

注册核安全工程师
岗位培训丛书

核安全

(修订版)

专业实务

《注册核安全工程师岗位培训丛书》编委会
编著

中国环境科学出版社

注册核安全工程师岗位培训丛书

核安全专业实务

(修订版)

《注册核安全工程师岗位培训丛书》编委会 编著



中国环境科学出版社·北京

图书在版编目(CIP)数据

核安全专业实务(修订版)/《注册核安全工程师岗位培训丛书》编委会编著. —修订本. —北京:中国环境科学出版社, 2009.3

(注册核安全工程师岗位培训丛书)

ISBN 978-7-80209-904-3

I. 核… II. 注… III. 核工程—安全技术—工程技术人员—技术培训—教材 IV. TL7

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2009)第 022699 号

责任编辑 沈建 刘大澍

封面设计 龙文视觉

出版发行 中国环境科学出版社
(100062 北京崇文区广渠门内大街 16 号)

网 址: <http://www.cesp.cn>

联系电话: 010-67112765 (总编室)

发行热线: 010-67125803

印 刷 北京市联华印刷厂

经 销 各地新华书店

版 次 2004 年 11 月第 1 版 2009 年 3 月修订版

印 次 2009 年 3 月第 3 次印刷

印 数 5001—7000

开 本 787×1092 1/16

印 张 34

字 数 800 千字

定 价 总价 185.00 元(全套丛书共 4 册)

【版权所有。未经许可请勿翻印、转载,侵权必究】

如有缺页、破损、倒装等印装质量问题,请寄回本社更换

《注册核安全工程师岗位培训丛书》编委会

主任委员：陈金元

副主任委员：汤搏

委员：（以姓氏笔画为序）

马校正	卞洪兴	王秀清	王青松	王瑞平	池雪丰	宋福祥
陈伯显	杨孟琢	张健	罗上庚	郁祖盛	郑继师	洪润生
俞尔俊	赵亚民	顾洪坤	桂立明	贾宝山	常向东	商照荣
蒋云清	熊本和	嵇凤官	潘英杰			

修订版说明

《注册核安全工程师岗位培训丛书》自出版发行几年以来，得到了广大专家和读者的热情支持，在此表示感谢。随着我国核电工业发展的形势和注册核安全工程师培训任务的需要，结合近年来的应用实践，我们深感到这套丛书还存在许多不足之处，因此，《注册核安全工程师岗位培训丛书》编委会又组织了部分专家、学者、教授对本丛书进行了修订，以趋日臻完善。

本丛书修订工作是在编委会陈金元主任主持下进行的。《核安全相关法律法规》由杨孟琢、张天祝、王青松负责修订。《核安全综合知识》由洪润生、范深根、许明霞、潘英杰、罗上庚、卞洪兴、陈竹舟、桂立明、赵亚民、施仲齐、杨孟琢负责修订。《核安全专业实务》由潘英杰、许明霞、范深根、罗上庚、张宝钢、施仲齐负责修订。《核安全案例分析》由杨孟琢负责修订。全套丛书修订的汇总协调工作由杨孟琢完成。中国环境科学出版社沈建主任、刘大澍编辑担任了修订版丛书的责任编辑工作。

虽然经过反复斟酌和努力，但由于时间紧迫和水平所限，《注册核安全工程师岗位培训丛书（修订版）》仍难免存在一些不足之处，敬请广大读者指正。

编 者

2008年12月15日

第 1 版前言

我国对核能与核技术的开发利用始于 20 世纪 50 年代。经过多年的不懈努力,核能与核技术已在我国国防、医疗、能源、工业、农业、科研等领域得到广泛利用,这对维护我国国防安全,促进国民经济和社会发展,增强我国的综合国力,起到了十分积极的作用。但是,核能与核技术开发利用过程中的安全问题和放射性污染防治问题,也越来越突出。主要表现:一是,我国已有多座核设施,有些核设施已经进入退役阶段,如果监管不严或者处置不当,其遗留的放射性物质将对环境和公众健康构成威胁;现正在运行的核设施,也存在着潜在危险,一旦发生泄漏或者因发生安全事故产生放射性污染,将危及周边广大范围内的生态环境安全和公众健康。二是,我国现有放射源五万多枚,由于用户多而分散,有的单位管理不善等原因,近年来因放射源使用不当或者丢失导致的放射性污染事故不断发生,造成严重后果。三是,在铀(钍)矿和伴生放射性矿开发利用过程中,由于对放射性污染防治重视不够,缺乏对放射性污染防治的专项管理制度,乱堆、乱放放射性废矿渣的情况时有发生,由此造成的放射性污染事故威胁着环境安全和公众健康。四是,我国已产生了不少放射性废物,虽然国家有放射性废物处置政策,但是,由于缺乏强制性的法律制度和措施,致使对放射性废物的处置监管不力,在一定程度上对环境和公众健康构成了威胁。为了解决上述问题,进一步做好放射性污染防治工作,在总结我国放射性污染防治的实践经验、借鉴一些有核国家防治放射性污染的成功经验的基础上,全国人大于 2003 年 6 月 28 日通过了《中华人民共和国放射性污染防治法》,对我国核安全的统一监管必将起到巨大的作用。

为了提高核安全专业技术人员素质,确保核与辐射环境安全,维护国家、社会和公众利益,根据《中华人民共和国环境保护法》和《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》的有关规定,人事部、国家环境保护总局于 2002 年 11 月 19 日颁布了关于印发《注册核安全工程师执业资格制度暂行规定》的通知(人发[2002]106 号),决定在核安全及相关领域中建立注册核安全工程师执业资格制度。

根据《注册核安全工程师执业资格制度暂行规定》,注册核安全工程师执业资格考试科目为:《核安全相关法律法规》《核安全综合知识》《核安全专业实务》和《核安全案例分析》。为了方便考生复习和准备考试,本丛书编写委员会依据国家环境保护总局组织编写、人事部审定的《全国注册核安全工程师执业资格考试大纲》的具体要求编写了此书,供广大专业人员培训或自学使用。

本套丛书共有四册,包括《核安全相关法律法规》《核安全综合知识》《核安全专业实务》和《核安全案例分析》。

《核安全专业实务》一书,第一章由贾宝山、卞洪兴、俞尔俊、汤搏、郁祖盛、姚伟达、郎爱国、洪润生、王秀清、王瑞平、张跃、高启发、张健等编写;第二章由潘英

杰编写；第三章由蒋云清、池雪丰、郑继师、高照荣、嵯凤官、刘天舒等编写；第四章由宋福祥编写；第五章由罗上庚编写；第六章由常向东编写；第七章由马校正、郁祖盛编写。

本书编写后，由《注册核安全工程师岗位培训丛书》编写委员会组织了多位专家、学者对全书进行了统稿，在此表示谢意。

在本书编写过程中，虽然经过反复斟酌和努力，但由于时间紧迫，难免存在不足之处，诚望广大读者提出宝贵意见，以便再版时修改完善。

目 录

第一章 核反应堆工程	1
考试要求	1
引 言	2
第一节 核反应堆的基本工作原理	2
第二节 核反应堆的主要类型	13
第三节 核反应堆本体结构与核电厂系统及设备	31
第四节 反应性与反应性的控制	40
第五节 堆内的释热与传热	45
第六节 反应堆及核动力装置的功率控制	54
第七节 堆保护系统的工作原理	60
第八节 核动力厂设计的基本安全要求	64
第九节 核动力厂事故分析与严重事故预防和缓解	73
第十节 核动力厂防火设计	84
第十一节 核动力厂的概率安全分析及其在安全管理中的作用	87
第十二节 核级机械部件与设备以及仪表、控制和电力系统部件的 核安全基本要求	91
第十三节 核动力厂运行的基本安全要求	115
第十四节 核动力厂运行的安全管理	124
第十五节 核动力厂的在役检查和定期试验	142
第十六节 核材料管制	154
第十七节 核动力厂营运单位的应急准备和应急响应	164
本章小结	181
思考题	182
第二章 铀（钍）矿与伴生放射性矿	186
考试要求	186
引 言	186
第一节 铀（钍）矿与伴生放射性矿开采和加工的 辐射防护和环境保护的基本要求	187
第二节 国家及省级环境保护行政主管部门的监督管理要求	192
第三节 生产中天然放射性核素的含量、浓集与转移	194
第四节 铀（钍）矿与伴生放射性矿环境辐射监测技术	199

第五节	氦及子体监测方法和个人剂量监测方法.....	204
第六节	基本的降氦方法	211
第七节	铀（钍）矿生产、退役的辐射防护标准.....	220
第八节	废石场及尾矿库的选址、运行以及关闭后的长期稳定性要求.....	223
第九节	选冶厂的生产工艺及主要的辐射安全要求.....	231
第十节	选冶厂的辐射防护和环境保护技术.....	234
第十一节	地浸、堆浸废水对环境安全的影响及治理技术.....	241
第十二节	废石场及尾矿库关闭后环境整治及长期监护要求.....	248
第十三节	事故应急监测和相关补救措施.....	251
	本章小结	257
	思考题	257
第三章	核燃料加工、处理与放射性物质运输.....	259
	考试要求	259
	引 言	259
	第一节 铀化合物的转化	260
	第二节 铀浓缩	266
	第三节 燃料元（组）件制造	276
	第四节 乏燃料贮存、运输及后处理.....	281
	第五节 核燃料加工、处理设施的核临界安全控制.....	290
	第六节 核燃料加工、处理设施的辐射防护.....	297
	第七节 核燃料加工、处理设施的事故应急.....	299
	第八节 核燃料加工、处理设施的实物保护.....	304
	第九节 放射性物质运输的安全准则与管理要求.....	309
	本章小结	314
	思考题	314
第四章	核技术利用	315
	考试要求	315
	引 言	315
	第一节 核技术利用建设项目的行政审批程序和要求.....	316
	第二节 放射源与放射性同位素	319
	第三节 加速器辐射危害与辐射防护基本要求.....	332
	第四节 监测方法及防护技术	336
	第五节 放射源使用、贮存的安全管理和保安要求.....	359
	第六节 大型辐照装置安全管理的基本要求.....	362
	第七节 放射性流出物的排放要求和控制措施.....	368
	第八节 放射性废物的安全管理措施.....	370
	第九节 事故应急处理预案和应急监测手段.....	373

第十节 放射性废源返回生产厂家或送贮的政策.....	374
第十一节 核技术应用放射性废物贮存库场址选择的特点和基本要求.....	375
本章小结	377
思考题	378
第五章 放射性废物管理和核设施退役.....	379
考试要求	379
引 言	379
第一节 放射性废物管理指导思想和原则.....	379
第二节 放射性废物的产生和分类.....	382
第三节 低、中放废物的处理	385
第四节 低、中水平放射性废物处置.....	397
第五节 高放废物的处理与处置	400
第六节 核设施退役目标和策略	406
第七节 核设施退役技术	410
第八节 核设施退役的管理	415
本章小结	418
思考题	419
第六章 核设施选址	420
考试要求	420
引 言	420
第一节 核电厂选址的任务	421
第二节 核电厂厂址选择安全规定.....	421
第三节 核电厂选址的基本程序	425
第四节 关于外部事件的调查与评价.....	427
第五节 影响核电厂对其所在区域产生影响的厂址特征.....	453
第六节 关于低、中放废物近地表处置场场址选择的特点与基本要求.....	459
第七节 高放废物地质处置库场址选择的特点与基本要求.....	462
本章小结	463
思考题	463
第七章 质量保证	465
考试要求	465
引 言	465
第一节 与质量保证有关的专业术语.....	466
第二节 我国核设施质量保证法规的基本结构和规定的基本要求.....	468
第三节 我国核设施质量保证导则简介.....	484
第四节 核设施质量保证体系的建立.....	487

第五节 质量保证文件的编制和实施.....	490
第六节 对质量保证的核安全审评.....	519
第七节 对质量保证实施的核安全检查.....	522
本章小结	523
思考题	524
参考文献	527

第一章 核反应堆工程

考试要求

1. 了解核动力厂和其他反应堆的主要类型及基本工作原理。
2. 熟悉我国核动力厂和其他反应堆的主要系统及功能。
3. 熟悉反应堆堆本体结构和结构材料的基本安全问题。
4. 了解核燃料、燃料组件及其结构材料。
5. 熟悉反应性、反应性控制及反应堆的功率分布和影响反应性的因素。
6. 熟悉反应堆堆内释热，堆内传热和冷却剂的沸腾。
7. 熟悉反应堆及其动力装置功率控制的基本概念。
8. 了解反应堆保护系统的工作原理。
9. 掌握核动力厂和其他反应堆设计的基本安全要求：
多层屏障与纵深防御在核动力厂的具体体现、安全功能和部件分级、单一故障准则、共模/因故障、故障安全、冗余性、多样性、独立性、安全功能、事故防止与动力厂安全特性（对假想初因事件的响应）、内部和外部事件、实物保护、设计验证等。
10. 熟悉核动力厂事故分析，严重事故的预防和缓解。
11. 了解核动力厂防火设计。
12. 了解核动力厂的概率安全分析及其在安全管理中的应用。
13. 熟悉核级机械设备与部件的核安全基本要求以及核级仪表、控制和电力系统部件的核安全基本要求。
14. 掌握核动力厂和其他反应堆运行的基本安全要求：
运行限值和条件；运行规程；安全重要物项的维修/试验/检查；堆芯和燃料管理；辐射防护和放射性废物管理；运行经验反馈；核动力厂的改造等。
15. 掌握核动力厂和其他反应堆运行的安全管理：
核动力厂首次装载核燃料的必要条件；对核动力厂营运单位的组织机构，运行管理者和运行人员的基本要求；对运行规程的管理要求；核事件分级及事件报告制度；对流出物和固体放射性废物管理的监督；核电厂换料、修改和事故停堆管理；定期安全审查；退役等。
16. 了解核动力厂的在役检查和定期试验。
17. 了解核材料管制。
18. 熟悉核动力厂营运单位的应急准备和应急响应。

引言

1942 年美国科学家费米在芝加哥大学运动场看台下面的石墨反应堆内，首次实现了原子核链式反应，开创人类利用核能新纪元。目前，已有 400 余座核电机组投入商业运行，是全世界发电站总发电的 17%。核能是公认的经济、清洁、技术先进具有广阔发展前景的能源。同时，三里岛和切尔诺贝利核电站事故也清楚告诉人们，核能具有潜在的放射性危险。保护人员、社会、环境免受放射性危害是核能发展必须遵循的前提条件。本章简述了核动力厂安全的专业工作概况。

第一节 核反应堆的基本工作原理

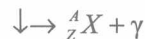
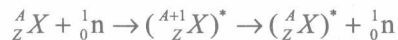
核反应堆是一种综合的技术装置，用来实现重元素的可控自持链式裂变反应。核反应堆由堆芯、冷却剂系统、慢化剂系统、控制与保护系统、屏蔽系统、辐射监测系统等组成。核反应堆堆芯是核燃料存放的区域，是核动力厂的“心脏”，核裂变链式反应就在其中进行。链式裂变反应释放出来的能量，绝大部分首先在燃料元件内转化为热能，然后通过热传导、对流传热和热辐射等方式传递给燃料元件周围的冷却剂，再由冷却剂带载到堆芯外，通过热力系统转化为所需的动力。本节主要讨论核反应堆的基本工作原理。

一、中子与原子核的相互作用

在核反应堆堆芯，有大量的中子在飞行，不断地与各种原子核发生碰撞。碰撞的结果，或是中子被散射、改变了自己的速度和飞行方向；或中子被原子核所吸收。如果中子是被铀-235 这类易裂变燃料核所吸收，就可能使其裂变。这就意味着在反应堆内可能发生多种不同类型的核反应。下面对核反应堆内存在的几种主要的核反应做一介绍。

1. 散射反应

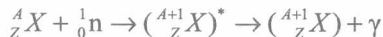
中子与原子核发生散射反应时，中子改变了飞行方向和飞行速度。散射反应有两种不同的机制。一种称为弹性散射，另一种称为非弹性散射。非弹性散射的反应式如下：



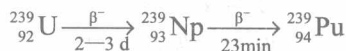
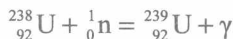
能量比较高的中子经过与原子核的多次散射反应，其能量会逐步减少，这种过程称为中子的慢化。在热中子反应堆中，中子慢化主要依靠弹性散射。在快中子反应堆内，虽然没有慢化剂，但中子通过与铀-238 的非弹性散射，能量也会有所降低。

2. 俘获反应

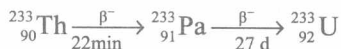
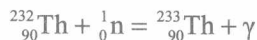
俘获反应亦称为 (n, γ) 反应。中子被原子核吸收后，形成一种新核素，并放出 γ 射线。它的一般反应式如下：



反应堆内重要的俘获反应有：



这就是在反应堆中将铀-238 转化为核燃料钚-239 的过程。类似的反应还有：



这就是将自然界中蕴藏量丰富的钍元素转化为核燃料铀-233 的过程。

3. 裂变反应

核裂变是堆内最重要的核反应。铀-233、铀-235、钚-239 和钚-241 等核素在各种能量的中子作用下均能发生裂变，通常被称为易裂变核素。而钍-232、铀-238 等只有在中子能量高于某一值时才能发生裂变，通常称之为转换材料。目前热中子反应堆内主要采用铀-235 作核燃料。铀裂变时一般产生两个中等质量的核，叫做裂变碎片；同时发出平均 2.5 个中子，还释放出约 200 MeV 的能量。

在反应堆中还会发生其他一些中子与原子核的反应，这里就不一一列举了。

二、核反应截面和核反应率密度

核反应截面是定量描述中子与原子核发生反应概率的物理量。

1. 微观截面

假定有一束平行中子，其强度为 I ，该中子束垂直打在一个面积为 1 m^2 、厚度为 $\Delta X \text{ m}$ 的薄靶上，靶内核密度是 N 。靶后放一个中子探测器，见图 1-1。由于中子在穿过靶的过程中会与靶核发生吸收或散射反应，使探测器测到的中子束强度 I' 减小。记 $\Delta I = I - I'$ ，实验表明：

$$\Delta I = \sigma N I \Delta X$$

式中的 σ 是比例系数，称为“微观截面”。

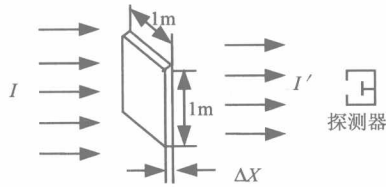


图 1-1 平行中子束穿过薄靶后的衰减

微观截面 σ 是中子与单个靶核发生相互作用概率大小的一种度量。它的量纲是面积。通常采用“靶”作为微观截面的单位， $1 \text{ 靶} = 10^{-24} \text{ cm}^2$ 。

为了区分各种不同的核反应，要给微观截面 σ 带上不同的下标。通常用下标 s、e、in、f、r、a、t 分别表示散射、弹性散射、非弹性散射、裂变俘获、非裂变俘获、吸收和总的作用截面。

2. 宏观截面

工程实践上要处理的是中子与大量原子核发生反应的问题，所以又引入一个新的物理量：宏观截面，符号为 Σ 。宏观截面的定义是：

$$\Sigma = N\sigma$$

核密度 N 的常用单位是 $1/\text{cm}^3$ 。 N 可用下式计算：

$$N = \frac{\rho}{A} N_0$$

其中 ρ 是物质的密度 (g/cm^3)， A 是该物质的原子质量数， N_0 是阿佛加德罗常数。

从宏观截面的定义可知，它是中子与单位体积中所有原子核发生相互作用的概率的一种度量。从定义可知，宏观截面的量纲是长度的倒数。常用 $1/\text{cm}$ 为单位。举例说，某种材料的宏观吸收截面 $\Sigma_a = 0.25/\text{cm}$ ，那么中子在其中穿过 1cm ，被该材料的原子核吸收的机会就是 0.25。

3. 中子注量率与核反应率密度

核反应率密度是单位时间内在单位体积中发生的核反应的次数。核反应率密度一般用 R 表示。为了导出 R 的表达式，定义另一个重要的物理量：中子注量率 Φ （有的教科书又称中子通量密度或中子通量）：

$$\Phi = nV$$

其中 n 是中子密度，即单位体积中的中子数目， V 是中子飞行的速度。由此可见，中子注量率是单位体积中所有中子在单位时间内飞行的总路程。利用中子注量率和宏观截面，就可以计算核反应率密度：

$$R = \Sigma \Phi$$

该式是非常有用的。例如已经知道了堆芯中核燃料的浓度和分布，就可以算出堆芯

的宏观裂变截面 Σ_f ；如果还知道了堆芯的中子注量率 ϕ ，就可计算出每秒钟在每立方厘米堆芯体积内发生多少次裂变反应，进而可以算出堆芯的发热强度等。总之，这个公式使我们可以从宏观上了解核反应的强度。

4. 截面随中子能量变化的规律

核截面的数值决定于入射中子的能量和靶核的性质。对许多核素，考察其反应截面随入射中子能量 E 变化的特性，可以发现大体上存在三个区域。首先是低能区（一般指 $E < 1 \text{ eV}$ ），在该能区吸收截面 σ_a 随中子能量的减小而逐渐增大，大致与中子的速度成反比，故这个区域亦称为吸收截面的 $1/V$ 区。接着是中能区（ $1 \text{ eV} < E < 10^4 \text{ eV}$ ），在此能区内许多重元素核的截面出现了许多峰值，这些峰一般称为共振峰。在 $E > 10^4 \text{ eV}$ 以后的区域，称为快中子区，那里的截面一般都很小，通常小于10靶，而且截面随能量的变化也趋于平滑。

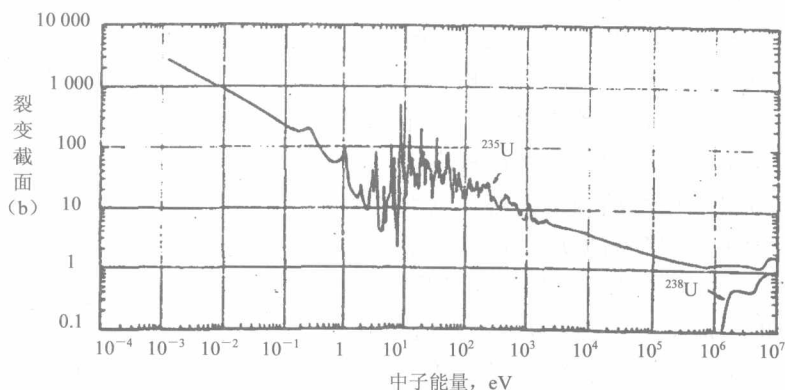


图 1-2 铀-235 核在三个能区的裂变截面曲线

铀-235、钚-239 和铀-233 等易裂变核的裂变截面 σ_f 随中子能量的变化呈现相同的规律。在低能区其裂变截面随中子能量减小而增加，且 σ_f 值很大。例如当中子能量 $E = 0.0253 \text{ eV}$ 时，铀-235 的 $\sigma_f \approx 583$ 靶，钚-239 的 $\sigma_f = 744$ 靶。因此在热中子反应堆内的核裂变反应基本上都是发生在低能区。对中能区的中子，铀-235 核的裂变截面出现共振峰，共振能量延伸至千电子伏。在千电子伏至几兆电子伏的能区内，裂变截面降低到只有几靶。铀-235 核在上述三个能区的裂变截面曲线见图 1-2，图上也显示了铀-235 在中能区上的一系列峰值。

三、中子的慢化

从上面介绍的核燃料微观裂变截面 σ_f 随中子能量变化的规律可知，低能中子引发燃料核裂变的“能力”大大高于高能中子，就是说，建造一个用低能中子引发裂变的核反应堆，要比建造用高能中子引发核裂变的反应堆容易得多。然而，核燃料原子核裂变时放出的都是高能中子，其平均能量达到 2 MeV，最大能量可达 10 MeV。要建造低能中子

引发裂变的反应堆，就一定要设法让中子的能量降下来。这可以通过向堆中放置慢化剂、让中子与慢化剂核发生散射反应来实现。

经验告诉我们，一个运动着的小球如果和一个质量比它大得多的物体碰撞，碰撞后小球的能量不会有太多的损失；如果小球与质量较小的物体碰撞，自身的能量损失就很显著。中子与氢核碰撞时，有可能碰一次就损失全部能量；而中子与铀-238 发生一次碰撞，可损失的最大能量约为碰撞前能量的 2%。可见必须采用轻元素来做慢化剂。核反应堆中常用的慢化剂有水（氢）、重水（氘）和石墨（碳）等。在核反应堆物理中，常用“慢化能力”和“慢化比”这两个量来衡量慢化剂的优劣。

慢化能力是慢化剂的宏观散射截面 Σ_s 与每次散射碰撞后中子损失能量 ξ 的乘积。 Σ_s 越大，说明中子与慢化剂发生散射的机会越多； ξ 越大，则说明每次散射中子损失能量越多。两者相乘，反映了慢化剂慢化中子的能力。然而，仅用慢化能力还不能全面反映一种材料是否适合作为慢化剂，或是否具有优良的慢化性能。我们知道，任何一种核，除能散射中子外，也会吸收中子。如果其吸收截面 Σ_a 过大，会引起堆内中子的过多损失而不适合作为慢化剂。鉴于此，另外定义一个量 $\xi \cdot \Sigma_s / \Sigma_a$ ，称为慢化比。

显然这个物理量才比较全面地反映了慢化剂的优劣。好的慢化剂不仅应该具有较大的慢化能力，还应该具有大的慢化比。在几种常用慢化剂中，水的慢化能力最强，故用水作慢化剂的反应堆芯体积可以做得较小。但水的慢化比较小，这是因为它的吸收截面较大，所以水堆必须用浓缩铀作燃料。重水和石墨的慢化比都比较大，因为它们的吸收截面很小。因此重水堆和石墨堆都可以采用天然铀作核燃料。但是这两种物质的慢化能力比水要小得多，故重水堆和石墨堆（尤其是后者）的堆芯体积要比轻水堆大得多。

裂变放出的高能中子（亦称快中子）在慢化到低能的过程中，必然会经过中能阶段。中子慢化到这一能区时，必然有一部分要被铀-238 核共振吸收，其余的中子继续慢化。在慢化过程中逃脱共振吸收的中子份额就称为逃脱共振吸收几率，一般用 P 来表示。

逃脱共振吸收后的中子继续通过散射反应而慢化，但中子的速度不可能最后慢化到零。当中子的速度降低到一定程度后，就与周围介质中的核处于热平衡状态了，慢化过程也就结束了。与介质原子核处于热平衡状态的中子为热中子。在 20℃ 时热中子的最可小速度是 2 200 m/s，相应的能量是 0.025 3 eV。

裂变中子慢化为热中子，需经历与慢化剂核的多次碰撞。假设将能量为 2 MeV 的中子慢化到 1eV，那么中子必须与水中的氢原子核平均碰撞 18 次。慢化所需的时间称为慢化时间。对于水，慢化时间约 6×10^{-6} s。裂变中子慢化为热中子后，还会继续在介质中进行扩散，直至被吸收。热中子从产生到被吸收之前所经历的平均时间称为扩散时间。在常见的慢化剂中，热中子的扩散时间一般在 10^{-4} — 10^{-2} s，扩散过程要比慢化过程慢得多。快中子的慢化时间和热中子的扩散时间越长，则中子在介质中慢化和扩散时越容易泄漏出去。

四、核反应堆临界条件

自续链式裂变反应是核反应堆的物理基础。当一个燃料核俘获一个中子产生裂变后，平均可放出 2.5 个中子，即第二代中子数目要比第一代多。粗粗看来链式反应自续下去似