

CNIC-01693
SWIP-0162

氚生产装置的比较
**COMPARISON OF TRITIUM
PRODUCTION FACILITIES**
(In Chinese)

中国核情报中心
China Nuclear Information Centre

CNIC-01693
SWIP-0162

氙生产装置的比较

何开辉 黄锦华

(核工业西南物理研究院, 成都, 610041)

摘 要

在氙的基本知识的基础上, 对氙的源泉、氙生产以及氙生产的比较进行了深入的论述。对三类七种氙生产装置从氙增殖反应、装置的技术评估和经济性三方面进行了深入的剖析, 在此基础上得出利用聚变反应堆生产氙是当务之举, 不但可以以较低的产氙价格生产氙, 而更重要的是为聚变能的发展提供实验和依据。

关键词: 比较 氙生产 聚变能

Comparison of Tritium Production Facilities

(In Chinese)

HE Kaihui HUANG Jinhua
(Southwestern Institute of Physics, Chengdu, 610041)

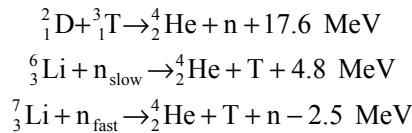
ABSTRACT

Detailed investigation and research on the source of tritium, tritium production facilities and their comparison are presented based on the basic information about tritium. The characteristics of three types of proposed tritium production facilities, i.e., fissile type, accelerator production tritium (APT) and fusion type, are presented. APT shows many advantages except its rather high cost; fusion reactors appear to offer improved safety and environmental impacts, in particular, tritium production based on the fusion-based neutron source costs much lower and directly helps the development of fusion energy source.

Key words: Comparison, Tritium production, Fusion-based neutron source

引言

氢有三种同位素：氕 H，氘 D 和氚 T。氕的原子量 3.016，分子量 6.032。氕衰变为 ^3He 放出 β 射线和中微子 (neutrino)，衰变因子为 0.99984601/d，半衰期为 12.32 a，即每年的衰变率为 5.5%。氕是氢的一种放射性同位素，尽管在自然界中存在，却很稀少，全球稳态氕含量约 7 kg。为了满足国防建设和民用需求，必须通过氕生产装置生产所需的氕。目前，氕主要在裂变反应堆中生产。在聚变反应中可以利用的产氕反应如下：



最后一个反应是吸热反应，除 α 粒子和氕外还产生一个慢中子。 ${}^6\text{Li}(\text{n}, \alpha)\text{T}$ 的热中子截面大约为 950 b。 ${}^7\text{Li}$ 中子反应仅当中子能量在 4 MeV 以上时才有相当大的截面。图 1 是研究最多的几种聚变反应的反应率、中子能量份额、点火温度和约束要求，可以看出 D-T 反应在目前是最有希望实现的聚变反应。

1 氕生产

氕是聚变反应堆不可缺少的燃料之一，研究氕的生产是解决有关核聚变课题的重要方面。目前提出的氕的生产途径主要有以下五类：

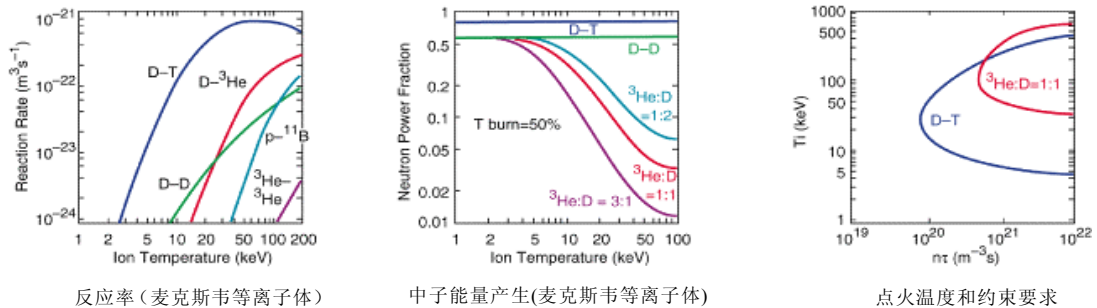
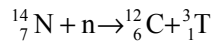


图 1 常见聚变反应的反应率、中子能量份额及点火温度和约束要求曲线图

注：来源于美国能源部 1999 年出版的“聚变能科学项目的机会”报告

(1)自然界的核反应 宇宙射线中的高能中子轰击大气层中的氮引起 ${}^{14}\text{N}(\text{n}, \text{t}){}^{12}\text{C}$ 反应生成氕，即



生成的氕原子又直接与大气中的氧和氢结合成 HTO 分子并混合于下层大气中，再以降雨的形式回到地面。但由于氮的中子吸收截面很小，而且宇宙射线中的中子数量又极少，因此，这样的反应产生的氕的数量极少，没有制取价值。

(2)核爆炸生产氕 由于核爆炸时释放出大量中子，因而可以用来生产氕及超铀元素。但这种方法的实际应用有待研究。

(3)用裂变反应堆生产氙

● 重水堆生产氙

在重水堆的重水中，由于氙的热中子俘获反应生成氙，其生成量可用下式计算：

$$A = \sum N\phi_i t_i \sigma (1 - e^{-\lambda_j}) e^{-\lambda_k}$$

式中： N 是重水中氙的原子数， ϕ_i 是不同功率下运行 t_i 时间中的平均热中子通量， cm^{-2}/s ， σ 是活化截面， λ 是氙的衰变常数， t_j 是反应堆运行时间， t_k 是反应堆停堆后冷却时间。由此产生的氙，因种种原因随同重水流失到堆外，造成危害。所以，当重水中氙的浓度达到一定数值后，重水应进行除氙处理。但处理大量重水回收的氙的经济效益值得考虑。

● 轻水堆生产氙

在轻水堆中氙生成的主要来源是核燃料铀及钚的核三分裂。据文献[1]认为，由此途径轻水反应堆氙的产值是 1.3×10^{-4} 原子/裂变，而实验测定值是 $(0.3 \sim 1.0) \times 10^{-4}$ 原子/裂变。

目前，美国提出的两种最主要的氙生产方案之一就是利用裂变反应堆生产氙。其主要优点是其价格远远低于建造加速器所需要的90亿美元。美国国会预算办于1997年8月作出的估算是使用现存的堆（田纳西州的Watts Bar装置）在未来40年的使用期内的总费用为11亿美元。当然裂变反应堆生产氙的另一个优点是技术上完全成熟——没有什么新的科学和工程问题需要解决。

然而，以裂变反应堆生产氙也具有很多严重的缺陷或不利的因素。首先是公众的健康问题迫使关闭一些反应堆（如上所述田纳西拟用来生产氙的反应堆），反应堆生成的核废物的危险程度大约是加速器产生的废物的50倍左右，而纵观整个风险，美国能源部DOE得出的结论是：以裂变反应堆为基础的氙生产的危险程度是使用直线质子加速器生产氙的1000倍^[2]，不过核反应事故的可能性非常小而且释放的放射性剂量也很低，因此，这个数据并非是指反应堆巨大的风险而是指加速器对公众的健康极其安全这个事实。

(4) 加速器生产氙 与反应堆生产氙提案相比，加速器生产氙项目在很多重要的方面不一样，这些也可以说是加速器生产氙（APT）的优点。由于氙可以随时（constantly）从加速器提取，因而用不着经过18个月的累积才能从中提取。其次，加速器可以非常容易地停止（shut down）而反应堆如果运行停止太快就会出问题，与反应堆不同，加速器可以简单地关闭（turn off），这两个因素可能是使美国能源部估计直线加速器对公众健康风险比产氙反应堆低1000倍的原因。第三，加速器只生产氙而不能生产作为核武器燃料的任何其它物质，因此在这种意义上，即使在居民地建造加速器也不会因为生产武器级放射性燃料而遭到人民的反对。

推动加速器生产氙技术发展的另一个重要因素是加速器嬗变核废物（ATW）的项目。ATW的基本概念是使用加速器驱动核反应使长寿命放射性废物转化为半衰期短的元素。研究表明部分得益于APT技术的ATW项目能够减少全球核废物的95%，而其他5%的废物都是低放射性半衰期在300年以上的核元素。

为了比较，图2是加速器生产氙和反应堆生产氙的原理示意图。APT的直线加速器预计大约有1英里长（1 mile=1609.347 m）而且将把质子加速到 $0.92c$ （ c 是真空中光速），即APT质子速度将达到171000 mile/s。高速质子轰击钨或铅靶，由于质子具有很高的能量，每个质子打击靶能产生几十个中子，中子在重水中慢化而被气态氙捕获产生氙。因此加速

器生产氚与以反应堆为基础生产氚之间主要的不同在于 APT 使用高能质子束打击重核产生中子，而反应堆使用核裂变反应产生中子。

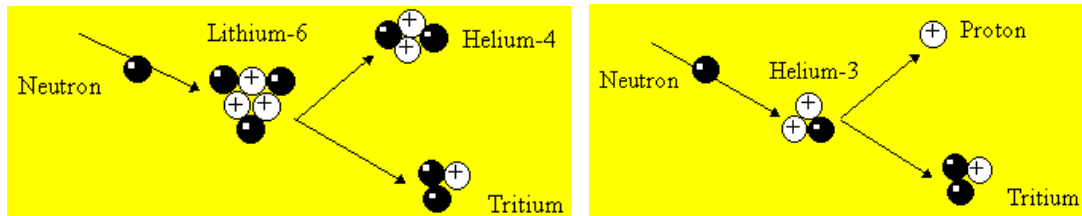


图2 反应堆生产氚的原理示意图 (${}^6\text{Li}$ 吸收中子反应产生氦和氚) 和加速器生产氚的原理示意图 (${}^3\text{He}$ 吸收中子反应产生质子和氚)

(5) 在核聚变反应堆的再生区生产氚 热核聚变反应 $\text{D}(\text{d}, \text{n}^3)\text{He}$, $\text{T}(\text{d}, \text{n})^4\text{He}$ 的同时产生大量中子，如果把含 ${}^6\text{Li}$ 材料作再生区，这些中子通过 ${}^6\text{Li}(\text{n}, \alpha)\text{T}$ 反应产生氚，再把产生的氚放回聚变反应装置中去，氚又进一步参与聚变反应，又产生中子再发生 ${}^6\text{Li}(\text{n}, \alpha)\text{T}$ 反应。这样就构成了维持聚变反应的氚循环。

磁约束聚变作为中子源增殖氚比裂变堆产氚具有很多潜在的优点。也许最重要的一点是：对于生产等量的氚聚变生产堆产生的热只有裂变堆的约 $1/6$ ^[3]，本文主要是进行该项研究设计。

2 氚生产装置的比较

本世纪之前提出的氚生产堆有三种类型很多种方式，这里比较七种氚生产堆（两种裂变堆，一种加速器产氚堆，四种聚变堆）的基本特征。安全和环境影响在所有生产堆的设计、建造、运行和退役中优先考虑。其中裂变堆采用新近的技术设计以满足安全和环境指导方针。相反，聚变堆需要长期的研究和发展，但它似乎具有改进的安全和环境影响，而且也许费用更低。

美国能源部于 1991 年提出了一个“新的生产堆计划”^[4]

——氚和其它特殊核材料生产的新装置设计、建造和运行。最初，其建造和运行预计在 2000 年。两个待发展的堆设计使用裂变方式的核反应产生热中子辐照 ${}^6\text{Li}$ 生产氚。这两个设计分别是低温运行的重水慢化堆 (Heavy Water Moderated Reactor, HWR)^[5]和在足够高温下运行同时也发电的模式高温气冷堆 (Modular High Temperature Gas-cooled Reactor, MHTGR)^[6]。而后这个计划由于种种原因被终止了。目前，提出五种可选的非裂变堆概念设计来提供生产氚的中子。它们包括加速器生产氚和四个 D-T 燃料聚变产生中子的热核反应堆。这些聚变概念包括两个磁约束概念和两个激光驱动的惯性约束概念，前者包括一个串级磁镜 (tandem-mirror, TM)^[7]和一个托卡马克 (TOK)^[8]，后者包括一个间接驱动的靶设计 (ICF-TPR)^[9]和一个直接驱动的靶设计，SIRIUS-T^[10]。以下从技术运行、安全环境影响和产氚费用等三方面来比较这些氚生产堆。这种比较在很多方面是很困难的，因为加速器生产氚和聚变堆生产氚目前仅是概念设计。不过，这种比较在确定哪一种在生产氚更经济可行方面具有指导意义。

2.1 裂变和聚变氦增殖的比较

2.1.1 核反应

聚变堆和裂变堆都是通过核反应 ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$ 吸收中子生产氦。裂变堆中一个 ${}^{235}\text{U}$ 原子约释放 1.8 个有效中子(考虑到泄漏和吸收 0.7 个中子), 同时产生约 200 MeV 的能量。由于自持链式反应需要一个中子, 仅 0.8 个中子可与锂反应(见表 1)。因此, 一个氦原子的产生释放约 250 MeV 的能量。聚变堆中, 使用核反应 ${}^2\text{H}({}^3\text{H}, n){}^4\text{He}$, 在每次聚变反应中产生 1 个中子, 同时释放 17.6 MeV 的能量。为了增加氦的产量, 这个中子轰击环绕的包层中的 1 个 Be 原子产生约 2.3 倍的中子倍增, 这些次级中子与锂反应产生 1.9 个 T 原子并释放 9.12 MeV 的能量。由于必须保留 1 个 T 原子作为新的燃料, 因此在低中子泄露的聚变反应中, 产生一个净中子的同时释放约 28 MeV 的能量。

表 1 产氦聚变堆与裂变堆的比较

反应堆	反 应
裂 变	$n+{}^{235}\text{U}=2.5n-0.7n(\text{泄漏和吸收})-1n(\text{裂变链式})+200\text{ MeV}+\text{裂变产物}$ $0.8n+{}^6\text{Li}=0.8\text{T}+0.8\text{}^4\text{He}$
净反应, 核 净反应, 热	$n+{}^{235}\text{U}+{}^6\text{Li}=0.8\text{T}+0.8\text{}^4\text{He}+200\text{ MeV}+\text{裂变产物}$ ~250 MeV/T 原子
聚 变	$\text{D}+\text{T}=n+{}^4\text{He}+17.6\text{ MeV}$ $n+{}^9\text{Be}=2.3n-2.24\text{ MeV}(\text{吸热反应})-0.4n(\text{包层吸收})$ $1.9n+{}^6\text{Li}=1.9\text{T}-1\text{T}(\text{聚变燃料})+2{}^4\text{He}+9.1\text{ MeV}$
净反应, 核 净反应, 热	$\text{D}+\text{T}+{}^9\text{Be}+{}^6\text{Li}=0.9\text{T}+2{}^4\text{He}+24.5\text{ MeV}$ 27.2 MeV/T 原子

2.1.2 安全与环境影响

所有待设计的氦生产堆无论是在常规运行还是事故状态下都必须高度安全并且对环境的影响最小。所有的装置都将被包围在一个容器结构中以减少事故情况下氦和其它有害辐射产物的释放。常规运行时, 堆冷却剂与外界冷源之间的热交换器的完整性非常重要。因为在高温条件下氦容易通过用于制造热交换器的金属而散失。

裂变反应堆使用 ${}^{235}\text{U}$ 作为生产氦的中子源, 但聚变反应堆却不一样, 裂变堆无论在其正常运行还是反常运行都必须设计成燃料封装(containment), 同时还必须延长燃料从反应堆中取出的周期。随着堆的运行, 被消耗的燃料必须处理, 长寿命的同位素必须安全存放。相反, 聚变反应堆中的燃料和聚变产物不是长寿命的辐射同位素。尽管聚变反应堆的金属结构包含某些长寿命的辐射同位素, 但是某些放射性的同位素在可选材料中可以避免。模型分析表明退役的聚变反应堆结构能满足 C 级废物沉积标准——仅要求埋 5 米深, 监测 500 年。

2.2 提议中的氦生产装置的技术评估

每种装置的简要说明见表 2, 下面分别陈述每种类型的情况。

2.2.1 重水反应堆（HWR）

HWR 利用裂变燃料和在较低温度下被重水 D₂O 慢化的中子，这样 Li-Al 靶才能使用。这些靶具有下列优点：氚渗透率低；寄生中子俘获低；氚在 Al 中的溶解率低。D 的中子俘获截面小，重水的质量保持较低以提高氚增殖。反应堆额定热功率 2500 MW。从表 2 可以看出，HWR 每个全功率年（FPY）约生产 10 kg 的氚。考虑其利用率为 70%，即每年生产氚约 7 kg。

表 2 氚生产反应堆技术评估

	裂变反应堆 HWR MHTGC	加速器研究	磁约束聚变 串级磁镜 托卡马克	惯性约束聚变 ICF-TPR SIRIUS-T
燃料	²³⁵ U-Fission	1.6 GeV, 质子束, 液态铅靶	D/T 聚变	D/T 聚变
产氚反应	裂变中子 热慢化剂 LiAl, Li 陶瓷增殖剂	散裂中子 热慢化剂 LiAl 增殖剂	聚变中子 Be 倍增剂 LiAl 增殖剂	聚变中子 Be 倍增剂 液态 Li 增殖剂
净 TBR	0.8 0.8	40~50	0.67 0.52	1.08 0.90
反应堆功率, MWth	2500 2800	400	540 570	532 1410
裂变/聚变功率, MWth	2500 2800	—	427 450	400 1000
需要消耗的电功率, MWe	约 50 (产生 542 MWe)	900	355 560	功率自持 (self-sufficient)
安全问题	1. 裂变产物和氚封包 2. 余热转移	散裂产物封包	氚燃料循环容纳	1. 氚燃料循环容纳 2. 余热排放
环境问题	1. 裂变产物储存 2. 大废热沉积	1. 散裂产物处理 2. 废热处理	1. 废热处置 2. 放射性结构物质的储存	1. 低的废热沉积 2. 放射性结构储存
状态	Proven 氚增殖剂 R&D	质子束+铅靶重大的 R&D	需要长期的 R&D 及聚变技术	

2.2.2 模式高温气体冷却堆（MHTGR）

这种生产堆使用以商用 MHTGR 设计为基础的 350 MW（热）模式高温气体冷却堆。设计包括合成一个氚生产区的 4 个模件，这些模件使用同一个乏燃料的储存装置和其它辅助装置。整个堆有 2 个氚生产区（8 个模件）。

MHTGR 使用石墨慢化、石墨反射的环状芯，冷却剂使用氦。燃料由高浓缩的铀—氧化碳（UCO）微球组成，这些微球包裹在几层热解石墨（PyC）和碳化硅（SiC）中。燃料粒由碳质黏结剂粘在一起形成燃料棒密封在燃料单元管道里。

用热解石墨 (PyC) 和碳化硅 (SiC) 包裹的高浓缩 ${}^6\text{Li}$ 铝酸盐微球形成氦生产靶。这些靶坯堆积密封在圆柱体环形石墨轴套里, 然后放进燃料区。每个 MHTGR 模件只有 1 个热交换回路系统通过 1 个螺旋形环绕的蒸汽发生器和 1 个集中的过热装置把热从堆芯引导到蒸汽系统。正常运行时, 每个模件产生的蒸汽传送到气轮机和冷凝器产生 135 MWe 的净功率输出。因此, 8 个模件全功率运行时系统将产生 2800 MW 的热功率。

2.2.3 加速器生产氦 (APT)

APT 装置概念设计由加速器系统、束输出系统、靶系统、氦提取系统和废物处理处置系统组成。在 APT 装置中, 质子束被加速到 1.6 GeV, 使用射频电流驱动使电流达到 250 mA。这些质子聚焦于 Pb 靶, 通过散裂反应和蒸发每个质子产生中子 40~50 个, 这些中子被水慢化从而在 Li-Al 增殖棒中被捕获。增殖棒用 90°C 的水冷却同时周期性地取出。氦在另一分离装置中提取。使用铅替代可裂变材料为初级中子的产生提供更低的热沉积而且更安全。APT 靶接收约 400 MW 的热功率, 假定热能的中子产率为 1 中子/40 MeV, 则可产生中子 $6\sim 7\times 10^{19}$ 个/s。如果电能到质子加速器的转换效率为 44%, 则加速器要求 900 MWe 驱动质子束。在加速器生产氦系统中, 氦是通过捕获 ${}^3\text{He}$ (氦气) 中的中子来生产的, 为了供给足够的中子, 质子在直线加速器中被加速, 获得很高的能量用于轰击重金属钨或铅靶, 通过“散裂”过程产生中子, 而后中子由于与铅或水的碰撞而慢化。

加速器生产氦系统是很安全而且对环境无害的系统, 基本原因是中子通过散裂而不是核裂变过程产生的, APT 不需要裂变材料或核链式反应, 避免了长寿命放射性废物如铀的产生, 另外定时从包层系统中提取氦避免了放射性废物的累积。具体而言, APT 的优点可以归纳如下: 无裂变材料、不产生废核燃料、每年产生很少的低放废物没有高放废物产生、很小的环境辐照效应、可立即关闭等。

尽管加速器系统本身只是为生产氦而设计, 但高功率加速器技术在其他领域具有显著的优点, 诸如:

- 生产医学上的放射性同位素;
- 销毁放射性废物产生能量而没有长寿命核废物的伴随;
- 制造空间动力应用 (space-power application) 的材料;
- 研究放射性损伤;
- 为基础研究和应用研究生产 neutron。

当然其他潜在的应用将随着加速器科学和技术的进一步发展和完善得到发掘。

虽然加速器生产氦具有很多优点, 同时也可以生产其他需要的同位素, 但是从目前设计所达到的参数水平来看, 要达到设计的参数在目前的加速器中还不能实现, 某些科学家预言研发加速器生产氦所需要的时间并不比聚变为基础生产氦所需要的时间短, 大约都至少需要 20 年的时间, 但是作为生产氦的两种最优前景的方式, 未来是否由加速器生产氦还待两种技术的发展来决定。

2.2.4 惯性约束聚变

通过惯性约束聚变反应释放的中子进行氦生产的两个概念设计分别是惯性约束聚变生产堆 (ICF-TPR) ^[9] 和堆研究 “SIRIUS-T” ^[10]。这两个装置均使用激光束压缩很小的球形 D/T 靶到非常高的密度, 同时加热被压缩的燃料到非常高的温度以发生热核反应。这两种设计均用 Be 增殖中子, 中子在流动的液态锂中被捕获而产生氦。氦的提取在堆腔外

进行。中子在锂和结构材料中的慢化和捕获产生的热能也被 Li 传输到堆外的汽轮机中，产生的电能用于提供激光束和其它辅助系统的动力。

反应堆腔的形状与靶的类型有关。ICF-TPR 使用两个相反方向激光束的“直接驱动”靶，因此这个腔是圆柱形的，直径 6 m，高 9 m。相反，SIRIUS-T 使用一个简单的靶设计，D/T “冰”置于一个薄壳中，要“点燃”这个靶必须有 92 个非常对称的激光束照射，其直接驱动腔是一个 4 m 半径的球形，由六角形和五角形的模块组成，共提供 92 束激光。

随着靶的点火，核反应持续进行直到靶被烧尽。整个腔中充满 X 射线， α 粒子，未燃烧的燃料和靶残骸。为了慢化这些质子和粒子以避免它们碰撞第一壁材料，采用两种不同的技术。在 ICF-TPR 中，由于是圆柱形的，一个 5 cm 厚的 LLi 液帘从靶上 1.5 m 的腔顶落向腔底，保护液帘后的增殖包层。在 SIRIUS-T 球形腔中，使用 133 Pa 的氙气保护第一壁结构，在半径为 4 m 的腔中，所有的质子和残骸（但不是中子）在撞向第一壁结构之前被阻止。在如此低的气压下，Xe 的震荡波是很小的。然而，所有的 X 射线和离子被氙气阻尼，所以它能达到很高的温度。于是，热能再次以足够低的速率辐射到第一壁以致第一壁屏蔽（石墨复合结构）能抑制热震荡。

氙增殖包层厚度如下：ICF-TPR 为 1.5 m，SIRIUS-T 为 1.0 m。ICF-TPR 增殖堆使用 Be 作结构材料，钢极少。因此，每个入射中子能产生 2.08 个氙原子，也即靶中每个 T 原子经过包层有 1.08 个剩余的氙原子产量。SIRIUS-T 增殖堆使用钒合金作结构材料，其中 Be 含量很少。因此，每个入射中子能产生 1.90 个氙原子，即靶中每个 T 原子有 0.90 个剩余的氙原子产量。它们的 TBR 分别为 2.08 和 1.90，这里没有考虑氙的漏失。

ICF 腔中的氙生产率是靶“燃烧率”的函数，同时受残骸清离腔快慢所限制，但不受激光系统的重复性所约束。对于 ICF-TPR，靶点火频率为 2 Hz，产生 400 MW 的聚变功率，当利用率为 70% 时，年产氙量为 16.9 kg。对于 SIRIUS-T，靶点火频率为 10 Hz，产生 1000 MW 的聚变功率，当利用率为 70% 时，年产氙量为 33.3 kg 氙。

2.2.5 磁约束聚变产氙堆

前期的概念设计使用 DT 聚变反应通过磁约束等离子体产生中子。目前考虑两种几何位形，即托卡马克氙生产堆（TTPR）设计^{[11]、[12]}和串级磁镜（TM）设计。

两种装置中产生的中子从等离子体中发出穿过包含中子倍增剂 Be 的包层在增殖材料 Li 中被吸收而产生氙。考虑中子损失、寄生捕获以及将 1 个 T 原子留作燃料，这样对于每个入射中子，TM 和 TTPR 分别有 0.67 和 0.43 个多余的 T 原子，也即氙增殖率分别为 1.67 和 1.43（设计者是从一维中子学计算得到的结果考虑中子泄露和三维效应而减小 15% 后得到的值）。

TM 概念设计使用 $^6\text{Li-Al}$ 合金作氙增殖材料，靶冷却慢化均使用低于 100 °C 的水，聚变功率为 450 MW，年产氙 10.8 kg。等离子体的所有电流驱动必须由 355 MWe 的外部电流驱动来完成。对 TTPR 设计，使用 Be 做中子倍增剂， $^{17}\text{Li}-^{83}\text{Pb}$ 共熔体和 ^3He 做氙增殖材料，结构材料使用铁素体钢 FeS，大半径为 5.5 m，环径比为 3，由于设计为中等先进托卡马克运行模式，设计者提出： $P_{\text{fus}} \times PF \times TBR = 120$ 就可以完成年产氙量 2 kg 的任务，例如对聚变功率 P_{fus} 为 750 MW 的堆芯，如果利用因子 PF 为 11%，所需的氙增殖率 TBR 为 1.5 就可以了。

2.3 氘生产堆的经济评估

这项任务本身非常困难，因为估价信息源于不同的研究组以及各种设计的细节程度不一样。HWR, MHTGR 和 APT 的估价遵循 1988 年的新生产堆能力造价评估规则(NPR)^[13,14]。聚变生产堆由设计者估价，而托卡马克氘生产堆 TTPR 的设计根本没有给出自己的评估，因而再评估显得非常困难。为了比较，使用 NP 程序，聚变堆估价加在表 3，里面的 TOK 设计是先前的托卡马克氘生产堆的设计，不同于 TTPR。当然还有其它很多类型的费用需要考虑，同时也不得不考虑通货膨胀的因素对总费用的影响。

表 3 NPR 的经济评估

百万美元

分类	HWR	MHTGR	APT	TM	TOK	ICF-TPR	SIRIUS-T
设计年	1988	1988	1989	1982	1982	1985	1986
直接投资	2970	3107	3380	1115	1095	1190	1413
MWth	2500	2800	400	540	570	532	1410
间接							
项目管理	296	315	340	112	110	119	141
费用							
偶然风险	9%/294	24%/741	30%/1120	30%/336	30%/330	30%/357	30%/423
备用零件和裂变燃料	66	245	280	Not available			
总投资	3626	4408	5120	1563	1535	1666	1977
年费用							
资本	183	223	259	79	78	84	100
O&M	255	225	155	66	66	37	70
总支持	168	168	130	55	55	31	58
偶然风险	0.5%/2	8%/32	15%/40	17	15%/17	15%/10	15%/19
资本升级	38	24	140	17	21	12	30
购靶	—	—	—	—	—	—	35
电能	9	271	335	61	96	—	—
总共	655	401	1059	284	333	174	296
\$/1990	708.5	434	1101	391	442	207	346
产氘量, T/(kg/CY)	7	7.8	6.8	10.8	9.1	16.9	33.6
氘价格, \$/g	101000	55600	162000	36200	48600	12300	10300

3 结果及讨论

当几种装置与有现存技术的 HWR 比较时，我们得到了如下的结论：

- (1) 从 HWR 生产出的氘的价格是 1990 年售价\$29, 000/g 的三倍；
- (2) MHTGR 的产氘价格约为 HWR 的 45%，因为它要发电；
- (3) APT 的价格是 HWR 价格的 1.60 倍；
- (4) 磁聚变装置（这里指 TM）的产氘价格约为 HWR 的 36%~50%；
- (5) 两个 ICF 装置的费用是 HWR 的约 10%~12%。

HWR 以现存的技术为基础，以可以接受的价格生产氚，而且它能在十年的时间内建成。MHTGR 以明显低的费用生产氚，同时发电可以创造价值，然而，靶装配时辐照和靶释放氚的处理时氚的很多问题必须事先得到验证。

APT 需要在加速器设计、束传播、散裂物理和靶发展上进行重点研究。同时，氚费用显得太高。因此，发展磁约束和惯性约束的途径生产氚是研究发展的必由之路。

为了能通过中子辐照长期生产氚和其它特殊的同位素，设计的四个聚变堆值得考虑。它们的优点是：

- (1) 需要处置的废热量仅为裂变反应堆的 15%；
- (2) 放射性废物不是危险的（没有锕系元素），只需简单的储放设施；
- (3) 聚变堆关机时放射性余热比裂变堆小得多，从而减少了事故后堆元件熔化和蒸发的潜在危险；
- (4) 特别是 ICF 设计能维持自身的功率要求；
- (5) 氚的价格显著地低。

要指出的是，聚变产氚堆的价格包含许多微妙的假设。这些价格只能看作是一个指标而不是一个绝对数值，直到一个新的聚变堆价格评估模型发展起来得到大家的承认。

作者在完成本设计计算的过程中得到了核工业西南物理研究院堆设计与材料研究室冯开明研究员、张国书副研究员的帮助和有益的讨论，在此深表谢意。

参 考 文 献

- 1 Albensius E T. Tritium as a product of fission. Phys. Rev. Letters, 1959(3): 274
- 2 The Accelerator Production of Tritium Program, May 26th, 1999. Reference copy from the website: <http://spallation.physics.sc.edu/%7Eblanpied/research/chase/apt.htm>
- 3 Bourque R F, Schultz K A, et al. Fusion application and market evaluation (FAME) study. Technical Report: General Atomics Report, GA-A18658, 1988
- 4 Klein K A. New Production Reactor Safety. Trans. Amer. Nucl. Soc., 1990(61): 154
- 5 Jicha J J, Jr. Heavy-Water Program: Technical requirements, conceptual design phase process, and reactor characteristics. Trans. Amer. Nucl. Soc., 1990(61): 153
- 6 Nulton J D. The modular high-temperature gas-cooled reactor---A new production reactor. Trans. Amer. Nucl. Soc., 1990(61): 153
- 7 Lee J D. Economic analysis of a magnetic fusion production reactor. J. Fusion Energy, 1987 (6) : 59
- 8 Lee J D. Tritium breeding analysis of a tokamak magnetic fusion production reactor. J. Fusion Energy, 1989(8): 89
- 9 Meier W R, McCarville T J, Berwald D H, et al. An ICF tritium production reactor. Fusion Technology, 1985(8): 1208
- 10 Sviatoslavsky I N, Kulcinski G L, Moses G A, et al. SIRIUS-T, an advanced tritium production facility utilizing symmetrically illuminated initial confinement fusion. Fusion Technology, 1991(19): 634
- 11 Stacey W M, Favorite J A, Belanger M J, et al. A tokamak tritium production reactor. Fusion Technology,

1997(32): 563~589

- 12 Stacey W M, Aldridge J P, Beilke R L, et al. A tokamak tritium production reactor design II. Fusion Technology, 1998(33): 443~445
- 13 Oak Ridge National Laboratory. New production reactors capacity cost evaluation. DOE-0052. 1988
- 14 Wittenberg L J. Comparison of tritium production reactors. Fusion Technology, 1991(19): 1040~1045