

# 第23篇 核能发电

主 编 豊 田 正 敏 (東 京 電 力)  
执 笔 者 乙 葉 啓 一 (東 京 電 力)  
川 勝 理 (関 西 電 力)  
佐 々 木 史 郎 (東 京 電 力)  
澤 井 定 (動 力 炉 核 燃 料  
開 發 事 業 団)  
高 橋 宏 (資 源 エ ネ ル ギ 庁)  
武 田 充 司 (日 本 原 子 力 發 電)  
都 甲 泰 正 (東 京 大 学)  
等 々 力 達 (電 子 技 術 總 合 研 究 所)  
豊 田 正 敏 (東 京 電 力)  
中 村 康 治 (動 力 炉 核 燃 料  
開 發 事 業 団)  
三 木 良 平 (動 力 炉 核 燃 料  
開 發 事 業 団)  
望 月 惠 一 (動 力 炉 核 燃 料  
開 發 事 業 団)

译 者 陈 明 志 左 民 全 菁

- 2/10/0705

# 目 录

<b>第1章 核能发电总论</b> .....	23-1
1.1 我国的能源问题与核能发电的 必要性 .....	23-1
1.2 核能发电的特点 .....	23-2
1.3 有关核能的法规 .....	23-4
1.4 核能发电的国内外动向 .....	23-5
<b>第2章 反应堆</b> .....	23-7
2.1 中子及其核反应 .....	23-7
2.2 原子核裂变(核裂变) .....	23-8
2.3 反应堆的组成和种类 .....	23-9
2.4 反应堆的临界 .....	23-11
2.5 中子的慢化 .....	23-13
2.6 中子的扩散 .....	23-14
2.7 流动传热的基础 .....	23-17
2.8 反应堆堆芯热量的载出 .....	23-18
2.9 堆芯设计 .....	23-20
2.10 核程序 .....	23-22
<b>第3章 核能发电的控制仪表</b> .....	23-22
3.1 作为控制因素的反应堆特性 .....	23-22
3.2 反应堆的动态特性 .....	23-24
3.3 核电站的控制 .....	23-27
3.4 核电站的测量仪表 .....	23-29
<b>第4章 燃料循环</b> .....	23-31
4.1 概述 .....	23-31
4.2 铀资源 .....	23-32
4.3 铀的浓缩 .....	23-34
4.4 核燃料加工和辐照行为 .....	23-35
4.5 辐照燃料运输和后处理 .....	23-35
4.6 废物处理和处置 .....	23-35
<b>第5章 汽轮发电机、凝汽给水设备     及电气设备</b> .....	23-37
5.1 核电站的热循环 .....	23-37
5.2 汽轮机及有关装置 .....	23-38
5.3 凝汽给水设备 .....	23-40
5.4 发电机 .....	23-41
5.5 应急电源 .....	23-43
<b>第6章 核电站的安全性和辐射防护     措施</b> .....	23-43
6.1 必须从安全上考虑反应堆特性 .....	23-43
6.2 辐射、放射性和允许剂量 .....	23-44
6.3 核电站的安全措施 .....	23-47
6.4 灾害评价和厂址选择标准 .....	23-50
6.5 辐射防护措施 .....	23-52
6.6 放射性废物的处理与处置 .....	23-54
<b>第7章 各种类型的核电站</b> .....	23-55
7.1 压水堆核电站 .....	23-55
7.2 沸水堆核电站 .....	23-60
7.3 气冷堆核电站 .....	23-66
7.4 重水堆核电站 .....	23-70
7.5 快增殖堆核电站 .....	23-73
<b>第8章 核电站的计划、建设及     运行维修</b> .....	23-76
8.1 核电站的计划 .....	23-76
8.2 核电站的建设 .....	23-79
8.3 核电站的运行与维修 .....	23-82
8.4 试验、检查 .....	23-88
8.5 与电力系统的关系 .....	23-90
<b>第9章 热核聚变堆</b> .....	23-91
9.1 概况 .....	23-91
9.2 主要的燃料循环 .....	23-91
9.3 核聚变堆的功率平衡 .....	23-92
9.4 约束方式 .....	23-92
参考文献 .....	23-93

# 第1章 核能发电总论

## 1.1 我国的能源问题与核能发电的必要性

对生产活动和人民生活来说，能源是不可缺少的。对我国来说，确保能源的长期稳定供应，是最重要的课题之一。我国的能源需要量，在经济高速发展时期，随着经济规模的扩大而急剧增加，即使是在进入了稳定发展时期的今天，也确实还在增加。今后，必须依靠产业结构的转换来大力推进节能措施。但若考虑到随着人民生活水平的提高，人民生活所需能源的增加，为防止公害所需能源的增加等等，那么，可以预计能源的总需要量虽然随着经济景气与否会有所变动，但还会增加。

在考虑能源问题时，特别要注意以下几个方面：

(a) 能源的稳定供应 对我国来说，大部分能源依靠进口，因而确保能源的稳定供应，乃是最重要的课题。我国输入的能源，大部分是石油，而且多由中近东供应，由于中近东各国政治形势的变化，经常孕育着断绝石油供应的危险性。再加上资源国有化的兴起，产油国据其美元储备情况限制石油产量，使原油价格不稳定，围绕石油的形势有日益严峻的倾向。因而，为了确保能源的稳定供应，在我国的能源中，要尽可能地减少其对海外石油的依赖性，发展核能等替代能源，迅速实现能源的多样化。

(b) 廉价的能源 能源是维持生产活动与人民生活最重要的物质，因此，从国民经济利益的观点来看，也必须确保廉价优质的能源。特别是对于包括能源在内的大部分资源都要依赖外国的我国来说，确保廉价优质的能源，也是节约外汇，加强商品在国际市场上的竞争能力的必要条件。因而，处在今天这样一个能源昂贵的时代，积极地推进能源多样化，谋求能源的廉价与稳定，就越来越显得重要了。

(c) 能源贮备 为了确保能源的稳定供应，今后，越来越需要长期贮备能源。特别是在能源消

耗量极大的我国，能源的长期贮备更是急待解决的问题。因此，从巩固我国经济基础的观点来看，在推进石油贮备的同时，还必须提高用铀作燃料的核能发电等新能源的比率，铀比石油更容易运输和贮存。

如果从以上这些观点来考虑，我国的能源问题，可以指出如下几个方面。

依靠丰富而廉价的石油，我国经济迅速扩大与发展起来了。但是，人们以昭和48年的石油危机为契机，对我国大量依赖石油的能源结构进行了广泛的检查，认为必须对我国的能源结构尽快地进行根本性的变革，要依靠转换产业结构以节约能源，要确保核能等代替石油的能源。能源问题与生产活动以及人民生活有着不可分割的关系，确保能源的稳定供应是决定国家前途的大问题，这种认识在日益加深。不仅我国，而且欧美各国也存在这个问题，美国的能源自立计划 (Project Independence)，欧洲共同体 (EC) 的新能源计划等，都是为了实现能源的有计划的长期稳定供应而制定的新能源政策，以便减少对进口能源的依赖性。

如上所述，包括我国在内，当前世界的能源形势正在进入一个变革时期。作为代替石油的能源，核能发电的重要性正在增强。如果考虑其燃料加工阶段以及燃料在反应堆内的使用，核电站就等效于相当长期的燃料贮备，即使短期中断燃料供应，也具有能源供应的稳定性，核燃料的运输、贮存等也比石油容易。从易于贮存，加上由于新型反应堆的开发而能有效利用核燃料等方面来看，具有供应国产能源的稳定性。另一方面，核电比重油发电外汇负担小，燃料费占发电总成本的比重小，因此，核电有受燃料涨价影响小的优点，核电成本比水电、火电便宜。根据今后石油价格的动向，可以认为核能发电在经济上的优先地位不可能改变。这样，核能发电有许多作为能源所必须考虑的优点。今后，要把它作为重点加以发展。

鉴于这种情况，通商产业省综合能源调查会在昭和52年6月的“长期能源供求情况展望”的报告

中,以一整套促进措施,设想至昭和60年核能发电达3300万千瓦,至昭和65年达到6000万千瓦,分别占一次能源的7.4%与11.2%(占电源构成比的24.4%与35.2%),期望核能对确保能源的稳定供应起很大的作用。

## 1.2 核能发电的特点

**1.2.1 燃料** 核能发电用的燃料,与火力发电用的石油等化石燃料相比有几点特点。核能发电利用的是核裂变产生的能量。为了维持这种核裂变,必须把超过一定量的核燃料装入反应堆,通常是一次装入可用几年的核燃料,所以,只要在一年一次的定期检查时更换其中的一部分燃料就行了,不需要象火力发电那样经常不断地供给石油等化石燃料。另外,核能发电是靠释放原子核结合能而获取能量,所以比火力发电靠燃烧石油等化石燃料的化学变化所获得的能量要多得多。这在功率密度一节中将要叙述。

核燃料的又一特点是,由于中子的辐射,能够

使不能作为燃料使用的 $^{238}\text{U}$ 变成 $^{239}\text{Pu}$ 等可裂变物质。因此,将辐照燃料进行后处理,回收 $^{239}\text{Pu}$ 和烧剩的 $^{238}\text{U}$ 等可裂变物质,可再作为燃料使用。

表1示出沸水堆(BWR)、压水堆(PWR)的包壳材料、燃料棒直径等与燃料有关的参数,和将在下面叙述的功率密度等。

**1.2.2 功率密度** 因为核能发电是利用原子核的结合能,所以,与火力发电站的锅炉相比,可以把反应堆的单位体积能量密度即功率密度做得大些。如果对BWR与PWR进行比较,则PWR的功率密度大,其原因是PWR比BWR堆内压力高,载热效果好。核电站的功率密度和比功率等如表1所示。

**1.2.3 蒸汽参数** 核电站的蒸汽参数受燃料等温度极限与传热特性的限制,其值如表2所示。一般说来,它比火电站的蒸汽参数低,因而热效率也低。其次,由于核电站比火电站蒸汽参数低,所以凝汽器的冷却水需要量比火电站多50%,另外,因为核电站多使用饱和蒸汽,故汽轮机必须考虑汽

表1 我国正在运行及建设中的轻水堆燃料的有关参数

堆型		BWR			PWR			
项 目	单 位	敦 贺	福岛1号	东海2号	美滨1号	高滨1号	大饭1号	
开始运行年月		1970.3	1971.3		1970.11	1974.11	—	
电功率	MWe	357	460	1100	340	826	1175	
反应堆热功率	MWt	1064	1380	3293	1031	2440	3423	
热效率	%	33.6	33.3	33.4	33.0	33.9	34.3	
比功率	kWt/kgU	17.6	17.6	23.2	25.8	33.9	38.5	
功率密度	kWt/l	40.6	40.6	50.1	71	92	105	
等效堆芯尺寸(h×d)	m×m	3.66×3.02	3.66×3.44	3.71×4.75	3.1×2.5	3.7×3.0	3.7×3.4	
燃料装载量	MTU	60.4	78.2	142	39	72	89	
最大线功率密度	kW/m	57.4	57.4	43.3	46.7	49.5	41.4	
燃料浓度	初装料	W/O	2.04	2.09	2.23	2.9	2.7	2.6
	平衡堆芯	W/O	2.50	2.50	2.61	3.2	3.3	3.2
设计燃耗	初装料	MWD/MTU	16500	16500	21000	23900	23900	24100
	平衡堆芯	MWD/MTU	25000	25600	27500	31500	31500	33000
燃料组件数	个	308	400	764	121	157	193	
燃料棒数/组件	根	49	49	63	179	204	264	
燃料棒排列	根×根	7×7	7×7	8×8	14×14	15×15	17×17	
芯块直径	cm	1.21	1.24	1.06	0.93	0.93	0.82	
包壳材料		Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-4	Zr-4	Zr-4	
包壳管厚度	mm	0.94	0.902	0.86	0.62	0.62	0.57	
燃料棒直径	cm	1.43	1.448	1.25	1.1	1.1	0.95	
燃料组件全长	m	4.35	4.35	4.48	3.5	4.1	4.1	

资料来源:原子能发电便览(1976年版),电力新报社。

表2 核电站与火电站蒸汽参数比较

堆型	发电站名称	热功率 (MW)	冷却剂温度 (°F)		蒸汽温度 (°F)	蒸汽压力 (psia)	净热效率 (%)
			反应堆入口	反应堆出口			
压水堆 (PWR)	美滨2号机	1451	559	615	517	790	32
	高滨1号机	2432	549	612	526	852	32
沸水堆 (BWR)	敦贺	1064	363	545	545	995	31.8
	福岛6号机	3293	420	547	547	1000	33.4
火力	姉崎1号机	1450	—	—	1000	3486	40.3

水分离和防腐蚀等问题,需进行特殊设计。

1.2.4 安全措施 由于反应堆内存在着放射性很强的裂变产物(FP),具有潜在的危险性,因此,在核电站的设计、建设、运行等阶段,均应采取各种安全措施。在考虑核电站的安全措施时,以下述的多重防护的观点作为基本思想。

第一段安全措施是为使核电站的运行具有高度的可靠性,设计中应充分留有余地,同时,在制造、建设的每一个阶段,均应严格进行质量管理以确保质量。投入运行后,也应充分进行监督与维修保养,同时,每年进行一次严格的定期检查。

第二段安全措施是尽管有了第一段安全措施,但还是假定在运行中会发生异常和故障,为此,设置了对应的异常事故探测装置与安全保护设备。同时,还采用具有多重独立性的安全系统,以及对误操作、误动作能起到安全作用的误动作安全装置。所谓的具有多重独立性的安全系统,是在上述异常事故探测装置与安全保护设备,以及将要在下面叙述的为应付万一事故而设置的安全装置上,即使某一装置发生故障,会有另外的装置动作来起到它的作用。这样,核电站的安全就可望万无一失了。另外,为了迅速检出故障与异常,还设置了各种计测装置。

第三段安全措施是假设出现第一、二段安全措施万一不能有效地起作用的情况,放射性也不能大量逸出厂区之外,为此,需设置几重工程安全防护设施,同时,在反应堆与厂区边界之间还设以隔离距离。在选择核电站厂址时,要设想万一发生事故,也能确保一般居民的安全,只有在确认这一点之后,才允许设置反应堆。

1.2.5 放射性安全管理措施 我国法律规定,因核电站的影响,周围监视区外的允许辐射剂量为

0.5雷姆/年。这是参照国际辐射防护委员会(ICRP)的建议规定的,美国、苏联和加拿大等国也采用这样的规定。另外,该委员会建议,对周围居民的辐射剂量并非只是只要不超过0.5雷姆/年就行,而应用“尽可能降低(ALAP)”精神来管理核电站的放射性。我国尊重这一建议,就轻水堆核电站来说,以上剂量的1%,即以5微雷姆/年作为剂量管理期待值来进行放射性剂量管理。

(a) 辐射屏蔽 对来自裂变产物、腐蚀产物等放射性物质的辐射,用混凝土、铁、铅等进行屏蔽,以保护电站运行维修人员的健康。

(b) 放射性废物的处理 核电站会产生含有裂变产物与腐蚀产物等放射性物质的放射性废物。按照它们的放射性水平,气态放射性废物由衰减槽和活性炭稀有气体吸附装置将放射性充分衰减,确认对自然环境无影响后进行排放;液体放射性物质,在电站内经过过滤、除盐、蒸馏等处理后就地管理;放射性水平很低的洗涤废液,测定其放射性,确认安全后稀释到凝汽器的冷却用海水中,排放到海里。

(c) 剂量监测 在核电站内,由工艺过程监测器与地区监测器经常监测剂量,以确认是否发生异常情况。即使是在电站周围,也还设有监测点或监测站,经常测量大气中的剂量。此外,还定期采集水、植物、牲畜和水产品等样品,测定其放射性,监视环境的放射性污染情况。

1.2.6 环境管理措施 核电站的环境管理措施,就是要加强环境保护措施和温排水管理,加强环境剂量监视,要对核电站的运行给周围环境所带来的影响进行评价,并采取各种措施,消除不良影响。

(a) 环境保护措施 在设置核电站时,总是

把保护自然、维护风景、协调环境等当作环境保护措施最重要的项目提出来。今后,随着核电站的增加,必须更进一步加强环境保护措施。

(b) 温排水管理 伴随凝汽器冷却而产生的温排水问题,在火电站中也是存在的。但是,由于每座核电站的发电量大,蒸汽参数比火电站低,温排水量多,因此,在排水口形状、取排水方法等方面要千方百计采取措施,尽可能减小温排水的影响及范围。与此同时,需要积极推进温排水的有效利用。

(c) 加强环境剂量监测 即实施1.2.5节中所述的环境监测。

1.2.7 经济性 与火力发电站一样,核电站的发电成本大致可分为投资费、燃料费与运行费。但与容量相同的火电站相比,核电站有投资费较高但燃料费却较便宜的特点。在火力发电中,燃料费、运行费约占总费用的2/3,投资费约占1/3。而在核能发电中,投资费占的比例大,约为总费用的2/3,而燃料费、运行费占1/3。

投资费是与电站建设有关的费用,由利率、折旧费、固定资产税、保险费等组成。但是,在核电站中,必须使用高价材料,在制造和安装阶段要求严格的质量管理,还要建造火电站所没有的安全设施以及辐射管理设施等等,所以核电站的投资费比火电站的高。

就燃料费来说,在核能发电中,包括把铀精矿转换成六氟化铀,并将其浓缩成 $^{235}\text{U}$ 含量高的浓缩铀,然后,成型加工为燃料元件等的费用。因为单位体积核燃料产生的能量比石油大得多,所以,为了得到相同的发电量的燃料费比火电便宜。在核电站计算燃料费时,还应从整个燃料循环来考虑,这是因为辐照燃料中有烧剩的 $^{235}\text{U}$ 以及 $^{239}\text{Pu}$ 等裂变产物,把辐照燃料送到后处理厂,将 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 回收,还可作为燃料重复使用。

运行费中包括人事费、维修费、与分担有关的费用、企业税等。核电站与火电站的这些费用大致都相同。

### 1.3 有关核能的法规

有关核能的法规很多。首先,可以举出制定核能研究、发展及利用等基本方针的“原子能基本法”,和为了有计划地贯彻国家制定的措施,谋求核能管

理的民主经营而决定设置原子能委员会的“原子能委员会设置法”。其次是关于核能发电的法规,有决定电气事业各个方面的“电气事业法”,还有贯穿整个核能事业的“关于核原料、核燃料及反应堆的有关法规”,关于在发生事故时进行赔偿的“关于原子能损害赔偿法”与“关于原子能损害赔偿、补偿合同法”,有为了顺利地促进电源开发的“电源开发促进法”,对顺利设置发电设施进行资助的“发电设施周围地区整备法”、“电源开发促进税法”以及“电源开发促进对策特别会计法”等等。

(a) 原子能基本法 规定我国核能的研究、开发及利用限于和平的目的,并在民主、自主和公开三原则下进行(第2条)。也规定了有关核原料、核燃料、反应堆的基本原则。

(b) 原子能委员会设置法 规定原子能委员会就核能利用有关政策,以及有关行政机关就核能利用事务进行综合调整等方面,进行计划、审议以及作出决定(第2条)。并规定内阁总理大臣必须尊重原子能委员会的决定(第3条)。

(c) 电气事业法 该法律对使电气事业的经营恰当而合理,以及对电气设备工程的施工、维修保养与使用加以规定。

电力企业想要设置核电站时,必须从通商产业大臣那里获得变更供电区域等方面的许可(第8条)。工程计划如果没有得到通商产业大臣的批准,就不能动工(第41条)。而在工程计划得到批准,动工建设之后,对由通商产业省命令规定的每一项工程的每一工序,都必须接受使用前的检查(第43条)。用作发电的反应堆燃料的燃料体,其每一加工工序,都要接受通商产业大臣的检查(第45条),连焊接也要接受通商产业大臣的检查(第46条)。此时,就燃料体来说,必须先使其设计得到批准,就焊接来说,必须先使焊接方法得到批准。若想要变更这些许可、批准及检查的内容时,也应按上述手续一一办理。

关于运行方面,规定了应接受按通商产业省命令所限定的每一时期实施的定期检查(第47条),以及保安规定的呈报义务(第52条),主任工程师的选拔任命(第53条),由通商产业大臣征收报告(第106条),以及对行政人员的进厂实施检查(第107条)等等。

有关核电站的技术标准有:

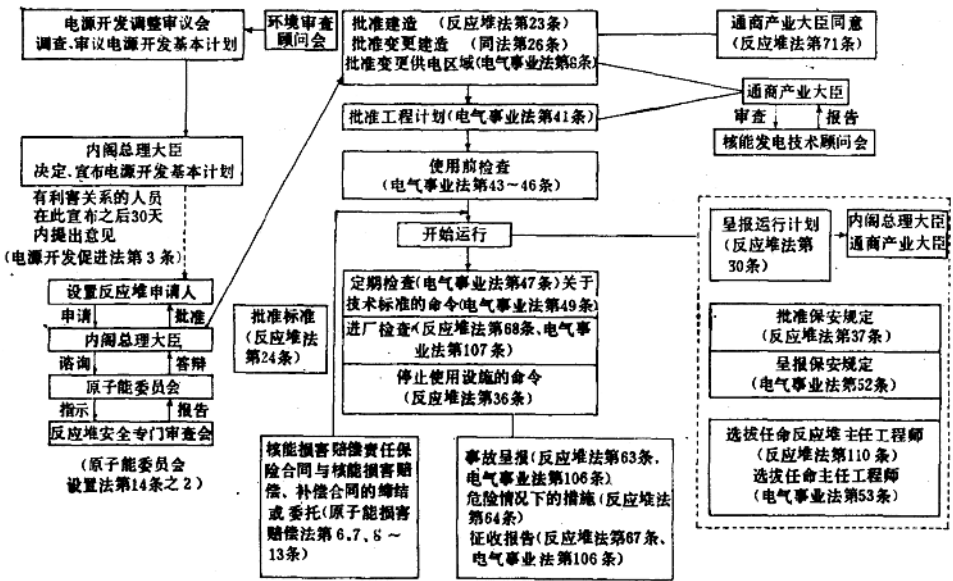


图1 核电站从着手建造到运行的法律手续

资料来源：通商产业省原子能发电课编，原子能发电便览(1976年版)，电力新报社。

(1) 关于发电用核能设备的技术标准及其公告

(2) 关于电气设备的技术标准及其公告

(3) 关于发电用核燃料的技术标准

(4) 关于电气设备焊接的技术标准

(d) 关于核原料、核燃料及反应堆的有关法规 该法规就反应堆的设置及运行，核燃料的加工与后处理等加以规定，并就遵照关于原子能利用的国际协议，履行我国所承担的义务加以规定。

关于核电站，规定在设置反应堆时，必须取得内阁总理大臣的许可(第23条)，而内阁总理大臣在批准之前，要听取原子能委员会的意见，规定原子能委员会应就安全问题，向反应堆安全专门审查会作指示(第24条及原子能委员会设置法第14条之2)，以及由内阁总理大臣批准保安规定(第37条)和反应堆主任工程师的选拔任命条例等。

(e) 关于原子能损害赔偿法(以及关于原子能损害赔偿、补偿的法律) 该法律规定，在由于反应堆运行而发生受核能损害时，对核电站企业来说，即使不是他们的过失，也应承担责任，而且责任全部集中于核电站经理(第3条)，核电站经理必须缔结原子能赔偿责任保险合同以及原子能损害赔偿

、补偿合同(第6条、第7条)，对于超过这些赔偿措施的损害部分，由国家对该电站经理提供必要的援助(第16条)。

(f) 电源开发促进法 关于电站建设，应由内阁总理大臣起草电源开发基本计划，并提交电源开发调整审议会审议、决定(第3条)。

(g) 发电用设施周围地区整备法、电源开发促进税法及电源开发促进对策特别会计法 被称为电源三法。规定对电力企业出售的电力征收电源开发促进税(促进税法第3条)。将此收入用于发电用设施周围地区的整备以及用来证实核电设施的安全性(特别会计法第1条，周围地区整备法)。核电站从着手建造到运行所需法律手续如图1所示。

### 1.4 核能发电的国内外动向

1.4.1 我国核能发电发展情况 我国核能的研究与开发，正如原子能基本法所规定的，仅限于和平利用之目的，而且以自主、民主、公开三原则为基础。

由电源开发公司、九个电力公司和有关制造厂家等在昭和32年投资设立的日本原子能发电公司，于昭和36年着手建设东海核电站(GCR,166MW)，

昭和41年7月开始商业运行。此外，该公司2号堆的敦贺核电站（BWR、357MW）亦于昭和45年3月开始商业运行。

另外，关西电力公司的美滨核电站1号机（PWR、340MW）于昭和45年11月，东京电力公司的福岛第一核电站1号机（BWR、460MW）于昭和46年3月，中国电力公司的岛根核电站（BWR、460MW）于昭和49年3月，九州电力公司的玄海核电站1号机（PWR、559MW）于昭和50年10月，中部电力公司的滨冈核电站1号机（BWR、540MW）于昭和51年3月分别开始商业运行。此外，各电力公司都在推进2号机以后的反应堆的计划、建设或运行。单堆电功率也增加到800MW级与1100MW级。再就是东北电力公司正在建设女川核电站（BWR、524MW），四国电力公司正在建设伊方核电站1号机（PWR、566MW）。

另一方面，昭和42年成立的动力堆·核燃料开发事业团正在自主发展快中子增殖堆及新型转换堆。我国第一座快中子增殖实验堆“常阳”（热功率50MW）已于昭和52年4月达到临界。继它之后，快中子增殖原型堆“文殊”（电功率300MW）也在计划中。而新型转换原型堆“普贤”（电功率165MW）预计昭和52年底达到临界。另外，昭和31年成立的日本原子能研究所正在进行多用途高温气冷堆的自主开发。

#### 1.4.2 国外核能发电的发展情况

(a) 美国 美国的核能开发最初是以核武器、核舰艇等军需为目的，后来，这方面的技术和设施便成为核电开发的基础。又由于联邦政府以资金援助等促进核能开发的政策，积累了核电站的建设和运行经验。其结果，使美国发展的以浓缩铀为燃料的轻水堆，即压水堆（PWR）与沸水堆（BWR）成为当今世界核能发电的主流。

就高温气冷堆来说，圣·符伦堡的反应堆（342MW）在1974年达到临界，推动了这方面的发展。另外，在快中子增殖堆方面，美国从开始核电计划以来，一直把它作为最终目的进行研究，经过实验堆EBR1和恩里哥·费米反应堆的建设与运行，克林奇河增殖堆（400MW）也计划于1983年达到临界，现在，美国的快中子增殖堆正向实用化进行研究开发。

(b) 英国 英国在第二次世界大战后就着眼

于核能发电的研究，1956年，可以说是世界上第一座商业规模核电站的卡德霍尔核电站1号机组发电成功，用的是以天然铀为燃料，石墨慢化，二氧化碳冷却的反应堆。按照1955年制定的第一次核电计划，建成了18座反应堆，电功率为5315MW。1964年，又制定了第二次核电计划，采用浓缩铀作燃料，不锈钢作包壳材料的改进型气冷堆（AGR），现在，按照这一计划的10座反应堆6624MW正在运行或建设中。在第三次核电计划中，更采用了沸腾轻水冷却重水堆（SGHWR）。

关于快中子增殖堆，除1963年开始运行的唐瑞实验反应堆（15MW）外，1974年，原型堆PFR（250MW）也达到临界。

(c) 法国 战后即着手于核武器的生产与核能发电。首先，原子能委员会（CEA）建成了生产钚和发电的两用堆，在这个基础上，电力公司（EDF）一直在推进发电堆的开发。法国发展的堆型与英国一样，也是用天然铀作燃料、石墨慢化、二氧化碳冷却的反应堆。现在，已有7座这种气冷堆正在运行。其后，又采用了经济性更好的轻水堆，在费森海姆等电站，正在建设这种反应堆。

在快中子增殖堆方面，继“狂想曲”（rhapsody）实验堆（热功率20MW）之后，“凤凰”原型堆（250MW）亦从1973年开始运行，“超凤凰”实证堆（1200MW）预计也将在1983年达到临界。

(d) 西德 起初，发展的是重水堆，但是后来，在从美国引进的轻水堆技术的基础上，再用本国的技术加以改进，形成了可说是西德型的轻水堆。目前，在比布利斯等核电站，正在运行或建设着1300MW的标准型轻水堆。

在高温气冷堆方面，除AVR（15.6MW）从1967年开始运行外，THTR-300（330MW）也在建设中。当前，正在进行多用途利用的开发。此外，还与意大利、法国共同投资，正在建设钠冷快中子增殖原型堆SNR-300（312MW）。

(e) 加拿大 加拿大原子能公司（AECL）一直在进行重水慢化、重水冷却的CANDU-PHW的开发。功率为540MW、780MW的标准型堆有的已在运行，有的正在建设。同时，还向印度、巴基斯坦、阿根廷等国出售这种反应堆。加拿大对辐照燃料不进行后处理即行贮存，即采用一次通过方式。目前，尚不考虑钚的利用问题。



为了提高经济性,防止氦的危害等,正在着手发展重水慢化、沸腾轻水冷却的 CANDU-BLW 堆。除原型堆根蒂莱核电站(260MW)已于1971年开始运行之外,还在进行研究开发功率为600MW级的大型堆。

(f) 苏联 1954年,奥布宁斯克核电站(5 MW)发电成功,这是世界上最早的核电站。现在,

苏联正在用石墨慢化、轻水冷却压水堆来推进核电的发展。

在快中子增殖堆方面,经过实验堆 BN-5, 后来,兼作海水淡化的原型堆 BN-350 (150MW) 于1973年开始运行,此外,现在正在建设实证堆 BN-600 (600MW)。

## 第2章 反应堆 (1)~(3)

### 2.1 中子及其核反应

原子核与原子核的反应,或者原子核与其他粒子的反应,叫做原子核反应(核反应)。在反应堆内,中子核反应是最重要的。

与化学反应相比,核反应是很难发生的。其第一个原因是,原子核很小(直径为 $10^{-12}$ cm左右),与分子(直径为 $10^{-7} \sim 10^{-8}$ cm)相比,原子核间的碰撞几率很小。第二个原因是,原子核带有电荷,当它们靠近时,便互相排斥。要克服这个库仑力而产生核反应,原子核必须具有很大的动能(几个MeV)。但是,中子与原子核反应时,由于中子不带电荷,故没有库仑力的影响。与其他核反应相比,中子核反应就比较容易发生。

在反应堆中,存在很多由核裂变产生的中子,这些中子与反应堆的各种结构材料也会发生核反应。

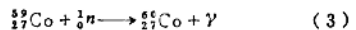
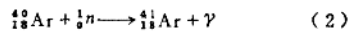
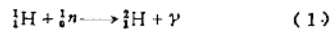
2.1.1 中子核反应的种类 由中子引起的核反应,大致可分为吸收和散射两种。

(a) 吸收 这是一种中子被原子核吸收的现象,可分为如下的原子核裂变和辐射俘获两种。

(1) 原子核裂变(核裂变) 中子若被 $^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ 等可裂变物质吸收,则产生核裂变。这种核裂变反应,将在2.2节中详细叙述。

(2) 辐射俘获 原子核吸收中子后,变成原子序数不变、质量数增加1的同位素,我们把这种核反应称做辐射俘获。辐射俘获可放出 $\gamma$ 射线、 $\alpha$ 粒子和质子。最常见的是放出 $\gamma$ 射线,称做( $n, \gamma$ )反应。吸收中子时的多余能量,以 $\gamma$ 射线的形式释放出来,称做俘获 $\gamma$ 射线。(n,  $\gamma$ )反应的例

子很多,仅举下述二、三为例:

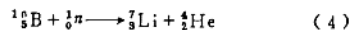


式(1)为用作慢化剂和冷却剂的水与中子的反应;式(2)为空气中的氩被堆中的中子辐照,变成氩-41的反应;式(3)为生成钴-60的反应。

象这样,原子核在堆内吸收中子而产生的放射性,叫做感生放射性。

在辐射俘获中,有一种是用来生产可裂变物质的。 $^{238}\text{U}$ 、 $^{232}\text{Th}$ 吸收中子,则分别生成新的可裂变物质 $^{239}\text{Pu}$ 和 $^{233}\text{U}$ 。

在中子能量充分高(10MeV以上)的情况下,中子被原子核俘获后,会释放出象 $\alpha$ 粒子和质子那样的带电粒子。反应堆内的中子能量都很低,故一般不会产生释放 $\alpha$ 粒子和质子的问题。但是,低能中子与轻的原子作用时,也会引起这种反应,如



这种反应常被用在中子探测和反应堆控制上。

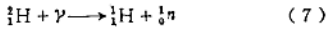
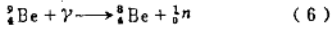
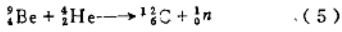
(b) 散射 中子被原子核吸收后,又从原子核内飞出的反应叫做散射,有弹性散射和非弹性散射两种。

(1) 弹性散射 散射前后,动量和动能分别守恒的散射,叫做弹性散射。在这种情况下,入射中子的一部分(或全部)动能,在碰撞之后,变成靶核的动能。靶核的质量越小,中子能量转移到靶核中去的比例越大。弹性散射是反应堆内中子慢化的重要反应。

(2) 非弹性散射 在非弹性散射的情况下,动量守恒,但动能不守恒。入射中子的一部分(或

全部) 动能, 变成靶核的内能(激发能)。处于激发状态的靶核, 放出 $\gamma$ 射线而回到基态。靶核质量数大时, 容易产生非弹性散射, 反应堆中几keV以上的中子与铀等物质碰撞时, 就会引起这种反应。

2.1.2 其他核反应 在堆内发生的其他核反应中, 重要的有下列放出中子的反应:



式(5)是, 若把具有 $\alpha$ 放射性的Ra、Po等物质和Be放在一起, 则产生中子, 故被用作中子源; 式(6)、(7)是在堆内具有Be和重水的反应堆内, 停堆后, 由于从裂变产物放出的 $\gamma$ 射线引起这些反应, 堆内仍保持着一定程度的中子水平。

2.1.3 截面 为了定量地表示上述核反应几率, 采用截面这个概念。截面 $\sigma$ 定义为

$$\sigma = R/Njdx \quad (8)$$

如图2所示,  $N$ 为每 $1\text{cm}^3$ 中的靶核原子数;  $j$ 为每秒、每 $1\text{cm}^2$ 垂直入射进去的同一方向、同一速度的中子流;  $R$ 为每秒的核反应数。

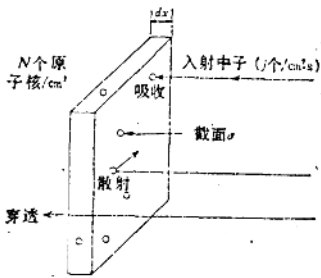


图2 中子核反应

中子核反应的种类很多, 各种核反应都可用截面来定义。我们把这些截面的和称为总截面, 以 $\sigma_T$ 表示。

$\sigma_T$ 是吸收截面 $\sigma_a$ 与散射截面 $\sigma_s$ 之和

$$\sigma_T = \sigma_a + \sigma_s \quad (9)$$

$\sigma_a$ 可分为裂变截面 $\sigma_f$ 和俘获截面 $\sigma_c$ 两部分

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_c \quad (10)$$

而 $\sigma_s$ 可分为弹性散射截面 $\sigma_{s,e}$ 和非弹性散射截面 $\sigma_{s,i}$

$$\sigma_s = \sigma_{s,e} + \sigma_{s,i} \quad (11)$$

根据靶核的种类和中子速度的不同,  $\sigma$ 的值有

很大变化<sup>(4)</sup>。截面具有 $L^2$ 的量纲, 用 $10^{-24}\text{cm}^2$ 作单位很方便, 我们称它为靶恩(barn), 用b来表示。截面小的可使用毫靶恩(mb)。图3示出了 ${}^{235}\text{U}$ 的截面随中子能量的变化。表3是几种主要元素的原子核对速度为 $2200\text{m/s}$ 的中子的截面值。

单位体积内靶核的总截面 $N \cdot \sigma$ 称为宏观截面, 用 $\Sigma$ 表示。与此相区别, 把 $\sigma$ 称为微观截面。

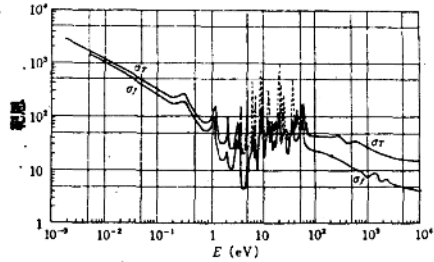


图3  ${}^{235}\text{U}$ 的截面

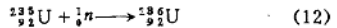
表3 对热中子(2200m/s)的吸收截面

元素	吸收截面( $\sigma_a$ )	元素	吸收截面( $\sigma_a$ )
H	332±2mb	Fe	2.53±0.06b
B	755±2b	Zr	180±4mb
C	3.4±0.3mb	Cd	2450±50b
Al	230±5mb		

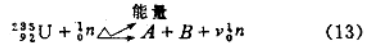
## 2.2 原子核裂变(核裂变)

${}^{233}\text{U}$ 、 ${}^{235}\text{U}$ 、 ${}^{239}\text{Pu}$ 、 ${}^{241}\text{Pu}$ 等的原子核, 与中子反应时, 即产生核裂变。在快中子(约100keV以上)作用下,  ${}^{238}\text{U}$ 也会产生核裂变。

现以 ${}^{235}\text{U}$ 为例, 首先吸收中子



其中, 约16%放出 $\gamma$ 射线, 变成稳定的 ${}^{236}\text{U}$ 。剩下的84%, 则产生下述核裂变:



$A$ 、 $B$ 为新的原子核, 称做裂变产物。由于裂变方式很多, 故经常可以观察到300种以上的裂变产物。

图4示出 ${}^{233}\text{U}$ 、 ${}^{235}\text{U}$ 与 ${}^{239}\text{Pu}$ 由热中子引起核裂变时的裂变产物生成率。在裂变产物中, 有稳定的, 也有具有放射性的。后者按各自的衰变链辐射衰变, 并产生衰变热。图5示出长期运行的反应堆, 在停堆后, 衰变热随时间的变化。

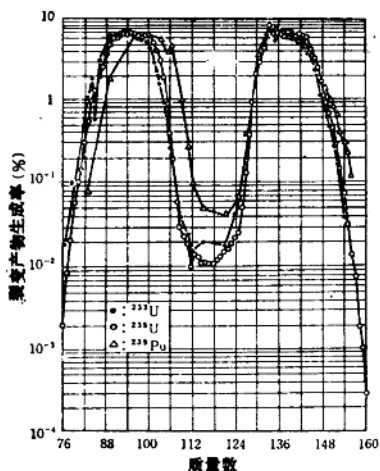


图4  $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 的裂变产物生成率

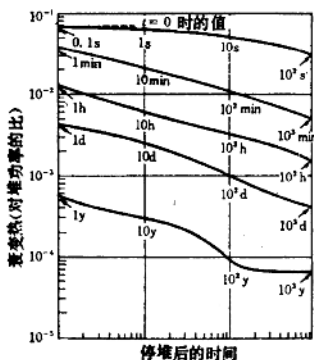


图5 衰变热

表4 核燃料物质的核特性

	$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{233}\text{U}$
截面(靶恩)			
裂变 $\sigma_f$	$582 \pm 6$	$746 \pm 8$	$527 \pm 4$
俘获 $\sigma_c$	$107 \pm 5$	$315 \pm 16$	$52 \pm 2$
吸收 $\sigma_a$	$694 \pm 8$	$1026 \pm 13$	$581 \pm 7$
$\alpha$	$0.19 \pm 0.01$	$0.38 \pm 0.02$	$0.102 \pm 0.005$
产生的中子			
$\nu$	$2.47 \pm 0.03$	$2.90 \pm 0.04$	$2.51 \pm 0.03$
$\eta$	$2.07 \pm 0.02$	$2.10 \pm 0.02$	$2.28 \pm 0.02$

在核裂变的同时，放出2个或3个中子，其平均值为 $\nu$ 。 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 及 $^{233}\text{U}$ 对热中子裂变反应的性质见表4。表中的 $\alpha$ 为 $\sigma_c/\sigma_f$ ，称做俘获与裂

变的比。 $\eta$ 为1个中子被可裂变物质吸收时，裂变产生的中子数，它有如下的关系：

$$\eta = \frac{\sigma_f}{\sigma_c + \sigma_f} \nu = \frac{\nu}{1 + \alpha} \quad \text{即} \quad \nu = \eta(1 + \alpha)$$

图2中核裂变结果放出的能量约为200MeV(见表5)。若将其换算成其他单位，则如下所示⊖：

每1Ws的核裂变数 约 $3.1 \times 10^{10}$   
 为得到1MW·天的热功率消耗的 $^{235}\text{U}$   
 约1t

消耗1kg $^{235}\text{U}$ 而得到的热能  
 约 $2.3 \times 10^7 \text{ kW} \cdot \text{h}$

表5 裂变能

裂变碎片的动能	$167.5 \pm 5 (\text{MeV})$
裂变中子的能量	5
诱发 $\gamma$ 射线	$6 \pm 1$
从裂变产物中放出的 $\beta$ 射线	$8 \pm 1.5$
从裂变产物中放出的 $\gamma$ 射线	$6 \pm 1$
中微子	$12 \pm 2.5$
合计	$204 \pm 7$

裂变所产生的中子，大部分是在裂变的同时放出的，称为瞬发中子。约有0.2~0.7%的中子，是经过某一时间之后放出的，称为缓发中子。尽管缓发中子的比例很小，但对反应堆的控制却起着重要的作用(见第3章)。

如图6所示，瞬发中子的能量分布在0.1~10MeV之间，其平均值约为2MeV。

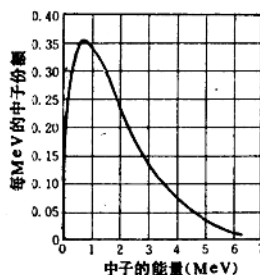


图6 裂变中子的能量

## 2.3 反应堆的组成和种类

### 2.3.1 反应堆的组成 如图7所示，反应堆

⊖ 本处所述单位换算似与正文无关，疑有误。

——译者注

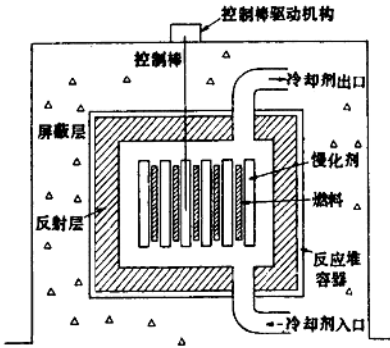


图7 反应堆示意图

是由核燃料、慢化剂、冷却剂、控制棒、反射层、屏蔽层等组成的（快中子反应堆是由快中子引起核裂变的，故无慢化剂）。

(a) 核燃料 在核燃料中，有可裂变物质和再生物质两类。吸收中子能产生核裂变反应的物质是可裂变物质，有 $^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ 等。而 $^{238}\text{U}$ 、 $^{232}\text{Th}$ 吸收中子后分别生成 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{233}\text{U}$ ，故 $^{238}\text{U}$ 、 $^{232}\text{Th}$ 被称为再生物质。我们把这种过程叫做转换。反应堆中生成的可裂变物质的原子数与消耗掉的核燃料原子数之比，叫做转换比。转换比大于1，即生成的可裂变物质多于消耗掉的时，叫做增殖比，这种过程称做增殖。

天然存在的核燃料是天然铀和Th。天然铀中约含0.7%的 $^{235}\text{U}$ ，其余的几乎都是 $^{238}\text{U}$ 。 $^{235}\text{U}$ 的含量高于天然铀的叫做浓缩铀。按 $^{235}\text{U}$ 的浓缩度不同，有高浓缩铀（浓缩度在90%以上）和低浓缩铀（浓缩度约为2~4%）之称。动力堆的燃料主要是低浓缩铀。为了生产浓缩铀，必须将化学性质相同的 $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ 进行分离。

核燃料成型加工成燃料棒、燃料板等形状之后，用于反应堆。为了操作方便，多把燃料棒、燃料板组装成组件。燃料棒、燃料板等都是用包壳将燃料密封在里面的。这是为了防止核燃料与冷却剂发生反应和把在燃料中生成的放射性物质（裂变产物）密封起来。包壳材料采用铝（研究堆）、不锈钢、锆合金、石墨等。

也有用金属铀或合金铀作为核燃料的。但由于温度循环会使之发生变形，且在665°C下会改变晶粒结构，再加上它们与水会发生反应，故多采用二氧化铀（ $\text{UO}_2$ ）。也有不少把Pu做成 $\text{PuO}_2$ 与 $\text{UO}_2$ 一

起使用的。Pu的毒性很强，故燃料加工等均在密封容器（手套箱）中进行。

(b) 慢化剂 它是用来将裂变产生的快中子慢化到热中子的（中子能量与慢化剂原子核的热运动能量达到平衡状态时的中子，叫做热中子。在室温20°C下，热中子的速度为2200m/s）。

作为慢化剂，最好是用每碰撞一次，中子能量损失大的原子核，也就是用质量数小的原子核。而且，最好是用散射截面 $\sigma_s$ 大的、吸收截面 $\sigma_a$ 小的原子核。通常用轻水（ $\text{H}_2\text{O}$ ）、重水（ $\text{D}_2\text{O}$ ）、石墨、有机材料、Be等。

(c) 冷却剂 冷却剂是把反应堆内产生的热量载出堆外的介质。对冷却剂的要求有：(i)吸收中子少；(ii)除热、载热性能好；(iii)感生放射性少；(iv)与燃料包壳以及其他反应堆结构材料不发生反应等。常用作冷却剂的有水（轻水、重水）、有机材料、气体（空气、 $\text{CO}_2$ 、He）、液态金属（Na）等。

在动力堆中，为了提高热效率，需要提高冷却剂的温度。以水作为冷却剂时，把水加压到70~150 kg/cm<sup>2</sup>左右，以提高其沸点。在用气体作冷却剂时，为了改善传热和载热性能，要加压到20~60 kg/cm<sup>2</sup>。

液态金属（Na）的热特性很好，所以很适合用作象快中子堆那样的、功率密度高的反应堆的冷却剂。

(d) 反射层 设置反射层的反应堆，堆芯可以做得比裸堆的小。与慢化剂一样，反射材料用的是水、重水、石墨、有机材料、Be等。

在快中子反应堆中，为了使从堆芯泄漏出来的中子被再生物质（ $^{238}\text{U}$ ）吸收而生成 $^{239}\text{Pu}$ ，堆芯周围还设置了天然铀的增殖层。

(e) 控制棒 要求其吸收中子能力强。可用Cd、B、Hf等材料。在动力堆中，因为控制棒是在高温下工作的，故多采用把硼不锈钢、碳化硼、Ag-In-Cd合金用不锈钢包覆起来的控制棒。此外，还采用在冷却水中溶解硼酸或把控制材料弥散到燃料中去的方法，这叫作加可燃毒物。

(f) 结构材料 为了支承由燃料棒、慢化剂、控制棒、冷却剂等组成的堆芯，需要有结构部件。通常采用的结构材料有铝、不锈钢、锆合金等。

(g) 热屏蔽 由于来自堆芯的快中子的辐照和 $\gamma$ 射线的作用，反应堆容器将被加热。为了降低

这种加热，常在容器内侧设置热屏蔽。热屏蔽材料一般采用碳化硼铝（B-Al 合金）和铁等。

(h) 反应堆容器 反应堆容器用来容纳堆芯和反射层等。它是用铝、不锈钢、铁和混凝土等材料制成的。在动力堆中，为了提高冷却剂的压力，往往需要给整个堆芯加压，因此，反应堆容器也称为反应堆压力容器。

(i) 生物屏蔽 为了保护人体不受 $\gamma$ 射线、中子射线等放射性的危害而设置生物屏蔽。它采用的是混凝土、水、铁、铅等材料。

2.3.2 反应堆的种类 反应堆的种类很多，可按各种方法进行分类。

(a) 根据引起裂变的中子能量分类 有快中子反应堆（快堆）、中能中子堆和热中子堆。目前大部分是热中子堆。

(b) 根据使用目的分类 可分为研究用反应堆、试验用反应堆、动力用反应堆、热利用反应堆、生产用反应堆等。

研究用反应堆（研究堆），用于反应堆工程、物理学、化学、生物学、农学、医学等各种研究目的。试验用反应堆（试验堆），建设在动力堆等发展的初期，用来进行特性试验和验证试验等。动力堆有商用核电站用堆和船舶推进用堆两种。热利用堆广泛用于生产工业蒸汽、海水淡化、炼铁等。生产堆，有以军用为目的的Pu生产堆、放射性同位素生产堆和化学用反应堆等。

(c) 根据结构材料分类

(1) 燃料和慢化剂的组成 有均匀堆和非均匀堆。燃料和慢化剂分开布置的是非均匀堆；燃料和慢化剂均匀混合在一起的是均匀堆。

(2) 燃料种类 有天然铀反应堆、浓缩铀反应堆和钚反应堆等。

(3) 冷却剂的种类 有水冷反应堆、气冷反应堆和液态金属冷却反应堆。

(4) 慢化剂的种类 根据慢化剂的种类不同，有轻水堆、重水堆、石墨堆等。

燃料、慢化剂、冷却剂三者不同组合，可构成多种类型的反应堆。但是，不能将它们任意组合。为了构成反应堆，要有如下限制条件：(i) 要有适当的中子增殖系数；(ii) 各种结构材料间无化学反应；(iii) 在动力堆情况下，要有良好的经济性。例如，若以天然铀为燃料，则慢化剂限定用重水或石墨。

若用浓缩铀作燃料，则自由度大一些。

(d) 根据转换比分类 有转换堆和增殖堆。

如上所述，反应堆有多种多样，名目繁多。即使是动力堆，世界各国也是按自己的国情发展的，供实用的动力堆，也有几种不同的堆型。

表6为主要反应堆一览表。

### 2.4 反应堆的临界

在反应堆中，裂变产生的中子是平均能量为2MeV的快中子。中子在与慢化剂反复碰撞中被慢化，最终变成热中子。其后，中子便在反应堆中扩散，最后被可裂变物质（ $^{235}\text{U}$ ）吸收，产生下一次核裂变。我们把这段时间叫做一个中子代。可用来研究这段时间内中子数的变化（图8）。

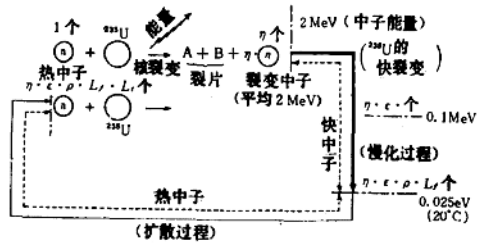


图8 中子代

$^{235}\text{U}$ 吸收1个热中子，由于核裂变，产生 $\eta$ 个裂变中子（平均能量约为2MeV）。能量大于0.1 MeV的快中子，能引起 $^{238}\text{U}$ 的裂变，所以，中子数增加。能量降低到0.1MeV时的中子数为 $\eta$ 个。

$\epsilon$ 叫做快中子裂变因子。裂变中子在慢化过程中，有一些被 $^{238}\text{U}$ 吸收（叫做共振吸收），因此，变成热中子的中子数减少到 $\eta\epsilon\rho$ 。 $\rho$ 称做逃脱共振吸收几率。热中子在反应堆内的扩散过程中，也能被燃料包壳管、控制棒材料、慢化剂等吸收，所以，被 $^{235}\text{U}$ 吸收的中子数减少到 $\eta\epsilon\rho f$ 个。 $f$ 叫做热中子利用系数。

以上是无限大反应堆的情况。实际上，反应堆的尺寸都是有限的。所以，必须考虑中子向堆外泄漏。这样一来，热中子数变为 $\eta\epsilon\rho L_1$ 个（ $L_1$ 叫做快中子不泄漏几率），而被 $^{235}\text{U}$ 吸收的中子数为 $\eta\epsilon\rho f L_1 L_2$ （ $L_2$ 叫做热中子不泄漏几率）。

$\eta\epsilon\rho f L_1 L_2$ 表示在无限大反应堆中，一代中子数的增减情况，叫做无限增殖系数，用 $k_{\infty}$ 表示：

表6 主要反应堆一览表<sup>(a)(b)</sup>

## (a) 国外主要反应堆

堆名(国名)	目的	热功率(电)(MW)	燃料(浓度)	慢化剂	冷却剂	完成日期
CP-1(美国)	研究堆	206W	U、UO <sub>2</sub> (天然)	C	无	1942
MTR(美国)	材料试验堆	40	U(93%)	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1952
BORAX-1(美国)	试验堆	1.2	U(90%)	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1953
TRIGA(美国)	研究堆	10~100kW	U + ZrH(20~93%)	ZrH、H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1958
奥布宁斯克 (Obninsk)(苏联)	发电堆	(5)	U(5%)	C	H <sub>2</sub> O	1954
卡德霍尔 (Calder Hall)(英国)	发电堆	(180)	U(天然)	C	CO <sub>2</sub>	1956、1959
德累斯顿 (Dresden) BWR(美国)	发电堆	(200)	UO <sub>2</sub> (1.5~2.3%)	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1959
扬基(Yankee) PWR (美国)	发电堆	(175)	UO <sub>2</sub> (3.4~4.1%)	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1960
牡蛎湾(Oyster) BWR (美国)	发电堆	(640)	UO <sub>2</sub> (2.1%)	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1969
布朗兹弗里 (Browns Ferry)-1(美国)	发电堆	(1065)	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1973
锡安(Zion)-1 PWR (美国)	发电堆	(1050)	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1973
比布利斯(Biblis)-A PWR(西德)	发电堆	(1300)	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1974
威尔夫(Wylfa)(英国)	发电堆	(590)	U(天然)	C	CO <sub>2</sub>	1971
丹季尼斯(Dungeness)B (英国)	发电堆	(610)	UO <sub>2</sub> (1.5~1.8%)	C	CO <sub>2</sub>	1977
皮克灵 (Pickering)(加拿大)	发电堆	(514)	UO <sub>2</sub> (天然)	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	1971
根蒂莱(Gentilly) (加拿大)	发电堆	(600)	UO <sub>2</sub> (天然)	D <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O①	1979
唐瑞(Dcunrey)(英国)	发电堆	(15)	U(45.5%)	无	NaK	1959
克林奇河(Glinch River)(美国)	发电堆	(350)	UO <sub>2</sub> 、PuO <sub>2</sub>	无	Na	1982

① 原文误为D<sub>2</sub>O——译者注。

## (b) 我国主要反应堆

堆名(堆型)	目的	所属(地点)	热功率(电) (MW)	燃料	慢化剂	冷却剂	完成时间
JRR-1(水锅炉)	研究堆	原研(茨城县)	0.65	UO <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1957
JRR-2(CP-5)	研究堆	原研(茨城县)	10	U	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	1960
JRR-3(重水堆)	研究堆	原研(茨城县)	10	U	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	1962
JRR-4(游泳池)	研究堆	原研(茨城县)	3	U	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1964
JMTR(材料试验堆)	研究堆	原研(茨城县)	50	U	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1968
京大堆(游泳池)	研究堆	京大(大阪府)	1	U	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1964
弥生(快中子源堆)	研究堆	东大(茨城县)	0.002	U	无	空气	1971
NSRR(脉冲堆)	研究堆	原研(茨城县)	0.3	U + ZrH	ZrH、H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1976
JPDR(BWR)	动力试验堆	原研(茨城县)	(12.5)	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1963
东海1号(卡德霍尔型)	发电堆	原电(茨城县)	(166)	U	C	CO <sub>2</sub>	1965
东海2号(BWR)	发电堆	原电(茨城县)	(1100)	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1977
福岛1号(BWR)	发电堆	东电(福岛县)	(460)	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1970
福岛6号(BWR)	发电堆	东电(福岛县)	(1100)	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1979
美浜1号(PWR)	发电堆	关电(福井县)	(340)	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1970
美浜3号(PWR)	发电堆	关电(福井县)	(826)	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1976
大板1号(PWR)	发电堆	关电(福井县)	(1175)	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1977
常阳(快堆)	试验堆	动燃(茨城县)	50	UO <sub>2</sub> 、PuO <sub>2</sub>	无	Na	1977
普贤(重水堆)	原型堆	动燃(福井县)	(165)	UO <sub>2</sub> 、PuO <sub>2</sub>	D <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	1978
文殊(快堆)	原型堆	动燃(福井县)	(300)	UO <sub>2</sub> 、PuO <sub>2</sub>	无	Na	1982
陆奥丸(PWR)	船用堆	核船团	36	UO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	

$$k_{\infty} = \eta \epsilon p f \quad (14)$$

把中子增殖系数分成  $\eta$ 、 $\epsilon$ 、 $p$ 、 $f$  四个因子来求，这种公式叫做四因子公式。

在有限大反应堆的情况下，假设中子不泄漏到堆外的几率为  $L$ ，则中子增殖系数为

$$k_{eff} = k_{\infty} L \quad (15)$$

$$L = L_f L_t \quad (16)$$

$k_{eff}$  称做有效增殖系数。

如果满足  $k_{eff} = 1$ ，则最初是 1 个中子，经过一代后，中子数仍是 1 个，中子数（因此，反应堆功率）不随时间变化。这种状态，叫做反应堆的临界状态。 $k_{eff} > 1$  的状态，叫做超临界状态，中子数随时间增加。 $k_{eff} < 1$  的状态叫做次临界状态，在这种状态下，中子数随时间减少。

为了使反应堆稳定运行，通常应将其保持在临界状态。为此，采用了控制棒。反应堆运行初期，由于反应堆内的装料有一定的富余， $k_{eff} > 1$ 。将  $(k_{eff} - 1)$  的部分让控制棒吸收，而保持反应堆临界。随着反应堆的运行， $k_{eff}$  减少。 $k_{eff}$  的减少部分靠提升控制棒来补充，仍保持  $k_{eff} = 1$ 。

为了提高反应堆功率，从临界状态下提升控制棒，使  $k_{eff}$  稍大于 1，在很快达到所需的功率水平时，再插入控制棒，使反应堆回到临界状态。

$$k_{ex} = k_{eff} - 1 \quad (17)$$

$k_{ex}$  叫做剩余增殖系数。表 7 列出几种堆型堆芯寿命初期的  $k_{ex}$  值。

表 7 几种堆型堆芯的  $k_{ex}$  (堆芯寿命初期)

堆型	$k_{ex}(\%)$	堆型	$k_{ex}(\%)$
小型教学用堆	0.2~0.5	天然铀气冷堆	4~6
研究堆	2~10	轻水动力堆	15~25
材料试验堆	10~20	钠冷快堆	0.4~0.7

引入一个表示反应堆的反应性的量  $\rho$ ：

$$\rho = \frac{k_{ex}}{k_{eff}} = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (18)$$

在描述反应堆特性时，将经常用到它。一般说来，多为  $k_{eff} \approx 1$ ，所以，剩余增殖系数和反应性大致相等。在实际应用时，认为它们之间没有区别。

### 2.5 中子的慢化

堆内中子的慢化，主要是由于中子与慢化剂的

弹性散射引起的，所以，可根据弹性碰撞力学进行处理。现就无吸收的无限大反应堆作一叙述。

假设碰撞前后，中子的速度分别为  $v_1$ 、 $v_2$ （见图 9），则有如下的关系：

$$v_2^2 = v_1^2 (A^2 + 2A \cos \theta + 1) / (A+1)^2 \quad (19)$$

式中， $A$  为靶核（慢化剂的原子核）的质量， $\theta$  为重心坐标系散射角，它与实验室坐标系散射角  $\psi$  有如下关系：

$$\cos \psi = (A \cos \theta + 1) / \sqrt{A^2 + 2A \cos \theta + 1} \quad (20)$$

中子碰撞前后的动能  $E_1$  与  $E_2$  之比为

$$E_2/E_1 = v_2^2/v_1^2 = (A^2 + 2A \cos \theta + 1) / (A+1)^2 = (1/2) \{ (1+\alpha) + (1-\alpha) \cos \theta \} \quad (21)$$

式中

$$\alpha = \{ (A-1) / (A+1) \}^2 \quad (22)$$

碰撞之后，动能  $E_2$  的最大值为  $E_1$ ，而最小值为  $\alpha E_1$ 。把一次碰撞的能量损失用对数来表示，假设其平均值为  $\xi$ （平均对数能量减少），则有如下关系：

$$\xi = \ln E_1/E_2 = 1 + \{ \alpha / (1-\alpha) \} \ln \alpha \quad (23)$$

假设图 9 中的  $\cos \psi$  为  $\mu_0$ ，其平均值为  $\bar{\mu}_0$ ，则

$$\mu_0 = \cos \psi = (A \cos \theta + 1) / \sqrt{A^2 + 2A \cos \theta + 1} \quad (24)$$

$$\bar{\mu}_0 = (2/3) A \quad (25)$$

表 8 列出几种材料的  $\bar{\mu}_0$  和  $\xi$  值。

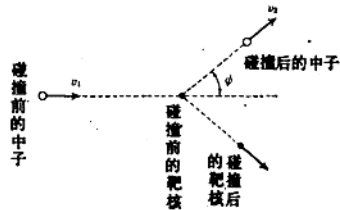


图 9 中子与靶核的碰撞

表 8 几种材料的  $\bar{\mu}_0$ 、 $\xi$  及  $c$  值

材料	$A$	$\bar{\mu}_0$	$\xi$	$c$
氢	1	0.667	1	18
重氢	2	0.333	0.7261	25
碳	12	0.056	0.1589	114
铀	238	0.0028	0.0084	2172

假设从裂变中子平均能量  $E_0$  慢化到  $E$  所需的碰撞次数为  $c$ ，则有

$$c = \ln(E_0/E) / \xi \quad (26)$$

$E_0$  为 2MeV,  $E$  为热中子 (0.025 eV) 时的  $c$  值示于表 8。

如果用上面那个对数  $\ln(E_0/E)$  代替  $E$ , 就可以方便地讨论中子慢化过程, 我们把它叫做中子对数能量损失。

为了表示慢化剂的能力, 引入了慢化能力和慢化比两个量, 分别用  $\xi\Sigma$ , 和  $\xi\Sigma_s/\Sigma$  来定义, 其值分别示于表 9 中。两者越大, 用作慢化剂越好。

表 9 慢化剂的慢化特性

慢化剂	慢化能力 (cm <sup>-1</sup> )	慢化比
水	1.53	72
重水	0.170	12000
氢	$1.6 \times 10^{-5}$ ①	83
铍	0.176	159
石墨	0.064	170

① 常温常压下的值。

### 2.6 中子的扩散

2.6.1 中子通量 具有同一方向、同一速度的中子束, 如果垂直通过单位面积, 则在其背后的单位体积中每秒产生的核反应数, 即反应率  $R$  为

$$R = n\nu\sigma N = n\nu\Sigma \quad (27)$$

式中  $n$ : 中子密度;  $\nu$ : 中子速度;  $N$ : 靶核密度。然而, 在反应堆中, 中子的运动方向是不一致的。但单位体积中的核反应率仍为  $n\nu\Sigma$ 。用

$$\phi = n\nu = R/\Sigma \quad (28)$$

定义的  $\phi$  (单位体积的反应率除以宏观截面), 称做中子通量。

因为反应堆内的中子速度是不一样的, 所以

$$\phi = \int n(\nu) \nu d\nu \quad (29)$$

中子的平均速度  $\bar{\nu}$  为

$$\bar{\nu} = \frac{\int n(\nu) \nu d\nu}{\int n(\nu) d\nu} = \frac{\int n(\nu) \nu d\nu}{n_0} \quad (30)$$

所以

$$\phi = n_0 \bar{\nu} \quad (31)$$

式中  $n_0$ : 单位体积中的中子数。

反应堆内中子速度的分布, 从裂变产生的快中子 ( $10^7$  eV) 到热中子 ( $10^{-2}$  eV), 范围很广。用中子能谱表示中子的速度分布。

热中子的速度分布为麦克斯韦分布 (见图 10)。其平均速度  $\bar{\nu}$  与相当于分布最大值的速度  $\nu_p$  之比为

$$\bar{\nu}/\nu_p = 2/\sqrt{\pi} = 1.128 \quad (32)$$

介质的温度为 20°C (室温) 时,  $\nu_p$  为 2200 m/s, 对应于 2200 m/s 的能量为 0.0252 eV。

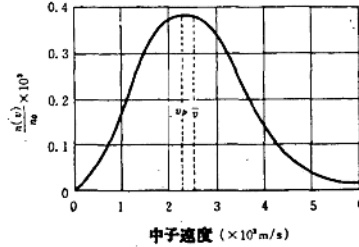


图 10 热中子的麦克斯韦分布

截面  $\sigma$  也是随  $\nu$  变化的。若求其平均值  $\bar{\sigma}$ , 则由式 (27) 得

$$R/N = \phi \bar{\sigma} = \int \phi(\nu) \sigma(\nu) d\nu \quad (33)$$

$$\bar{\sigma} = \frac{\int n(\nu) \nu \sigma(\nu) d\nu}{\int n(\nu) \nu d\nu} \quad (34)$$

对低能中子来说,  $\sigma$  多与  $\nu$  成反比, 这个关系叫做  $1/\nu$  定律。当  $1/\nu$  定律适用时, 假设速度为  $\nu_p$  的中子截面为  $\sigma_p$ , 则

$$\sigma(\nu) = \sigma_p \nu_p / \nu \quad (35)$$

所以

$$R(\nu) = n(\nu) \nu \sigma(\nu) N = n(\nu) \sigma_p \nu_p N \quad (36)$$

若对所有热中子进行积分, 则

$$R = n_0 \nu_p \sigma_p N \quad (37)$$

也就是说, 对于服从  $1/\nu$  定律的物质, 可把所有热中子的速度作为  $\nu_p$  而求得反应率。

当根据中子通量  $\phi$  求反应率  $R$  时, 则

$$R = \phi \bar{\sigma} N = n_0 \nu \sigma(\nu) N \quad (38)$$

这里需要使用的是  $\sigma(\bar{\nu})$  而不是  $\sigma_p$ 。而由式 (32)、(35), 可得如下的关系:

$$\sigma(\bar{\nu}) = (\sqrt{\pi}/2) \sigma_p \quad (39)$$

对于不服从  $1/\nu$  定律的物质, 先求出修正因子, 然后将其相乘。这个修正因子叫做非  $1/\nu$  因子。

2.6.2 扩散理论 为了求出反应堆内中子通



量的空间分布, 最常用的是扩散理论。其基本假设是, 中子流正比于中子通量的空间梯度。假设中子流为  $\vec{J}$ , 则

$$\vec{J} = -D \text{grad } \phi \quad D = (1/3)\Sigma_s \quad (40)$$

式中  $D$ : 扩散系数;  $\Sigma_s$ : 宏观散射截面。

如果散射是各向异性的, 可采用由输运理论求得的下式  $D$

$$D = \left[ 3\Sigma_s(1-\bar{\mu}_0) \left( 1 - \frac{4}{5} \frac{\Sigma_a}{\Sigma} + \frac{\Sigma_a}{\Sigma} \frac{\bar{\mu}_1}{1-\bar{\mu}_0} + \dots \right) \right]^{-1} \approx 1/3\Sigma_{tr} \quad (41)$$

式中的  $\Sigma_{tr}$  称做输运截面。

如果  $D$  不随空间位置变化而为常数, 则中子的泄漏为  $\text{div } \vec{J}$ , 也就是  $-D\nabla^2\phi$ 。扩散方程可用下式表示:

$$D\nabla^2\phi - \Sigma_a\phi + S = \partial n / \partial t \quad (42)$$

这个公式是中子平衡式, 各项的含意是

$$\begin{aligned} & - (\text{泄漏}) - (\text{吸收}) + (\text{产生}) \\ & = \text{中子密度变化率} \end{aligned}$$

在非增殖 (无中子产生项) 系统的稳定状态下, 式 (42) 变成

$$\nabla^2\phi - \kappa^2\phi = 0 \quad \kappa^2 = \Sigma_a/D \quad (43)$$

而在中子增殖 (有中子产生项) 系统的稳定状态下, 可表示为

$$D\nabla^2\phi - \Sigma_a\phi + \nu\Sigma_f\phi = 0 \quad (44)$$

但是, 该式是假设裂变时马上产生  $\nu$  个热中子。象这样把堆内的中子仅当作热中子处理的理论叫做单组理论。式 (44) 可写成下式:

$$\nabla^2\phi + B^2\phi = 0 \quad (45)$$

式中

$$B^2 = \frac{k-1}{L^2} \quad k = \frac{\nu\Sigma_f}{\Sigma_a} \quad L^2 = \frac{D}{\Sigma_a} \quad (46)$$

2.6.3 非增殖系统中的中子通量分布 该系统的中子通量分布, 可根据适当的边界条件解式 (43) 求得。

(a) 无限大非增殖介质中有面状中子源时 假设中子源每  $1 \text{ cm}^2$ 、每秒放出 1 个中子, 则

$$\phi(x) = e^{-\kappa x} / 2\kappa D \quad (47)$$

(b) 无限大非增殖介质中有点状中子源时

$$\phi(r) = e^{-\kappa r} / 4\pi D r \quad (48)$$

假设到中子被吸收时的距离的方均值为  $\bar{r}^2$ , 则有如下关系:

$$\bar{r}^2 = 6/\kappa^2 = 6L^2 \quad (49)$$

$L$  称为扩散距离。

2.6.4 反应堆的中子通量分布 反应堆的中子通量分布, 可在适当边界条件下, 解扩散方程式 (45) 求得。要用到如下几个边界条件: (i) 反应堆中心的中子通量为  $\phi_0$ ; (ii) 中子通量是有限的、无负值; (iii) 中子通量在离开边界外推距离处为零 (见图 11); (iv) 在介质的边界上, 中子通量是连续的, 而且, 垂直于界面的中子流也是连续的。典型形状的裸堆, 其中子通量分布示于表 10。

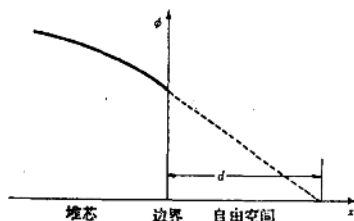


图 11 外推距离

表 10 裸堆的中子通量分布和几何曲率

堆芯几何形状	尺寸	中子通量分布	$B_0^2$
球	半径 $R$	$\phi_0 \frac{\sin(\pi r/R')}{\pi r/R'}$	$(\pi/R')^2$
长方形	高 $H$ 宽 $W$ 长 $L$	$\phi_0 \cos \frac{\pi x}{W'} \cos \frac{\pi y}{L'} \times \cos \frac{\pi z}{H'}$	$(\pi/H')^2 + (\pi/W')^2 + (\pi/L')^2$
无限长圆筒	半径 $R$	$\phi_0 J_0\left(\frac{2.4048r}{R'}\right)$	$\left(\frac{2.4048}{R'}\right)^2$
有限长圆筒	半径 $R$ 高 $H$	$\phi_0 J_0\left(\frac{2.4048r}{R'}\right) \times \cos \frac{\pi z}{H'}$	$\left(\frac{2.4048}{R'}\right)^2 + (\pi/H')^2$

注:  $R'$  等是指  $R$  等加上外推距离的意思。2.4048 是贝塞尔函数  $J_0(r)$  的第一个根。

反应堆外侧是自由空间时, 在离开边界  $d$  处, 中子通量为零 (见图 11)。 $d$  叫做外推距离。在扩散理论中

$$d = (2/3)\lambda_{tr} \quad (\text{式中 } \lambda_{tr} = 1/\Sigma_{tr}) \quad (50)$$

由输运理论得到的正确解为

$$d = 0.7104 \lambda_{tr} \quad (51)$$

式 (46) 中的  $B^2$  是由反应堆结构和材料决定的常数, 叫做材料曲率  $B_m^2$ 。另一方面, 为了使反