

聚变堆对核数据的需要及研究现状

姚立山

(兰州大学, 原子核研究所)

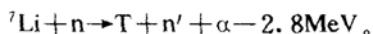
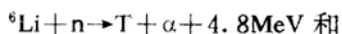
摘 要: 本文评述了聚变堆用核数据的需要及现状, 主要包括热核反应, 中子倍增, 氚再生以及放射性产物的活化截面等。

一、引 言

热核聚变反应的发现为人类探寻新能源提供了一个好的途径。五十年代以来, 围绕这一课题一直在进行着不懈的努力。当前, 利用聚变反应释放能量的方式主要有:

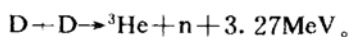
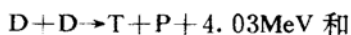
1. 氘-氚燃料循环系统

$D+T \rightarrow {}^4\text{He} (3.5\text{MeV}) + n (14.1\text{MeV})$ 这类反应截面大, 释放能量高。但氚具有放射性 ($\tau_{1/2}=12.3\text{a}$), 地球上不存在天然氚同位素, 所以反应消耗的氚必须进行补偿。实现氚再生过程是用 14MeV 聚变中子和锂的同位素 ${}^6\text{Li}$ 和 ${}^7\text{Li}$ 作用,

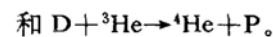
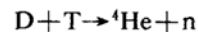


于是, 在 (D-T) 聚变堆中, 燃料的再循环过程是在等离子体内, 热核 T (d, n) 反应产生 14.1MeV 聚变中子, 带走 80% 的能量, 穿过第一壁进入包层。在包层里与 ${}^6\text{Li}$ 、 ${}^7\text{Li}$ 发生反应, 产生的氚再供给等离子体以此循环。与此同时, 包层内的裂变材料 ${}^{238}\text{U}$ (或 ${}^{232}\text{Th}$) (聚变-裂变混合堆) 与聚变中子作用并使中子倍增和使燃料增殖 (生产出 ${}^{239}\text{Pu}$ 和 ${}^{233}\text{U}$), 倍增的中子又会使氚再次增殖和提高能量的输出。对纯聚变堆, 聚变中子与 Be, Pb 作用可使中子倍增, 同样达到燃料循环的目的。

2. 氘-氘燃料循环系统



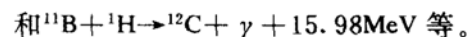
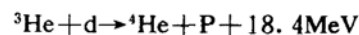
反应产物 T, ${}^3\text{He}$ 还可经过下述反应继续燃烧,



这就达到 (D-D) 燃料循环的目的。

(D-D) 和 (D-T) 聚变堆的一个共同特点是可以从中获得巨大的能量。(D-T) 反应截面较 (D-D) 反应约高两个量级, 但据估计, 地球上可提供氚再生的锂材料大约能维持 1000 年。而 (D-D) 反应中的氘在自然界含量丰富。从这个意义上讲, (D-D) 反应又有着广阔的前景。

3. 其它可利用的聚变反应有:



这些反应的截面都较低, 需要的等离子体温度又较高, 因此从理论和技术角度看尚难付诸实施。

目前, 以 (D-T) 反应为燃料的聚变堆研究最为活跃, 其发展正接近于保持等离子体无损耗平衡和提前进入点火的状态。能够引导等离子体点火实验的聚变实验堆的设计像 Compact Ignition Tokamak (CIT) 及对聚变堆工程组件进行检验的像 Engineering Test Reactor (ETR), Next European Torus (NET) 和 Fusion Engineering Reactor (FER) 等都正在建造中。对构成聚变堆第一壁、包层、屏蔽和磁场等组件材料的核数据也正在进行实验测量和评价, 其中的热核聚变反应, 氚再生, 中

子倍增以及放射性产物核的活化截面等的要求及现状正是本文将要讨论的主要内容。

二、聚变堆对核数据的需要

聚变堆按其组件的作用对核数据的要求可分为：①中子通量的确定，如全截面、中子发射截面（包括微分数据）、中子倍增和剂量截面；②燃料的再循环，如 ${}^6\text{Li}$ (n, t) 和 ${}^7\text{Li}$ (n, n' t) 截面（纯聚变堆）， ${}^{232}\text{Th}$ (n, γ) 和 ${}^{238}\text{U}$ (n, γ) 截面（聚变—裂变混合堆）；③中子倍增，如 ${}^9\text{Be}$ (n, 2n) 和 Rb (n, 2n) 截面（纯聚变）及 ${}^{232}\text{Th}$ (n, 2n), ${}^{238}\text{U}$ (n, γ) 和快中子裂变截面（混合堆）；④安全、防护用的活化截面和衰变数据；⑤辐射损伤研究用带电粒子产生（包括氢，氮）截面和衰变数据；⑥核加热数据，主要是带电粒子产生截面和 γ 产生数据；⑦聚变反应数据包括(D-D)和(D-T)热核反应及其它物理数据。

上述内容是近年来各国核数据研究的主要课题。这些数据主要用于反应堆工程组件的第一壁、包层、磁屏蔽、磁铁和生物屏蔽系统中。

1. 纯聚变概念

(1) 无中子倍增系统：锂自冷/钒合金； $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ 自冷/钒合金； Li_2O_2 固体增殖剂/氦冷却剂/钢—铁结构；锂增殖剂/氦冷却剂/钢—铁结构； $\text{LiF} \cdot \text{BeF}_2$ (FLiBe) 自冷/钒合金。

(2) 有中子倍增系统 (Be 或 Pb)：①水

冷包层原理：固体增殖剂 Li_2O , Li_4SiO_4 , LiAlO_2 等；液体增殖剂 $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ ；锂盐水溶液 LiNO_3 , LiOH 等。②氦冷包层原理： Li_4SiO_4 , $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ 增殖剂等。

(3) 低活性包层系统： LiO_2 或带有 Be 的 Li_4SiO_4 增殖剂/氦冷却剂/陶瓷或石墨装置。

2. 聚变—裂变混合概念

(1) 快裂变：钍和铀中子倍增剂。

(2) 抑制裂变：Be 和 Pb 中子倍增剂。

磁屏蔽是由 W、 B_4C 、Pb、慢化材料和结构合金构成。屏蔽组件的冷却可以是水冷或氦冷。

表 1 给出了聚变堆组件所需的材料⁽¹⁾。从纯聚变堆最新研制结果得出，对低活化设计给予了更多的注意，并避免采用 Nb 和 Mo 作为结构材料。

表 1 可能的聚变堆组件的材料

组件 (区域)	主要元素
结构	Fe, Cr, Ni, Mn, V, Ti, Al, Si, C
增殖剂/冷却剂	Li, H, O, Pb, F, He, Be, Al
中子倍增剂	Be, Pb
磁铁屏蔽	C, B, W, Pb, H, O+结构
磁铁	Cu, Sn, Nb, Al, N, He+结构
第一壁	C, Cu, W, Be+结构
生物屏蔽	Ca, Si, Ba, O+结构
混合堆包层	Th, U, Pu

三、聚变堆核数据研究现状

表 2, 3 分别给出了聚变堆组件材料所需要的核数据的精度和满足程度^(1,2)。

表 2 输运截面现状及所要求的精度

核数据	增殖剂/倍增剂		屏蔽		磁铁		混合堆	
	%	Met.	%	Met.	%	Met.	%	Met.
全截面： $E_n < 10\text{MeV}$	3	P	3	Y	3	Y	1	P
$E_n > 10\text{MeV}$	1	N	1	N	3	Y	1	P
中子发射截面	10	N	3	N	20	P	10	P
中子倍增截面	3	N					5	Y
弹性散射角分布	10	N	3	N	20	P	10	Y

Y: 有实验数据和评价结果, P: 部分满足要求, N: 没有实验数据或精度达不到要求。

表 3 其它反应数据现状及所要求的精度

用 途	精度 (%)	Met.	说 明
氟再生: ⁶ Li (n, t) 截面	5	Y	标准评价
⁷ Li (n, n' t) 截面	3	Y (评价)	14MeV 的新评价精度 2%
中子倍增: ⁹ Be (n, 2n) 截面	3	N	总的中子倍增有分歧
Pb (n, 2n) 截面	3	N	总的中子倍增有分歧
辐射损伤: 反冲谱, 气体产生截面	20	Y	
辐射防护: 活化截面	20	P	重新评价要求长寿命活化数据
和衰变数据	5	P	重新评价中要求改进长寿命放射核的数据
聚变反应: T (d, n) 截面	5	Y	好于 3%
和散射截面	20	Y	好于 10%

1. 热核反应截面

主要反应是聚变驱动器内, 高温等离子体所发生的 (D-D) 和 (D-T) 热核反应。最感兴趣的能区是 1~1000keV, 此能区内

T (d, n) 反应截面大, 能量高, 是最重要的反应。可能发生的一些其它反应及研究情况如表 4 所示。从表中不难看出, 对热核反应的数据基本上达到了要求^[3]。

表 4 带电粒子核反应数据的现状及要求

核反应	Q (MeV)	精度 (%)	说 明
T (d, n) α	17.6	3~5	在 8~80keV 能区, 精度 1.4% (LANL) 在 13.8~114.3keV, 精度 ≤ 5% (兰州近物所)
D (d, n) ³ He	3.27	3~5	在 20~117keV, 精度 1.6%~2% (LANL) 在 15.3~150keV, 精度 ≤ 5% (兰州近物所)
D (d, p) T	4.03	3~5	
T (t, 2n) α	11.3	5	在 30~115keV, 预计达到 5% (LANL)
³ He (d, p) α	18.35	5	在 30~1000keV, 精度 5% (原子能所)

2. ⁷Li (n, n' t) 截面

就氟增殖而言,⁷Li (n, n' t) 反应截面对于锂自冷和氦冷却/氧化锂固体增殖剂的包层原理都是很必需的。自 1981 年来, 关于 ⁷Li (n, n' t) 的实验数据已有许多工作发表, 其能量多在 13~15MeV 范围内。基于这些新实验值的评价结果也已纳入 JENDL-3, ENDF/B-VI 和 EFF-2 库中。从 Young^[4] 的评价结果与 ENDF/B-V-2 的比较中可得出, 在 13~15MeV 能区, Young 的评价在 ≤ 3% 的精度内, 满足对数据的要求, 和 ENDF/B-V-2 的差别也在 1% 以内。另外, 定出的评价 (推荐曲线) 也给出了较好的结果, 详见

文献 [5]。这样, 自 1987 年 16 届国际核数据委员会会议 (北京) 以后, 长期被列入核数据分歧文档重点的 ⁷Li (n, n' t) 反应截面问题得到了解决。

3. 中子倍增截面

14MeV (D-T) 中子产生的倍增对聚变堆来说是一个非常重要的核反应过程, 除液态锂自冷和氦冷却/Li₂O 增殖剂包层原理外, 对大多数包层设计都是必不可少的。Be 和 Pb 是迄今得到的最好的倍增材料, 尤其是 Be 具有高品质倍增率和良好的材料性能, 如低活性、高熔点及易与其它合金材料兼容等。现在, 美、苏、欧共体和日本合作的 International

Thermonuclear Engineering Reactor (ITER) 研究中,即用 Be 作为聚变中子在包层内倍增的主要材料。然而, Be 和 Pb 的 $(n, 2n)$ 截面至今在评价和测量值之间还存在分歧,积分中子泄漏实验还不能令人满意。目前尚需继续进行 14~15MeV 中子的截面和相应的中子发射数据的测量、评价、积分中子泄漏因子的测量和对评价数据的检验。

(1) $^9\text{Be}(n, 2n)$ 截面

14MeV 中子 $^9\text{Be}(n, 2n)$ 截面的评价和测量结果指出, ENDL-86 (ENDF/B-VI) 和 JENDL-3T 的评价分别为 485mb 和 452mb, 相差大于 10%, 而 ENDF/B-IV 和 ENDF/B-V 较 ENDF/B-VI 至少大 6%。但是, ENDF/B-VI 的评价同 $^9\text{Be}(n, 2n)$ 测量值^(6,7) 却很好的一致,其差别在 4% 以内。于是可以这样认为, ENDL-86 (ENDF/B-VI) 的截面评价结果是合理的。特别要指出的是 Taka-hashi⁽⁷⁾ 测量值已达到较高的精度 (2.9%)。

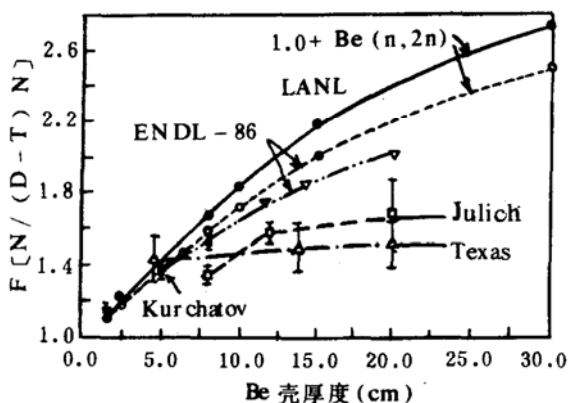


图 1 Be 壳中子倍增因子

图 1 给出了 Be 的积分中子泄漏倍增因子实验和用 ENDL-86 计算的结果。主要的实验有 Julich⁽⁸⁾ 1979 年完成的实验和 1987 年重新进行的分析⁽⁹⁾, 实验误差 3.2%~12%, 结果较 ENDF/B-IV (或 ENDF/B-V) 约低 20%; Kurchatov 实验⁽¹⁰⁾ 用硼罐法总吸收技术, 给出 3% 的误差; 而 Texas 大学实验⁽¹¹⁾ 的总误差达 9%。为便于比

较, 图中还绘出了用 ENDL-86 和 LANL 评价计算的总的中子倍增因子 $[1 + \text{Be}(n, 2n)]$ 以及用 ENDL-86 计算的中子泄漏因子, 两者之差是 Be 壳中被阈反应 (n, p) 、 (n, d) 、 (n, t) 和 (n, α) 反应及 (n, γ) 反应吸收掉的中子部分。

从图中还可看出, 所有积分实验结果彼此相差较大。Julich 的实验误差是非球形几何所致, Texas 大学工作的实验误差太大, 唯有 Kurchatov 的测量, 当考虑 Be 壳厚取为零厘米时 (中子泄漏因子等于 1), 才与计算值相一致。由对图中实验的分析可知, 仍需要 Be 壳厚度 10~20cm 的积分实验, 精度为 3% 或更小些。

(2) $\text{Pb}(n, 2n)$ 截面

14MeV 中子 $\text{Pb}(n, 2n)$ 截面的评价和测量结果指出所有的评价在 2% 误差范围内能很好地一致。而测量值彼此相关约 20%, 同评价值比较, 测量的截面或高或低约 10% (实验误差 ~7%)。

Pb 的中子积分实验主要有 OKTAVIAN 实验⁽¹²⁾, 用 Pb-Li 球泄漏谱法, 结果较 1985 年测量的降低较多, 实验误差 7%; Dresden 技术大学实验⁽¹³⁾ Pb 壳的厚度 22.5cm, 误差 12%; BARC 测量⁽¹⁴⁾ 厚度为 10cm, 得到 3% 的精度; 而 Kurchatov 仍用硼罐总吸收技术, 精度仍然很高 (2.9%)。上述实验结果及用 ENDL-86 的计算均示于图 2。由图中可以得出, $\text{Pb}(n, 2n)$ 截面和中子倍增因子的实验结果之间仍然存在分歧, 这对测量提出了更高的要求 and 需要更高水平的评价报告。

4. 活化截面

(D-T) 热核反应本身没有放射性产物, 但所产生的 14MeV 聚变中子可在第一壁和包层等组件材料中引起活化反应。因此, 对活化数据的研究将涉及到反应堆安全、防护、维修、核废物处理和材料循环等。

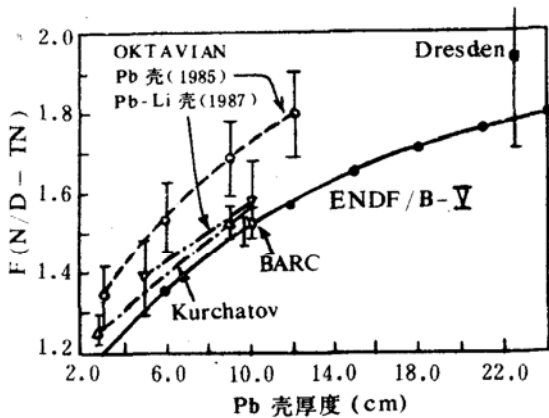


图2 Pb壳中子倍增因子

有关 14MeV 中子活化截面的测量和评价工作已有大量文章发表,但真正的通用活化截面数据的评价仍然是非常必要的。尤其是随聚变技术的发展,国际上对大量的核废液的处理表示了极大的关注。因此,对长寿命放射核 ($\tau_{1/2} \geq 5a$) 活化截面的要求越来越紧迫,涉及的能量范围对阈反应是 14MeV,而对 (n, γ) 反应则是 1keV~1MeV^[15]。

目前,已完成和正在测量的反应有 $^{27}\text{Al}(n, 2n)^{26}\text{Al}$ 、 $^{63}\text{Cu}(n, p)^{63}\text{Ni}$ 、 $^{64}\text{Ni}(n, 2n)^{63}\text{Ni}$ 、 $^{60}\text{Ni}(n, 2n)^{59}\text{Ni}$ 、 $^{94}\text{Mo}(n, p)^{94}\text{Nb}$ 、 $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ 、 $^{93}\text{Nb}(n, p)^{93}\text{Zr}$ 、 $^{94}\text{Zr}(n, 2n)^{93}\text{Zr}$ 、 $^{93}\text{Nb}(n, 2n)^{92}\text{Nb}$ 和 $^{94}\text{Mo}(n, 2n)^{93}\text{Mo}$ 等。这些测量工作正由 IAEA 组织的一个国际协调研究计划 (CRP) 小组进行,部分结果已在 1989 年 Argonne 的 IAEA 咨询会议上报告^[16]。国内长寿命放射核活化截面的测量主要是利用在兰州建造的 $3.3 \times 10^{12}\text{n/s}$ 强流中子发生器,在兰州大学和北京原子能科学研究院同时进行。

五、结论和建议

综上所述,可以得到如下结论和建议:

1、氘增殖的 $^7\text{Li}(n, n' t)$ 截面已达到要求。 $^9\text{Be}(n, 2n)$ 和 $\text{Pb}(n, 2n)$ 中子倍增截面

仍未达到 $\leq 5\%$ 的要求,希望继续进行测量并提高精度。

2、增殖剂,结构和屏蔽材料的积分和微分截面要求继续进行测量和进行新的评价,主要在 $E_n \geq 10\text{MeV}$ 能区,要求精度 $\leq 10\%$ 。另外,对评价数据的文档还应考虑协方差的信息。

3、短和中等寿命放射核活化截面已基本达到要求。急需的长寿命放射核的活化截面正在按照 IAEA 的 CRP 计划执行。衰变数据的评价已经纳入 ENDF/B-VI 的评价核数据库。

4、积分实验和数据检验的分析已趋于国际化。例如关于聚变中子学的 USDOE/JAERI-FNS 协调研究计划、IAEA 的基准实验和理论计算计划等。

5、聚变核数据用的评价库 ENDF/B-VI 和 JENDL-3 已公开发布,EFF-2—欧洲聚变核数据文档(第二版)—已于 1989 年开始建库。鉴于聚变堆要求的核数据(评价、测量、检验)研究的国际化,IAEA 还专门建立了国际聚变核数据库 INDL/F,以便协调和发展各国聚变核数据的研究。

参 考 文 献

- [1] V. Goulo (ed.). IAEA-TECDOC-457 (1988)
- [2] E. T. Cheng, Proceedings of the International Conference on the Nuclear Data for Science and Technology, May 30 - June 3, Mito, Japan (1988) 187
- [3] E. T. Cheng, IAEA-TECDOC-457 (1988) 37
- [4] 于宝生, 蔡敦九, 中国核科技报告, CNIC-00071 (CNDC-0001) (1987)
- [5] P. G. Young, D. A. Rutherford, LA-UR87-1588 (1987)
- [6] K. W. Kneff et al., Nuclear Sci. and Eng., 92 (1986) 491
- [7] A. Takahashi et al., JAERI-88-065 (1988) 279
- [8] T. Baus et al., Nuclear Sci. and Eng., 70 (1979) 309
- [9] V. Nargundkar et al., Fusion Technology, 12 (1987) 381

- [10] V. A. Zagryadskij et al., INDC (CCP) — 272/G (1987)
- [11] R. S. Hartley, Ph. D. Dissertation, University of Texas, Austin, U. S. A. (1987)
- [12] J. Frehaut et al., BNL—NCS—51245 (1980) 399
- [13] T. Elfruth et al., Atomkernenergie, kerntechnik 49 (3) (1987) 121
- [14] P. O. Joneja et al., Fusion Technology, 12 (1987) 115
- [15] E. T. Cheng, Lecture given at the 16th INDC Meeting (Oct. 1987, Beijing, China)
- [16] Wang Dahai (ed.), INDC (NDS) — 232/L (1990)

(上接第 29 页)

表 3 国外强流中子管概况

型 号	设 置 地	电压 (kV)	靶流 (mA)	靶	中子强度	用 途
TCC—4100	Fox Chase Cancer Center 美国宾州	170	500 D. T 混合	自激靶	8×10^{12}	治 癌
同 上	King Faisal Specialist Hospital 沙特阿拉伯	170	500 D. T 混合	自激靶	8×10^{12}	治 癌
* Karin	KFK 德 国	200	150 D. T 混合	ScTD 500CiT	6.2×10^{12}	治 癌
Karin	GKSS 德 国	200	150 D. T 混合	ScTD 500CiT	6.2×10^{12}	活化分析等

* 由 Karin 型中子管所配成的快中子治疗系统还分别安装在德国的 Zürich、Müster 以及海德堡的 DKFZ.

参 考 文 献

- [1] Booth et al., Nucl. Instr. & Meth, 145 (1977) 25
- [2] J. C. Davis, IAEA—TECDOC—410 (1986) 303
- [3] Su Tongling et al., Nucl. Instr. & Meth., A287 (1990) 452
- [4] D. Massoletti, et al., Nucl. Instr. & Meth., B10/11 (1985) 779
- [5] G. Stengl, et al., Nucl. Instr. & Meth, 140 (1977) 197
- [6] 程伟燮, 洪忠梯, 粒子加速器原理, 北京, 原子能出版社, 1984
- [7] J. Pivarc, IAEA—TECDOC—410 (1986) 356
- [8] R. C. Barrall, et al., IEEE, NS—30, No. 2 (1983) 1777
- [9] R. J. Walko, et al., IEEE, NS—30, No. 2 (1983) 1449