

CNIC-00610

(IAE-0103)

CN9301103

# 中国核科技报告

CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT

含硼织物与透明树脂板中子屏蔽性能研究

RESEARCH ON SOME BORON-BEARING FABRIC  
AND TRANSPARENT RESIN MATERIALS  
SHIELDING NEUTRON EFFICIENCY

(In Chinese)



原子能出版社

中国核情报中心

China Nuclear Information Centre



陈常茂：中国原子能科学研究院研究员，  
1956年毕业于北京大学技术物理系。

Chen Changmao; Professor of China Institute  
of Atomic Energy. Graduated from Depart-  
ment of Technology Physics, Peking Univer-  
sity in 1956.

CNIC-00610

IAE-0103

## 含硼织物与透明树脂板中子屏蔽性能研究

陈常茂 苏静玲 王正 刘锦华

(中国原子能科学研究院)

### 摘 要

介绍了所研制的含硼材料的中子屏蔽性能。两种厚度(58 mg/cm<sup>2</sup>, 153 mg/cm<sup>2</sup>)无纺布对热中子的屏蔽率分别为 51% 和 79%, 对 0.186、24.4 和 144 keV 中子, 其质量减弱系数分别为 1.56、1.29 和 0.90 cm<sup>2</sup>/g。质量厚度为 0.59 g/cm<sup>2</sup> 的天然硼树脂板对热中子的屏蔽率为 85%, 改掺浓缩硼或钆的树脂板则为 97%, 三者对 24.4 keV 中子的屏蔽率均为 38%。浓缩硼树脂板经 6 Sv 热中子辐照后, 其白光透明度无明显变化, 20 Sv 辐照则降至原始值的 50% 左右, 但热中子屏蔽性能并无明显变化。钆树脂板的热中子俘获  $\gamma$  辐射较强, 其剂量当量超过入射热中子的剂量当量。

# RESEARCH ON SOME BORON-BEARING FABRIC AND TRANSPARENT RESIN MATERIALS SHIELDING NEUTRON EFFICIENCY

*(In Chinese)*

Chen Changmao Su Jingling Wang Zheng Liu Jinhua

(CHINA INSTITUTE OF ATOMIC ENERGY)

## ABSTRACT

The shielding neutron efficiency of boron-bearing materials developed recently is introduced. The thermal neutron shield ratio for two kinds of non-waving cloth with thickness of  $58 \text{ mg/cm}^2$  and  $153 \text{ mg/cm}^2$  is 51% and 79%. Their mass attenuation coefficient for 0.186, 24.4 and 144 keV neutron is 1.56, 1.29 and  $0.9 \text{ cm}^2/\text{g}$  separately. For the natural boron-bearing transparent resin plate with the thickness of  $0.59 \text{ g/cm}^2$ , the thermal neutron shield ratio is 85% and for enriched boron or gadolinium-bearing resin plate is 97%. The shield ratios of all three materials for 24.4 keV neutrons are 38%. The transparence of natural light for enriched boron-bearing resin plates is no considerable change after they were exposed to thermal neutrons up to 6 Sv. After they were exposed up to 20 Sv, the transparence reduces to 50% but the thermal neutron shield ratio does not change. The gadolinium-bearing plate has a very strong thermal neutron-capture gamma radiation and its dose-equivalent is greater than the dose-equivalent of incident thermal neutrons.

## 引言

辐射防护材料的研制是一项重要的科研课题。近年来,美、苏、英、德、日本和欧洲原子能共同体将其作为高科技项目对待,花费大量资金进行研究开发,例如,1985~1989年期间,欧洲原子能共同体用于这方面的经费达0.6亿美元<sup>[1]</sup>。日本在中子防护材料的研制方面所做的工作最多,每年有数十项技术申报专利,而且仍在开发新技术<sup>[2]</sup>。

纤维状含硼防中子材料的研究始于70年代中期,至今已有多种纤维状材料问世。透明含硼防中子板材是近年来发展起来的又一新品种,它的研制成功是防中子材料研究史上的一大突破。

我们承担了纤维状和透明防中子材料的研制,现就其中子屏蔽性能、耐辐照特性及俘获 $\gamma$ 辐射效应等作扼要介绍。

## 1 测试

### 1.1 测试项目

测试项目包括:(1)织物与树脂板的辐射屏蔽性能;(2)含硼树脂板的耐辐照特性;(3)含轧树脂板的次级 $\gamma$ 辐射效应。

### 1.2 样品

样品由天津纺织工学院提供,包括两种厚度的无纺布和几种配方的透明树脂板,普通有机玻璃用作比较。样品部分参数列于表1。多层样品叠加可构成多种厚度。

表1 样品名称、数量、厚度和密度\*

类别	名称	数量	厚度,mm	密度,g/cm <sup>3</sup>
织物	薄无纺布	8	5.1~5.7	0.11
	厚无纺布	8	10~13	0.13
树脂板	天然硼树脂板	10	3.6~4.5	1.19
	浓缩硼树脂板	19	3.9~6.1	1.19
	轧树脂板	1	4.93	1.25
	有机玻璃	6	5.3~5.9	1.17

\* 织物由含硼的皮态结构纤维制成。

### 1.3 辐射源

用于样品测试的主要辐射源包括游泳池反应堆过滤中子束(186 eV, 24.4 keV 和 144 keV)<sup>[3]</sup>,热柱中子束和 $\gamma$ 射线束。热柱孔道口处,辐射束剂量当量比为:超热中子/热中子 $\approx 0.04$ , $\gamma$ 射线/热中子 $\approx 0.56$ <sup>[4]</sup>。

织物辐射屏蔽性能的现场测试,在研究性重水反应堆厂房内人员活动区进行,这些区域中子场平均能量在11~201 keV之间,热中子、中能中子和快中子的平均剂量当量份额分别

为 20.6%、21.0% 和 58.4%<sup>[5]</sup>。

#### 1.4 探测器

测试用探测器包括 LiF 剂量计、BF<sub>3</sub> 计数管和慢化球探测器。

LiF 剂量计由防化研究院提供,线度为 4×4×0.8 mm 用<sup>60</sup>Co γ 射线定度,分散性小于 ±10%。

BF<sub>3</sub> 计数管灵敏区为 φ1.9×3 cm,充气压为 9.33×10<sup>4</sup> Pa(700 mmHg),探测系统的死时间约为 5.6 μs。

慢化球探测器由直径为 12.8 cm 的中心穿孔聚乙烯球直接套在 BF<sub>3</sub> 计数管上而构成,在 0.01~500 keV 能区,其中子灵敏度在 ±15% 以内与能量无关<sup>[6]</sup>。

#### 1.5 辐射屏蔽性能测试

辐射屏蔽性能以剂量(或剂量)减弱因子 η 或屏蔽率 α 表征,即

$$\eta = I/I_0 \quad (1)$$

$$\alpha = (I_0 - I)/I_0 \times 100\% \quad (2)$$

I<sub>0</sub> 为无样品读数, I 为有样品读数。

利用 BF<sub>3</sub> 计数管或慢化球探测器测量样品的中子屏蔽性能,样品置于束准直器与探测器之间,读数均按束监测器计数归一,并施加死时间修正,差分法用以扣除本底。计数统计误差一般小于 ±1%。

织物现场测试是将样品贴于椭圆形注水体模正面中央,样品背面和侧旁各贴一对<sup>6</sup>LiF-<sup>7</sup>LiF 剂量计(剂量计如此安置可减少透射和反照中子的影响)。体模由壁厚 3 mm 聚乙烯桶注水而成,高 70 cm,长轴 40 cm,短轴 20 cm,置于 80 cm 高的支架上,大体上与人体躯干相当。体模贴有样品的一面朝反应堆堆芯。

#### 1.6 俘获 γ 效应测试

轧树脂板的热中子屏蔽性能和俘获 γ 效应测试,使用三对<sup>6</sup>LiF-<sup>7</sup>LiF 剂量计,样品和剂量计贴在一块铝托盘上。剂量计 1 贴于样品朝入射束的一面,剂量计 2 和 3 分别贴于样品背面(须与剂量计 1 错位)和侧旁,如图 1 所示。其它样品的次级 γ 辐射效应亦按此方法测试。

#### 1.7 耐辐照性能测试

浓缩硼树脂板耐辐照特性测试是使用一组样品对,同时置于均匀热中子场中辐照,剂量当量按辐照时间控制,每对样品辐照预定剂量值时取下。辐照前后的热中子屏蔽率和光透明度均预测出。

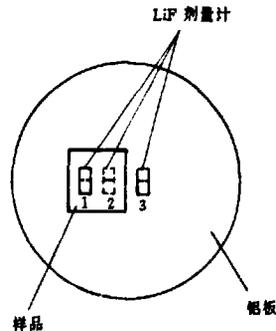


图 1 辐射屏蔽性能和次级 γ 辐射测试条件

## 2 结果与讨论

### 2.1 含硼织物对过滤束和热柱束的屏蔽性能

含硼织物对热中子和中能中子的注量减弱因子  $\eta$  与样品质量厚度  $t$  的关系示于图 2。

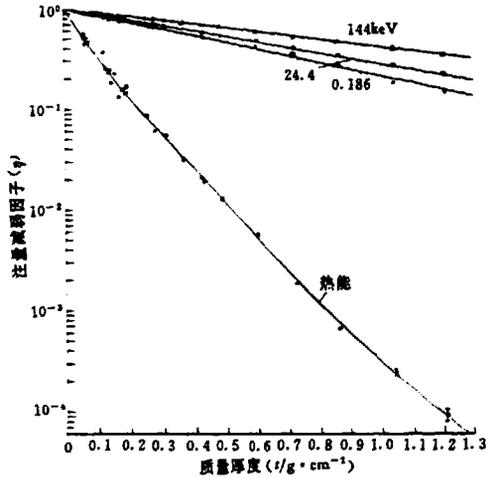


图 2 含硼织物的中子注量减弱因子  $\eta$  与质量厚度  $t$  的关系

由图 2 可以看出,三种能量的中能中子的注量减弱因子随质量厚度的变化遵循简单的指数规律:

$$\eta = \exp[-(\mu/\rho)t] \quad (3)$$

$t$  为样品的质量厚度,  $\text{g}/\text{cm}^2$ ;  $\mu/\rho$  为质量减弱系数,  $\text{cm}^2/\text{g}$ 。得出 186 eV、24.4 keV 和 144 keV 中子的  $\mu/\rho$  值分别为 1.56、1.29 和 0.90  $\text{cm}^2/\text{g}$ 。

对热中子,  $\eta-t$  关系不遵循简单的指数规律, 这可解释为热柱中子束的非单色性, 其能量分布呈麦克斯韦谱, 低能量中子比高能量中子更快地衰减。实验点离散可归因于样品的非均匀性。

为便于按已知热中子屏蔽率确定含硼织物的厚度, 由光滑曲线查出屏蔽率与厚度的对应值列于表 2。一层 5.3 mm 厚的薄样品和 11.8 mm 厚的厚样品的热中子屏蔽率分别为 51% 和 79%。

表 2 含硼织物的热中子屏蔽率与厚度的对应关系\*

屏蔽率, %	质量厚度, g/cm <sup>2</sup>	厚度, cm
50	0.062	0.52
60	0.082	0.68
70	0.107	0.89
80	0.147	1.22
85	0.177	1.48
90	0.223	1.86
95	0.308	2.57
99	0.514	4.28

\* 由图 2 光滑曲线查出质量厚度, 按密度 0.12 g/cm<sup>3</sup> 估计相应的厚度。

测得单层厚样品对热柱  $\gamma$  射线束的屏蔽率约为 12%。未测出含硼织物的热中子俘获  $\gamma$  辐射效应。

## 2.2 含硼织物对反应堆现场辐射的屏蔽性能

含硼织物对研究性重水反应堆现场辐射的屏蔽性能的测试结果列于表 3。

表 3 含硼织物对重水反应堆现场辐射的屏蔽性能\*

测试地点	辐射屏蔽率, %		
	1990. 2. 22~6. 11 测		1990. 6. 20~10. 22 测
	中子	$\gamma$	中子
热柱旁	80	9	77
1号孔道旁	45	10	—
3号孔道旁	44	4	71
4号孔道旁	71	—	74
重水泵旁	68	7	64
重水操作间	33	10	—

\* 现场测试分两次进行, 测试期间, 重水反应堆每月运行 10 天, 功率在 8~9 MW 之间。样品厚度约为 2 cm。

由表 3 可以看出, 含硼织物对反应堆现场中子的屏蔽效能是明显的。在以热中子为主的热柱孔道旁, 2 cm 厚的含硼织物的热中子屏蔽率约为 80%。3 号孔道旁两次测试结果不一致, 可能与该孔道在测试期间使用情况有关。

含硼织物对重水反应堆现场  $\gamma$  辐射也有一定的屏蔽效果。

## 2.3 含硼透明树脂板的辐射屏蔽性能

天然硼树脂板、浓缩硼树脂板和比对用的有机玻璃对热中子和 24.4 keV 中子的注量减弱因子  $\eta$  与样品质量厚度  $t$  的关系示于图 3。

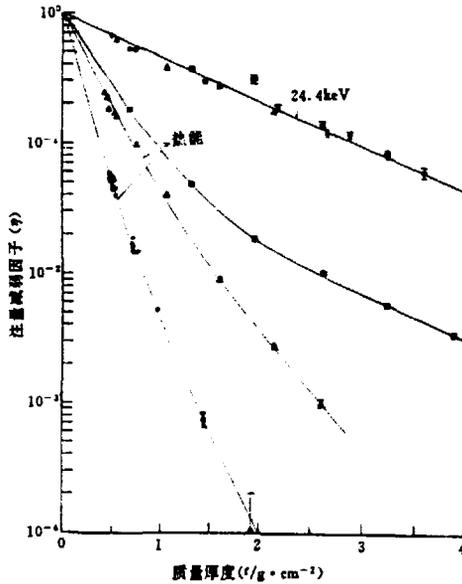


图3 含硼透明树脂板的中子注量减弱因子 $\gamma$ 与质量厚度 $t$ 的关系

■——有机玻璃；▲——天然硼树脂板；●——浓缩硼树脂板。

由图3可以看出,等质量厚度的浓缩硼树脂板比天然硼树脂板的热中子注量减弱因子小得多,前者热中子屏蔽效果优于后者。含硼树脂板的热中子屏蔽性能虽然优于普通有机玻璃,但对24.4 keV中子并无明显差别, $\mu/\rho$ 值均为 $0.79 \text{ cm}^2/\text{g}$ 。

为便于按已知热中子屏蔽率确定含硼透明树脂板的厚度,由光滑曲线查出屏蔽率与厚度对应值列于表4。一层天然硼树脂板(4.0 mm厚)和浓缩硼树脂板(5.1 mm厚)的热中子屏蔽率分别为79%和97%。

表4 含硼透明树脂板的热中子屏蔽率与厚度的对应关系\*

屏蔽率, %	天然硼树脂板		浓缩硼树脂板	
	质量厚度, $\text{g}/\text{cm}^2$	厚度, cm	质量厚度, $\text{g}/\text{cm}^2$	厚度, cm
50	0.21	0.18	0.11	0.093
60	0.28	0.24	0.15	0.13
70	0.37	0.31	0.20	0.17
80	0.49	0.41	0.27	0.23
85	0.58	0.49	0.32	0.27
90	0.71	0.60	0.38	0.32
95	0.94	0.79	0.50	0.42
99	1.55	1.30	0.82	0.69

\* 由图3光滑曲线查出质量厚度,按密度 $1.19 \text{ g}/\text{cm}^3$ 估计相应的厚度。

测得一、二、三层硼树脂板样品对游泳池反应堆热柱 $\gamma$ 射线束的屏蔽率分别为15%、31%、37%。未测出硼树脂板的热中子俘获 $\gamma$ 辐射效应。

#### 2.4 含硼透明树脂板的耐辐照特性

浓缩硼树脂板样品经热中子辐照后,单色光和白光透明度随剂量当量的变化示于图 4,注量减弱因子比随剂量当量的变化示于图 5。

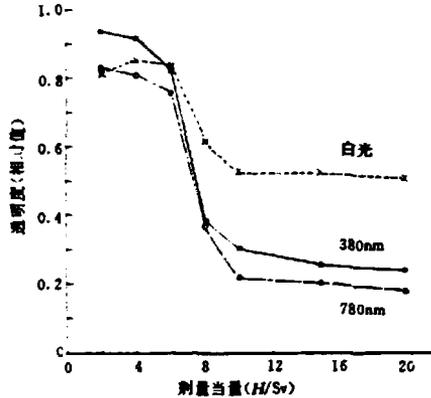


图 4 浓缩硼树脂板经热中子辐照后单色光和白光透明度随剂量当量  $H$  的变化  
辐照前样品白光透明度约为 80%~90%

由图 4 可以看出,热中子剂量当量在 6 Sv 以下,透明度的变化并不显著;在 6~10 Sv 之间,透明度随剂量当量的升高而迅速下降;在 10 Sv 以上,下降速度趋于平缓,直至 20 Sv,白光透明度降至原始值的 50%左右。

浓缩硼树脂板的透明度随辐照剂量当量的变化,可解释为热中子在样品中引起的 $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ 反应,所产生的 $\alpha$ 粒子对样品的作用。 $\alpha$ 粒子可以直接损伤样品,又可以在样品中形成氦气泡。假若限定辐照后的白光透明度大于原始值的 70%,则热中子剂量当量应小于 6 Sv。此值为个人年剂量限值(50 mSv)的 120 倍,就是说,若仅考虑材料的辐射损伤,用这种透明材料制成的防中子视镜,至少可以戴 120 年。

由图 5 可以看出,在所示剂量当量范围内,热中子注量减弱因子无明显的变化。根据热中子注量和 $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ 反应截面而估计出,20 Sv 热中子辐照, $^{10}\text{B}$ 含量损失约  $10^{-8}$ ,即含量仅降低一亿分之一。

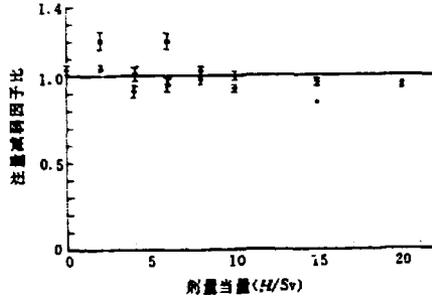


图5 浓硼树脂板经热中子辐照后辐照前注  
量减弱因子比随剂量当量  $H$  的变化

### 2.5 含钆树脂板的热中子俘获 $\gamma$ 辐射效应

图1所示剂量计1与剂量计2中子剂量读数差除以剂量计1的中子剂量读数,得出钆树脂板的热中子屏蔽率为97%。剂量计1与剂量计3的 $\gamma$ 剂量读数差除以剂量计3的 $\gamma$ 剂量读数,可得出钆树脂板的热中子俘获 $\gamma$ 与入射 $\gamma$ 剂量比,按表5数据计算而得其值为 $4.6 \pm 0.3$ 。此值结合样品辐照处的中子与 $\gamma$ 剂量当量比(其值约为 $1.8^{[4]}$ ),得出钆树脂板俘获 $\gamma$ 射线与入射热中子剂量当量比约为2.6,亦即前者剂量当量比后者的这一值大1.6倍。

表5 含钆树脂板与比对用有机玻璃样品  
上所贴剂量计1的 $\gamma$ 剂量读数

样品名称	厚度, mm	$\gamma$ 剂量读数(相对值)
钆树脂	4.93	$1050 \pm 44$
薄有机玻璃	3	$200 \pm 8$
厚有机玻璃	8	$177 \pm 7$

\* 样品和剂量计的安置如图1所示,置于游泳池反应堆热柱孔道口辐照,此处中子与 $\gamma$ 辐射剂量当量比为 $1.8^{[4]}$ ,剂量计3的 $\gamma$ 剂量读数为 $187 \pm 9$ 。

钆是很好的热中子吸收剂。核素 $^{157}\text{Gd}$ (丰度为15.7%)的热中子截面为 $2.53 \times 10^5 \text{ b}$ ,反应中质量亏损相应的能量为7.93 MeV,所产生的 $\gamma$ 射线的能量在0.0795~7.85之间,平均值为2.37 MeV, $\gamma$ 与入射中子数目比为 $2.0^{[7,8]}$ 。鉴于钆的热中子俘获 $\gamma$ 辐射强,尽管钆树脂板的白光透明度、机加工性能和热中子屏蔽效能良好,但不宜作为防中子视镜材料,只能用于带有 $\gamma$ 屏蔽的复合屏蔽。

## 3 小 结

测试结果表明,含硼织物与透明树脂板对慢化中子具有明显的防护效果,可以用于反应堆、加速器等核设施及中子源周围的放射性工作人员的中子辐射的防护。根据有效剂量当量

对 neutron 入射方向的依赖性,中子防护服前身应比后身和两侧厚一些。倘若用单层薄无纺布作为防护服后身或两侧材料,单层厚无纺布作为前身材料,热中子屏蔽率分别约为 50% 和 80%。含硼织物除用作防护服材料外,还可用于门窗帘、包装遮蔽等。

浓缩硼树脂板对热中子具有良好的屏蔽效能,适于作为防中子视镜材料。例如 3.2 mm 厚的浓缩硼树脂板视镜,其热中子屏蔽率可达 90%。虽然天然硼树脂板的热中子屏蔽效能不及前者,但用于屏蔽材料厚度或重量不太受限的场合还是可行的,例如用于手套箱、热室或窥视窗等。须指出,硼树脂板若用于强中子场,应当注意材料的辐照效应,因经一定热中子剂量辐照后,其白光透明度将显著下降,例如浓缩硼树脂板,20 Sv 热中子辐照将使其白光透明度降至原始值的 50% 左右。

含硼织物和透明树脂板除对热中子具有良好的防护效能之外,对中能中子和  $\gamma$  射线亦具有一定的屏蔽作用。

鉴于钆树脂板的热中子俘获  $\gamma$  辐射太强,不宜作为防中子视镜材料,若用于带有  $\gamma$  射线屏蔽体的复合屏蔽,似乎是可取的。

防护服和防护视镜的现场试用,尚待进行。

天津纺织工学院段谨源、张兴祥等同志为本研究提供了样品和透明度的测试,中国原子能科学研究院游泳池反应堆运行组同志提供了方便的辐射源,特致谢意。

## 参 考 文 献

- [1] 王健. 化学世界, 1986, 6, 276
- [2] 段谨源等. 防辐射纤维及材料研究的发展趋势. 第三届材料科学研讨会论文资料, 1990
- [3] 陈常茂等. 原子核物理, 1987, 9(4), 360
- [4] 陈常茂等. 核科学与工程, 1991, 11(1), 49
- [5] 陈常茂等. 辐射防护, 1987, 7(1), 7
- [6] 陈常茂等. 辐射防护, 1983, 3(1), 14
- [7] J. K. Tuli. Thermal Neutron Capture Gamma-Rays. BNL-NCS-51647, 1983
- [8] M. A. Lee. Nuclear Data, Sheets, 1989, 56(2), 199

含硼织物与透明树脂板中子屏蔽性能研究

原子能出版社出版

(北京 2108 信箱)

中国核情报中心核科技报告编辑组排版

中国核科学技术情报研究所印刷

☆

开本 787×1092 1/16 · 印张 1/2 · 字数 8 千字

1992 年 11 月北京第一版 · 1992 年 11 月北京第一次印刷

ISBN 7-5022-0768-6

TL · 491

# CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT



This report is subject to copyright. All rights are reserved. Submission of a report for publication implies the transfer of the exclusive publication right from the author(s) to the publisher. No part of this publication, except abstract, may be reproduced, stored in data banks or transmitted in any form or by any means, electronic, mechanical, photocopying, recording or otherwise, without the prior written permission of the publisher, China Nuclear Information Centre, and/or Atomic Energy Press. Violations fall under the prosecution act of the Copyright Law of China. The China Nuclear Information Centre and Atomic Energy Press do not accept any responsibility for loss or damage arising from the use of information contained in any of its reports or in any communication about its test or investigations.

ISBN 7-5022-0768-6  
TL · 491

P.O.Box 2103  
Beijing, China

**China Nuclear Information Centre**