

反应堆屏蔽设计手册

塞欧宾尔·洛克韦耳 編

益 羣 譯

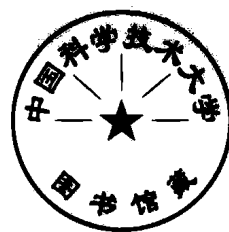


中国工业出版社

反应堆屏蔽设计手册

塞欧寶尔·洛克韦耳 編

益 羣 譯



中国工业出版社

本书是根据俄文版“Защита ядерных реакторов”（1958）一书翻译的。同时也参考了英文原版书“Reactor Shielding Design Manual”（第一版）。书名是根据英文书名翻译的。

материалы комиссии по атомной энергии США

ЗАЩИТА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Перевод с английского

Под редакцией канд. физ-мат. наук с.г.Цыпина
издательство иностранной литературы
Москва, 1958

* * *

反应堆屏蔽设计手册

益 羣 译

*

中国科学院原子核科学委员会编委会编辑
中国工业出版社出版（北京佟麟阁路丙10号）
（北京市书刊出版事业许可证出字第110号）
中国工业出版社第一印刷厂印刷
新华书店北京发行所发行·各地新华书店经售

*

开本787×1092 1/16·印张25³/₈·字数380,000
1962年8月北京第一版·1962年8月北京第一次印刷
印数 001—900·定价（10-5）3.05元

*

统一书号：K15165·1696（核-17）

英文版序

在本手册内，阐明和列出已建成的军舰用反应堆和希平港压力水冷式反应堆(PWR)的屏蔽设计、建造和试验所用的方法和数据。这些方法和其它反应堆上用的方法很不相同。

起初适用于军舰用反应堆的这套工艺方法，实际上也完全适用于 PWR 反应堆。这一点，说明本手册对建造非军舰用的其它反应堆也是有益的。不能设想，只有移动式的反应堆装置才需要仔细地设计屏蔽层。不好的固定式反应堆的屏蔽结构，会使造价昂贵，修理不方便，使靠近孔道和部件接缝的地方的放射性水平升高，也可能由于核反应发热之故，使围绕活性区的部件受的应力过大。反应堆屏蔽层结构不好，会使载热剂第一回路中的设备活化，使热交换器中的水分解，而导致第一屏蔽层材料的腐蚀加剧或辐照破坏。设计反应堆操纵系统的探测器，是根据屏蔽设计人计算的中子通量强度的数据进行的。设计探测器的错误，会使得反应堆功率升高而无法控制，或使这些仪器破坏。

在本手册内所提出的方法，有两个特点：第一，这些方法是在现有的动力原子核反应堆上检验过的；第二，这些方法的基础不是模拟，而是用理论方法处理问题，这可以使屏蔽设计不必花很高的代价，也不需要为了在反应堆上进行试验而花费很多时间去制造实际屏蔽层的模型。

在本手册内集中了丰富的屏蔽设计实际工作经验。在书本上有许多看起来是很吸引人的理论方法，但实际上这些方法几乎毫无实际价值。屏蔽设计的大部分困难，主要是设备布置和结构设计，而不是只适用于理想的原子核反应堆的数学计算。在理想的设备上，从来没有薄弱部分、缝隙、漏束的通缝或间隙。在这方面，极重要的是水不同于其它材料，水可以保证屏蔽层的均匀性。

为了准备这本手册，塞欧宝尔·洛克韦耳 III 做了很多工作。他曾领导了军舰用反应堆和 PWR 反应堆的屏蔽设计工作。

美国原子能委员会反应堆管理局
军舰反应堆处处长 H.G. 里科维尔

英文版編者前言

本手冊的目的是对工程师和科学工作者在屏蔽設計中有所帮助，因为其中有关于工程和方法的数据資料，这些方法是在完成軍舰用反应堆和PWR压力水冷式反应堆的建造过程中形成的。全部內容是按照一定順序編排的，以便設計人員在設計自己特有的結構的屏蔽层时，可以逐漸地掌握这些內容。并且也极其注意了数据資料的系統化和叙述方式最能通俗易懂。

首先向讀者介紹一下手冊的內容。在每章开头都有引言。本书这样編写方法，比利用一切直接名詞和間接名詞的索引来寻找所关心的某一問題的資料，更方便些。

为了把研究軍舰用反应堆的各部門专家們最初編写的全部資料加以綜合，并加以連貫地叙述，曾召开过許多大会和比較短時間的討論会。因此，各章的原作者虽然未指明，但这本书是集体創作。关于技术数据的来源和提出某种方法的作者，在一切已知的情况下，在許多問題上都有相应的注解。本书希望在这些方面沒有任何的遺漏。

鉴于原子核反应堆屏蔽的研究发展到現阶段，本手冊不能认为是完善的，其中讲的都是已經知道的东西，但实践中尚未檢驗过的东西讲的較少。看起来，过一年多，本手冊再版时，應該补充一些章节——热屏蔽层的設計；不溶解的分裂产物在反应堆設備内的分布；为了建造更精确的屏蔽层选择剂量测量点；关于屏蔽层几何条件的一些問題，如辐射的漏束和散射，屏蔽用大型鉛块制造方法的降价，以及反应堆屏蔽层和載热剂屏蔽层是否相适应的評定方法的改善。

随着編写本手冊的过程，由許多文章中越来越看得清楚，虽然在这里所提出的方法，对設計、建造、試驗和使用动力原子核反应堆的各种型式屏蔽层都是适用的，然而在这些方法中，还是有过于繁瑣的，不够經濟的和根据不足的。如理論計算远未在一切必要的情況下經過实践檢驗。特別对第八章比其它各章更需要相似的实验来比較。編者和作者謹望从讀者方面获得更有价值的技术数据和設計方法。这将是本手冊被适当利用的証明，这也将是帮助我們再版时加以改进，俾使屏蔽层的建造工艺臻于完善。

我願向海軍上将里科維尔表示感謝，他第一个給了我編写这本手冊的想法，并鼓励作者們和我細致地工作，根据需要，虽然对日常工作有所影响，但这些細致的工作是必需完成的。特別應該提出的，在編輯这本手冊时，情报服务总局和橡树岭分局給予了巨大的帮助。

美国原子能委员会反应堆管理局
軍舰反应堆处技术主任 塞欧寶尔·洛克韦耳Ⅲ

目 录

英文版序	1
英文版編者前言	2

第一章 緒言和屏蔽的基本理論

1. 屏蔽設計原則	1
2. 中子輻射的減弱	3
2.1 中子輻射減弱的基本过程 2.2 快中子的分出理論	
3. γ 輻射的減弱	6
3.1 源 3.2 γ 輻射減弱的基本过程 3.3 积累因子	
参考文献	10

第二章 輻射的允許水平

1. 問題的提出	11
2. 輻射和放射性的基本单位	11
2.1 定义和基本概念 2.2 測量单位 2.3 某些符号和关系	
3. γ 輻射和中子通量与剂量率的換算曲綫	15
4. 采用的基本輻射剂量	17
5. 屏蔽計算采用的輻射水平	20
5.1 接近設備的問題 5.2 反应堆運轉的平均功率	
6. 与局部漏束有关的問題	21
参考文献	21

第三章 反应堆活性区的屏蔽

引 言	22
1. 滿功率運轉的反应堆活性区——輻射源	22
1.1 裂变产物——初級輻射源 1.2 活性区中的次級輻射源 1.3 活性区外的源	
1.4 从活性区屏蔽观点討論各种源的相对貢獻	
2. 反应堆停止運轉后活性区內的輻射	36
3. 輻射減弱的計算	38
3.1 快中子的減弱 3.2 热中子通量的分布 3.3 活性区的几何条件对快中子減弱的影响 3.4 誤差的来源	
4. 屏蔽层內的发热	64
4.1 引言 4.2 由活性区放出的 γ 輻射引起的发热 4.3 由俘获中子和中子非彈性散射产生的 γ 輻射所引起的发热 4.4 中子彈性散射引起的发热	
参考文献	71

第四章 反应堆冷却系统的屏蔽

1. 引言	72
2. 载热剂比放射性强度的计算	73
2.1 最典型的活化反应实例	
2.2 各种载热剂的比较	
2.3 活化方程	
2.4 有效中子通量的计算	
2.5 平衡 γ 放射性	
2.6 在改变载热剂在活性区内和整个循环时间的情况下载热剂放射性强度的近似求法	
2.7 平衡的中子放射性强度	
3. 反应堆冷却系统的 γ 辐射屏蔽	92
3.1 载热剂 γ 辐射屏蔽层厚度的一般计算	
3.2 斜射在屏蔽层上的 γ 辐射的减弱	
3.3 圆柱状源的实验描述	
3.4 保证剂量相等的屏蔽层厚度的等剂量计算方法	
4. 反应堆冷却系统的中子屏蔽	118
4.1 N^{17} 放出的中子减弱函数 $[10]$	
4.2 N^{17} 放出的中子的分出截面和弛长度	
4.3 用蒙特-卡洛方法计算 N^{17} 的中子在水中通过的结果	
5. 等剂量精确计算的点的选择	128
参考文献	129
书刊索引	129

第五章 设备的布置和影响 屏蔽总体设计的其它因素

1. 引言	130
2. 对屏蔽层的要求	131
2.1 反应堆屏蔽层(第一屏蔽层)	
2.2 载热剂屏蔽层(第二屏蔽层)	
3. 反应堆设备的布置	131
3.1 反应堆的屏蔽层	
3.2 载热剂的屏蔽层	
3.3 载热剂屏蔽层以外的空间	
4. 对设备布置的特殊要求	133
5. 距离影响	134
6. 最佳的屏蔽层尺寸	136
7. 阴影屏蔽	136
8. 重量及其在船内的分布	137
参考文献	138

第六章 屏蔽层的建造

1. 材料	139
1.1 引言	
1.2 铁	
1.3 铅	
1.4 水	
1.5 聚乙烯 $(CH_2)_n$	
1.6 混凝土	
1.7 铅玻璃	
1.8 含硼材料	
2. 屏蔽 γ 辐射用的各种材料效果的比较	157
3. 制造和安装	163
3.1 引言	
3.2 γ 辐射和中子辐射复合屏蔽层的详细结构	
3.3 铅屏蔽层的安装	
4. 工作试验	179
4.1 目的	
4.2 辐射测量仪器	
4.3 仪器定标	
4.4 屏蔽实验的计划和进行	

4.5 屏蔽实验的经验

参考文献	189
关于中子屏蔽材料的书刊索引	190

第七章 停堆后系统的放射性(接近设备的问题)

引言	191
1. 主要辐射源的概述	191
1.1 载热剂本身的活化放射性 1.2 结构材料的活化放射性 1.3 光中子的形成	
1.4 反应堆活性区中的裂变产物 1.5 反应堆活性区中的缓发中子 1.6 载	
热剂中的杂质和腐蚀产物的活化 1.7 由于释热元件的腐蚀或破裂在冷却系统	
中有的裂变产物	
2. 水工艺的一些问题	194
2.1 给水 2.2 设备材料的腐蚀 2.3 净化系统	
3. 载热剂中杂质的活化	197
3.1 假设 3.2 列方程式 3.3 解 3.4 通过杂质净化装置的流速的确定 3.5	
离子交换器和过滤器内的放射性浓度 3.6 中子通量与时间的关系	
4. 冷却系统中的裂变产物	210
4.1 水冷式反应堆系统中的气体裂变产物的分布 4.2 气体裂变产物的连续漏出 4.3	
裂变产物的瞬时漏出 4.4 气体裂变产物连续漏出问题其他解决方法	

第八章 屏蔽层不均匀性的影响

1. 引言	217
1.1 一般问题 1.2 公式汇编	
2. 中子	220
2.1 中子通过矩形缝 2.2 中子通过圆柱形孔道 2.3 辐射通过环形孔道 2.4 屏	
蔽层中小空腔的影响 2.5 沿钢结构结构的漏束	
3. γ 辐射	242
3.1 源的几何条件 3.2 矩形缝 3.3 圆柱形孔道 3.4 环形孔道 3.5 计算的	
实验证明 3.6 屏蔽层中空腔的影响 3.7 沿钢结构 γ 辐射的漏束	
4. 辐射在屏蔽层边缘的散射	269
4.1 引言 4.2 γ 辐射的散射 4.3 中子散射	
参考文献	293
书刊索引	294

第九章 辐射源的几何影响

引言	295
符号	295
1. 辐射通量方程	296
1.1 点源 1.2 线状源 1.3 盘状源 1.4 无限大平板状源 1.5 正截头圆锥状	
源 1.6 圆柱状源 1.7 球状源 1.8 e^{-b} , $E_1(b)$ 和 $E_2(b)$ 函数曲线	
1.9 $F(\theta, b)$ 函数曲线	

2. 公式推导	336
2.1 点源 2.2 綫状源 2.3 盘状源 2.4 无限大平板状源 2.5 正截头圓錐状源 2.6 圓柱状源 2.7 球状源 2.8 $E_n(b)$, $F_n(t, a)$, $F(\theta, b)$ 和 $G(u, h, b)$ 函数	
3. 各种几何形状源的輻射通量的近似公式	350
3.1 綫状源 3.2 盘状源 3.3 正截头圓錐状源	
4. 散射輻射的影响	353
4.1 在无限大介质中散射輻射的积累 4.2 源內散射輻射的积累 4.3 通过几层不同的物质时散射輻射的积累	
5. 鉄、水、鉛和混凝土的积累因子	356
6. 由一种几何条件变换为其他几何条件	363
6.1 由盘状源变换为点源 6.2 由平面源变换为球状源 6.3 由平面源变换为圓柱状源 6.4 由盘状源变换为无限大平面源	
参考文献	364

第十章 基本数据

鉛、鉄和水的积累因子曲綫和微分能譜	366~368
能量吸收系数和质量吸收系数与能量的关系曲綫	369~371
屏蔽設計用的輻照损坏綜合表	383
放射性同位素积累和衰变的图解	389
专有名词翻譯对照	395

第一章 緒言和屏蔽的基本理論

由于反应堆及其組成部分可以发出游离輻射，所以要求保护工作人員的安全。而且，进行屏蔽时，應該注意到使屏蔽层有合理的造价、重量和大小。本手册的目的是給工程师——屏蔽設計的专门人員以必要的数据和知識，这些数据和知識有助于設計人員完成上述任务。本章介紹了为学习后几章所必需的一般原理，并对反应堆所产生的輻射減弱的基本过程作一簡單的討論。

1. 屏蔽設計原則

屏蔽設計工作可由几个主要阶段組成：

1. 必須确定什么样的屏蔽型式能最好地滿足提出的要求：

a) 整体屏蔽：把反应堆及其組成部分全部包圍在一起的屏蔽型式。

b) 分部屏蔽：当对反应堆局部屏蔽时，把放射性載热剂系統和反应堆本体分別安置在两个屏蔽区里，以便在停堆时能对设备进行維修，也就是說，可以有限制地进入某些区域。

c) “阴影”屏蔽：在这种屏蔽条件下，靠近反应堆的某些区域为屏蔽层所防护，因而这些区域是在屏蔽层的“阴影”中。这些地方例如走廊、操纵台或者专门的操作地方。在某些情况下，屏蔽层可以从各方面把上面列举的每个地方圍繞起来。

在一般情况下，最好的屏蔽层是考虑到所有这些情况而建造的。

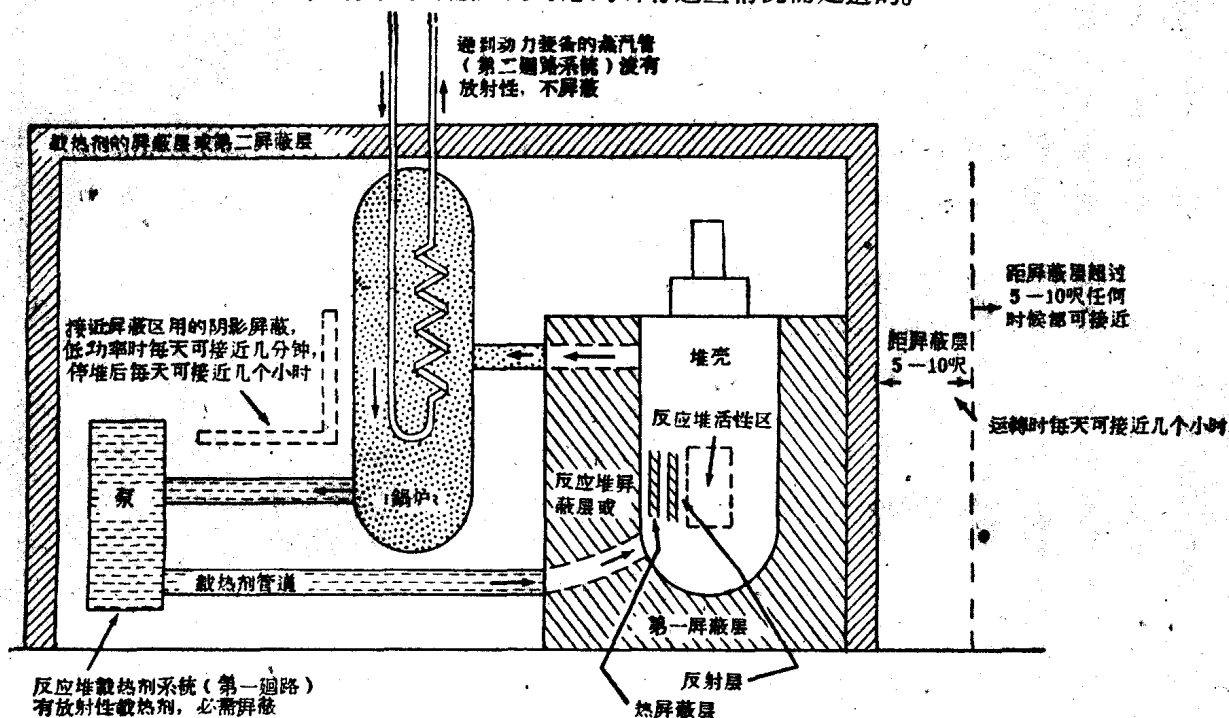


图 1 反应堆的分部屏蔽图

作为一个例子，在图1中举出了一个屏蔽层的示意图。图上标出了屏蔽层各组成部分的名称和一些名词。下面在第五章要研究一些因素，这些因素决定了对反应堆堆体屏蔽和对载热剂系统屏蔽的要求。

2. 必须确定当反应堆运转和停止工作的时候，在屏蔽层外面各个地方的辐射允许水平。这个问题将在第二章里讨论。必须指出，允许剂量的大小是穿过屏蔽层的各种辐射剂量的总和。

3. 应当知道进行屏蔽的放射源的分布、辐射能量和辐射强度。存在着很多的放射源但并非全是来自反应堆中直接辐射出来的。所以：

- a) 在第三章里，研究的是由反应堆中直接产生的辐射；
- b) 在第四章里，研究的是由放射性载热剂所构成的辐射源；
- c) 在第七章里，研究的是和停堆时的辐射有关的一些最重要的问题。

4. 了解了所有这些问题以后，设计者可以着手计算所必需的屏蔽层厚度。设计者可以从下面解决这个问题的二种方法中选择一种：或者把载热剂系统看作圆柱体、圆盘、圆锥体、球体和其他最简单的几何形状的组合体来研究，而分别计算每个组成源的辐射对屏蔽层以外有关一点的贡献；或者把源当成很多点源的总和（把屏蔽层放在源和探测器之间），用计算机来计算对这些点源的屏蔽层厚度。必需的减弱程度可以用铁的等效厚度来表示。再把铁制的结构物、容器和其他元件除去，把剩余的厚度表示成所要用的屏蔽材料的厚度。只有在屏蔽设计中，通过经验的积累才可使这些计算做得最简单。在第三章和第四章里，将利用数据和最简单的例子阐明上述计算方法。

5. 在屏蔽层里面管道系统和热交换器系统的布置，以及在屏蔽层外部某些地点是否要接近的问题，在使屏蔽层具有最低造价和最轻重量方面起着重要的作用；这个问题将在第五章里研究。

6. 选择什么样的屏蔽材料，决定于材料的物理和屏蔽性能，决定于材料是否容易获得以及它的成本。这个问题将在第六章里讨论。

7. 屏蔽层的结构设计及其各个部分的制造，也在第六章里研究。在这一章里还要讲述铅和钢的连接方法，屏蔽用的水和其它液体的处理，以及混凝土的选择和利用的一些问题。

8. 屏蔽层安装前后的检查和试验问题，比最初所能指出的其它问题更为复杂。拟定屏蔽层的检查和试验计划，以及为此目的而选择设备报废的标准和试验的图表，典型试验的例子和所得的结果——所有这些问题都在第六章里叙述。

9. 停堆后的放射性辐射问题，在第七章里讨论。关于在管路系统各处放射性辐射的积累与衰减、各种放射性的大小，以及为了保持必需的放射性辐射水平所采用的净化系统的尺寸和载热剂化学成分的影响等问题，是用分析法研究的。并将所得结论与实际资料进行了比较。

10. 在屏蔽设计中，最值得注意的问题是：通过那些穿过屏蔽层的缝隙、热绝缘、设备结构零件的漏束。在第八章里列有一些数据和公式。

11. 辐射源的几何形状可能是很复杂的，而几何因子的计算又很枯燥，所以在第九章里给出了一些曲线，由这些曲线可以确定不同几何形状源的辐射剂量。

12. 在第十章里，给出了各种曲线、表格、图解法用的图、以及在屏蔽计算中可能用到

的其它参考资料。

13. 屏蔽设计人员的职责范围包括对靠近反应堆的一些结构的辐射发热的计算, 这些结构是为了预防在其中产生温度应力的危险。这些结构也影响整个屏蔽层的性能。这些问题, 将在第三章里简略地加以研究。

上述的屏蔽计算方法, 是在动力用反应堆设备上研究出来的。但是这种方法也可以部分地用在热室、运输被照射过的释热元件的容器、源的容器、释热元件储藏室、有放射源的包装物等等的屏蔽计算中。

因为没有可以从其中找到现成结果的参考书, 因此, 每个屏蔽设计人员应该选择进行计算或者为他所企求的其它目的而采用的标准。任何屏蔽层都耗资金钱; 占一定的位置; 有重量; 和牵涉到接近屏蔽层、以及观察、维修、和进行实验的可能性等问题。屏蔽设计人员必须明确, 在给定的屏蔽层造价、屏蔽层的复杂性或辐射水平的条件下, 应尽量使所牵涉到的问题(屏蔽层的接近性、观察、维修和进行实验的可能性等问题)的影响化为最小。人人都可以屏蔽一个反应堆并使得由反应堆内出来的辐射水平低于任何选定的剂量; 但是屏蔽技术却是在限定了重量、体积、和造价的条件下实现屏蔽的一种艺术。

反应堆屏蔽设计人员应当考虑到两种类型的辐射: 中子和 γ 辐射。这些辐射通过某些个别的过程与介质发生相互作用, 这些过程可以简化进行研究。本章其余的部分将简单的讲述中子和 γ 辐射通过介质的问题。恰当的把一些基本实验和与实验有关的理论综合起来, 就可计算很复杂的反应堆屏蔽; 而且比在设计屏蔽时采用1:1模型的模拟办法(这个办法已是相当快的)还要快。

为了证实这个观点, 曾经进行了三种类型的试验:

A) 1950年初在橡树岭国立实验室的(水槽)“Lid tank”装置上进行了整体屏蔽的试验: 把铁层、铅层和水层装置在裂变源和探测器之间。这些实验起初用模拟的办法进行的, 但由于在本章2.2节中将要讲到的阿尔拜特-威尔顿的快中子分出理论的发展, 使得在设计船舶用反应堆和固定式反应堆屏蔽时, 模拟实验并把模型再换算成实物大小的方法几乎不再被采用。

B) 在1951—1952年期间, 在勃鲁克海文和橡树岭国立实验室进行了研究中子穿透和洩漏的实验, 这些实验容许得到近似的估计缝隙和反应堆屏蔽层薄弱地方的影响的一些简单公式。

C) 在倍梯斯的诺尔斯动力实验室和海军研究实验室做过的中子源 N^{17} 和 γ 辐射源 N^{16} 和 Co^{60} 的各种实验, 以及西屋原子动力局在材料试验反应堆和在阿尔科(爱德华州)海军反应堆实验装置上做过的一些实验, 使我们更清楚辐射穿过屏蔽层的情况。

2. 中子辐射的减弱

首先应该指出, 在实际设计中, 中子和 γ 辐射的屏蔽是密切相关的。特别是, 由中子辐射减弱引起的 γ 辐射, 是决定反应堆屏蔽结构的重要因素。在本章仅仅研究和辐射减弱有关的基本过程; 屏蔽设计的实际问题将在手册的其余部分叙述。

2.1 中子辐射减弱的基本过程(1)

在中子通过屏蔽层时, 可能:

1) 和氢核碰撞; 在此过程中, 中子能量被减小到从初始值至零的范围内, 而运动方向

在 0° — 90° 范围内变化;

2)和氧原子核和重原子核发生弹性碰撞(类似台球碰撞);

3)和氧原子核和重原子核发生非弹性碰撞(类似蜡球碰撞);

4)最后,由于氢或其他物质对中子俘获的结果,使中子损失掉。中子被俘获主要是发生在热能范围内。

我们来研究上述的每个过程,并且用最简单的方法进行说明。

中子和氢核的碰撞通常与中子的吸收相联系着(从屏蔽的观点来看)。定性来说,这是正确的,因为在屏蔽层里中子和氢发生碰撞时,中子能量的减少和中子路程的增长和氢的总截面^①随中子能量的下降而迅速增长的事实有关。中子被氢核阻止是个快收敛过程,在这过程中为使中子慢化成热能中子所必需的距离的大部分,是由第一次碰撞所决定的。中子和氢只有少数的初次碰撞,才导致中子发生不大的能量和飞行方向的改变。这些受到轻微散射的中子,象没有被散射的中子一样通过了介质;这就使得中子减弱和指数规律有某些偏离。按照指数规律,所有中子在第一次碰撞后将全部离开射线束。开始时不考虑这个所谓“积累”效应,这样,由于第一次碰撞,中子在氢中的分布将服从于指数规律。

由于第一次碰撞以后,中子在氢中的慢化是一个快收敛过程,因而可合理地假定:在第一次碰撞以后,中子所经过的路程是可以被忽略的。根据这点,开始我们采用:在热能范围内,中子吸收的空间分布正比于中子同氢核发生第一次碰撞的空间分布。

同样地,中子也能和氧或者重元素的原子核发生碰撞。同这些核碰撞后,中子可沿任何方向飞出,而它的能谱将依赖于初始能量和散射角。能量小于1兆电子伏的中子,在大多数情况下,发生弹性散射,当中子能量大于1兆电子伏时,非弹性散射的几率将随能量的增加而增大。

可以预料:在铅或铁中,非弹性散射的结果,能量大于2—3兆电子伏的中子将被慢化到1兆电子伏左右。与此相应的非弹性散射截面近似等于重元素总截面的一半。由于在低能范围内,氢对中子作用截面的迅速增长,这些失掉了自己能量的中子,将很快的为氢所慢化。这个推测表明,这样的非弹性散射相当于吸收。在这种情况下,同样地忽略了在非弹性散射以后到在热能范围内被俘获以前的中子的空间分布。

在低能情况下,弹性散射通常具有各向同性的分布。这些碰撞的结果等效于改变了中子运动方向,因此中子实际上并没有脱离屏蔽层。对于现有组成和厚度的反应堆装置的屏蔽层,很容易证明:中子各向同性的弹性散射同样等效于吸收。

对于更高能量的中子(5—15兆电子伏),在屏蔽层中,重元素截面的大约一半相应于中子的小角度弹性散射。中子飞行方向的偏离与“不透明核”的“阴影”有关。对于低能中子(1—2兆电子伏),阴影散射的截面,可以最简单的作为各向同性来处理,因之可以当成吸收截面来研究。对高能中子,全部阴影散射发生在小的角度范围内,因之,可能在很大程度上对于中子的分出是无效的。为简单起见,可以假定:中子被重元素核的分出可以用与能量无关的截面来描述。对于在氧核上的散射作类似的假定,并且,用这两个常数(对于氧和重元素的中子分出截面)作为参考,这样所得到的结果,与在整体

① 截面被定义为粒子和元素的作用机率。在快中子散射时,截面近似等于原子核的理论面积($\sim 10^{-28} A^{2/3}$ 厘米²,这里A是原子量),在某些情况下(例如在热中子被俘获时)截面可大10倍。

屏蔽层上所测得的结果符合得最好。

2.2 快中子的分出理论

为了应用大量的、涉及整体屏蔽的资料并使其系统化,发展了快中子分出理论。提出的简单的计算方法,在相应的条件下使用时给出了极可靠的结果。得到这种方法是由于仔细地研究了中子和屏蔽层的相互作用,同时研究了那些在很大程度上决定中子穿透深度的过程。这个方法给出了表征中子在屏蔽层中穿透深度的平均数值,这个屏蔽层是由水和其他元素构成的,假设这些元素占屏蔽层体积的0—50%。象其他任何唯象理论一样,这个方法只能用于一定的条件下,对于有限范围内的问题能给出答案。

完全不顾这些限制,根据整体屏蔽层进行实验所得到的一些数据,理论上可以计算反应堆活性区的屏蔽层。这个理论把整体屏蔽的简单实验,和在实际计算屏蔽层时必然遇到的更复杂的问题结合起来(这些问题包括连续的结构改变)。

中子通量在屏蔽层内的分布可近似用指数函数来描述,也就是说,在每一时屏蔽层上中子通量减少一定的百分数(在对数座标内是一直线),并遵守下列方程式:

$$\text{中子通量} = \text{常数} \times e^{-\Sigma x};$$

或者对于点源:

$$\text{中子通量} = \frac{\text{常数}}{4\pi r^2} \times e^{-\Sigma x};$$

式中 x ——屏蔽层厚度;

Σ ——常数;

r ——从源到 x 点的距离。

这样,如果这个近似式由一个参量来确定,那么常数 Σ 将描写中子为给定物质所分出的量。常数 Σ_n , 称为分出截面, 它的量纲是厘米²/厘米³或厘米⁻¹。有时对于一个原子,

表 1 裂变中子的有效分出截面[6]

元 素 ^①	截面(靶/原子) ^②	材 料	截面(靶/分子) ^②
Li	1.01		
Be	1.07	CH ₂	2.8
(B)	0.97	C ₂ F ₅ Cl	6.6
C	0.81	B ₄ C	4.3
(O)	0.99		
(F)	1.29	D ₂ O	2.8
Al	1.31	C ₇ F ₁₆	26.3
(Cl)	1.2		
Fe	1.98	C ₈₀ H ₆₂	80.0
Ni	1.89		
Cu	2.04		
W	2.5		
Pb	3.5		
Bi	3.49		

① 注有圆括号的元素的有效分出截面是分析了含有这些元素的混合物而得到的。

② 引入的分出截面是对于裂变谱中子而言。借助于能量为 1 兆电子伏的中子源(N¹⁷)而得到的分出截面的实验数据将在第四章给出。

写成 σ_R ，单位是靶（1靶= 10^{-24} 厘米²），这个时候在1厘米²内的原子数应作为独立的因子。为了确定分出截面的概念是否正确，即使正确而又应该采用怎样的数值，上面所研究的过程必须认为是单一的吸收过程。从对整体屏蔽实验结果得到的数据的分析和解释也可以看出，用一个截面是否可以确定所有这些过程。这个方法的优点和限制，将在第三章更全面地加以研究。必须指出，选择一个截面对于屏蔽计算是方便的（氢除外，这将在第三章中单独研究）。

近几年来，在橡树岭国立实验室，测量了许多材料的有效分出截面，大部分数据列在表1中。列出的数值是分析了上面关于减弱的研究结果而得到的。把这些数据作成曲线，它的形状和能量为8兆电子伏的中子总截面与原子量的关系曲线几乎是完全一样的（和LA-1655报告的数据相比较），而且这些数据在总截面数据的40%左右。用等式 $\Sigma_R/\rho = 0.085A^{-1/3}$ 表示的近似值（这里 ρ ——密度； A ——原子量），对原子量大于10的元素〔6〕是完全令人满意的。

3. γ 辐射的减弱

3.1 源

关于 γ 辐射和物质相互作用过程的基本知识，可从任何一本较好的原子核物理教科书①中找到。在反应堆活性区中产生的 γ 辐射源，将在第三章中作一般描述；在反应堆载热剂中的源，将在第四章中予以描述。放射性衰变图的资料是取自NBS No 499报告或赫兰德、皮尔曼和斯包尔格的同位素表②。放射性原子核的衰变特性和所含有的元素的数量决定了所研究的各个同位素的总辐射强度。

3.2 γ 辐射减弱的基本过程

γ 辐射强度的减弱，取决于两个因素：

- 1) 源和辐射接受体之间的距离；
- 2) γ 辐射与介于源和接受体之间的介质的相互作用。

当所研究的源不大（点源），并且在空间布置上没有任何限制时，距离引起的减弱将是重要的。假若远离源实际上是不可能的，那么，由于与介质的相互作用而造成的减弱，将成为基本的。（注意到由屏蔽观点来看， γ 辐射的减弱过程和本章第2节中讲过的简化的中子减弱过程的相似处）。象在第九章中将指出的那样，对于不同几何形状源的所有公式，可以从下面点源 γ 辐射的减弱方程中推导出来：

$$D = \frac{S_0 B e^{-\mu x}}{K 4\pi r^2}。$$

式中 D ——剂量率（以剂量率单位表示）；

S_0 ——点源每秒发出的 γ 光子数（光子/秒）；

B ——积累因子（无量纲——参考下面）；

x —— γ 辐射穿过的屏蔽层厚度（以长度单位表示）；

μ ——线性吸收系数（若用厘米表示 x ，则 μ 为厘米⁻¹）；

① 例如：Halliday D. Elementary Nuclear physics。

② Hollander, Pearlman, Seaborg, Table of Isotopes, Reactor Handbook Report AECD-3645。

K —— γ 光子通量换算为剂量率的系数(参考第二章);

r ——从源到接受体的距离(以长度单位表示)。

μ 和 B 的值需要进一步的讨论。线性吸收系数 μ 是能量和材料的函数。 μ 的数值在第十章给出。在G.R.怀特的评论性报告(NBSN₁₀₀₃)中,给出了很多关于 γ 辐射的最主要的截面的数据,其精确度高于2%。

为了从理论上研究 γ 辐射吸收,我们建议去参阅有关这个问题的文献。特别是在U.法诺^①的文章中,对这个问题分析得全面而又清楚。这里仅仅指出, γ 辐射的减弱是由三种不同过程造成的,这三种过程是:光电吸收、产生电子对和康普顿散射。前面的两个过程伴随着 γ 辐射的消失。在康普顿散射的情况下, γ 光子和电子的相互作用改变了光子的运动方向,同时仅仅损失掉初始能量的一部分。由于在定义数值 μ 时没有考虑到那部分 γ 光子实际上也穿过了屏蔽层,因此, γ 辐射的真正减弱并不象按指数规律所得到的那样大。所以在上面引入的公式中和在研究第九章中所阐述的问题时,我们引进了积累因子 B 。

3.3 积累因子

实际的 γ 辐射通量和应用线性吸收系数按指数减弱规律计算而得到的通量的比值被定义为积累因子。这个定义给出了粒子数的积累因子。但是,在剂量率表示式中,这个定义可作为剂量积累因子;在能量穿过的表示式中,这个定义可作为能量积累因子;在能量吸收表示式中,这个定义可作为能量吸收积累因子。

描述 γ 辐射贯穿的迁移方程的精确数字解的方法,是斯宾塞和法诺^[2]制定的,这个方法包括解空间矩的联立积分方程组和矩的变换,以便得到空间分布。为了确定能量从0.5—10兆电子伏的 γ 辐射的贯穿特性,在标准局的计算机(SEAC)上进行了一系列计算。这些计算是对八种不同原子序数的屏蔽介质进行的。所得到的数据和各向同性点源的积累因子计算曲线一起在报告^[7]中举出;这些资料的一部分摘录在第十章里。

这些曲线仅仅是相应于围绕源的均匀介质的。若屏蔽层由几种材料组成,则总的衰减长度的值(对应于 $\mu x = 1$ 的距离,也就是说, γ 辐射减弱到 e 倍或2.7倍)等于屏蔽层所有组分的衰减长度的总和。目前还没有一种最好的方法能在任何情况下选择积累因子的值。下面列出一些不同类型的屏蔽层:

a)一种材料的屏蔽层。在NYON₃₀₇₅的报告中和在第十章中,列出了对于各向同性的点源,在无穷大介质内 γ 辐射的积累因子的最可靠的数据(这些数据是NBS—NDA^②得到的)。

第一种情况:根据国家标准局——核子发展学会的计算(这些计算在WAPD.TNN₂₁₇的报告中举出),积累因子可以表成两个简单的指数项和的形式:

$$B_{cur}(\mu_0 x, E_0) = A_1(E_0) \exp[-\alpha_1(E_0) \mu_0 x] + A_2(E_0) \exp[-\alpha_2(E_0) \mu_0 x]$$

式中: $B(\mu_0 x, E_0)$ ——积累因子(在点 $\mu_0 x$ 处,散射的和未经散射的 γ 辐射的通量与未经散射的 γ 辐射通量的比值);脚标 C 表示减弱的介质,脚标 u ——源的几何形状,脚标 T ——积累因子的类型(类型决定于粒子数目通量、能量通量或者剂量率); μ_0 ——能量为 E_0 的 γ 辐射的线性吸收系数;由 B_{cur} 的定义可知 $A_1 + A_2 = 1$ 。

① Faou U. Nucleonics № 8, 9 (1953)。

② NBS——国家标准局(美国)。

NDA——核子发展学会(美国)。

在第九章中给出了四种最普通的材料(铁、铅、水和混凝土)的参数 α_1 , α_2 和 A_1 与能量的关系曲线(对于各向同性点源), 剂量积累因子曲线, 能量积累因子曲线和能量吸收积累因子的曲线。

第二种情况: 在有限范围内, 也就是在 μx 变化不大的范围内, 积累因子可表成 $B = 1 + \beta \mu x$ 的形式, 或表成在第三种情况下的形式。

第三种情况: $B = \beta (\mu x)^\alpha$ 这里 β 和 α 是与材料及能量有关的常数。

在确定源的几何形状的影响时, 所引入的公式对于解析的表示和进行积分计算是很方便的(参考第九章)。

如果假定: 对于板状屏蔽层的积累和对于无穷大介质的积累是一样的, 那么就可以用第一种情况来描述通过板状屏蔽层的 γ 辐射的影响。在这种情况下, 运用和斜入射的 γ 辐射的穿透有关的附加屏蔽层是行之有效的方法。然而, 由威斯科夫的试验资料可以看出, 屏蔽斜射的 γ 辐射的附加屏蔽层只能用于角度小于 30° 的情况下。由皮波斯[4]的计算证实了这一点, 他的计算以及斜射的 γ 辐射的积累因子的数值被引在文献[4]中。很遗憾, 皮波斯的计算和国家标准局——核子发展学会对 γ 辐射的直接穿透的数据是不一致的。所以在计算斜着穿过的 γ 辐射时, 必须把皮波斯的数据统一为国家标准局——核子发展学会对直接穿透的数据(参考第四章3.2节)。

b) 几层不同材料构成的屏蔽层: 为了计算几种不同材料层组成的屏蔽层的积累因子, 曾经提出过几种方法。下面我们研究其中的一部分。

1) 假若在轻材料后面是重材料, 那么只应用对重材料的积累因子。

2) 假若在重材料后面放置轻材料, 则应用两种材料积累因子的乘积。在多于两层时, 也建议采用这个方法, 但这会使得屏蔽层的厚度过于安全。

3) 积累因子可以按照每一种屏蔽材料的衰减长度来进行平均。

4) 利用第六章(图74-78)举出的曲线, 可以有条件地把屏蔽层转换为一种材料组成的等效屏蔽层。然后运用这种材料的积累因子。

c) 均匀混合物。若屏蔽层是均匀混合物, 例如混凝土, 则积累因子可用戈尔斯坦的方法来计算。按照这个方法, 奥本逊做过对于混凝土的计算。方法如下所述: 为了得到混合物的积累因子, 必须确定有效原子序数 Z 。对于确定的 E_0 值, 可把各种因素的积累因子用图表表示为原子序数 Z 的函数, 同时取平均自由程作为参数。

现在问题就归结为找寻这样的元素, 它对于 γ 辐射的散射和吸收的特性与混合物是一致的。材料对于 γ 辐射的散射和吸收的特性取决于与每个原子核相结合的总电子数的份额。这个份额可按下面公式来计算:

$$\beta_i = \frac{a_i Z_i / A_i}{\sum_{i=1}^n a_i Z_i / A_i}$$

式中 a_i ——混合物中 i 种元素的重量百分比;

Z ——原子序数;

A ——原子量或分子量。

假如对一个电子来说吸收系数为 μ_i , 则材料的总吸收系数由下式确定:

$$\mu(E) = \sum_i \beta_i \mu_i(E)$$