

文章编号: 1007-4627(2017)04-0762-06

基于 D-T 紧凑型中子源的快中子照相准直屏蔽体设计及中子束特性模拟研究

张杰^{1,2}, 王俊润^{1,2}, 张宇^{1,2}, 黄智武¹, 马占文¹, 李建一^{1,2}, 韦峥^{1,2},
卢小龙^{1,2}, 徐大鹏^{1,2}, 姚泽恩^{1,2,†}

(1. 兰州大学核科学与技术学院, 兰州 730000;

2. 兰州大学教育部中子应用技术工程研究中心, 兰州 730000)

摘要: 中子照相是一种重要的无损检测技术, 它能用于火工产品、毒品和核燃料元件等的检测。基于紧凑型 D-T 中子发生器, 完成了一个用于快中子照相的准直屏蔽体系统 (BSA) 的物理设计。根据 D-T 中子源的能谱和角分布建立了中子源模型, 采用 MCNP4C 蒙特卡罗程序, 模拟了准直屏蔽体系统中中子和 γ 射线的输运, 准直中子束相对于单位源中子的中子注量可以达到 $9.30 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-2}$, 准直中子束中主要是能量大于 10 MeV 的快中子; 在设置的样品平面直径 14 cm 的照射视野范围, 准直束中子注量的不均匀度为 4.30%, 准直束中中子注量与 γ 注量的比值为 17.20, 中子通量和中子注量比值 J/Φ 为 0.992, 说明准直中子束有好的平行性; 准直屏蔽体外的泄露中子注量率与准直束中子注量率相比降低了 2 个量级。所设计的准直屏蔽体能满足快中子照相的要求。

关键词: D-T 中子发生器; 快中子照相; 准直屏蔽体; 中子能谱; 中子注量率

中图分类号: TL99 **文献标志码:** A **DOI:** 10.11804/NuclPhysRev.34.04.762

1 引言

快中子照相是一种重要的无损检测手段。与热中子照相相比, 其穿透力强, 能处理较厚样品; 与 X 射线照相相比, 快中子照相能获得包裹于高 Z 材料中的某些低 Z 材料的信息, 在反恐、武器元件检测、核燃料元件检测、航空航天元件检测等领域有广泛应用价值^[1-3]。近年来, 快中子照相在国际上得到了广泛的研究, 我国在快中子照相研究方面也取得了一定的进展^[4-6], 采用紧凑型中子发生器研发小型化可移动式快中子照相系统是关注的发展方向^[7-10]。

快中子照相研究涉及紧凑型中子发生器快中子源、快中子照相准直屏蔽体系统 (BSA- Beam-Shaping-Assembly)、像探测器系统、图像重建算法等基本问题。有潜力开展快中子照相的加速器中子源的核反应有氘氘 (D-T) 反应、氘氘 (D-D) 反应、氘铍 (D-Be) 反应、质子铍 (p-Be) 反应等^[11], 其中, D-T 聚变反应在低的氘束流能量下即可实现高的快中子产额^[12], 易实现小型化, 且能产生能量约 14 MeV 的准单能快中子, 是最

具有潜力发展小型化快中子照相系统的一种中子源。兰州大学已研制了一台紧凑型中子发生器, 其外形尺寸为 $\Phi 280 \text{ mm} \times 980 \text{ mm}$, 将其产生的快中子进行屏蔽准直, 并配以快中子像探测器, 有望发展成为小型化可移动式快中子照相系统。用于快中子照相的准直中子束特性参数首先与中子源的产额、能谱、角分布等相关; 另外, 准直屏蔽体材料、尺寸准直孔的形状和尺寸等对准直中子束的中子通量、平行性和不均匀度等参数也会产生影响。本文的主要目的是, 基于紧凑型 D-T 中子发生器, 结合早先有关 D-T 中子源产额、能谱、角分布的研究结果^[12], 建立准确的 D-T 中子源模型, 通过中子输运的蒙特卡罗模拟, 完成快中子照相准直屏蔽体设计的物理设计, 并开展准直中子束特性的模拟研究。

2 紧凑型 D-T 中子发生器简介

紧凑型 D-T 中子发生器基本结构及组成如图 1 所示, 为圆筒形, 外型尺寸长约 980 mm, 最大法兰外径为 $\Phi 280 \text{ mm}$, 由离子源系统、离子束引出加速及靶系统、高压接头、真空腔和真空泵等部分装配而成。采用

收稿日期: 2017-02-16; 修改日期: 2017-03-30

基金项目: 国家自然科学基金资助项目 (11375077); 国家重大科学仪器设备开发专项 (2013YQ40861); 兰州大学-中央高校基本科研业务费专项资金 (lzujbky-2016-bt08)

作者简介: 张杰 (1992-), 女, 江苏连云港人, 硕士研究生, 从事核能与核技术研究; E-mail: jiezhang14@lzu.edu.cn

† 通信作者: 姚泽恩, E-mail: zeyao@lzu.edu.cn.

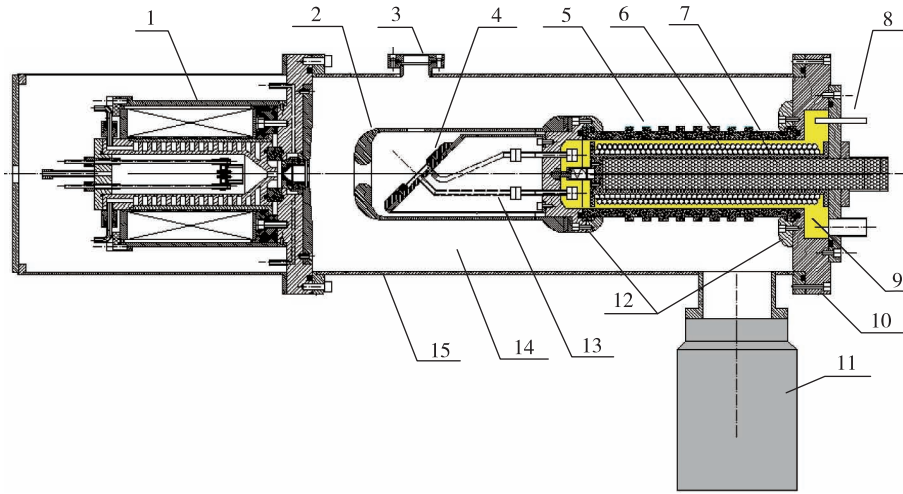


图1 (在线彩图) 紧凑型中子发生器结构

1-离子源; 2-束流引出加速电极; 3-中子输出窗; 4-靶系统; 5-绝缘陶瓷环; 6-螺旋形冷却管; 7-高压电缆; 8-冷却水接头; 9-高压电缆插入腔和变压器油; 10-真空法兰; 11-真空泵; 12-真空密封法兰; 13-冷却管道; 14-真空腔; 15-不锈钢壳。

一组分子泵机组抽气, 以保证腔内真空度好于 1×10^{-4} Pa。两端法兰可打开, 以方便更换氚钛 (TTi) 靶片。采用双等离子体离子源产生氘 (D) 离子束, 通过高压电缆和高压接头将负高压馈入到引出加速电极, 在离子源阳极和引出加速电极间建立电场; 从离子源引出 D 离子束, 并加速到约 100~120 keV 能量, 轰击在 T 靶上, 发生 D-T 聚变反应, 产生能量约 14.5 MeV 的快中子。高压接头由陶瓷绝缘环 (长 25 cm, 外径 11 cm)、高压电缆、冷却管道以及两端的不锈钢法兰通过“O”圈密封装配而成, 在其内部密封空腔内充入变压器油, 以保证高压接头内部具有良好的高压绝缘性能。TTi 靶位于引出加速电极圆筒内, 悬浮于负高压端, 圆筒形中子发生器外壳接地, 以保证使用安全性。紧凑型中子发生的主要技术指标如表 1 所列。

表 1 紧凑型 D-T 中子发生器主要技术指标

D-T 中子产额	靶上 D 束流强度	靶上 D 束斑直径	D 束流能量
10^{10} n/s	1 mA	20 mm	120 keV

3 快中子照相准直屏蔽体模拟设计

快中子照相准直屏蔽体的主要功能是将紧凑型 D-T 中子发生器产生的快中子准直成适合快中子照相的中子束, 同时尽可能减小散射中子对成像的影响, 并降低周边环境剂量以确保安全。另外, 由于中子与准直屏蔽体材料相互作用, 会产生大量的 γ 射线, 故还需要考虑 γ 射线的屏蔽。为了设计合理的准直屏蔽体, 将采用 MCNP4C 程序^[14], 模拟中子、 γ 射线输运, 完成准直屏蔽体的物理设计。

3.1 中子源模拟模型建立

在采用 MCNP4C 模拟设计准直屏蔽体时, 首先需要建立较准确的 D-T 中子源模型。在早先的模拟研究中, 一般将 D-T 中子源近似看作 14 MeV 单能且各向同性的点源, 事实上, D-T 反应中子发生器中子源有其特定的中子能谱和角分布, 也非严格意义上的点源, 而近似成面源。为更精确描述 D-T 反应加速器中子源, 我们发展了用于氚钛厚靶 D-T 反应中子的能谱和角分布的数值计算方法和程序 ddTdyE, 该程序能计算氘束能量小于 1 MeV 的中子能谱和角分布^[12]。应用 ddTdyE 程序计算得到氚钛厚靶 120 keV 氘束能量下的 D-T 反应中子能谱及角分布, 结果如图 2 中所示。将 2 图中的能谱数据输入 MCNP4C, 以控制中子能量抽样, 将角分布数据转换成中子角产额后输入 MCNP4C 程序, 以控制中子初射角抽样, 角分布到角产额数据的转换方程如下:

$$\frac{dY}{d\theta} = 2\pi \sin\theta \frac{dY}{d\Omega}, \quad (1)$$

其中: $dY/d\theta$ 为中子角产额; $dY/d\Omega$ 为中子角分布; θ 为中子出射角。根据中子发生器氘束束斑大小, 模拟时将 D-T 中子源设置成 $\Phi 20$ mm 的面源。

3.2 中子准直屏蔽体模拟模型建立

早先的研究已表明, 由重金属 (如铁、铜、钨等)、含氢材料 (如聚乙烯 PE)、热中子吸收材料 (如 B) 组成的复合屏蔽体可有效地屏蔽 D-T 反应快中子^[10], 即首先采用重金属与 D-T 中子发生非弹反应, 有效地将大部分 D-T 快中子能量降低到 1 MeV 以下, 然后采用含氢材料 (如聚乙烯) 将中子进一步慢化为热中子, 再加热

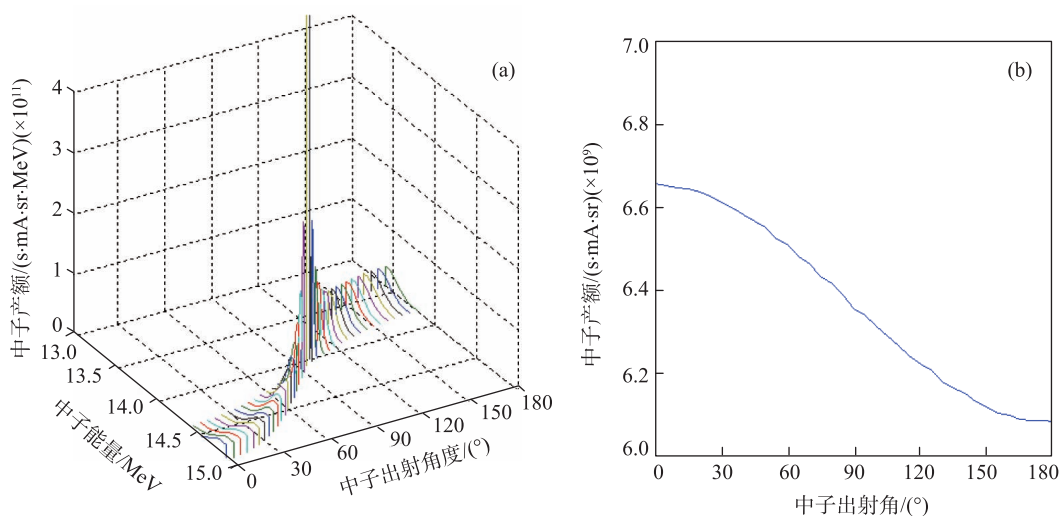


图 2 (在线彩图) 氚钍厚靶 120 keV 氘束能量下 D-T 反应的中子能谱 (a) 和中子角分布 (b)

中子吸收材料 (如 B) 将热中子吸收, 最后在屏蔽体外层加一定厚度的铅, 以吸收 γ 射线^[13]。

建立了如图 3 所示中子准直屏蔽体模拟模型, 即中子准直屏蔽体结构为: 第一层设置为铁 (Fe) 材料, Fe 中心区域加工为长方体空腔 (长 100 cm × 宽 30 cm × 高 30 cm), 以安装紧凑型 D-T 中子发生器; 第二层材料为含 8% 硼 (B) 的聚乙烯 (PE), 第三层为铅。准直器孔道为圆锥形, 准直孔道中心线与 D-T 中子发生器中子输出窗中心线、D 束斑中心三者共轴线, 靶点中心 O 点到准直孔入口平面的距离为 15 cm, 将距靶点中心 Z=105 cm 的平面设置为被照样品平面。

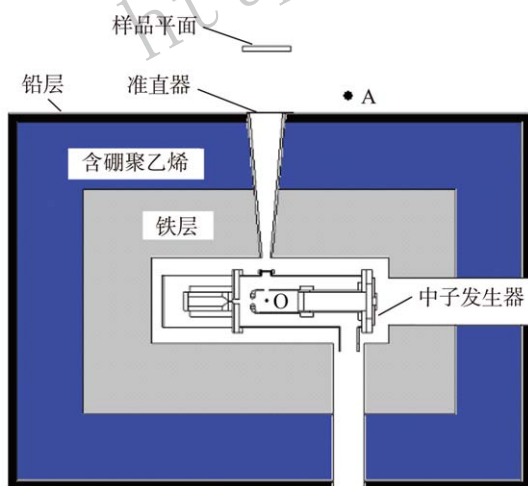


图 3 (在线彩图) 快中子照相准直屏蔽体结构示意图

3.3 模拟设计结果

经多次 MCNP 模拟, 通过对准直屏蔽体材料、准直中子束能谱和通量均匀性、 γ 射线的污染程度等参数的优化, 给出了中子准直屏蔽体的物理设计。长方体准

直屏蔽体设计方案如图 3 中所示, 外形尺寸为: 长 248 cm × 宽 178 cm × 高 178 cm, 第一层铁 (Fe) 材料厚度取为 45 cm; 第二层含 8% 硼 (B) 的聚乙烯 (PE) 厚度为 25 cm; 第三层铅厚度为 4 cm。圆锥形准直器入口直径为 3 cm, 出口直径为 15.95 cm, 准直孔道内衬一层厚度为 1 cm 的 Pb, 以有效降低 γ 光子对中子束的污染。

为了考察中子准直屏蔽体的准直及屏蔽效果, 在样品平面设置了直径 $\Phi 18$ cm 的体探测器, 以记录准直中子束和束中 γ 射线的能谱和强度; 在屏蔽体外表面 1 cm 且距离准直孔中心线 20 cm 处 (见图 3 中 A 点位置) 设置一计数器, 以记录透射出屏蔽体的中子和 γ 射线的能谱和强度。图 4 给出了准直中子束能谱和透射出屏蔽体的中子能谱的 MCNP 模拟结果; 图 5 给出了准直中子束中的 γ 能谱和透射出屏蔽体的 γ 能谱的 MCNP 模拟结果。图中竖直坐标为相对于单位源中子的注量。

由图 4 中的模拟结果可以看出, 准直中子束大部分

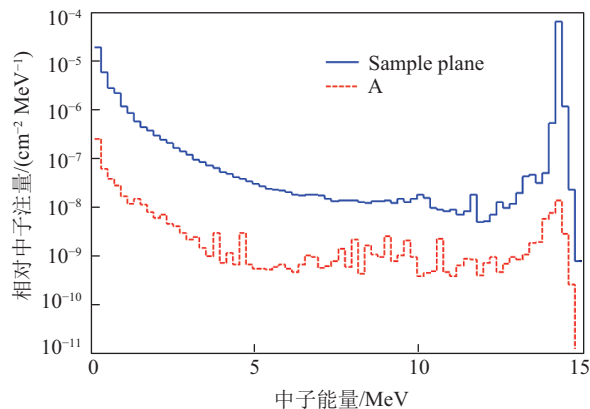


图 4 (在线彩图) 准直中子束能谱和透射出屏蔽体的中子能谱

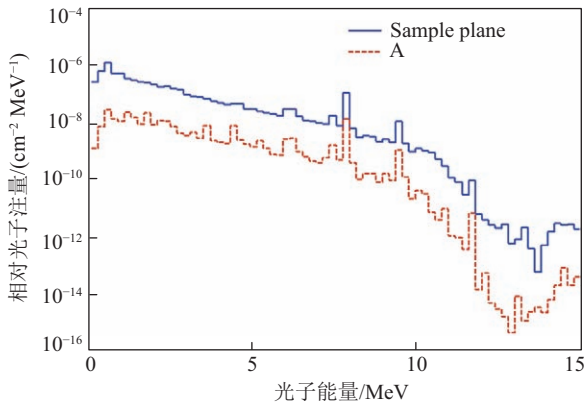


图 5 (在线彩图) 准直中子束中的 γ 能谱和透射出屏蔽体的 γ 能谱

中子为能量在 14 MeV 附近的快中子, 准直中子束中存在少量低能中子, 低能中子来自于快中子在准直屏蔽体材料上的慢化和散射, 准直中子束中, 13~15 MeV 能量范围内的快中子成分占 76.90%, 能量小于 1 MeV 的中子约占 18.90%。由图 4 中 A 点处的中子能谱可以看出, 透射出屏蔽体的中子主要是低能中子, 其中, 13~15 MeV 能量范围内的快中子成分占 6.25%, 能量小于 1 MeV 的中子约占 71.25%。准直中子束相对于单位元中源的平均注量约为 $9.30 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-2}$, A 点处透射出屏蔽体相对于单位元中源的平均注量约为 $9.13 \times 10^{-8} \text{ cm}^{-2}$, 即屏蔽体可将中子通量降低 2 个量级, 对周围的仪器起到一定的保护作用。图 5 中的模拟结果可以看出, 准直中子束中的 γ 射线和透射出屏蔽体的 γ 射线能量主要分布在小于 5 MeV 的能区, 其相对注量分别为 $5.40 \times 10^{-7} \text{ cm}^{-2}$ 和 $4.59 \times 10^{-8} \text{ cm}^{-2}$ 。结合图 4 中结果, 准直束中中子和 γ 射线的注量比约为 17.20, 透射出屏蔽体的中子和 γ 射线注量比约为 1.99。另外, 通过 MCNP4C 模拟, 给出了由 A 点相对于单位源中子的透射中子吸收剂量和透射 γ 剂量分别为 $2.57 \times 10^{-19} \text{ Gy}$ 和 $1.39 \times 10^{-19} \text{ Gy}$ 。如果 D-T 中子源的强度为 10^{10} n/s , 则 A 点的透射中子吸收剂量率和透射 γ 吸收剂量率分别为 9.25×10^{-6} 和 $5 \times 10^{-7} \text{ Gy/h}$, 计算得到 A 点的总当量剂量率为 $93 \mu\text{Sv/h}$, 剂量率偏高, 故在准直中子束方向附近, 建议适当加外围屏蔽。

4 准直中子束特性模拟研究

4.1 准直中子束中子注量径向分布

准直中子束的照相视野范围的注量均匀性是快中子照相关注的重要参数, 为了考察准直中子束中子注量的均匀性, 采用 MCNP 模拟了准直中子束中子注量径向分布, 即在样品平面沿径向每隔 1 cm 布置一个点计数

器, 以记录不同径向位置的中子注量, 模拟得到的中子注量径向分布结果如图 6 中所示, 图中不仅给出了总中子注量的径向分布, 而且还给出了分布在不同能区的中子注量分布。

由图 6 中的数据经计算可以得到, 在样品平面 $\Phi 14 \text{ cm}$ 照射野范围, 总中子注量的不均匀度约为 4.3%, 满足中子照相中子注量不均匀度不大于 8% 的基本要求。在 $\Phi 14 \text{ cm}$ 照射野范围, 相对于单位源中子的平均中子注量约为 $9.87 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-2}$, 其中, 能量大于 10 MeV 的快中子约占 77.93%; 能量在 10~5 MeV 的快中子约占 0.35%; 能量在 5~1 MeV 的快中子约占 3.61%; 能量小于等于 1 MeV 的中子约占 18.11%, 即准直中子束主要是能量大于 10 MeV 的快中子。

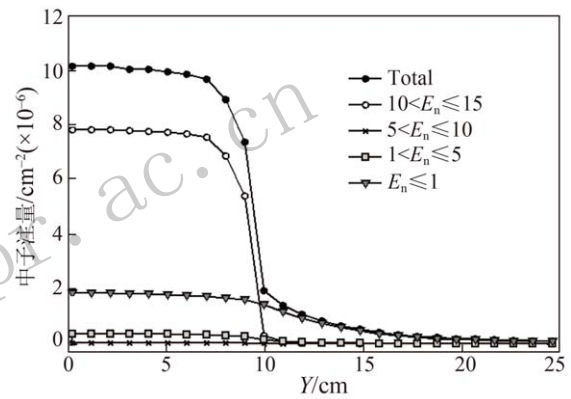


图 6 样品平面上不同能区中子注量沿径向的分布

4.2 准直中子束中 γ 射线注量径向分布

采用与上节相同的方法, 模拟研究准直中子束中 γ 射线注量径向分布, 结果如图 7 中所示, 与中子注量径向分布相似。 $\Phi 14 \text{ cm}$ 照射野范围 γ 射线平均注量约为 $5.58 \times 10^{-7} \text{ cm}^{-2}$, 约为平均中子注量的九分之一。其中, 能量在 10~5 MeV 的 γ 射线约占 4.82%; 能量在 5~1 MeV 的 γ 射线约占 49.24%; 能量小于等于 1 MeV 的 γ 射线约占 45.95%。

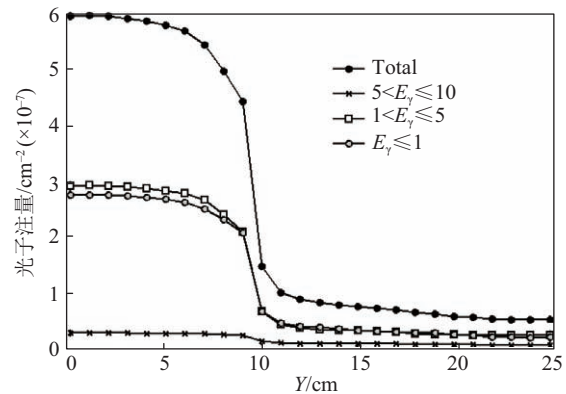


图 7 样品平面上不同能区光子注量沿径向的分布

4.3 准直中子束的平行性

在 MCNP 模拟中, 通常通过模拟垂直于中子束平面上的中子通量 (J) 和中子注量 (Φ) 的比值 (J/Φ) 来考察中子束的平行性, J/Φ 值实际反映了准直中子束中中子的方向与平面法线之间的夹角 (θ) 的余弦值 (即 $\cos \theta$), 为大量中子的统计平均值。为此在样品平面设置了直径 $\Phi 14$ cm 的面探测器, 分别模拟了准直中子束在此面探测器上的中子通量 (J) 和中子注量 (Φ), 由模拟数据计算了准直中子束总 J/Φ 值 (中子能量范围 0~15 MeV) 和不同能区中子的 J/Φ 值, 结果如表 2 中所列。

表 2 J/Φ 值的计算结果

中子能量 E_n/MeV	J/Φ	夹角 θ Angle $\theta/(\circ)$
15~10	0.998	4.03
10~5	0.992	7.17
5~1	0.981	11.06
1~0	0.971	13.66
15~0	0.992	7.15

由表 2 中的结果可以看出, 准直中子束总的平均 θ 角约为 7.15° , 有较好的平行度。其中, 份额占 70% 以上能量分布在 15~10 MeV 范围的快中子的平均 θ 角约为 4.03° , 即这部分中子有更高的平行性, 随着能量的降低, 平均 θ 增大, 其原因是低能中子来源于散射, 故方向性较差。

5 结论

通过 MCNP 模拟, 完成了基于紧凑型 D-T 中子发生的快中子照相准直屏蔽体物理设计, 所设计的长方体准直屏蔽体尺寸为: 长 248 cm \times 宽 178 cm \times 高 178 cm, 采用 45 cm/Fe+25 cm/PE (含 8% 的 B)+4 cm/Pb 的复合屏蔽方式, 圆锥形准直器入口直径为 3 cm, 出口直径为 15.95 cm。准直中子束中中子注量约为 $9.30 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-2}$ (相对于单位源中子), γ 射线注量约为 $5.40 \times 10^{-7} \text{ cm}^{-2}$, 中子和 γ 注量比约为 17.20。准直中子束特性的模拟研究表明: 在设置的样品平面上直径 $\Phi 14$ cm 照射野范围, 准直中子束的中子注量不均匀度约为 4.3%, 满足中子照相中子注量不均匀度小于 8% 的基本要求。在样品平面上直径 $\Phi 14$ cm 照射野范围, 中子通量和中子注量比值 J/Φ 约为 0.992, 准直中子束

有较好的平行性。

按照目前紧凑型中子发生器的运行参数, 其 D-T 中子产额可以达到 2×10^{10} n/s 量级, 根据准直中子束相对于源中子的中子注量的模拟结果, 在此中子源强度下, 样品平面上中子注量率可以达到约 $1.86 \times 10^5 \text{ s}^{-1} \text{ cm}^{-2}$, 能够满足快中子照相相对中子注量率的要求。目前的模拟研究表明, 中子束中 γ 注量偏高, 还需仔细研究准直孔内 γ 的屏蔽和过滤方法, 以进一步提高准直束的中子伽玛比。另外, 屏蔽体外中子、 γ 剂量偏高, 还需要进一步研究, 合理增加屏蔽体的厚度。

参考文献:

- [1] DANIELS G C, FRANKLYN C B, DANGENDORF V, *et al.* Physics Procedia, 2015, **69**: 109.
- [2] MOHSEN M. Nucl Instr Meth A, 2015, **788**: 73.
- [3] CLAYTOR T N, TADDEUCCI T N, CHARLES R, *et al.* Applied Radiation and Isotopes, 2004, **61**: 579.
- [4] GUO Lian, ZHANG Guohui, ZOU Yubin, *et al.* Nucl Instr Meth A, 2009, **598**: 826.
- [5] ZHANG Faqiang, YANG Jianlun, LI Zhenghong, *et al.* Acta Physica Sinica, 2007, **56**(1): 583. (in Chinese) (章法强, 杨建伦, 李正宏, 等. 物理学报, 2007, **56**(1): 583.)
- [6] ZOU Yubin, TANG Guoyou, XU Jianguo, *et al.* Atomic Energy Sci Technol, 2008, **42**(Suppl): 17. (in Chinese) (邹宇斌, 唐国有, 胥建国, 等. 原子能科学技术, 2008, **42**(Suppl): 17.)
- [7] SOWERBY B D, TICKER J R. Nucl Instr Meth A, 2007, **580**: 799.
- [8] LEHMANN E, FREI G, NORDLUND A, *et al.* IEEE Trans on Nucl Sci, 2005, **52**(1): 389.
- [9] TANG Bin, WU Yang, LI Hang, *et al.* Nucl Instr Meth A, 2013, **729**: 327.
- [10] LIU Yang, SHEN Fei, YANG Yao, *et al.* Nuclear Techniques, 2011, **34**(4): 273. (in Chinese) (刘洋, 沈飞, 杨尧, 等. 核技术, 2011, **34**(4): 273.)
- [11] VYNCKER S. Radiat Prot Dosim, 2004, **110**(1-4): 565.
- [12] YAO Zeen, YUE Weiming, LUO Peng, *et al.* Atomic Energy Science and Technology, 2008, **42**(5): 400. (in Chinese) (姚泽恩, 岳伟明, 罗鹏, 等. 原子能科学技术, 2008, **42**(5): 400.)
- [13] LUO Peng, YAO Zeen, LIANG Yi, *et al.* Nuclear Techniques, 2008, **31**(10): 756. (in Chinese) (罗鹏, 姚泽恩, 梁一, 等. 核技术, 2008, **31**(10): 756.)
- [14] BERGAOUI K, REGUIGUI N, GARY C K, *et al.* Applied Radiation and Isotopes, 2014, **94**: 118.

BSA Design and Simulation of the Beam Characteristic for the Fast Neutron Radiography Based on a Compact Neutron Generator

ZHANG Jie^{1,2}, WANG Junrun^{1,2}, ZHANG Yu^{1,2}, HUANG Zhiwu¹, MA Zhanwen¹, LI Jianyi^{1,2}, WEI Zheng^{1,2},
LU Xiaolong^{1,2}, XU Dapeng^{1,2}, YAO Zeen^{1,2,†}

(1. School of Nuclear Science and Technology, Lanzhou University, Lanzhou 730000, China;

2. Engineering Research Center for Neutron Application, Ministry of Education, Lanzhou University, Lanzhou 730000, China)

Abstract: Neutron radiography is an important nondestructive testing technique. It can be used to detect the explosive devices, drug and the nuclear fuel element, *etc.* A beam-shaping-assembly (BSA) based on a compact D-T neutron generator is designed for fast neutron radiography in this paper. D-T neutron source model is constructed based on the neutron energy spectrum and angular distribution data. The transportation of neutron and γ -ray in the BSA is simulated using MCNP4C code. The neutron fluence of the collimated neutron beam with respect to the neutron source of the unit source is $9.30 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-2}$. The collimated neutron beams is mainly fast neutrons with energies greater than 10 MeV. In the irradiation field range with a diameter of 14 cm, the neutron fluence uniformity of the collimated beam is 4.3%, the ratio of the neutron fluence to the gamma fluence in the collimated beam is 17.20, and the neutron flux and the neutron fluence ratio (J/Φ) is 0.992 which indicates that the collimated neutron beam has good parallelism. The leakage neutron fluence in outside of BSA is two orders of magnitude lower than that of the collimated neutron beam. The designed BSA can meet the need of fast neutron radiography.

Key words: D-T neutron generator; fast neutron radiography; beam-shaping-assembly; neutron energy spectrum; neutron fluence

Received date: 16 Feb. 2017; **Revised date:** 30 Mar. 2017

Foundation item: National Natural Science Foundation of China (11375077); National Special Scientific Instrument and Equipment Development Project (2013YQ40861); Central Universities Fundamental Research Funds for the Lanzhou University (lzujbky-2016-bt08)

† **Corresponding author:** YAO Zeen, E-mail: zeyao@lzu.edu.cn.