

China Nuclear Information Centre

CNIC-00024

SIP-0003

中国核科技报告

CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT

磁镜聚变增殖堆概念设计初步报告



中国核情报中心
China Nuclear Information Centre

CNIC-00024

SIP-0003

磁镜聚变增殖堆概念设计初步报告

黄锦华 邓柏权 李贵清 阳颜鑫
施汉文 钱家溥 盛光照 游承伦
黄秋荣 谢中友 王学人 冯开明
吕晓兰 吴灵桥 杨建国 黄中琪

(西南物理研究所, 四川)

中国核情报中心

北京·1000

摘 要

为满足下世纪上半叶核能迅速发展的需要,设计了为轻水堆提供充足核燃料的磁镜聚变增殖堆 CHD。增殖堆能满足10个以上同等规模功率轻水堆的核燃料的需要,它可以在不需要进行再处理的情况下直接加浓燃料。为了抑制靠近等离子体区域的裂变,对压平的功率强度进行了计算。用这种办法,增强了直接加浓聚变增殖堆的燃料生产。为了减少MHD的压降,冷却剂 LiPb 轴向流入再生区。虽然在反应堆中氚的投料量很低,为了减少氚通过冷却剂管的渗透,必须研制特殊材料。由11个轻水堆电站和一个聚变增殖堆组成的系统的电成本为传统的轻水堆电站的1.05倍。

关键词 聚变增殖堆 磁镜 抑制裂变 直接加浓

CONCEPTUAL DESIGN STUDY FOR A MIRROR FUSION BREEDER

Huang Jinhua Deng Boquan Li Guiqing *et al.*

(Southwestern Institute of Physics, Sichuan)

ABSTRACT

A mirror fusion breeder, CHD, has been designed for providing plenty of nuclear fuel for light water reactors to meet the needs for rapid development of nuclear power in the first half of next century. The breeder is able to support the nuclear fuel needs for more than 10 LWRs of equal scale in power with fuel enriched directly in CHD without reprocessing. Measures are taken to flatten the power density distribution in the blanket so that fission is suppressed in the region close to the plasma, and by this way fuel production is enhanced for this direct enriched fusion breeder. In order to reduce the MHD pressure drop, LiPb flows in the blanket axially. Though the tritium inventory in the reactor is very low, special material and design have to be developed to reduce the permeation of tritium through the coolant pipes. The cost of electricity from the system, consisting of 11 LWR plants and one fusion breeder is predicted to be 1.05 times of that from a traditional LWR plant. This figure is insensitive both to the cost of CHD and its support ratio.

一、前 言

从能源战略考虑，能源的解决中期要依靠裂变能。它的优势是工程技术成熟，经济性能良好；而远期要依靠聚变能，它的优势是资源丰富、洁净安全。但是这两者都有各自需要解决的问题。

对于裂变，大量建造裂变电站需要大量核燃料。要使裂变能源的利用在总的发电容量中占相当的比例，必需解决大量 ^{235}U 和 ^{233}Th 的利用问题。

对于聚变，几十年来对聚变的科学可行性研究取得了进展。在这个过程中聚变的工程技术也得到了高度发展。预期科学可行性的演示不会遇到很大困难。工程技术可行性上迄今没有发现难以克服的困难。然而有很多问题要研究，在聚变堆研究中展示出来的经济性问题，自70年代后期以来受到极大的关注。目前设计的聚变堆在经济上若要与裂变堆竞争，还需要做很大的改进。

聚变增殖堆具有解决上述两方面问题的潜在可能性。这主要是由于聚变增殖堆具有优越的核燃料增殖性能。

释放 $1 \text{ MW}_e \cdot \text{年}$ 的聚变能所能生产的裂变燃料公斤数

$$SP_{F_0} = 3.1F \quad [\text{公斤}^{235}\text{Pu}/\text{MW}_e \cdot \text{年聚变能}]$$

这里 F 是每个聚变中子在包层中能产生的净裂变燃料核数，取电站的负荷因子为 0.7。相应地

$$SP = 3.87 \cdot \frac{F}{M} f(M) \quad [\text{公斤}^{235}\text{Pu}/\text{MW}_e \cdot \text{年聚变能}]$$

其中 M 是包层的能量增益，而

$$f(M) = \frac{14.1M}{14.1M + 3.5} \approx (0.87 - 1.0)$$

另一个衡量核燃料生产的参数是支持比 N 。它表明一个聚变增殖堆能支持多少个同等功率的裂变堆。 N 可简单地表示为

$$N = \frac{\text{每一聚变反应释放的能量}}{\text{每一聚变反应(包括裂变增益)释放的能量}} \cdot \frac{F}{1-C}$$

其中 C 是裂变堆中的燃料转换比。

$$N = 13.5 \frac{F}{M} \cdot \frac{1}{1-C} f(M)$$

抑制裂变包层具有大的 $\frac{F}{M}$ 值，其支持比 N 可达 10 以上，安全环境性能好，适于生产核燃料。

由于支持比大，从而使这样一个聚变增殖堆连同它所支持的 N 个裂变堆所组成的系统具有良好的经济性能。换句话说，这种聚变增殖堆在经济性能方面能帮助聚变提前实现应用，同时又能解决裂变电站的核燃料的供应问题。但它不能帮助降低对聚变芯部的要求。

抑制裂变的重要措施之一是当包层中产生的核燃料浓度很低时 ($< 1\%$) 就卸料，这样

可以达到很高的支持比。但水堆用燃料的浓缩度约为 5%，因此从抑制裂变包层中生产的核燃料需要进行后处理才能使用。直接加浓概念是使卸料时浓缩度达到 3%。这可以节省可观的后处理费用，也无需发展和完善裂变增殖堆的后处理系统。但是这种包层由于 M 大，不易达到较高的 F/M 值。

我们设想的概念是在满足氦自给和直接加浓条件下尽可能增大 F/M 值，得到较好的核燃料生产性能。

磁镜位型具有稳态运行，适于建堆的直线几何等优点。为了概念设计，作为第一步，我们选择了磁镜位型，以后将开展托卡马克等位型的概念设计。

二、系统描述

1. 等离子体参数

串级磁镜堆由螺线管中心室和端塞组成。在端塞里用双极静电势和强磁场相结合来堵塞螺线管中心室等离子体的端部泄漏，用八极场或壁效应来稳定等离子体。为了约束中心室的电子，要在端塞形成大的负电势；为了约束中心室的离子，要在端塞形成大的正电势。这些电势都是用回旋共振加热产生的热电子等离子体和中性束产生的晃动离子相结合的方法产生的。由于在极小磁场的地方产生“热垒”，端塞中的电子与中心室的电子因此而被隔离。

按照中心室和端塞各处的物理过程，采用零维流体模型建立起空间各处的各种离子和电子的温度、密度、磁场和电势间的关系式。选取其中的一些量包括中心室离子温度、端塞的热电子温度、温电子温度、晃动离子温度、中心室 β_e 、端塞 β_e 、中心轴线上的磁场分布、核聚变功率、第一壁半径和中心壁负载等。调整这些参数，可以得出满意的自治解。计算得到的参数有：中心室等离子体半径、长度、密度、电子温度、端塞各种粒子的密度、主要点的静电势、约束参数、吸收功率、加料要求和 Q 值等。

根据需要得出的一组参数列在表 1 中。

表 1 等离子体参数

中心室参数			
P_{IN} , MW	2000	r_c , cm	48
$(P_{\text{IN}})/\pi$, MW/m ²	3.3	L_c , m	128
β_c	0.28	$(n\tau)_{\text{e}}$, cm ⁻³ ·s	$5.1 \cdot 10^{14}$
T_{e} , keV	30	$(n\tau)_{\text{i}}$, cm ⁻³ ·s	$5.1 \cdot 10^{14}$
T_{w} , keV	26.6	B_c , Tesla	4.5
n_c , cm ⁻³	$2.9 \cdot 10^{14}$	B_{ax} , Tesla	21
r_{tw} , cm	60	I_{ax} , A	1312
端塞等离子体吸收功率			
P_{EGRF} , MW	53.2	P_{EGRF} , MW	8.4
P_{NB} , MW	7.2	P_{TOT} , MW	68.8
Q	29		

2. 中心室模件

串级磁镜增殖堆的中心室由 40 个模件轴间连接组成 (图 1、2)。表 2 给出磁镜增殖堆

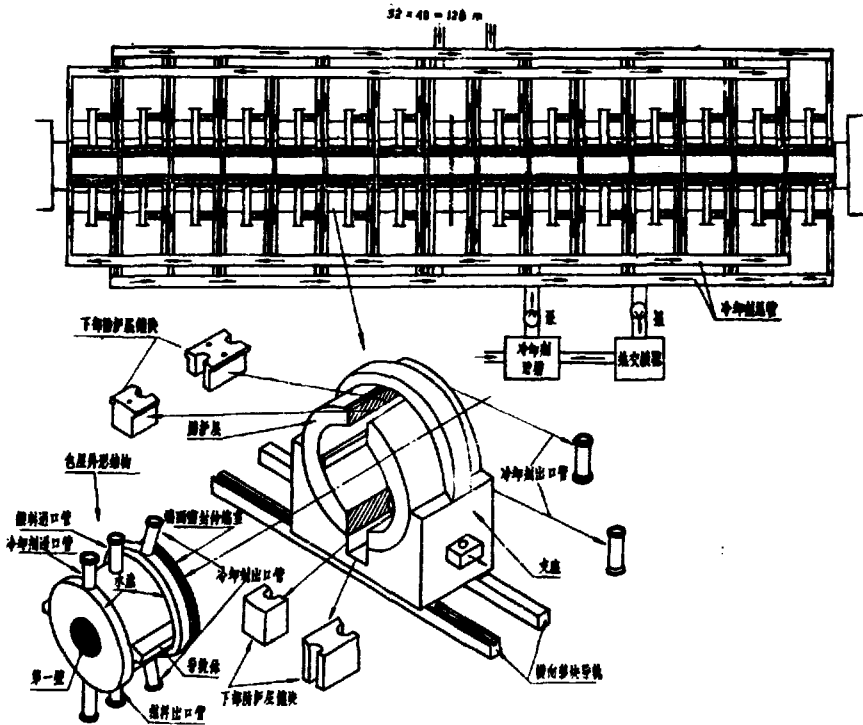


图1 压抑串级磁镜混合堆中心室及包层维修程序图

设计的一些主要特征。增殖剂液体氘同时作为冷却剂，优点是包层结构简单，缺点是与结构材料相容性差，与含氢物质的反应会引起安全问题以及在磁场下流动会产生过大的磁流体压力损失。对于托卡马克堆内侧包层后—MHD效应尤为严重。但是对于磁镜堆，由于磁场较低，容易得到解决。选用低共熔合金 $17\text{Li}83\text{Pb}$ 是因为较之液体Li有较好的安全性。它与铁素体钢有较好的相容性。此外Pb是很好的中子增殖剂，有利于提高包层的增殖性能。选用Th作裂变燃料增殖剂是因为它适合我们选择的堆型——抑制裂变直接加浓。这种堆具有较大的支持比。

每一个包层模块的主体部分是同轴心的多层钢筒（图3）。每层钢筒分别与两端法兰焊接。筒壁间分别用隔板支承以增加筒壁的刚度和机械强度。隔板焊接在内筒的外圆面上，与外筒内壁的接触部分不焊接，以便径向与轴向在热胀冷缩时自由移动。通过上下两个直径为40厘米的管子冷却剂LiPb被输送到模块一端的圆环状“水盘”上，通过节流板分流，沿轴向流过第一壁和燃料区冷却通道，流入另一端的“水盘”，然后流出包层。此外，“水盘”是采用嵌有电绝缘层的复合材料制成的。所有这些都是为了减小导电液体切割磁力线产生的MHD压力损失。由于磁镜堆第一壁上的表面热负载小（约 $4-5\text{W}/\text{cm}^2$ ），轴向流动不会导致过高的第一壁结构材料的温度。冷却剂分两端进出的方式是为了减小局部区域的温度梯度，从

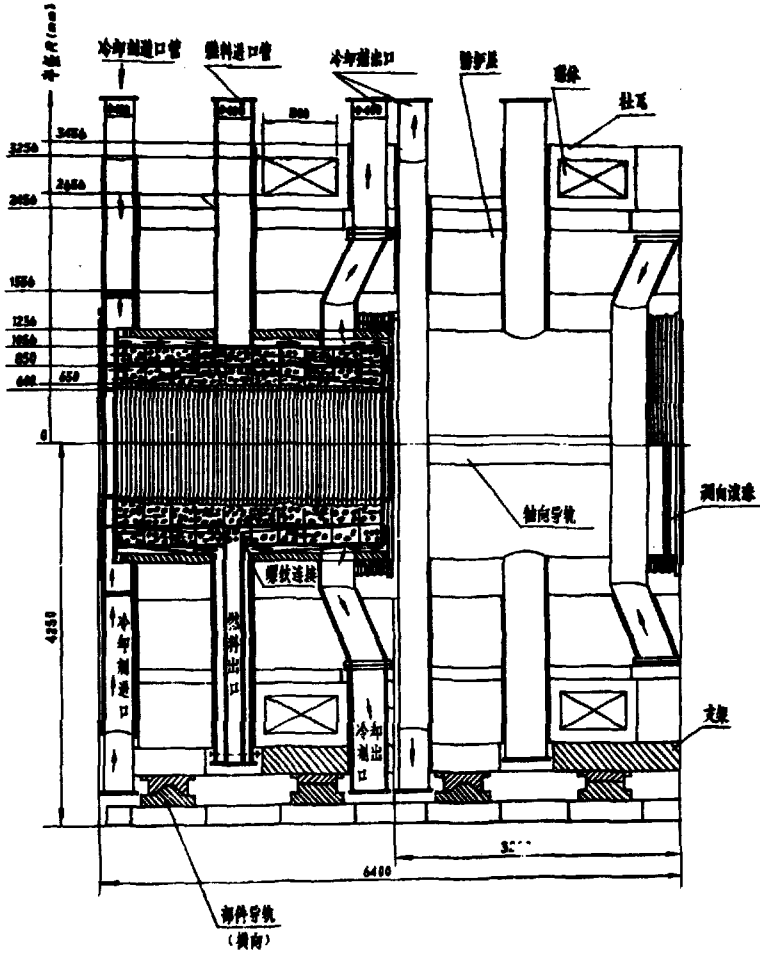


图 2 压缩串极磁镜混合堆室组件结构视图

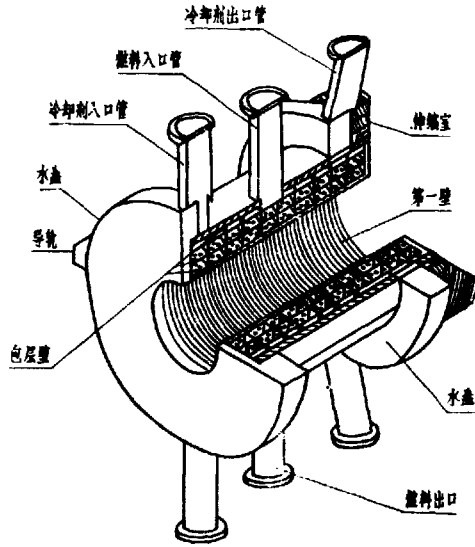


图3 包层部件轴侧剖面图

表2 CHD的主要特征

聚变功率 P_{T_0} , MW	2000
等离子体能量增益 Q	29
第一壁半径 r_{1w} , cm	60
中子壁负载 $(P_w)n$, MW/m ²	3.3
中心室长度 L , m	128
板件数	40
氘增殖剂和冷却剂	¹⁷ Li ¹⁸³ Pb共熔合金
结构材料	铁系体钢HT-9
中子增殖剂	Be, Pb
燃料增殖剂	钍
输出净电功率, MW	1000
年产 ²³³ U, kg	4200
支持比	14

而避免局部过大的热应力。

采用Be中子增殖剂是为了得到更多的可用于生产燃料的中子。另一方面，对于直接加浓的概念，卸料时²³³U的浓度高，采用Be中子增殖剂后包层中的裂变不易抑制住，这不利于 F/M 的提高。包层中子学设计的任务就是要克服这个困难以达到较佳的燃料生产性能。为了便于添料和卸料，采用了文献[1]所提出的将Th附在Be小球上的方案。包层模块轴向的中间位置上有两根装卸料的管子，这是利用小球的自重进行装卸料而设的。

包层外围有约50厘米的超导磁体屏蔽层，该屏蔽层由Fe, B₂C和Pb组成。由于在屏蔽

的设计要求中最难满足的是将在超导磁体杜瓦中辐照的能量沉积降低到限制值以下，为了得到最低的能量沉积，选择了Fe、B、C和Pb的最佳厚度。

超导体选用NbTi，超导线圈中心间距为3.2m。为了减小磁体应力和增加超导体的稳定性，导体分为三层，在磁场高的区域，采用较小的电流密度。超导线圈内半径为2.5m，宽为0.8m，厚为0.6m。每个线圈杜瓦外壁尺寸为内半径2.27m，外半径为3.33m。

包层、屏蔽层、磁体等全部重量支撑在一个装有导轨的底座上。底座可以在垂直于中心室的轴线上横向移动。过包层轴线水平面两侧有两条导轨托在屏蔽层相应的位置上，该导轨既是包层的支架，又可用于轴向移动包层（图1）。

构件之间的连接采用端面密封，由密封法兰、波纹管 and 滚珠组成（图4）。滚珠的主要作用是密封法兰提供偏转一小角度的自由度以补偿两个配合密封法兰的不完全平行问题，

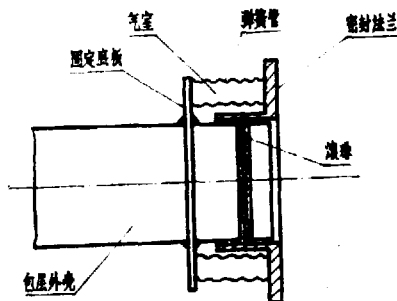


图4 端面密封结构图

保证端面密封可靠。法兰的移动量为0—25毫米，气室环带宽度为10cm，有效受力截面为8000cm²，调节气体（或液体）压强，可以达到满足密封的压力要求。

三、中子学设计

包层中子学的计算模型如图5所示。它用一维离散坐标中子输运计算程序ANISN^[2]作了中子学性能优化的设计计算。计算了参数F、T、M随LiPb中⁶Li浓度以及随²³³U在Th中

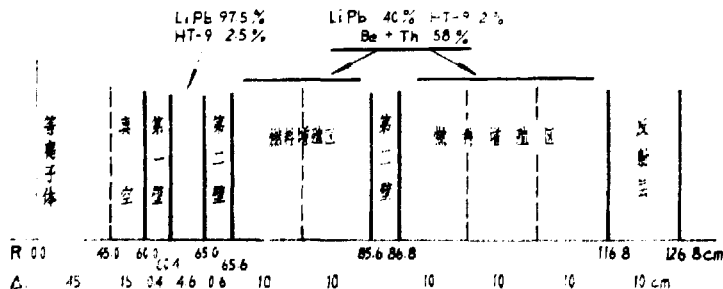


图5 包层中子学计算模型

积累浓度的变化。中子通量在包层的分布很不均匀，靠近等离子体的区域 ^{235}U 的裂变率比其它区域大得多。我们提出了一些方案试图抑制住靠近等离子体区的裂变。计算结果见表3。

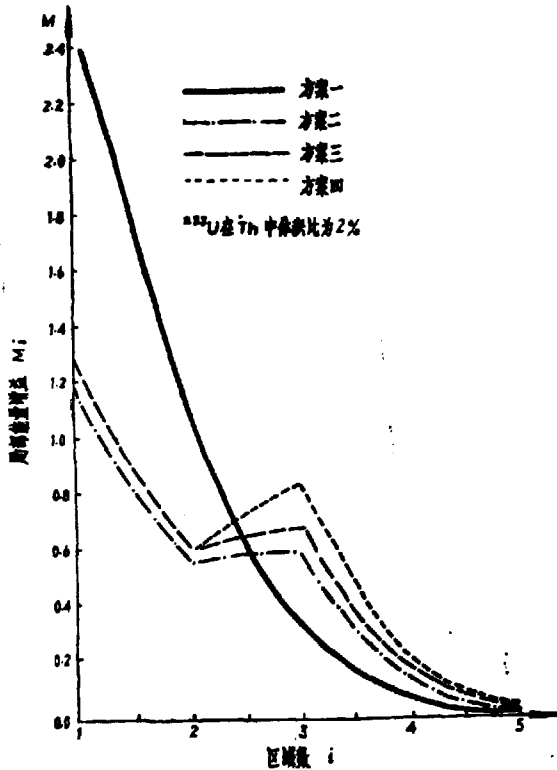


图6 局部能量沉积 M_i

把燃料增殖区划分为5个小区如图5所示。表3列出了一些方案的布置情况，方案1为Th的布置均匀，方案2减少了前两小区的Th，但保持Th的平均比为3%；其余方案是进一步增加Th在后三小区中的体积比。表3中卸料时 ^{235}U 在Th中的体积比达到2%时，其浓度已达3%。图6表示局部能量增益 M_i ，这里

$$M_i = \frac{\text{在第 } i \text{ 小区沉积的能量/每裂变中子}}{14.1}$$

从表3可看出，方案4比较可取，氙增殖足以自给，支持比大。此外由于生产的 ^{235}U 空间分布均匀，可以整体装卸而不必分批，这给结构和操作带来方便。包层功率分布比较均匀，裂变率不大，有利于包层排热和安全。

表3 Th的不同体积比的结果比较

计算方案	1			2			3			4		
裂变燃料区	1 2	3 4	5	1 2	3 4	5	1 2	3	4 5	1 2	3	4 5
Th体积比 (%)	3			2 3.87			2.5 5			2.5 8.3		
Th平均体积比	3%			3%			4%			8%		
U在Th中体积比	0%	2%		0%	2%		0%	1%	2%	0%	1%	2%
T	1.17	1.27		1.22	1.31		1.12	1.16	1.21	1.07	1.11	1.15
F	0.72	0.83		0.55	0.63		0.66	0.71	0.76	0.71	0.77	0.84
U(n,f)		0.24			0.13			0.072	0.15		0.079	0.16
U(n,γ)		0.034			0.019			0.011	0.022		0.011	0.024
F _φ	0.72	0.58		0.55	0.48		0.66	0.63	0.59	0.71	0.68	0.65
M	1.18	4.29		1.21	2.90		1.18	2.12	3.16	1.17	2.19	3.31
F _φ /M	0.61	0.13		0.46	0.17		0.56	0.30	0.19	0.61	0.31	0.20
N	27	6.7		20	8.2		25	14	9	27	15	10
F*	0.635			0.515			0.625			0.68		
M*	2.735			2.055			2.170			2.240		
N*	11.49			12.07			13.95			14.75		

* 堆运行周期内的平均值

四、工程分析计算

1. 热工水力分析

设计技术要求: 1) 液体金属与结构材料接触面上的最高温度限制为 500℃ 以限制腐蚀率。2) 对结构材料的最高温度限制为 550℃ 以保持材料的强度。3) 冷却剂循环所需泵功率限制在总发电功率的 4% 以下。

第一壁上的辐射热负载取为 4W/cm²。假设湍流完全为磁场抑制, 按热传导方式进行热传输。用二维有限元热传输程序 AYER^[3] 对整个包层作了温度场计算。最高温度出现在第一壁上 LiPb 流出端处。可以适当调节包层冷却通道流量分配比例, 使第一壁最高温度和与 LiPb 交界面温度满足技术要求。

如前所述, 设计上着重考虑了减小 MHD 压力损失的措施。经初步分析给出包层中 LiPb 流动的压力降为 2.85MPa, 相应地泵循环功率 $P_p = 1.26\% \cdot P_T$, 能满足设计要求。压力降主要发生在 LiPb 进出口“水盘”上。增大“水盘”直径可以进一步降低 MHD 的损失。

2. 应力分析

包层结构是几个同心圆柱壳在轴向与等距离排列的圆环隔板焊接而成。圆柱壳两端刚性连结对在厚端板上, 壳与壳之间的隔板不互相焊接。冷却剂从壳的一端流入, 沿轴向流动, 然后从壳的另一端流出。

初步分析只考虑了热负载和机械负载应力, 没有考虑辐射效应, 因而应力只依赖于热工水力分析提供的温度场和压力负载。利用经典的板壳理论, 求解壳体在这两种负载下的弯曲挠度微分方程, 给出壳体应力的解析解。这是适合现阶段的分析方法, 它能迅速判断设计参数的合理性, 也为用有限方法精细地分析应力提供解析判断。计算表明, 各层壁的厚度选择

是合适的，负载产生的应力在材料许可的应力范围之内。

3. 氦的渗透漏失分析

为了计算系统中氦的输运情况，建立了一组从氦增殖源强度出发的计算公式。根据中子学和热工水力分析提供的产氦率分布，LiPb的流动包层的温度场以及包层的结构等参数分析了氦在各分系统中的溶解和渗透行为，计算了各个部件中氦的投料量和渗透速率，给出了在包层、管道系统以及热交换器中氦的分布和漏失状况。为了减小氦的泄漏，在LiPb进入热交换器之前先提氦，以尽量缩短高温、高氦浓度管道并降低热交换器中氦的分压。

计算表明，CHD系统中氦的投料量很小，但漏失速率很大，因此必须采取措施大幅度衰减氦渗透流。为了满足环境保护方面的要求各分系统要求的衰减因子必须为：

包层模件	10^{-2} — 10^{-3}
管道	10^{-3} — 10^{-4}
热交换面	10^{-5}

利用氧化物、碳化物涂层、多层金属组合材料及氦阻挡层可以有效地衰减氦的渗透流。例如，在包层模件外壁加上氧阻挡区以后，氦渗透流可能下降5个量级。我们还计算了几种多层金属组合材料的渗透流，当采用三层组合材料Incoloy-800-Al-Incoloy-800作热交换面时，渗透流几乎衰减7—8个量级。采用三层氧化物涂层可使渗透流衰减因子达到 $3 \cdot 10^{-3}$ (4)。

4. 放射性、停堆余热和剂量计算

联合使用ANISN和DKR⁽⁵⁾程序，计算了系统包层材料活化产物的放射性，潜在生物危害因子BHP，停堆余热和屏蔽层外表面的剂量率以及它们随时间的衰减。同时对铜系元素和裂变产物的放射性危害作了估计。

通过计算和估计该系统在运行2年后的放射性停堆余热和剂量：

1. 在停堆时，由于材料活化而产生的总放射性强度为 4.4×10^6 Ci，平均放射性为 1.2 Ci/ w_{th} ，堆的BHP值为 4.0×10^3 km³空气/ Kw_{th} ，停堆余热为运行功率的0.7%，停堆时在屏蔽层外表面的剂量率为 1.9×10^3 mrem/h，一天后为94mrem/h。较大的BHP值大是由于²¹⁰Pb的最大允许放射性浓度MPC值偏小引起的。DKR程序中给出的该MPC值为 1×10^{-10} μCi/cm³，它是有关放射性同位素中最小的。

2. 由铜系元素和裂变产物引起的放射性为 2.2×10^{10} Ci，平均放射性为 5.9 Ci/ w_{th} ，BHP值为 1.2×10^3 km³空气/ Kw_{th} ，停堆余热为运行功率的4.2%。

3. 如要求停堆一天后允许在屏蔽外进行人工操作维修，则需增加铅屏蔽层的厚度10—15cm才能满足2.5mrem/h的允许剂量率水平。

电站费用估算和经济性分析

对聚变增殖堆CHD电站的投资和运行费用作了逐项的估算。

直接投资	\$ 23.0亿	(1982年美元)
间接费用	\$ 8.1亿	
与时间相关费用	\$ 20.5亿	
总投资	\$ 51.6亿	

这里假设建造期为8年，全部采用年利率8%的政府贷款。

年可变费用为

燃料费用	\$ 19.6M
操作费用	64.1
包层更换	8.0
总计	91.7M

我们计算了CHD-压水堆系统以及传统核电系统的发电成本, 结果见表4。计算是按贴现率为12%, 运行寿命30年, U_3O_8 及其他物价上升率*i*为4%进行的。表中给出第*n*年的发电成本 S_n , 以及贴现电成本 $\bar{S}_n = \frac{S_n}{(1+i)^n}$ 。

最后计算了电成本对一些因素的敏感性: 当CHD投资变化±50%, 净电功率输出变化±50%时, 相应地整个系统的电成本变化为±5.9%和±4%, 在支持比大于10时, 它的变化对电成本的影响很小。

表4 CHD-压水堆系统与传统核电系统的电成本(美分/千瓦小时)比较

投产年份	传统核电系统		CHD-压水堆系统	
	当年电成本 S_n	贴现电成本 \bar{S}_n	S_n	\bar{S}_n
1	5.513	5.301	5.900	5.673
4	5.711	4.881	6.083	5.200
8	6.012	4.393	6.363	4.650
12	6.365	3.976	6.690	4.178
16	6.779	3.619	7.073	3.776
20	7.262	3.314	7.521	3.432
24	7.827	3.053	8.045	3.138
28	8.488	2.831	8.658	2.887
平均		3.786		3.965

五、结 论

这是一个初步的概念设计, 工作正在深入。通过抑制住靠近等离子体区域的裂变, CHD具有较好的核燃料增殖性能, 年产直接加浓用于水堆的 ^{233}U 4200公斤。工程技术分析表明它没有难以克服的问题。当然, 一些问题仍有待进一步的实验研究, 例如MHD压力损失、控制氙漏失问题, 材料相容性问题等。通过成本计算表明由CHD和受它支持的水堆组成的系统, 其电成本与传统核电站的电成本的比值为1.05, 且此值对CHD本身的造价不敏感。由以上分析看出, 这样的增殖堆能够满足下世纪上半叶核能迅速增长对核燃料的需求。

参 考 文 献

- [1] R.W.Moir, et al., Nuclear Technology/Fusion, 4, 589 (1983).
- [2] "ANISN-ORNL," RSIC Code Package CCC-254, ORNL, (1979).
- [3] R.O.Lawton, LA-5613-MS, (1974).
- [4] B.G.Logan, et al., UCRL-53333, (1983).
- [5] T.Y.Sung and W.F.Vogelsang, UWFD-170, (1978).

CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT



China Nuclear Information Centre