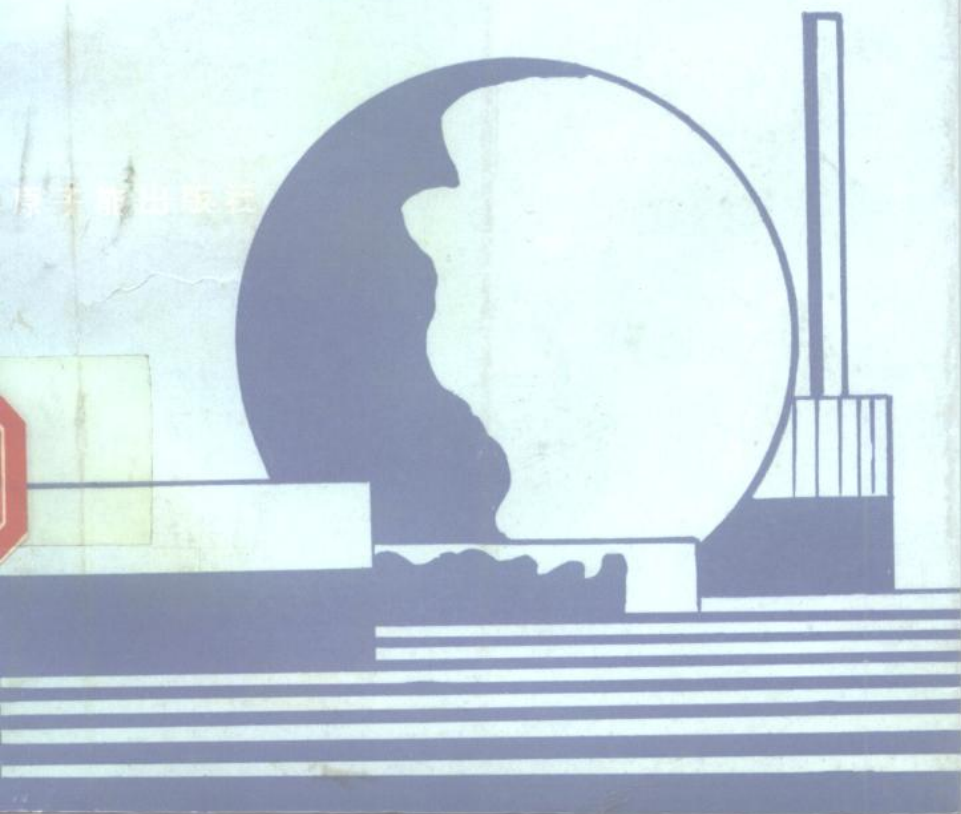


快堆工程引论

〔英〕A. H. 史密斯 著

原子能出版社



TM 623
J26

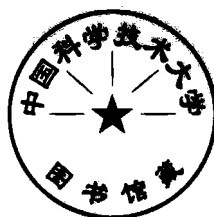
364484

快堆工程引论

〔英〕A.M.贾德 著

阎凤文 译

张玉山等 校



原子能出版社

34375
(京)新登字077号

内 容 简 介

本书是一本介绍快堆核电站工程技术的专业基础读物。全书共分五章,包括快堆物理、燃料、工程、回路与蒸汽系统、安全五个方面。内容丰富,通俗易懂,简洁明了,颇具特色。本书可供渴望学习、了解和关心快堆核电站工程的技术人员、管理人员、工人和大专院校师生阅读、参考。

FAST BREEDER REACTORS

An Engineering Introduction

A.M. JUDD

Pergamon Press, 1981

快堆工程引论

英] A.M. 贾德 著

阎凤文 译

张玉山等 校

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

1201工厂印刷厂印刷

新华书店总店科技发行所发行·新华书店经售

☆

开本787×1092 $1/32$ ·印张7.75·字数165千字

1992年8月北京第一版·1992年8月北京第一次印刷

印数1—1000

ISBN7-5022-0726-0

TL·454定价: 5.00元

译 序

《快堆工程引论》一书是英国原子能管理局唐瑞核动力设计院A.M.贾德先生于1981年著述的一本专业性基础教材，本书比较系统地介绍了快堆核电站设计和建造中的主要工程技术问题。目前，我国快堆研究工作已纳入国家“863”高技术发展计划，拟在本世纪末左右建造一座快中子实验反应堆。翻译出版本书的目的，是试图为那些初次涉入快堆工程领域或渴望了解和关心快堆工程的人们提供一本参考书，已经从事快堆研究的专业技术人员，阅读本书也可从中了解到他们本专业之外的其它专业的基础知识和发展概况。

本书原著是十年前出版的，近十年来，快堆研究工作又有不少新的发展，例如合金燃料，模块快堆和非能动安全概念等，敬请读者注意。

本书译稿的校者有张玉山(绪论和第一章)，谢光善(第二章)，陈逸少(3.1节，3.2节)，张道德(3.3节)，萧勋泽(3.4节)，唐忠梁(3.5节)，王彬(第四章)，马大圆(第五章)。最后由张玉山同志完成总校。在本书的译校过程中，得到中国原子能科学研究院反应堆工程技术研究所领导的大力支持和快堆各领域专家们的热心指教，在此一并表示衷心的感谢。

译 者

1992年4月20日于北京

前 言

本书是供学生或初学者学习快中子增殖反应堆时使用的，对于已经具备一些核反应堆知识的人们将是非常有益的。目前已经有不少很好的适合于初学者的入门教材，但全都集中于热堆，本书的目的是为那些打算进一步学习的人们提供有关快堆的最新知识。

本书不是面面俱到的。不过在本书的参考文献中，列出了许多深入研究快堆物理、燃料和安全等课题的书籍和评论文章，我希望这些文献能使读者更多地了解各自所感兴趣的快堆发展状况。这本书写得比较简短，一方面是为了便于写作，同时也希望本书能够通俗易懂和写得紧凑些。对于任何一个作者来说，全面地了解快堆是不可能的，除非他才能超群或时间充裕。写书有两种方法：一种是由几位作者合写一本书，把标准不同和方法各异的所有问题都包括进去；一种是写一本简练的书，选择最重要的内容，而略去其余部分。后者是我所尝试的。

我把素材按学科划分为几章，其中第一章是关于快堆物理学的，该章最为详细，并且是数学化了的，这是为了使那些必须应用复杂的计算机程序获得堆芯性能数据的人们对这些程序的由来有所了解。第三和第四章主要是关于常规工程问题的应用，因而详细的理论解释是不必要的。第二章主要

是关于快堆燃料的化学问题，这是一个仍在迅速发展着的领域，基本观点是明确的，但大量的细节有待充实。

绪论包括快堆历史的简要概况。到目前为止，快堆已经有了稳步的发展，其标志是国际合作已达到了异乎寻常的程度，并且为可望获得可利用的巨大能源的期望所推进。将来，由于利益变得更为直接，不可避免地会通过市场竞争对合作进行改进。但是，最大的威胁是对安全性毫无根据的担忧所造成的利益上的损失，在第五章，我力求表明如何在设计中谨慎小心，做到安全可靠。在快堆工程的各个环节（建造、运行、维修和检验）中，同样都必须小心谨慎，而且要求工作人员是能力高超的专业技术人才。我希望本书会对他们的工作有所帮助，从而有助于推动快堆的发展，以满足世界对能源的需求。

在本书的写作过程中，原子能工业中的许多同行曾给予我十分慷慨的帮助，由于人数众多，我难于一一介绍他们的名字，但其中有些人的贡献如此之大，以至我必须对他们表示感谢，他们是核动力公司的K.布林德利先生和原子能管理局的C.格雷戈里先生，K.斯温森博士和D.史密斯博士。我还非常感谢R.詹姆斯夫人，她花费许多宝贵的时间帮助编辑，以及我的妻子，她完成了打字工作。

1980年9月于瑟索

目 录

绪 论	1
链式反应	1
增 殖	2
能 源	6
早期发展	8
金属燃料时代	9
能耗的重要性	10
当前状况	12
第一章 物理	15
1.1 绪 言	15
1.1.1 物理和设计	15
1.1.2 典型反应堆	16
1.1.3 同热堆的比较	16
1.2 计算方法	18
1.2.1 输运理论与扩散理论	18
1.2.2 多群扩散理论	19
1.2.3 基波模态计算	22
1.2.4 共振	24
1.2.5 扰动理论	30

1.2.6 计算技术	33
1.2.7 精度和实验检验	35
1.3 通量分布	36
1.3.1 能 谱	36
1.3.2 设计参数变化的影响	40
1.3.3 功率分布和富集区	43
1.4 增 殖	46
1.4.1 增殖过程	46
1.4.2 增殖比	48
1.4.3 增殖增益	49
1.4.4 内增殖	51
1.4.5 燃料成分	53
1.5 控制棒	55
1.5.1 材 料	55
1.5.2 反应性价值	56
1.6 反应性系数	59
1.6.1 温度效应	59
1.6.2 结构温度效应	60
1.6.3 组件弯曲效应	61
1.6.4 冷却剂密度效应	62
1.6.5 多普勒系数	65
1.6.6 功率和温度系数	67
1.6.7 多普勒和钠系数与设计的关系	68
1.7 屏 蔽	71
1.7.1 计算方法	71
1.7.2 屏蔽设计	71
第二章 燃 料	74
2.1 绪 言	74

2.2 燃料温度	75
2.2.1 温度分布	75
2.2.2 热导率	76
2.2.3 燃料与包壳间的热导	79
2.3 燃料的设计与制造	81
2.3.1 燃料肿胀	81
2.3.2 制造工艺流程	82
2.3.3 化学计量和氧化学位	84
2.3.4 气体裂变产物的释放	87
2.3.5 密封式和通气式燃料元件	90
2.3.6 燃料元件的设计	91
2.3.7 后处理与设计	92
2.3.8 碳化物燃料	94
2.4 辐照性能	95
2.4.1 再结晶	95
2.4.2 燃料开裂	98
2.4.3 热蠕变和辐照蠕变	100
2.4.4 燃料与包壳间的相互作用	102
2.4.5 铀和氧的迁移	103
2.4.6 裂变产物性能	105
2.4.7 包壳腐蚀	108
第三章 工程	110
3.1 绪言	110
3.2 堆芯传热	111
3.2.1 燃料元件的额定功率	111
3.2.2 功率密度分布	112
3.2.3 冷却剂流量	113
3.2.4 冷却剂的传热特性	116

3.2.5 冷却剂和包壳的温度	119
3.2.6 “热点”	120
3.3 结构材料	124
3.3.1 辐照效应	124
3.3.2 密度降低	127
3.3.3 辐照蠕变	131
3.3.4 辐照脆化和硬化	132
3.3.5 腐蚀和磨损	133
3.3.6 碳的迁移	136
3.3.7 热应力	136
3.3.8 结构材料的选择	138
3.4 堆芯结构	140
3.4.1 燃料组件	140
3.4.2 组件的弯曲和约束	142
3.4.3 堆芯和增殖层的布置	145
3.5 动力学和仪器	148
3.5.1 反应堆动力学	148
3.5.2 反应性反馈	150
3.5.3 仪 器	152
第四章 冷却剂回路和蒸汽系统	155
4.1 绪 言	155
4.2 一次回路	156
4.2.1 池式和管式布置	156
4.2.2 循环泵	159
4.2.3 反应堆容器	162
4.2.4 中间热交换器	164
4.2.5 氧的控制	165
4.2.6 氢的特性	166

4.2.7 杂质的监测	167
4.3 蒸汽系统	168
4.3.1 蒸汽发生器的设计	168
4.3.2 蒸汽发生器的传热	171
4.3.3 “直流”蒸汽发生器	175
4.3.4 蒸汽发生器的泄漏	177
4.3.5 泄漏探测	179
4.3.6 蒸汽循环设计	181
4.3.7 电站效率	183
4.4 控制系统	185
4.4.1 正常运行	185
4.4.2 异常工况	188
第五章 安 全	191
5.1 绪 言	191
5.2 固有安全性	192
5.2.1 包容边界	192
5.2.2 冷却剂压力	194
5.2.3 负功率反应性系数	196
5.2.4 缺 点	197
5.3 保护系统	199
5.3.1 自动停堆	199
5.3.2 整堆事故探测仪器	200
5.3.3 组件事故探测方法: 燃料破损	201
5.3.4 组件事故探测方法: 冷却剂沸腾	203
5.3.5 事故后排热	205
5.4 假想事故	207
5.4.1 事故序列	207
5.4.2 组件事故	209

5.4.3 整堆事故	212
5.4.4 瞬发临界事故	214
5.5 风 险	216
5.5.1 事故后果	216
5.5.2 事故概率	217
5.5.3 安全准则	218
参考文献	220
索 引	228

绪 论

链式反应

早在1939年, Meitner和Frisch曾提出, 正确解释铀被中子轰击时所观察到的结果是铀核发生了裂变, 这引起了紧张的研究工作, 并在几个月之内, 搞清了两件十分重要的事情, 第一, 裂变时释放出大量的能量; 第二, 一个中子致使铀核发生裂变时, 通常释放出两个或三个新的中子。人们很快就认识到, 这些发现揭示了能够产生动力的链式反应的可能性。

但是, 实现链式反应是十分困难的, 天然铀是由 ^{235}U (丰度为0.7%)和 ^{238}U (丰度为99.3%)两种同位素组成的, 其中 ^{235}U 是“易裂变”的, 就是说, 用任何能量的中子进行轰击, 都可能产生裂变, 而 ^{238}U 只有当中子的能量大于1.5MeV时, 才能发生裂变, 并且甚至大多数中子在此时被俘获或发生非弹性散射。

图1示出了 ^{235}U 和 ^{238}U 的裂变截面随中子能量的变化。在天然铀中, ^{235}U 的高裂变截面补偿了它的低丰度, 当中子能量低于约0.1eV时, 其裂变概率大于俘获。

裂变时所产生的中子的平均能量约为2MeV, 这在天然

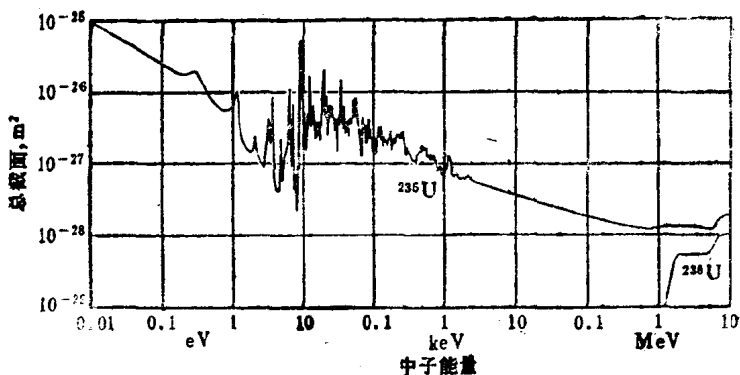


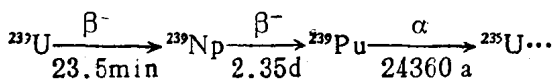
图1 ^{235}U 和 ^{238}U 的裂变截面与中子能量的关系

铀中是不能维持链式反应的，但是，如果中子经过多次散射作用而幸存的话，中子在动能上由于散射而降低到同原子处于热平衡状态，则它被认为是“热”中子，并且在室温下的最可几能量约为0.025eV。

因此，若使链式反应发生，或者使裂变中子的能量降低到热平衡状态附近，这时天然铀可以应用；或者显著地增加 ^{235}U 所占的比例。早期的核反应堆工程就是遵照这两条途径进行的，前者导致了“热”堆的发展，而后者导致了“快”堆的发展，之所以如此称呼，是因为引起裂变的是与“热”中子不同的“快”中子。

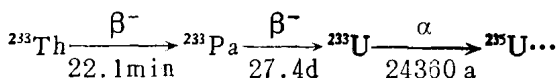
增殖

被 ^{238}U 俘获的中子并不是全部浪费了， ^{239}U 核按如下方式衰变：



其中标注的时间为衰变过程的半衰期。就反应堆运行来说，链式反应的最终产物是长寿命的钚同位素 ^{239}Pu 。

^{239}Pu 的核特性同 ^{235}U 十分相似，并且能够在任何能量中子的轰击下发生裂变，这样，中子的俘获为把 ^{238}U 转换成易裂变材料提供了途径，因此称 ^{238}U 是“可转换的同位素”。 ^{232}Th 是唯一的天然存在的钍同位素，也是可转换的同位素，其特性与 ^{238}U 很相似，俘获一个中子后所形成的 ^{233}Th 按下链衰变：



这就说明，我们有两种天然存在的可转换的同位素，即 ^{232}Th 和 ^{238}U ，有三种易裂变的同位素，即 ^{233}U ， ^{235}U 和 ^{239}Pu 。实际上，我们会发现，还有其它易裂变和可转换的同位素，但这五种是最重要的。

这种把可转换的同位素转变成易裂变的同位素的能力，使“增殖”新的易裂变材料成为可能，但这只有在有足够的中子可以利用的情况下才能实现。用 $\bar{\nu}$ 表示裂变时释放出的平均中子数，其数值取决于发生裂变的同位素和引起裂变的中子的能量，而在大多数情况下， $\bar{\nu}$ 值为2.5。应该注意到， $\bar{\nu}$ 大于1的事实使链式反应成为可能； $\bar{\nu}$ 大于2的事实几乎是同样重要。如果在一座反应堆里，每次裂变所产生的中子中，平均有一个中子引起另一次裂变，以维持链式反应，而在第一次产生的裂变中子中，另外还有1个多的中子被可转换的物质所俘获，则易裂变核的总数随堆的运行而增加，

把这种反应堆称作“增殖”堆。

有时说增殖堆产生的燃料多于它所消耗的燃料。这是一种十分错误的说法。增殖堆所产生的易裂变材料是比它所消耗的多，但这是与以可转换材料的形式供给燃料相联系的。

尽管 $\bar{\nu} > 2$ 指出了增殖堆的可能性，但实现增殖的条件是十分复杂的。当一个中子同易裂变核相互作用时，未必引起裂变，它可能被俘获，而如果是这样的话，实际上是浪费了。确定增殖是否可能的重要物理量是，每吸收一个中子所产生的平均中子数，这个量用 η 表示，并可得出

$$\eta = \bar{\nu} \sigma_f / (\sigma_f + \sigma_c)$$

η 是中子能量 E 的函数，图 2 给出了三种易裂变同位素的 η 值随 E 的变化。在 η 个中子中，需要一个中子维持链式反应，一部分余下的中子，或散射到堆外，或被其它材料所俘获而损失掉。这些俘获中子的材料又是不可少的，例如冷却剂和反应堆结构。其它中子可能被可转换的材料核俘获，产生易裂变核。如果用 L 表示易裂变材料每吸收一个中子所损失的中子数，则每破坏一个易裂变核所产生的易裂变核数 C 为

$$C \simeq \eta - 1 - L$$

(这只是粗略的数值，因为可能有其它产生中子的情况，但对目前来说是足够了，准确的处理方法应把可转换核中的快裂变效应包括在内，并将在第一章中介绍。)

如果 C 大于 1，则称 C 为“增殖比”，因为要使反应堆增殖必须如此；若 C 小 1，则称之为“转换比”。同一个量有两个名称，没有逻辑上的根据，选择两个词汇的目的是为了应用于不同的反应堆系统。

实际上， L 不可能降到 0.2 以下，因此，只有当 η 约大于

2.2时，增殖才是可能的，图2表明了怎样才能做到这一点。应用上述三种易裂变材料的快堆都能做到增殖，尽管 ^{239}Pu 的余度最宽， ^{235}U 只有当裂变中子能量不太低于1MeV时才能增殖。在任何情况下，中子能量越高，增殖比越好。应用 ^{233}U 的热堆恰好能够增殖，但余度很微小。

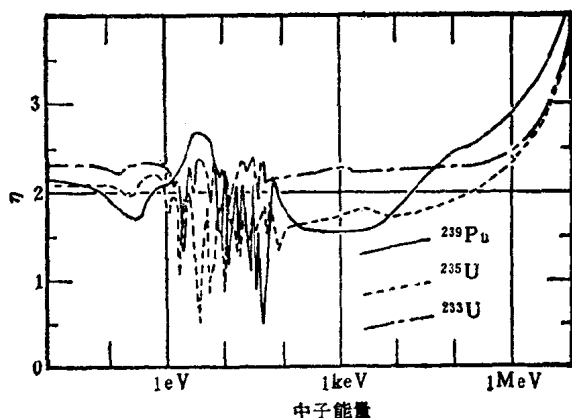


图2 ^{235}U 、 ^{235}U 和 ^{239}Pu 的 η

其它热堆是不能增殖的，但仍能把一定数量的可转换材料转变成易裂变材料。用 ^{235}U 作燃料的热堆，其转换比在0.6（轻水堆）到0.8（重水堆）范围内变化。在轻水堆中， L 特别大，因为中子很容易被氢吸收。

通常，最受欢迎的增殖系统是以 ^{238}U 和 ^{239}Pu 为基础的快堆。已经建成了若干座实验堆和原型堆，并且商用电站正在建造之中。本书将几乎全部集中于这种系统。曾经考虑过使用 ^{232}Th 和 ^{233}U 的热增殖堆，但困难很大，而且目前没有开发的计划。