

爆炸物检测系统中辐射屏蔽设计

王新华 安力 何铁 郑普 郭海萍 阳剑 牟云峰 杨小飞 朱传新

(中国工程物理研究院核物理与化学研究所 绵阳 621900)

摘要 用伴随 α 粒子的D-T中子飞行时间技术进行爆炸物安全检测过程中,D-T中子和伴生的 γ 射线会对检测仪器、工作人员和旅客造成辐射损害,并影响环境,因此须对中子源进行有效屏蔽。本文用MCNP5程序计算了D-T中子在不同屏蔽材料组合条件下检测仪器屏蔽效果及人员的有效剂量当量。结果表明,对中子源有效屏蔽后,检测仪器的快中子当量为屏蔽前的3.44%,满足检测要求,人员的剂量当量在不同屏蔽组合下,设定相应活动区域,可满足国家辐射屏蔽规定,且中子活化造成的环境影响可忽略不计。

关键词 爆炸物检测, D-T中子, 蒙特卡罗模拟, 屏蔽设计

中图分类号 O571, TL84

用14 MeV D-T中子伴随 α 粒子技术检测爆炸物,是为新形势下反恐而发展的新安检技术^[1-6]。14 MeV D-T中子源的外形尺寸为280 mm×132 mm×265 mm,用直流工作方法,最大中子产额 5×10^7 s⁻¹,由中子管产生^[7]。D-T中子及 γ 射线对人员造成电离辐射,同时透射中子作用于检测设备的 γ 射线探测器上,成为测量本底的重要来源。为确保工作人员的职业性照射不超过5 rem/年的当量剂量,旅客则不超过公众人员的0.1 rem/年^[8],并减少本底干扰提高检测的准确性和精确度,且节省空间以利于检测系统的安装、转移和维护,须对中子和伴生 γ 射线有效屏蔽,以及屏蔽体的尺寸、材料和结构等,进行系统研究。蒙特卡罗方法能准确描述物理模型和物理过程,常用于核武器研究、反应堆设计、核物理实验和辐射屏蔽等^[9,10]。本文用MCNP5蒙特卡罗程序^[11]设计爆炸物检测系统中的中子和 γ 射线屏蔽体。

1 NaI 探测器屏蔽

伴随 α 粒子技术爆炸物检测原理^[12],是氦粒子在氚靶上发生的T(d,n) α 核反应,在质心坐标系中, α 与n在180°方向一一对应,时间上相关联。与 α 相关联的中子与物质发生反应后产生瞬发 γ 也相关联,通过 γ 与 α 信号符合测量获得特征 γ 谱。中子束的束斑有一定大小,与 α 探测器探测到的 α 粒子关联的中子,分布在图1的高中子注量率的实线区域和低中子注量率的虚线区域。为增加探测器接受样品特征 γ 射线的立体角,探测器要尽可能接近样品(图1虚线区域),则NaI探测器需屏蔽。与 α 粒子关联的源中子,以及源中子与屏蔽体相互作用产

生的次级中子和 γ 射线,均须屏蔽,以免产生严重本底。

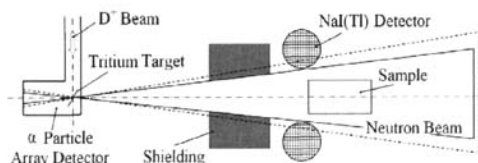


图1 爆炸物检测原理示意图
Fig.1 The principle of explosive inspection system.

常用屏蔽材料有铝、铁、铜、钨、铅、贫化铀等,根据快中子宏观截面^[13](ENDF/B-6库评价中子数据),钨为最好屏蔽材料,其次为贫化铀、铜和铁。但是,钨的成本高,且加工困难;贫化铀有放射性,铝的屏蔽性能较差,铅较软易变形,故将铜和铁作屏蔽体的备选材料。我们用MCNP5计算了10和15 cm厚的铁、铜锥型屏蔽体后的中子和 γ 射线能谱,结果如图2。 γ 射线能谱较软,铜的特征峰不明显,铁的明显特征峰能量为~0.9 MeV,与爆炸物中C、N、O的特征峰能量(>1.5 MeV)差别较大,不会干扰检测数据。中子能谱差别主要在0.5和14.5 MeV,前者为14.5 MeV中子经多次散射后的中子,时间上比14.5 MeV中子慢一些,可从时间谱上甄别掉,不会对检测结果造成影响。14.5 MeV中子则会形成干扰本底,分析不同厚度的铜、铁屏蔽后的14.5 MeV中子数据(表1),10 cm铜、铁的透射中子分别为源中子的11.6%和14.9%,15 cm铜、铁屏蔽后分别降为3.44%和5.04%。故选择15 cm厚铜锥屏蔽体。

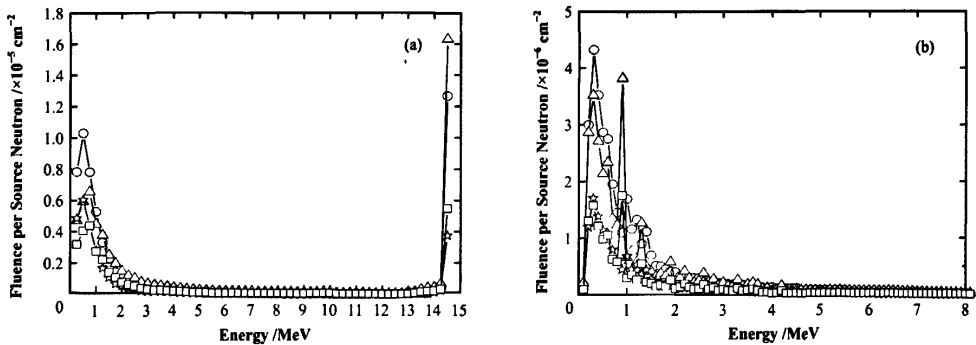


图 2 源中子屏蔽后泄漏中子(a)和 γ 能谱(b)
Fig.2 Leaked neutron (a) and gamma (b) spectra from different shielding materials to the source neutrons.
○ 10 cm Cu △ 10 cm Fe ☆ 15 cm Cu □ 15 cm Fe

表 1 铜和铁快中子屏蔽参数
Table 1 Shielding neutron parameter of iron and copper.

材料	源中子通量 $\times 10^{-4} \text{ cm}^{-2}$	屏蔽后中子通量 $\times 10^{-5} \text{ cm}^{-2}$	屏蔽系数 /%
Materials	Source neutron fluence	Neutron fluence of shielding	Shielding coefficient
10 cm Fe	1.09	1.63	14.9
15 cm Fe	1.09	0.549	5.04
10 cm Cu	1.09	1.27	11.6
15 cm Cu	1.09	0.375	3.44

2 生物剂量屏蔽

若无屏蔽体，距中子源 $R(\text{cm})$ 处的有效剂量 $D(\text{rem/h})$ 可计算如下^[14]：

$$\Phi=Y/4\pi R^2, D=\Phi\times 5.8\times 10^{-8}\times 3600 \quad (1)$$

式中， Φ 是中子通量， $Y=5.7\times 10^7/\text{s}$ 是该中子发生器的最大中子产额。由式(1)，离源中心位置~6.5 m 处方能满足辐射工作人员的个人剂量当量要求，而安检过程工作人员需近距离操作，因此需对中子源屏蔽。

铜的快中子屏蔽性能优于铁，但权衡性价比，用铁作内层快中子的生物屏蔽层，外层用吸收截面高且易于加工的含硼聚乙烯材料吸收慢化中子。考虑到检测装置安装、使用和维护，屏蔽装置不能太大。屏蔽体为模块化设计，模块厚度为 5 cm，前后端面均有两道倒角楔形槽和倒角楔形棱，这样可根据剂量当量改变屏蔽体的整体尺寸。对铁厚度、含硼聚乙烯厚度及其含硼比，我们用 MCNP5 进行了优化设计。简化聚乙烯含硼比模拟计算模型为，各向同性点中子源位于置于 15 cm 铁球壳球心，铁球壳外有 10 cm 含硼聚乙烯球壳，聚乙烯含硼分别为 0、15wt%、30wt%和 45wt%。聚乙烯球壳外表面的

中子和 γ 剂量的计算结果如图 3。

硼对热中子的吸收很强，图 3 的中子剂量在含硼量从 0 增加到 10wt%时明显下降，但由于截面大的低能中子在含硼量 10 wt %时几乎吸收殆尽，此后的中子剂量由高能中子贡献，硼对高能中子吸收截面小，再加大含硼量的这一效果不明显。 γ 射线则随含硼量增加而连续稳定下降，是由于含硼聚乙烯密度相对增加造成的。为了更好的屏蔽效果，在经费充足情况下选用含硼量为 45 wt %的聚乙烯。

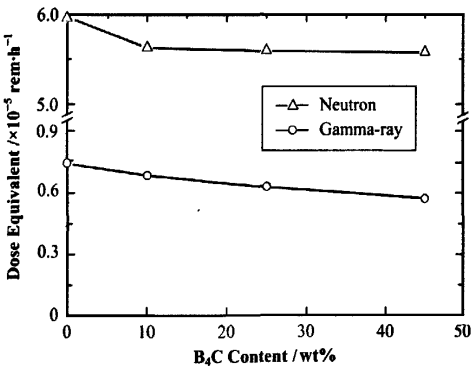


图 3 不同含硼量聚乙烯的屏蔽效果
Fig.3 Shielding effect of different B_4C content in polyethylene.

确定聚乙烯中碳化硼百分含量后，对总屏蔽厚度 30、35 和 40 cm 下，铁与含硼聚乙烯厚度变化的中子和 γ 射线在屏蔽体外表面计量当量进行模拟计算。归一化的计算结果如表 2。根据表 2 确定铁与含硼聚乙烯厚度的最佳比例为~3:2，模块化设计不同总厚度的比例存在一定差异。

表 2 不同屏蔽模型下中子和 γ 剂量(单位: rem)
Table 2 Neutron and gamma rays dose equivalent (in rem) from different model.

屏蔽体厚度 Thickness of shielding		中子剂量 Neutron dose	γ 剂量 γ -ray dose
Fe	PE(B ₄ C)	/×10 ⁻¹⁴	/×10 ⁻¹⁵
30	10	5.92	6.47
25	15	5.58	5.73
20	20	6.66	5.70
15	25	8.35	6.51
10	30	10.6	8.05
25	5	33.0	6.69
20	10	23.3	8.78
15	15	25.7	10.3
10	20	33.4	12.5
5	25	45.4	14.8
30	5	25.3	6.39
25	10	15.0	7.80
20	15	15.0	8.29
15	20	18.9	9.53
10	25	25.7	11.7
5	30	35.5	14.1

根据最佳厚度比的铁和含硼聚乙烯, 计算了 10–25 cm Fe 和 5–15 cm PE 的各种组合的年有效剂量当量: 设工作人员年工作时间 2000 h, 中子管最大中子产额 $5\times10^7\text{ s}^{-1}$, 模拟计算模型如图 4 所示, 屏蔽体为立方体性, 上方为开口铜屏蔽影锥, 下方内壁为铁, 外壁为含硼(45%)聚乙烯, 置于 9 m×9 m×8 m 厚 30 cm 混凝土房间中心位置。表 3 是计算不同距离下的个人年剂量当量。

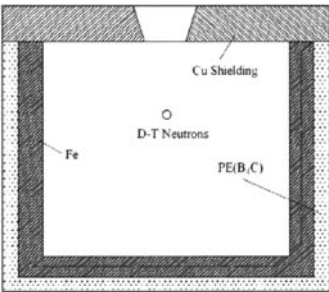


图 4 屏蔽体几何结构图
Fig.4 Diagram of shielding geometry.

表 3 不同屏蔽模式下不同位置处的中子和 γ 射线年有效剂量当量(单位: rem)
Table 3 Neutron and γ -ray annual dose equivalent (in rem) at different positions from different models.

距离 /cm Distance	25 cm Fe+15 cm PE		20 cm Fe+15 cm PE		20 cm Fe+10 cm PE		15 cm Fe+10 cm PE		10 cm Fe+5 cm PE	
	n	γ	n	γ	n	γ	n	γ	n	γ
50	12.42	0.96	22.00	1.26	36.36	1.48	104.8	3.89	306.4	5.72
100	5.90	0.34	9.25	0.46	14.72	0.54	24.05	0.76	73.08	1.26
150	2.91	0.14	4.14	0.19	6.23	0.22	10.66	0.30	31.03	0.52
200	1.94	0.10	2.60	0.12	3.74	0.14	6.23	0.18	17.10	0.30
250	1.60	0.07	1.92	0.08	2.58	0.09	4.36	0.13	10.91	0.20
300	1.57	0.07	1.91	0.07	2.43	0.08	3.37	0.10	8.28	0.16
350	1.24	0.06	1.38	0.07	1.63	0.07	2.52	0.09	5.98	0.14
400	1.14	0.05	1.26	0.06	1.47	0.06	2.03	0.07	4.75	0.11
450	1.00	0.05	1.09	0.05	1.31	0.05	1.75	0.06	3.92	0.10

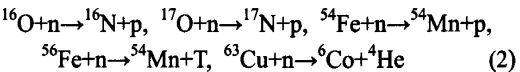
由表 3, 根据 1988 年颁布的辐射防护规定, 辐射工作人员的年有效剂量当量限值为 5 rem, 在不同屏蔽模型中, 设定相应的活动区域就可满足辐射防护规定; 公众人员的年有效剂量当量不超过 0.1 rem, 因公众人员在安检过程中时间极短, 只要在设定区域内活动, 其剂量当量会远低于辐射防护规定的年限。

3 环境影响

中子源周围环境长时间被中子照射, 环境中核素与中子作用会产生新核素, 其中一些长寿命有放射性的同位素不断累积后会对人员辐射剂量产生一定作用。周围环境主要包括中子源屏蔽体及支撑房

间的混凝土墙壁。主要成分由铜、铁、含硼聚乙烯和硅酸盐组成。其中在中子辐照下可能会产生放射性产物 O^{16} 、 O^{17} 、 Fe^{54} 、 Fe^{56} 和 Cu^{63} 等。

反应方程式分别为:



用 MCNP5 模拟计算 25 cm 铁和 15 cm 含硼聚乙烯模型屏蔽体及墙壁中的上述核素反应率, 并根据计算数据及核素原子总数推算出每年($365\times24\times3600\times5\times10^7$ 中子)产生的新的各放射性核素总量。最大新核素为 ^{63}Cu 产生的 ^{60}Co 总量为 8.01×10^{11} 个, 根据各新核素半衰期及活化过程中同时衰变, 按照

检测设别 8 年寿命计算, 中子产生的放射性低于国家辐射防护规定的放射性废物规定($2 \times 10^4 - 7 \times 10^4$) Bq/kg^[8], 无需额外处理。

4 结论

用蒙特卡罗方法模拟计算 D-T 中子和伴生 γ 射线在爆炸物检测系统中的输运过程, 计算铜和铁在不同厚度下 NaI 探测器的快中子屏蔽效果, 及用铁和含硼聚乙烯组合屏蔽体在几种屏蔽厚度下的人员吸收剂量当量。计算结果表明, 铜在屏蔽快中子方面优于铁, 用 15 cm 铜就可满足检测中对 NaI 探测器的屏蔽; 在人员剂量当量方面, 组合屏蔽体厚度为 15、25、30、35、40 cm 条件下, 工作人员分别在离源中子距离为 400、250、200、150、100 cm 外区域活动可满足国家辐射剂量当量标准; 中子活化产生新的放射性核素的量远低于国家放射性废物标准, 可忽略不计。该计算结果为检测系统的设计制造提供依据。

参考文献

- 1 Gozani T. Nucl Instr Meth, 2004, B213: 460
- 2 Kuznetsov A, Evsenin A, Osetrov O, *et al.* Proc of SPIE, 2006, 6213: 621306
- 3 Adrienne L Lehnert, Zachary D Whetstone, Tomasz Zak, *et al.* IEEE Nuclear Science Symposium Conference, 2007. N24-8
- 4 Nebbia G, Lunardon M, Moretto S, *et al.* IEEE Nuclear Science Symposium Conference, 2005. N7-7
- 5 Pesente S, Nebbia G, Viesti G. Nucl Instr Meth, 2004, B261: 268
- 6 Micha G, Tadeusz B, Marek M. IEEE Trans on Nucl Sci, 2006, 53(3): 1737
- 7 Neutron generator with built-in alpha-detector ING-27 Operating manual. 2009
- 8 辐射防护规定. GB8703-88, 1988
- 9 Team Hagars, Jonathan D, Matt G, *et al.* D-T Neutron Generator Shielding Design Proposal, //alyesk.engin.umich.edu/engineeringeducation/specail/hagars-final-report.pdf
- 10 Derek G, Mike R, Shane R, *et al.* Desing and Analysis of a neutron Generator shield, NERS 554 Senior Design Project 2005, //alyesk.engin.umich.edu/engineeringeducation/specail/TeamFantastic.pdf
- 11 Thomas E, Booth John T, Goorley A S, *et al.* MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 5 LA-CP-03-0245 Los Alamos USA, 2003
- 12 王新华, 安力, 郑普, 等. 核技术, 2010, 33(1): 39-43
- 13 WANG Xinhua, AN Li, ZHENG Pu, *et al.* Nucl Tech, 2010, 33(1): 39-43
- 13 Cullen Dermott E. POINT 2003: Temperature Dependent ENDF/B-VI, Release 8 Cross Section Library, Report UCRL-ID-127776, Rev. 2
- 14 Protection against Neutron Radiation, NCRP Report 38, National Council on Radiation Protection and Measurements, Washington D C, 1971

Radiation shielding design for explosive inspection system

WANG Xinhua AN Li HE Tie ZHENG Pu GUO Haiping YANG Jian MOU Yunfeng
YANG Xiaofei ZHU Chuanxin

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

Abstract In developing a neutron generator-based security check system for explosives using associated α particles and neutron flight of time technique, it is important to avoid possible influences by the D-T neutron and secondary γ -rays to the inspection equipment, staffs, passengers and ambient environment. In this paper, the MCNP5 code is used to simulate the coupled transport of neutrons and γ -rays, for calculating the shield effect of inspection equipment and the individual dose equivalent. The results show that after effective shielding, the fast neutron equivalent of inspection equipment can be reduced to 3.44% of the source flux, satisfying the shielding requirement. The individual dose equivalent meets the national regulations in specified access areas. The influences to surrounding environment can be neglected.

Key words Explosive inspection, D-T neutron, Monte-Carlo simulation, Shielding design

CLC O571, TL84