从聚变到聚变堆的几个关键技术障碍

张家骅
（中国科学院上海原子核研究所）

关键词· 受控核聚变　聚变裂变混合堆　氚的制备　中子倍增　中子辐照损伤　α辐照损伤

受控核聚变自五十年代中期，以具有作为潜在新能源的前景，受到人们的重视。许多工业发达国家的著名科学实验室纷纷开展这方面的研究。三十年来创造出许多结构各异的实验装置，其中以磁约束型的托卡马克装置取得很大的进展。据报道，美、苏、日、西欧分别研制的 TFTR、T-15、JT-60、JET 四个这类装置不久可进行“点火”试验[1]，可以想象核聚变装置从实验成功到发展成为可作为实用能源的聚变堆，还须做大量的工作。本文就它走向这个实用目标将会遇到的关键技术障碍作扼要的叙述。这些障碍估计在：（1）燃料的来源；（2）能的转换与输运；（3）安全防护和设备维修等三个方面特别显得突出。国内外的有关科技工作者对这些问题均已有过若干论述。这里只是从应用核技术的角度较系统地来看这些技术障碍的性质和特点。

为了便于讨论，首先应该假定一个功率合适的、可供使用的核聚变堆。作为一座能供实际使用的能源，必须具有能够在额定功率下，稳定可靠地长时间持续运转的性能。这额定功率如果太小，则实用的意义不大，缺乏和其它能源竞争的能力；功率太大，则设备的制造难度大、进度慢。因此在初始阶段，假定一个受控核聚变实用能源的释能功率为10^5kW，以此供热或发电似乎是比较合适的。计算表明，这样一座能源每秒钟核能的释放为100MJ 或每昼夜8.64×10^6MJ，分别相当于燃烧标准煤每秒34.14kg 或每昼夜295 3t 所释放的热能。受控核聚变可以通过氘氘反应或氘氚反应来实现，但氘氘反应所要求的条件目前还未能达到。这里只就氘氚反应所涉及的问题进行讨论。核反应的产物为 ^{4}He 和中子

$$^2\mathrm{H}+{}^3\mathrm{H}\longrightarrow{}^4\mathrm{He}+{}^1n+17.6\mathrm{MeV}$$

10^5kW 能源、单位时间内燃料的消耗量和中子产额见表 1。

表 1　功率 10^5kW 氘氚核聚变能源的燃料消耗量和中子产额

时　间	氘用量	氚用量	中子产额	核能释放量	相当标准煤量
s	118.44μg	177.36μg	3.542×10^{19}	100MJ	34.14kg
d	10.233g	15.324g	3.060×10^{24}	8.64×10^6MJ	295.3t

由于核反应的效率很难达到百分之百，输入进能源装置的核燃料将比表 1 中所列的数值要大，但这多出的部分可以在反应后排出的废气中加以回收。因此，以下的讨论仍以表中所列的数值作为依据。

1. 燃料来源

氘氚核聚变的核燃料是氘和氚。氘在水中普遍存在，虽然含量不高，但来源是不成问题的。氚在自然界中含量极为稀少，必须用人工方法进行生产，最常用制氚的方法是 ^{6}Li 吸收中子的 $^6\mathrm{Li}\,(n,\alpha)^3\mathrm{H}$ 反应。也就是说要生产一个氚原子需要消耗掉一个中子。如果这中子是由反应堆来提供并假定每一核裂变可以有一个中子用于生产氚，则为了使氚的生产和消耗能达到平衡，这个反应堆的功率应为

$$10^5\mathrm{kW}\times(190\mathrm{MeV}/17.6\mathrm{MeV})=10.8\times10^5\mathrm{kW}$$

这要比受控核聚变能源自身的功率大10倍多。一个10.8×10^5kW的反应堆每天要烧掉 1 公斤多些的 ^{235}U，那就是说，用 1kg 的 ^{235}U 来生产 15g 的氚，其供能只不过相当于 300 吨标准煤。为了提供一个 10^5kW能源的燃料，需要建造一座10 8×10^5kW 的堆来生产它。这显然是非常不合理的、也是行不通的。堆生产氚的另一种可能性是利用动力堆中子来生产，但这样安排会遇到许多技术障碍：（1）动力堆一般不欢迎生产同位素；（2）动力堆开堆的周期相隔时期长，难以作到经常的供应；（3）锂经中子作用后的产物均为气体，如果积聚太多，对堆的安全有影响，也就是说一次装料不能太多，因而需要用很多的动力堆来为一个聚变能源供应所需的氚。从重水动力堆的重水中每年也可分离出很少数量的氚，但工艺十分复杂。因此，通过反应堆的中子源来生产氚这一途径看来是障碍重重的。另一种获得氚的途径是利用核聚变自身所发射的中子，在核聚变装置外围屏蔽中子的包层中生产所需的氚。由于聚变装置所发出的中子并不是全部都进入包层，而且进入包层的中子也不只限于氚的生成，

它还会和其它物质相作用而消失，因而单单依靠聚变的中子是不能生产数量足够的氚。解决的办法是使聚变中子在包层中得到倍增以获得所需的中子数。借助于快中子对铀、钍等元素的裂变反应可以实现这一目的。中子倍增的结果却带来附加功率。假定核聚变的中子有三分之一须经过裂变作用而加以倍增，则这部分裂变所释放能量的功率将为

$$10^5\text{kW}\times\frac{1}{3}\times10.8=3.6\times10^5\text{kW}$$

即裂变提供的功率为能源主体聚变功率的 3.6 倍。如果核聚变中子须有 1/2 加以倍增，则这个比数将提高到5.4倍，有喧宾夺主之势。屏蔽中子的包层实际上成为一座非链式反应的快中子裂变反应堆，$K_{eff}<1$。整个核能装置有聚变、裂变混合堆之称。包层的结构：最靠里一层是中子倍增区，内装可被快中子裂变的材料，如 ^{238}U、^{232}Th 和经过浓缩的^{6}Li；往外是铍慢化区；再往外是锂吸收区可用天然锂[2]。氚的生成以中子倍增区为主。锂吸收区起着生产氚的辅助作用。这样的包层结构可以解决聚变能源的燃料氚来源问题，同时还提供附加的功率并生产出一定数量的核燃料，如 ^{239}Pu 或 ^{233}U，因而甚为引人注意，但也带来一些新的技术问题（将在后面讨论）。这里先就生产氚可能遇到的技术问题提一提。这样一个能源的燃料氚来源是属于自产自给性质，在混合堆尚未开始之前，氚的来源应如何解决？运转之后氚的生产亦有一个周期，因此在生产出第一批氚之前必须有定量氚的贮备。另外，天然锂只含有7.5%的^{6}Li，为了提高效率，须用经过同位素浓缩的锂，这个核聚变能源每昼夜消耗氚15.31g，须用 30.63g ^{6}Li 作为生产氚的原材料。如果按浓缩度为 30%计，则每天耗量须将400g的天然锂浓缩为 100g 含 ^{6}Li30%的锂，这意味着需要一个专门生产浓缩 ^{6}Li 的制备厂来为这个核聚变能源服务。氚的生产主要是在中子倍增区进行。这个区是裂变核能释放区。进靶、取靶的系统以及氚和氦的分离纯化等工作都会出现一些技术上难题等待研究解决。另外，裂变产物的强 γ 放射性带来了辐射屏蔽的问题。

这里应该指出，在混合堆的设想中，裂变堆对于供能的贡献要比聚变装置的贡献大，可以说聚变能源只是起着配角的作用。因而合理的主导思想可从尽量发挥裂变堆的特点出发。例如通过采用较大的中子倍增系数(用较大的 $K_{eff}<1$值)使在同样大小的总供能情况下降低聚变能的份额，因而可以减少氚的需求量。

2. 能的转换与输运

氘氚核聚变的产物为 α 粒子和中子，它们均以动能形式分别带走 1/5 和 4/5 的核反应能，并在不同的地方转换成热能而积聚起来。一座 10^5kW 的核聚变装置，α 粒子带走的 2×10^4kW 将积聚在核聚变发生器的容器壁上、中子带走的 8×10^4kW 则积聚在屏蔽中子的包层结构之中。大家知道托卡马克装置的结构十分紧凑，在容器壁周围，只有十分有限的空间可以供作热交换剂(冷却剂)的通路，是否能够充分地将热能输运出去，将是需要探讨的技术问题。对于混合堆来说，这一冷却管道所通过的中子屏蔽包层是结构复杂的快中子裂变反应堆，这就增加了这一输能系统意料不到的一些技术难题。此外，用什么冷却剂也应慎重考虑。简单地用水作冷却剂是否会将部分聚变中子慢化而影响它倍增中子的性能或者损失一部分高能中子。如果不用水作冷却剂，其他可供选择的冷却剂也并不多，如气体冷却剂和金属钠等，它们用于这样紧凑的场合也会遇到某些困难的。中子所带走的8×10^4kW，除了一部分中子逃逸之外，原则上均能在中子屏蔽包层中经过慢化吸收并将中子的动能转变为热能，然后通过冷却剂的循环，将此热能输出而加以利用。但在上述的混合堆情况下，中子屏蔽包层还须承担着中子的倍增和氚生产的任务，因而结构变得十分复杂，中子倍增区实质上是快中子诱发的裂变反应堆。在倍增区中裂变所释放的能量要比聚变能大好几倍。必须有某种冷却装置将裂变所释放核能导出加以利用。但在此区内不能有慢化中子的物质存在，也就是说不能用水作为冷却剂而只能使用通常快堆所用的气体或金属钠冷却系统。中子倍增区之后的慢化区和锂吸收区，则可使用水作为冷却剂。这样整个能源装置将有三套能的输运系统。即使经过仔细安排，可能只需两套系统，在技术上也会出现许多困难问题。

3. 安全防护和设备维修

受控核聚变能源装置和通常裂变堆相比，在燃料馈入方面存在很大的差异。裂变堆的核燃料是装在密封的套管内，装料时，一次可以将所需的许多燃料管作成许多个组件，同时装放入堆而运行一段时间。核聚变的燃料氘和氚则是按比例配好，以间歇方式持续不断地馈入到聚变装置的反应器内。由于氚是放射性气体，这就产生了放射性操作的安全防护问题。从表 1 可知，一个 10^5kW 的核聚变装置每昼夜须消耗氚 15.32g，约合 1.4×10^5Ci。由于聚变核反应很难达到百分之百的效率，实际每昼夜馈入聚变反应器的氚将超过上述数字。此外，还肩负着生产同样数量氚的任务。聚变废气中氚的回收也是一项不能不做的工作。从这可以看出，防止氚的泄漏，确保安全生产将成为核聚变能源管理者必须重视的技术问题。另一个安全防护问题是如何减少快中子的逃逸和

感生放射性问题以及挑选结构材料以减少遭受 α 粒子、中子轰击所引起的辐照损伤问题。由表 1 可知，一座功率 10^5kW 的氘氚聚变能源，每秒发射出 3.54×10^{19} 中子。这些快中子在进入中子屏蔽包层之前，将有一部分中子和它所经过的物质相作用而产生放射性核素或被散射而改变前进的方向。倍增区所用的材料如钍、铀等重元素将使被散射的中子仍保持着快中子能量高的特性。这样将使位于包层中央位置的核聚变装置受到反复加强的快中子辐照。中子的最终归宿是和物质作用通过某种核反应而产生放射性核素。这些放射性核素很多是短寿命的，但半衰期长的也不算少(见表 2)。核聚变装置及其所安放地区的放射性是维修工作所关心的。可是在长年累月快中子及其他能量中子的作用下将产生很强的放射性。假定每一万个聚变发出的中子有一个中子导致长寿命核素的产生，则达到平衡时，聚变装置及这个地区的放射性水平将达到 10^5Ci。这样强的放射性将为聚变装置的维修工作造成很大困难。如何通过中子屏蔽包层进入中央区进行维修，也是十分难以解决的技术难题。聚变反应器是托卡马克装置的核心部件，它每秒有 3.54×10^{19} 快中子穿越器壁而出，同时器的内壁则同时受到同样数目能量为 3.5MeV 的 α 粒子轰击，什么样的材料能够在长时期这样的作用下仍能保持着良好的性能？也是技术上难以回答的问题。因为在目前的实验室条件下，还没有这样强的中子源和 α 射线源可供材料筛选实验之用。要找到合适的材料可能要经过很长的时间。

以上罗列了许多障碍聚变装置向前发展成为实用能源的技术问题，有的可能并不是什么难以解决的困难；有的是找到了解决的途径却又引出新的困难，需要加以解决；有的可能是真正难以解决的问题。总之这些障碍是否能得到顺利解决，将关系到托卡马克型受控核聚变将来能否真正成为一种有竞争能力的实用能源。

表 2　快中子产生的半衰期较长的核表

核　素	半衰期(d)	反　应	核　素	半衰期(d)	反　应	核　素	半衰期(d)	反　应
^{22}Na	2.6year	^{23}Na(n,2n)	^{33}P	2.48	^{33}S(n,p),	^{57}Ar	35	^{40}Ca(n,a)
^{45}Ca	165	^{48}Tj (n,a)	^{46}Sc	83.8	^{46}Ti(n,p),	^{51}Cr	27.75	^{52}Cr(n,2n)
^{54}Mn	312	^{54}Fe(n,p)	^{59}Fe	44.6	^{59}Co(n,p),	^{58}Co	70.8	^{58}Ni(n,p)
^{60}Co	5.26year	^{60}Ni(n,p)	^{57}Cu	2.44	^{57}Zn(n,p),	^{74}As	17.8	^{75}As(n,2n)
^{84}Rb	32.9	^{85}Rb(n,2n)	^{69}Sr	50.5	^{89}Y(n,p),	^{88}Y	106	^{89}Y(n,2n)
^{91}Y	58.5	^{91}Zr(n,p)	^{95}Zr	65	^{96}Zr(n,2n)	^{92m}Nb	9.8	^{93}Nb(n,2n)
^{99}Mo	2.8	^{100}Mo(n,2n)	^{96}Tc	4.3	^{96}Ru(n,p),	^{103}Ru	39.8	^{104}Ru(n,2n)
^{102m}Rh	210	^{105}Rh(n,2n)	^{110m}Ag	2	^{110}Cd(n,p),	^{115m}Cd	44.8	^{115}In(n,p)
^{114m}In	48.5	^{115}In(n,2n)	^{106}Ag	8.5	^{107}Ag(n,2n)	^{117m}Sn	14	^{118}Sn(n,2n)
^{124}Sb	60	^{127}I(n,a)	^{129m}Te	33.5	^{130}Te(n,2n)	^{126}I	13.1	^{127}I(n,2n)
^{125}Sn	129	^{124}Sn(n,2n)	^{136}Cs	13.1	^{136}Ba(n,p)	^{133}Xe	5.27	^{134}Xe(n,2n)
^{132}Cs	6.47	^{133}Cs(n,2n)	^{139}Ce	140	^{140}Ce(n,2n)	^{141}Ce	39.5	^{142}Ce(n,2n)
^{149}Pm	2.27	^{149}Sm(n,p)	^{151}Gd	120	^{152}Gd(n,2n)	^{168}Tm	93	^{169}Tm(n,2n)
^{174m}Lu	142	^{175}Lu(n,2n)	^{185}W	75.1	^{186}W(n,2n)	^{186}Re	3.87	^{187}Re(n,2n)
^{191}Pt	2.9	^{192}Pt(n,2n)	^{193m}Pt	4.3	^{194}Pt(n,2n)	^{196}Au	6.18	^{197}Au(n,2n)
^{198}Au	2.69	^{198}Hg(n,p)	^{199}An	3.14	^{202}Tl(n,a)	^{197}Hg	2.71	^{198}Hg(n,2n)
^{203}Hg	46.8	^{204}Hg(n,2n)	^{205}Pb	2.16	^{204}Pb(n,2n)	^{237}U	6.75	^{238}U(n,2n)

参　考　文　献

[1] 邱励俭和杨耀臣，国际核聚变进展，中国核学会第二次代表大会资料(1984)。
[2] 杨耀臣，核科学与工程，2,2,148(1982)；4,3, 221(1984)。

Technical handicaps facing controled thermal nuclear fusion reactor

Zhang Jiahua
(Shanghai Institute of Nuclear Research, Academia Sinica)

Keywords: controled thermal nuclear fusion　fusion-fission hybrid reactor　preparation of tritum　neutron boost　neutron irradiation damage　α-irradiation damage