

HEANQUAN
ZHUANYE SHIWU

注册
核安全工程师
岗位培训丛书

《注册核安全工程师岗位培训丛书》编委会 编著

专业实务

核安全

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

《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

注册核安全工程师岗位培训丛书

核安全专业实务 / 《注册核安全工程师岗位培训丛书》
编委会编著. —北京: 中国环境科学出版社, 2004.11
(2007.3 重印)
(注册核安全工程师岗位培训丛书)
ISBN 978-7-80163-949-3

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 (2007) 第 020775 号

核安全专业实务

编委会编著《注册核安全工程师岗位培训丛书》

责任编辑 刘大激 季苏园
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 月第一版
印 次 2007 年 3 月第二次印刷
印 数 3 001—5 000
开 本 787×1092 1/16
印 张 33.75
字 数 800 千字
定 价 总价 160.00 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	禚凤官	潘英杰			

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、汤博、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、商照荣、嵇风官、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

100	核反应堆工程	1
101	考试要求	1
102	引 言	2
103	第一节 核反应堆的基本工作原理	2
104	第二节 核反应堆的主要类型	13
105	第三节 核反应堆本体结构与核电厂系统及设备	31
106	第四节 反应性与反应性的控制	40
107	第五节 堆内的释热与传热	45
108	第六节 反应堆及核动力装置的功率控制	54
109	第七节 堆保护系统的工作原理	60
110	第八节 核动力厂设计的基本安全要求	64
111	第九节 核动力厂事故分析与严重事故预防和缓解	73
112	第十节 核动力厂防火设计	84
113	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
114	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
115	第十三节 核动力厂运行的基本安全要求	115
116	第十四节 核动力厂运行的安全管理	124
117	第十五节 核动力厂的在役检查和定期试验	142
118	第十六节 核材料管制	154
119	第十七节 核动力厂营运单位的应急准备和应急响应	164
120	本章小结	182
121	思考题	182
122	第二章 铀(钍)矿与伴生放射性矿	186
123	考试要求	186
124	引 言	186
125	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
126	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
127	第三节 生产中天然放射性核素的含量、浓集与转移	194
128	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	氡及子体监测方法和个人剂量监测方法	204
第六节	基本的降氡方法	210
第七节	铀(钍)矿生产、退役的辐射防护标准	219
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	221
第九节	选冶厂的生产工艺及主要的辐射安全要求	230
第十节	选冶厂的辐射防护和环境保护技术	232
第十一节	地浸、堆浸废水对环境安全的影响及治理技术	239
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	247
第十三节	事故应急监测和相关补救措施	250
	本章小结	256
	思考题	256
第三章 核燃料加工、处理与放射性物质运输 257		
	考试要求	257
	引言	257
第一节	铀化合物的转化	258
第二节	铀浓缩	264
第三节	燃料元(组)件制造	274
第四节	乏燃料贮存、运输及后处理	278
第五节	核燃料加工、处理设施的核临界安全控制	288
第六节	核燃料加工、处理设施的辐射防护	294
第七节	核燃料加工、处理设施的事故应急	297
第八节	核燃料加工、处理设施的实物保护	301
第九节	放射性物质运输的安全准则与管理要求	306
	本章小结	311
	思考题	312
第四章 核技术利用 313		
	考试要求	313
	引言	313
第一节	核技术利用建设项目的行政审批程序和要求	314
第二节	放射源与放射性同位素	317
第三节	加速器辐射危害与辐射防护基本要求	331
第四节	监测方法及防护技术	335
第五节	放射源使用、贮存的安全管理和保安要求	358
第六节	大型辐照装置安全管理的基本要求	361
第七节	放射性流出物的排放要求和控制措施	366
第八节	放射性废物的安全管理措施	368
第九节	事故应急处理预案和应急监测手段	371

第十节 放射性废源返回生产厂家或送贮的政策	373
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	374
本章小结	376
思考题	376
第五章 放射性废物管理和核设施退役	378
考试要求	378
引 言	378
第一节 放射性废物管理指导思想和原则	378
第二节 放射性废物的产生和分类	381
第三节 低、中放废物的处理	384
第四节 低、中水平放射性废物处置	396
第五节 高放废物的处理与处置	399
第六节 核设施退役目标和策略	404
第七节 核设施退役技术	409
第八节 核设施退役的管理	414
本章小结	418
思考题	418
第六章 核设施选址	419
考试要求	419
引 言	419
第一节 核电厂选址的任务	420
第二节 核电厂厂址选择安全规定	420
第三节 核电厂选址的基本程序	424
第四节 关于外部事件的调查与评价	426
第五节 影响核电厂对其所在区域产生影响的厂址特征	452
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	458
第七节 高放废物地质处置库场址选择的特点与基本要求	461
本章小结	462
思考题	462
第七章 质量保证	464
考试要求	464
引 言	464
第一节 与质量保证有关的专业术语	465
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	467
第三节 我国核设施质量保证导则简介	485
第四节 核设施质量保证体系的建立	489

375	第五节 质量保证文件的编制和实施.....	493
374	第六节 对质量保证的核安全审评.....	514
370	第七节 对质量保证实施的核安全检查.....	519
370	本章小结.....	521
	思考题.....	522
	参考文献.....	525
378	参考文献
378	言 序
378	核电厂质量保证导则第1号 核电厂质量保证第1章
381	核电厂质量保证导则第2号 核电厂质量保证第2章
384	核电厂质量保证导则第3号 核电厂质量保证第3章
390	核电厂质量保证导则第4号 核电厂质量保证第4章
390	核电厂质量保证导则第5号 核电厂质量保证第5章
404	核电厂质量保证导则第6号 核电厂质量保证第6章
409	核电厂质量保证导则第7号 核电厂质量保证第7章
414	核电厂质量保证导则第8号 核电厂质量保证第8章
418	核电厂质量保证导则第9号 核电厂质量保证第9章
418	参考文献
414	参考文献 第6章
419	参考文献
419	言 序
420	核电厂质量保证导则第10号 核电厂质量保证第10章
420	核电厂质量保证导则第11号 核电厂质量保证第11章
424	核电厂质量保证导则第12号 核电厂质量保证第12章
429	核电厂质量保证导则第13号 核电厂质量保证第13章
433	核电厂质量保证导则第14号 核电厂质量保证第14章
438	核电厂质量保证导则第15号 核电厂质量保证第15章
461	核电厂质量保证导则第16号 核电厂质量保证第16章
465	核电厂质量保证导则第17号 核电厂质量保证第17章
465	参考文献
464	参考文献 第10章
464	参考文献
464	言 序
465	核电厂质量保证导则第18号 核电厂质量保证第18章
467	核电厂质量保证导则第19号 核电厂质量保证第19章
482	核电厂质量保证导则第20号 核电厂质量保证第20章
489	核电厂质量保证导则第21号 核电厂质量保证第21章

言 序

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

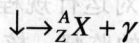
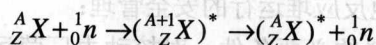
核反应堆是一种综合的技术装置，用来实现重元素的可控自持链式裂变反应。核反应堆由堆芯、冷却剂系统、慢化剂系统、控制与保护系统、屏蔽系统、辐射监测系统等组成。核反应堆堆芯是核燃料存放的区域，是核动力厂的“心脏”，核裂变链式反应就在其中进行。链式裂变反应释放出来的能量，绝大部分首先在燃料元件内转化为热能，然后通过热传导、对流传热和热辐射等方式传递给燃料元件周围的冷却剂，再由冷却剂带到堆芯外，通过热力系统转化为所需的动力。本节主要讨论核反应堆的基本工作原理。

一、中子与原子核的相互作用

在核反应堆堆芯，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

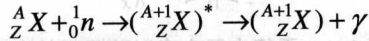
中子与原子核发生散射反应时，中子改变了飞行方向和飞行速度。散射反应有两种不同的机制。一种称为弹性散射，另一种称为非弹性散射。非弹性散射的反应式如下：



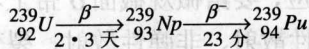
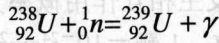
能量比较高的中子经过与原子核的多次散射反应，其能量会逐步减少，这种过程称为中子的慢化。在热中子反应堆中，中子慢化主要依靠弹性散射。在快中子反应堆内，虽然没有慢化剂，但中子通过与铀-238的非弹性散射，能量也会有所降低。

2. 俘获反应

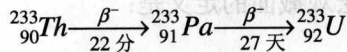
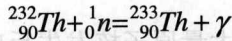
俘获反应亦称为 (n, γ) 反应。中子被原子核吸收后，形成一种新核素，并放出 γ 射线。它的一般反应式如下：



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，叫作裂变碎片；同时发出平均 2.5 个中子，还释放出约 200 兆电子伏的能量。

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 1m^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”。

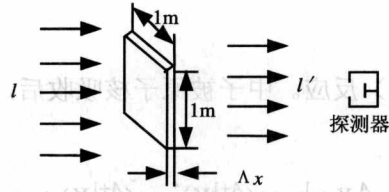


图 1-1 平行中子束穿过薄靶后的衰减

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 靶 = 10^{-24}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 $E < 1$ 电子伏），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。

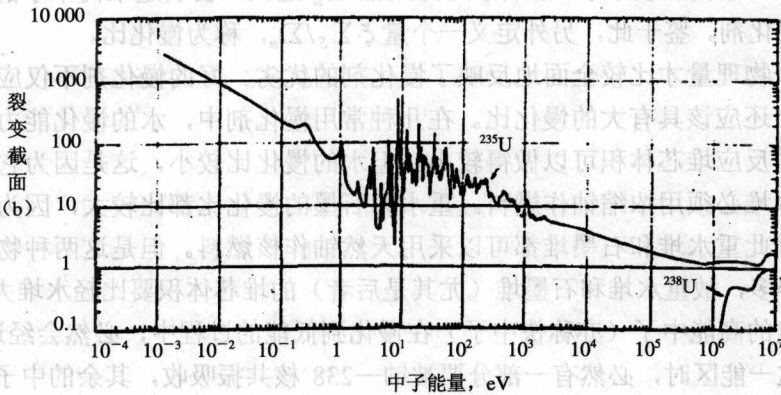


图 1-2 铀—235 核在三个能区的裂变截面曲线

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 $E = 0.0253$ 电子伏时，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

从上面介绍了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 2MeV，最大能量可达 10MeV。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作慢化剂。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 $\xi \Sigma_s / \Sigma_a$ ，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℃ 时热中子的最可几速度是 2200m/s，相应的能量是 0.0253eV。

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 2MeV 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

乎是不成问题的，但实际情况并非如此。下面以热中子核反应堆为例加以讨论。热堆的堆芯是由核燃料、慢化剂、冷却剂及各种结构材料组成的，因此堆芯中的中子不可避免要有一部分被非裂变材料吸收。此外还有一部分中子要从堆芯中泄漏出去。即使是被裂变材料吸收的中子也有一部分能引发裂变、产生下一代中子，其余的引发俘获反应，不产生中子。所以下一代中子数不一定比上一代多，必须具体进行分析。

核反应堆内链式反应自续进行的条件可以方便地用有效增殖系数 $K_{\text{有效}}$ 来表示。它的定义是：

$$K_{\text{有效}} = (\text{系统内中子的产生率}) / (\text{系统内中子的消失率})$$

系统内中子的消失率 = 系统内中子的吸收率 + 系统内中子的泄漏率

只要知道了系统的宏观截面和中子注量率，上式中的产生率、吸收率等，都可以很容易地计算出来。

若恰好堆芯的有效增殖系数 $K_{\text{有效}} = 1$ ，则堆芯内中子的产生率恰好等于中子的消失率。这样在堆芯内进行的链式裂变反应将以恒定的速率不断进行下去，也就是说链式反应过程处于稳定状态。这时反应堆的状态称为临界状态。若有效增殖系数 $K_{\text{有效}} < 1$ ，则堆芯内中子数目将随时间而不断减少，链式反应不能自己延续下去。此时反应堆的状态称为次临界状态。若有效增殖系数 $K_{\text{有效}} > 1$ ，则堆芯内的中子数目将随时间而不断地增加，称这种状态为超临界状态。

根据上述讨论，立即可以得出反应堆能维持自续链式裂变反应的临界条件是：

$$K_{\text{有效}} = 1$$

即核反应堆处于临界状态。这时核反应堆芯部的大小称为临界尺寸（或临界体积），在临界情况下反应堆所装载的核燃料量叫作临界质量。显然有效增殖系数 $K_{\text{有效}}$ 与堆芯系统的材料成分和结构（例如易裂变核素的富集度、燃料与慢化剂的比例等）有关。同时也与堆的尺寸和形状有关。

中子循环就是指裂变中子经过慢化成为热中子、热中子击中燃料核引发裂变又放出裂变中子这一不断循环的过程。它包括了若干个环节。首先是快中子倍增过程，部分裂变中子由于能量较高（高于铀-238 的裂变阈能）可引起一些铀-238 核裂变；快中子在慢化过程中，要经过共振能区，必然有一部分中子被共振吸收而损失掉；逃脱了共振吸收的中子被慢化成热中子，热中子在扩散过程中被堆芯的各种材料吸收，被慢化剂、冷却剂和结构材料等物质吸收造成热中子损失；部分被核燃料吸收的热中子很大可能要发生裂变，但也有较小的可能不发生裂变。上述讨论中尚未考虑中子泄漏的影响。实际上在快中子慢化和热中子扩散过程中都有一部分中子会泄漏出堆外。

五、核燃料的消耗、转化与增殖

达到临界的反应堆可以实现自续链式反应，不断地释放出裂变能。这一过程也是核燃料的消耗过程。然而，由于堆内存在大量中子和铀-238 原子核，通过铀-238 对中子的俘获，新燃料钚-239 原子核将被生产出来。如果反应堆中新生产出来的燃料的量超过了它所消耗的核燃料，那么这种反应堆就称为增殖堆。显然，利用增殖堆就可以源源不