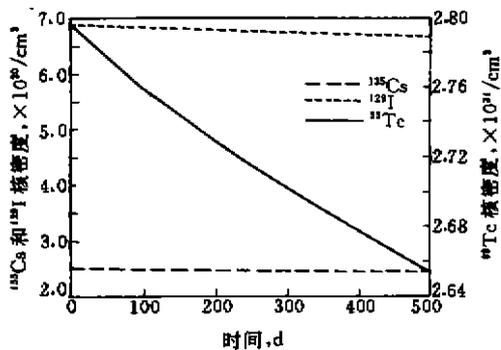


图 4 U-Pu 循环时裂变产物的核子密度随时间的变化

Fig. 4 The nuclide density of FP in the blanket as the function of burning time when U-Pu cycle is used

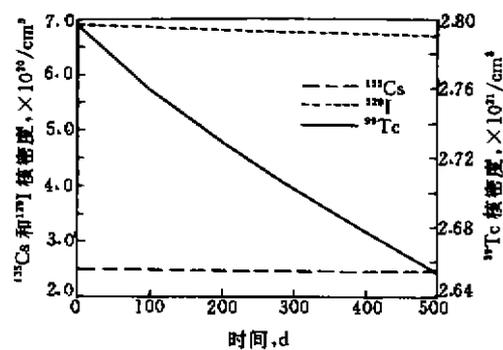


图 5 Th-U 循环时裂变产物的核子密度随时间的变化

Fig. 5 The nuclide density of FP in the blanket as the function of burning time when Th-U cycle is used

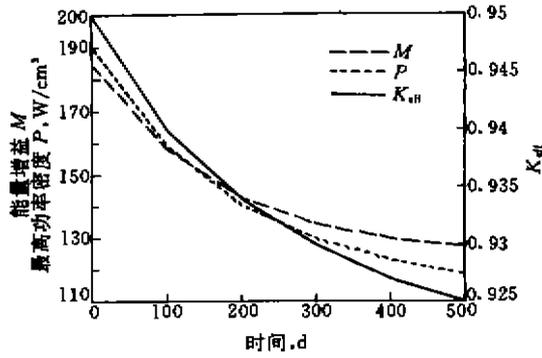


图 6 U-Pu 循环时功率增益、最大功率密度及临界系数随时间的变化

Fig. 6 The Energy multiplication, peak power density of  $K_{eff}$  in the blanket as the function of time when U-Pu cycle is used

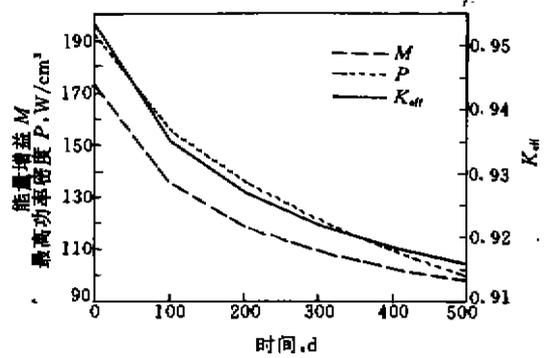


图 7 Th-U 循环时功率增益、最大功率密度及临界系数随时间的变化

Fig. 7 The Energy multiplication, peak power density of  $K_{eff}$  in the blanket as the function of time when Th-U cycle is used

## THE CONCEPTUAL STUDY OF FUSION-FISSION HYBRID REACTOR AS A NEW KIND OF RADIOACTIVITY CLEAN POWER SYSTEM

XIAO BINGJIA    QIU LIJIAN

(Institute of Plasma Physics, Academia Sinica)

(Manuscript received 18 November, 1996)

Key words    Fusion-Fission Hybrid Reactor    transmutation    breeder    radioactivity clean nuclear power

(责任编辑: 裴莉华)