

一维贫铀/聚乙烯交替系统中D-T中子诱发的 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率的测定与分析*

羊奕伟¹⁾²⁾³⁾ 刘荣¹⁾ 蒋励^{1)†} 鹿心鑫¹⁾ 王玫¹⁾ 严小松¹⁾

1)(中国工程物理研究院核物理与化学研究所, 绵阳 621900)

2)(清华大学粒子技术与辐射成像教育部重点实验室, 北京 100084)

3)(清华大学工程物理系, 北京 100084)

(2014年1月24日收到; 2014年5月27日收到修改稿)

开展了钍样品装置内钍核参数的积分中子学基础研究. 参考混合堆概念设计搭建了内部放置了钍样品的一维贫铀/聚乙烯交替系统装置, 采用加速器D-T中子源模拟聚变堆芯, 利用前期开发的离线伽马测量方法测定了不同位置、不同中子谱情况下的 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率, 不确定度约为5%. 结果显示, 聚乙烯对14.1 MeV中子的慢化作用可有效提升钍俘获率, 且贫铀对钍俘获率也有显著提升作用. 实验结果与主流核数据库计算结果的对比显示, ENDF/B-VI.6和JENDL-3.3数据库的计算值比实验值平均约大6%, 而较新的ENDF/B-VII.0数据库的计算值比实验值平均约大4%. 因此, 相比于之前数据库的钍核数据, ENDF/B-VII.0的计算值与实验结果匹配得较好, 可作为相关概念设计的推荐核数据库.

关键词: 钍, 俘获率, D-T中子, 贫铀

PACS: 28.20.Np, 25.70.Jj

DOI: 10.7498/aps.63.162801

1 引言

当今核能领域的前沿研究中, 钍-铀循环以其巨大的原料储量、高燃料增殖率以及产物高安全系数等优势受到了很大重视^[1]. 国家自然科学基金重大研究计划“先进核裂变能的燃料增殖与嬗变”资助了针对钍-铀循环的多项研究. 但是, 目前国内对于钍的研究都普遍存在模拟计算研究多而实验测量研究少的情况, 特别是我国的钍相关基础实验数据十分缺乏, 普遍采用国外的评价核数据库进行模拟计算. 不同核数据库之间存在许多分歧, 给新型含钍反应堆设计造成了很大困扰. 核数据库是模拟计算的基础, 也是积分实验检验的对象. 为此, 本课题组展开了一系列钍样品装置内钍核参数的积分中子学基础研究, 准确测量了相关核数据, 并与当今的主流数据库进行了对比校验和分析.

聚变裂变混合堆燃料区概念设计中多采用天然铀作为裂变燃料, 轻水作为冷却剂和慢化剂. 参考概念设计, 利用现有材料贫铀球壳代替天然铀球壳, 聚乙烯代替水, 设计搭建了贫铀/聚乙烯交替球壳模拟实验装置, 用于展开 ^{238}U 造钚率等多种反应率研究. 由于D-T中子会诱发 ^{238}U 的快裂变以及聚乙烯的慢化, 使得整套系统的中子经济性较好^[2]. 同时, 在含钍的混合堆包层设计中采用钍填充或钍铀混合填充的概念模型, 利用铀进行裂变产能及燃料增殖造钚, 由钍进行燃料增殖造铀^[3,4]. 考虑贫铀聚乙烯交替系统良好的中子经济性, 在建立的一维贫铀/聚乙烯交替装置内径向不同位置填充钍样品, 测量其中钍的俘获反应率, 为钍俘获反应核参数检验和含铀系统中钍铀转换率研究提供支持, 此外也可提供装置内的中子谱指示.

天然钍中的主要元素成分为 ^{232}Th , 钍-铀循

* 国家自然科学基金(批准号: 91226104)资助的课题.

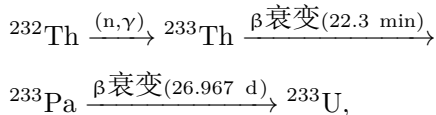
† 通讯作者. E-mail: jianglipop@163.com

环的主要原理为 ^{232}Th 俘获中子反应生成 ^{233}Th , ^{233}Th 经过两次衰变生成优良的核燃料 ^{233}U , 进而完成燃料增殖. 因此, 准确地确定 $^{232}\text{Th} (n, \gamma)$ 反应率在钍-铀循环相关概念设计中显得极其重要, 而国内外相关实验十分缺乏, 仅在小型钍球模型中进行过 D-T 中子源和 ^{252}Cf 中子源的少数几个中子泄漏能谱及 (n, xn) 实验^[5]. 本文阐述了一维贫铀/聚乙烯交替球壳系统中的 $^{232}\text{Th} (n, \gamma)$ 反应率的测量与对比校验分析, 包括理论方法、装置细节、实验测量以及模拟计算对比校验等.

2 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率测量方法

为适应积分中子学参数测定需要, 研究开发了钍俘获反应率活化离线伽马测量 (ATDOM) 方法.

^{232}Th 俘获反应生成 ^{233}Th , 并最终衰变成 ^{233}U 的反应链如下:



两次 β 衰变的半衰期分别为 22.3 min 和 26.967 d.

实验照射过程中 ^{232}Th 的俘获产物 ^{233}Th 及后端 ^{233}Pa 消耗的方式主要有两种: 一是与中子发生核反应减少; 二是自发衰变减少.

首先, 对与中子发生核反应的概率进行评估. 按照中子源强平均为 10^{10} s^{-1} 计算, 以样品 1 为例, 其中的俘获产物 ^{233}Th 在 15000 s 左右达到稳定, 稳定原子数约为 2×10^8 . 假设俘获产物 ^{233}Th 仅通过衰变减少, 在照射时间 (约 40000 s) 内其衰变产物 ^{233}Pa 的量近似呈直线增加, 在 40000 s 时达到最大值, 约为 4.5×10^9 个原子. 采用相同方法评估 ^{233}U , 也在 40000 s 时达到最大值, 约为 2.5×10^7 个原子. 至此, 得到了照射过程中三种产物的最大可能原子数, 而样品 1 中 ^{232}Th 的原子数为 5.85×10^{20} , 比三种产物的最大量均大 11—13 个数量级. 将这些评估得到的最大产物量写入 MCNP 程序, 以配合 ENDF/B-VII.0 数据库计算其反应率, 得到的样品 1 中的各相关核素反应率列于表 1. 由

表 1 可以看出, 根据数据库数据, ^{233}Pa 的总中子反应率比衰变率低 8 个数量级, 而 ^{233}Th 的总中子反应率比衰变率低 10 个数量级. 而 Naik 等^[6] 测量 $^{233}\text{Pa}(2n_{\text{th}}, f)$ 反应截面得到的结果显示, 其热中子反应截面约为 5000 b. 此结果在钍铀循环中非常重要, 而现有核数据库中并没有此截面的可用数据. 一般认为 $^{233}\text{Pa}(2n_{\text{th}}, f)$ 反应截面与 $^{242}\text{Am}(n, f)$ 反应截面非常类似, 基本处于同一数量级, 从而可采用 $^{242}\text{Am}(n, f)$ 反应截面数据代替 $^{233}\text{Pa}(2n_{\text{th}}, f)$ 反应截面数据进行计算. 如果使用文献^[6] 的 $^{233}\text{Pa}(2n_{\text{th}}, f)$ 反应截面数据, 计算得到样品 1 中 $^{233}\text{Pa}(2n_{\text{th}}, f)$ 反应率约为 $4 \times 10^{-14} \text{ s}^{-1}$, 比利用现有 ENDF/B-VII.0 数据库计算得到的 ^{233}Pa 与中子反应的总反应率还大 1 个数量级, 但仍然比衰变率低 7 个数量级, 因此, 此截面情况对钍铀循环的影响较大, 而对本实验的影响可以忽略. 最终有理由认为, 由于中子源强较低和照射时间较短, 因此俘获产物 ^{233}Th 及后端衰变产物 ^{233}Pa 都只通过衰变减少.

与衰变率相比, 核反应率极低, 因此可忽略. 通过测量得到反应链中 ^{233}Pa 衰变放出的 311.98 keV 特征 γ 射线, 就可以反推算出 ^{233}Pa 的量, 从而反推出俘获产物 ^{233}Th 的总产生量. 再配合中子源强实时监测系统 and 特定算法, 即可精确得到 ^{232}Th 俘获反应率 R ,

$$R = \frac{N_{\gamma}}{\left(1 - e^{-\lambda_{\text{Pa}}(t_2 - t_1)}\right) r_{311.98} \varepsilon A \sum_{i=1}^k C_i}, \quad (1)$$

其中, N_{γ} 为利用高纯锗 (HPGe) 探测器测量得到的样品内发出 311.98 keV 特征 γ 射线的总计数; λ_{Pa} 为 ^{233}Pa 的衰变常数; t_1 和 t_2 分别为 γ 射线测量的起始时间和终止时间; $r_{311.98}$ 为一次 ^{233}Pa 衰变放出 311.98 keV 特征 γ 射线的概率; ε 为探测器对样品内 311.98 keV 特征 γ 射线的探测效率; A 为自吸收修正因子; k 为中子照射时间周期数, 每个周期为 10 s, 总照射时间为 $k \times 10 \text{ s}$; C_i 为第 i 个周期生成的 ^{233}Pa 积累算子. 具体的计算细节请参见文献^[7].

表 1 样品 1 中 ^{233}Th 及后端核素的各相关反应概率

核素	(n, γ) 反应率/ s^{-1}	(n, f) 反应率/ s^{-1}	$(n, 2n)$ 反应率/ s^{-1}	总反应率/ s^{-1}	衰变率/ s^{-1}
^{233}Pa	1.62×10^{-15}	5.45×10^{-18}	1.21×10^{-17}	2.26×10^{-15}	2.97×10^{-7}
^{233}Th	2.49×10^{-14}	2.68×10^{-16}	9.13×10^{-18}	2.58×10^{-14}	5.18×10^{-4}
^{233}U	9.49×10^{-16}	9.73×10^{-15}	1.32×10^{-18}	1.12×10^{-14}	稳定

3 实验装置

本文实验装置主要由中子源、贫铀/聚乙烯交替球壳、钚样品三部分组成. 装置剖面如图1所示.

3.1 中子源

参考含钚聚变-裂变混合堆概念设计, 利用中国工程物理研究院核物理与化学研究所中子物理与加速器实验室的PD-300加速器D-T中子源开展实验. D离子被加速后(平均能量为134 keV)轰击固定在装置中心(球心)处的T靶得到平均能量约为14.1 MeV的D-T聚变中子, 源强约为 $1 \times 10^{10} \text{ s}^{-1}$. 使用伴随 α 粒子法在线监测中子源即时强度, 不确定度为2.5%.

3.2 贫铀/聚乙烯交替球壳

装置球壳由3层贫铀(密度为 18.8 g/cm^3 , ^{238}U 的原子含量为99.58%)和4层聚乙烯(密度为 0.95 g/cm^3)组成, 内半径为11.1 cm, 外半径为35 cm, 具体成分与尺寸列于表2. 球壳装置水平方向开有直径为4 cm的束流靶管孔道, 竖直方

向留有直径为4 cm的样品孔道.

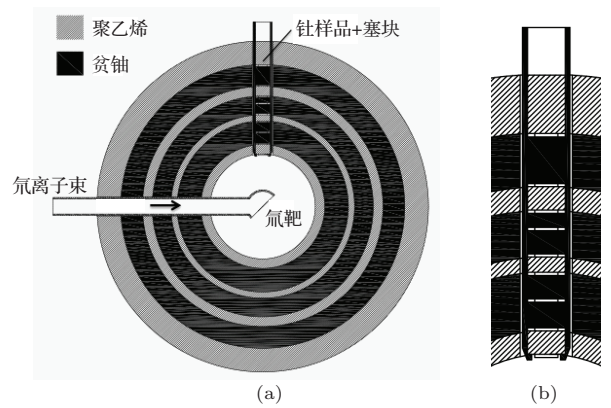


图1 装置剖面图及样品部分放大图 (a) 装置剖面图; (b) 样品部分放大图

3.3 聚乙烯和水两种慢化材料的评估

由于工程原因, 实验采用聚乙烯代替水作为慢化体. 为评估两种不同慢化材料对于俘获率的影响, 使用ENDF/B-VI.6数据库配合MCNP5程序对不同慢化材料下装置内钚俘获率进行了模拟计算及对比, 结果列于表3. 由表3可以看出, 聚乙烯慢化体引起的钚俘获率 R_p 比水慢化体引起的钚俘获率 R_w 略高. 除样品1以外, 其他样品内聚乙烯慢化体与水慢化体的结果差别较小, 在10%以内.

表2 贫铀/聚乙烯交替球壳的具体成分及尺寸

球壳壳层编号	1	2	3	4	5	6	7
成分	聚乙烯	贫铀	聚乙烯	贫铀	聚乙烯	贫铀	聚乙烯
内半径/cm	11.1	13.1	18.1	19.4	23.35	25.4	30
外半径/cm	13.1	18.1	19.4	23.35	25.4	30	35

表3 在聚乙烯和水慢化体条件下的钚俘获率

样品编号	$R_p/10^{-27}$	$R_w/10^{-27}$	R_p/R_w
1	20.20	17.00	1.19
2	8.88	8.69	1.02
3	4.74	4.56	1.04
4	5.82	5.34	1.09
5	5.23	4.94	1.06
6	3.36	3.21	1.05
7	4.14	3.78	1.10
8	3.01	2.80	1.08
9	1.56	1.53	1.02

3.4 钚样品

实验利用湖南有色金属研究所制备的99.95%纯 ThO_2 粉末钚样品, 将其封装在圆形有机玻璃盒内(盒密度为 1.2 g/cm^3 , 外径为19 mm, 内径为18 mm, 盖(底)厚为1 mm), 封装后压紧的 ThO_2 密度约为 3 g/cm^3 , 厚度约为0.7 mm, 质量约为0.45 g. 样品布置在球壳竖直样品孔道中, 之间分别填充与周围介质相同的贫铀/聚乙烯塞块. 9片钚样品由内到外编号为样品1—样品9, 中心距球心的径向距离分别为108.9, 132.6, 156.6, 179.4, 195.1, 217.8, 232.4, 255.5, 298.2 mm. 照射结束后, 从球壳装置中取出样品, 为减小自吸收以及消除

有机玻璃盒的影响,由有机玻璃盒内取出氧化钍粉末,均匀摊开成半径为16 mm的圆形薄层,此时ThO₂密度约为2 g/cm³,进行311.98 keV特征γ射线测量.

4 参数确定

4.1 探测效率标定

ATDOM法中311.98 keV特征γ射线的测量是重要的一环,实验中使用ORTEC公司生产的GEM60P型HPGe探测器进行样品离线γ能谱测量.待测样品是半径为16 mm的ThO₂粉末圆形薄层,密度约为2 g/cm³.

最为简单和精确的方法是采用与待测样品相同尺寸和能量的γ射线标准源直接对探测器探测效率进行标定,但难以找到311.98 keV特征γ射线标准源,更无法得到与样品尺寸相当的标准源.因此,研究使用能量插值和点源积分的方法对311.98 keV特征γ射线的探测效率进行标定.

能量插值方法是使用²²⁶Ra和¹⁵²Eu两个标准点源放出的多条γ射线对探测器在100 keV—1.7 MeV范围内的探测效率进行标定.从图2可以看出,随着能量的增加,探测效率呈指数下降,通过拟合可得到探测效率与能量之间的关系方程.

点源积分方法如下:待测钍样品是半径为16 mm的圆形薄片,为确定此面源的探测效率,在距面源中心不同距离位置处进行能量刻度,拟合发现探测效率随距离的增大呈抛物线下降.图2给出了距面源中心0, 8, 16 mm处的探测效率随能量的变化.据此可以得到311.98 keV特征γ射线的探测效率为12.63% (0 mm), 12.35% (8 mm), 11.74% (16 mm).对拟合得到的抛物线方程积分发现,对于半径为16 mm的311.98 keV γ面源,所用HPGe探测器的探测效率为12.12%,不确定度约为1%.

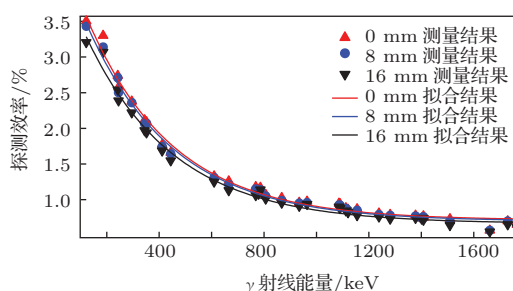


图2 距面源中心0, 8, 16 mm处探测效率与γ射线能量的关系

4.2 自吸收修正因子的确定

实验中标定的探测效率为对互相没有影响的点源形成的16 mm二维圆形阵列的探测效率,而待测样品有一定厚度且对311.98 keV γ射线存在影响(主要为自吸收),因此需要评估这种影响,确定其自吸收修正因子.

根据理论推导和模拟计算可知,探测器几乎无法探测到面源阵列上表面发出的γ射线,而侧表面的面积很小(相对于下面积),探测效率也较低,因此,样品整体的自吸收修正因子A约等于下表面的自吸收修正因子A_{down}:

$$A \approx A_{\text{down}} = N_{\text{down}}(d)/N_{\text{down}}(0), \quad (2)$$

其中, N_{down}(0)是当厚度为d的样品不存在自吸收时其下表面出射的γ射线占总源强的比例, N_{down}(0)是一个常数; N_{down}(d)是厚度为d的样品存在自吸收时其下表面出射的γ射线占总源强的比例,理论上N_{down}(d)与厚度d之间服从指数衰减关系,进而自吸收修正因子A与厚度d之间也服从指数衰减关系.对于相同密度、相同半径的样品,厚度d与质量m成正比,则A与m服从指数衰减关系.

为确定具体的指数衰减关系方程,采取了实验测定和模拟计算两种方法.由于样品的限制,实验只测量了两个质量相差较大的样品(0.3117 g和0.0291 g),再拟合得到实验测得的自吸收修正因子A_e与m的关系

$$A_e(m) = \frac{7.4571}{m} (1 - e^{-0.1341m}). \quad (3)$$

使用MCNP5程序配合ENDF/B-VI.6数据库计算了多个质量点下自吸收修正因子A_c,计算得到的自吸收修正因子A_c和实验得到的自吸收修正因子A_e与质量m的关系如图3所示.从图3可以看出,在样品质量为1 g以下的计算值与实验值之间的差别都在1%以内,两者符合得较好.待测样品质量在0.3—0.5 g时,此范围内实验值与模拟计算值相差极小,在实验不确定度范围(0.5%)内可视为相同.

4.3 中子源强度测定

与瞬发γ测量法相比,ATDOM法的中子照射时间较长(通常为6—8 h),过程中生成的俘获反应产物通过衰变减少,因此在离线测量、推算反应率时需要实时对中子源强进行监测.本实验中采用了伴随α粒子法,以10 s为周期实时记录D-T聚变

放出的伴随 α 粒子,再配合立体角数据推算出中子源强,不确定度为2.5%^[8].

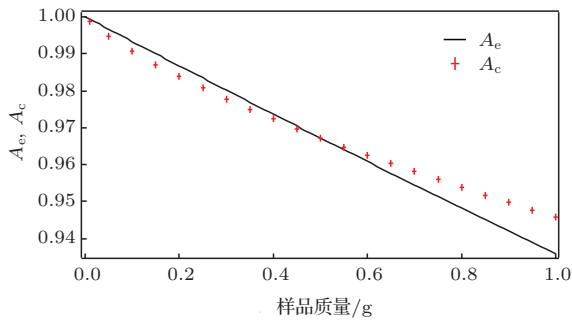


图3 实验测量得到的自吸收修正因子 A_e 、模拟计算得到的自吸收修正因子 A_c 与质量 m 之间的关系

5 实验及计算分析

5.1 实验结果

实验中,中子源的照射时间约为9 h.照射结束后对钍样品进行10 h搁置“冷却”,以保证短半衰期的 ^{233}Th (半衰期为22.3 min)完全衰变成 ^{233}Pa .之后分别测量各样品中的311.98 keV特征 γ 射线,配合中子源强即时监测结果和反推算法^[1],使用测得的探测效率(12.12%)和不同质量 m 的自吸收修正因子得到样品的 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率.实验中的主要不确定度列于表4,其他的影响因素包括 ^{233}Th 半衰期不确定度(0.2%)、 ^{233}Pa 半衰期不确定度(约为0.5%)、样品纯度不确定度(小于0.05%),这些不确定度对最终结果的影响小于0.1%.由表4所列的因素导致的最终不确定度为5%.

表4 实验中的主要不确定度

类别	不确定度/%
312 keV 特征 γ 发射概率	1.0
γ 射线探测统计涨落	1.0
中子源强监测	2.5
探测效率标定	1.0
自吸收修正因子	0.5
其他	0.1

图4给出了 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率的实验结果.从图4可以看出,随着距中子源距离的增加,样品内 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率总体呈下降趋势,但是由于聚乙烯慢化体的加入,使得靠近聚乙烯位置的样品内俘获率明显升高.这说明聚乙烯的慢化作用有利于提高俘获率,进而提高钍的核燃料增殖率.

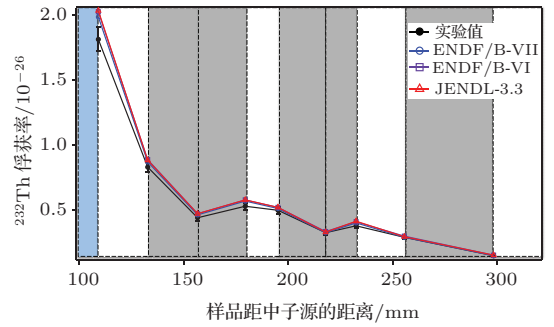


图4 钍样品中的 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率的实验值及模拟计算结果(背景颜色对应不同的介质类型,蓝色对应空气,白色对应聚乙烯,灰色对应贫铀)

5.2 数据库对比

作为校验,使用DROSG-2000程序^[9]计算了中子源的能量与强度分布,再输入MCNP5程序,按实验真实情况准确地描述了装置细节,包括靶室细节、球壳装置细节及 ThO_2 样品细节.在相似的实验装置上已进行过多次贫铀活化片的反应率测量实验,实验结果与模拟计算值差距普遍小于1%^[10-12],表明此模拟计算方法在该装置上能很好地描述实验情况.分别配合ENDF/B-VI.6, ENDF/B-VII.0和JENDL-3.3数据库进行模拟计算(图4),计算统计误差极小,可以忽略.图5给出了距中子源不同距离情形下利用上述三个数据库得到的各样品内 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率计算值与实验值之比 R_c/R_e .

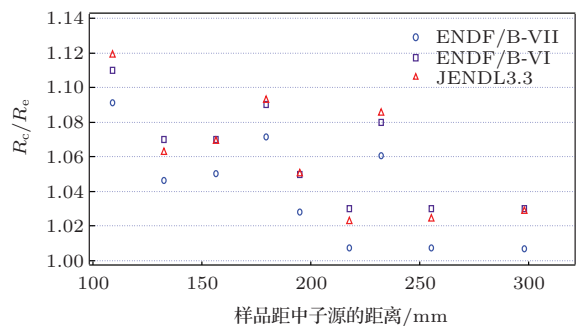


图5 各样品内 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率计算值与实验值之比 R_c/R_e

从图5可以看出:整体上,模拟计算值都大于实验值;利用ENDF/B-VI.6和JENDL-3.3数据库得到的模拟计算结果基本相同,除样品1外,其他样品的计算值比实验值普遍偏大,幅度在10%以内,平均在6%左右,略大于实验不确定度(5%);利用ENDF/B-VII.0数据库得到的计算结果比前两个数据库结果都小2%左右,但仍比实验值略大,除样品1外偏差均小于8%,平均偏差约为4%,小

于实验不确定度(5%)。由于样品1暴露在空气中,受到程序中靶室结构不准确性的影响,因此实验值与模拟计算值偏差略大。由此可知,对于D-T中子源配合一维贫铀/聚乙烯交替球壳系统得到的中子谱,当今主流的数据库对 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率的计算值略大于实验值,而其中较新的ENDF/B-VII.0数据库较之于ENDF/B-VI.6及JENDL-3.3数据库更加准确。

5.3 能谱分析

图6给出了穿过各样品的中子能谱,由于各数据库计算得到的能谱基本一致,故此仅展示了利用ENDF/B-VII.0数据库计算得到的能谱结果。从图6(a)可以看出,在实验所用的一维贫铀/聚乙烯交替球壳装置内中子能量从0到15 MeV,呈“类U”型分布,能量主要分布在0.1—6 MeV区间及13—15 MeV区间。

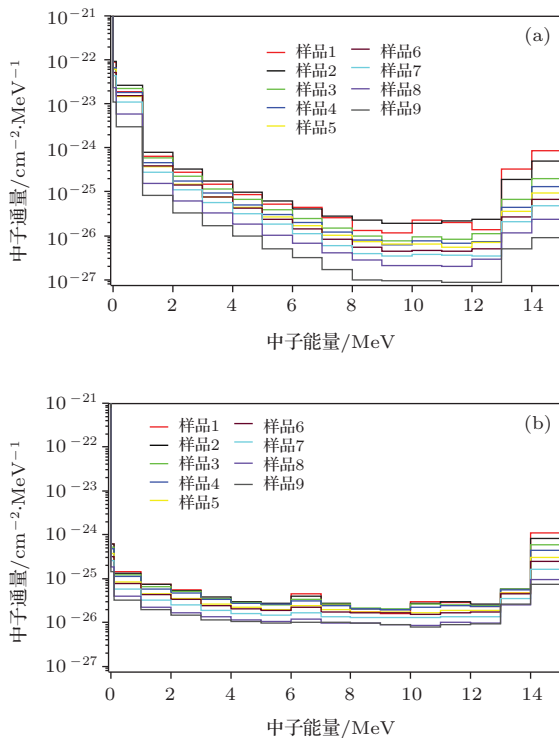


图6 穿过各样品的中子能谱 (a) 一维贫铀/聚乙烯交替球壳中各样品的中子能谱; (b) 一维聚乙烯球壳中各样品的中子能谱

5.4 与一维聚乙烯球实验的对比

文献[3]阐述了在一维聚乙烯球中进行的实验。图7给出了文献[3]结果与本文实验结果的对比。相对于单纯聚乙烯球,贫铀/聚乙烯交替球壳中相同位置钍样品内钍俘获率明显增加。由图6所示

的各样品中子能谱可知,贫铀的加入使得2 MeV以下中子显著增加,而钍俘获反应截面在2 MeV以下部分较大,故贫铀的加入有效提升了钍俘获率。较之于单纯聚乙烯球,贫铀加入后10 MeV左右的中子有所下降,但由于能量较高,对俘获率影响较小,预期对相关的裂变率和(n, 2n)反应率会有较大的影响。

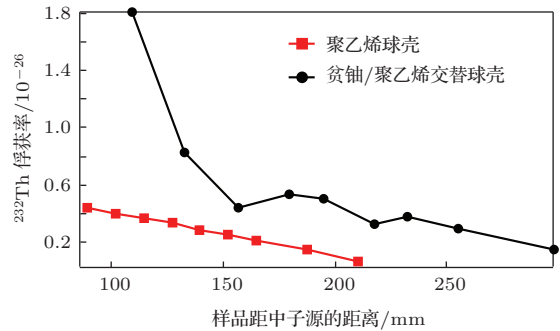


图7 一维贫铀/聚乙烯交替球壳、一维聚乙烯球壳中钍俘获率的比较

6 结论

本文使用ATDOM法测量了一维贫铀/聚乙烯球壳装置中不同位置上的 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率,不确定度为5%,这为钍相关新型反应堆特别是聚变裂变混合堆的概念设计提供了核燃料增殖等方面的数据支持。聚乙烯和水在装置内对钍样品俘获情况的影响基本相同。实验结果显示,聚乙烯对D-T中子的慢化作用对钍的俘获率提升有明显帮助。与一维聚乙烯球中的实验结果对比可知,贫铀可使得系统中2 MeV以下的中子数明显增加,也有助于钍俘获率的显著提升。贫铀/聚乙烯交替系统良好的中子经济性对于钍的俘获率及之后的核燃料增殖性能都有明显的提升。由于低能端中子对钍俘获率的贡献最大,因此在概念设计中增加低能端中子数是提高钍铀循环速率的有效途径,在之后的概念设计及模拟实验中可以考虑进一步增加低能中子数,进而提高 ^{233}U 增殖率。与主流核数据库的模拟计算结果进行对比可知,ENDF/B-VI.6, ENDF/B-VII.0及JENDL-3.3数据库配合MCNP5程序可较为准确地模拟此结构下钍的俘获率情况,计算结果略大于实验值,除特殊点外偏差普遍在10%以内。其中ENDF/B-VII.0数据库与实验结果符合得最好,相差在5%以内,在实验不确定度内。因此,认为ENDF/B-VII.0数据库在 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反应率相关核数据准确性上有所提升。为了进一步研

究钚核素的积分中子学参数, 下一阶段的工作将集中在设计单纯的钚样品和基于钚样品的含铀实验装置, 在钚样品中测量钚俘获率、裂变率等多种核参数, 从而为校验钚铀核燃料循环中的钚核数据库提供参考.

参考文献

- [1] Schillebeeckx P, Trkov A 2006 *Summary Report of the 3rd Research Coordination Meeting* (Vienna: International Atomic Energy Agency) pp7-27
- [2] Yan X S 2012 *M. S. Thesis* (Beijing: China Academy of Engineering Physics) (in Chinese) [严小松 2012 硕士学位论文 (北京: 中国工程物理研究院)]
- [3] Yapici H, Sahin N, Bayrak M 2000 *Energ Convers. Manage* **41** 435
- [4] Zhao J, Yang Y W, Zhou Z W 2012 *Fusion Eng. Des.* **87** 1385
- [5] Simakov S P, Kobozev M G, Lychagin A A, Talalaev V A, Chuvilin D Y, Maslov V M 2007 *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology* (Nice: EDP Sciences) p222
- [6] Naik H, Prajapati P M, Suryanarayana S V, Pathak P N, Prabhu D R, Chavan V, Raj D, Kalsi P C, Goswami A, Ganesan S, Manchanda V K 2011 *Eur. Phys. J. A* **47** 100
- [7] Yang Y W, Liu R, Yan X S 2013 *Acta Phys. Sin.* **62** 032801 (in Chinese) [羊奕伟, 刘荣, 严小松 2013 物理学报 **62** 032801]
- [8] Zhu T H, Liu R, Jiang L, Lu X X, Wen Z W, Wang M, Lin J F 2007 *Nucl. Electron. Dect. Technol.* **27** 141 (in Chinese) [朱通华, 刘荣, 蒋励, 鹿心鑫, 温中伟, 王梅, 林菊芳 2007 核电子学与探测技术 **27** 141]
- [9] Drosog M 2000 DROSG-2000: Neutron Source Reactions (Vienna: IAEA Nuclear Data Services)
- [10] Yang Y W, Yan X S, Liu R, Lu X X, Jiang L, Wang M, Lin J F 2013 *Acta Phys. Sin.* **62** 022801 (in Chinese) [羊奕伟, 严小松, 刘荣, 鹿心鑫, 蒋励, 王玫, 林菊芳 2013 物理学报 **62** 022801]
- [11] Yang Y W, Yan X S, Liu R, Lu X X, Jiang L, Lin J F 2012 *Fusion Eng. Des* **87** 1679
- [12] Yan X S, Liu R, Lu X X, Jiang L, Wang M, Lin J F 2012 *Acta Phys. Sin.* **61** 102801 (in Chinese) [严小松, 刘荣, 鹿心鑫, 蒋励, 王玫, 林菊芳 2012 物理学报 **61** 102801]

Determination of $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ reaction rate induced by D-T neutrons in one-dimensional alternate depleted uranium/polyethylene shells*

Yang Yi-Wei¹⁾²⁾³⁾ Liu Rong¹⁾ Jiang Li^{1)†} Lu Xin-Xin¹⁾ Wang Mei¹⁾ Yan Xiao-Song¹⁾

1) (Institute of Nuclear Physics and Chemistry, China Academy of Engineering Physics, Mianyang 621900, China)

2) (Key Laboratory of Particle and Radiation Imaging of Ministry of Education, Tsinghua University, Beijing 100084, China)

3) (Department of Engineering Physics, Tsinghua University, Beijing 100084, China)

(Received 24 January 2014; revised manuscript received 27 May 2014)

Abstract

A series of neutron integral fundamental researches of thorium nuclear data in set-ups containing thorium samples is carried out. One-dimensional alternate depleted uranium/polyethylene shells containing thorium samples are constructed by referring to the conceptual design of fusion-fission hybrid reactor, where a D-T neutron source driven by accelerator is used to simulate the fusion core of the reactor. $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ reaction rates in samples located at different positions in the shells are measured in 5% uncertainty by using activated thorium sample decay γ -ray off-line measurement technique. The results show that the moderation of polyethylene to 14.1 MeV neutron will efficiently increase the capture rate of thorium, and the depleted uranium is also conducive to this increase obviously. The comparison between our measured data and the results available from mainstream nuclear data bank shows that the calculation results from ENDF/B-VI.6 and JENDL-3.3 are around 6% higher than the experimental results, while the newer ENDF/B-VII.0 will achieve better results, around 4% higher than the experimental results. We recommend the ENDF/B-VII.0 to be used in one-dimensional alternate depleted uranium/polyethylene shells related conceptual design when calculating the $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ reaction rate.

Keywords: thorium, capture rate, D-T neutron, depleted uranium

PACS: 28.20.Np, 25.70.Jj

DOI: 10.7498/aps.63.162801

* Project supported by the National Natural Science Foundation of China (Grant No. 91226104).

† Corresponding author. E-mail: jianglipop@163.com