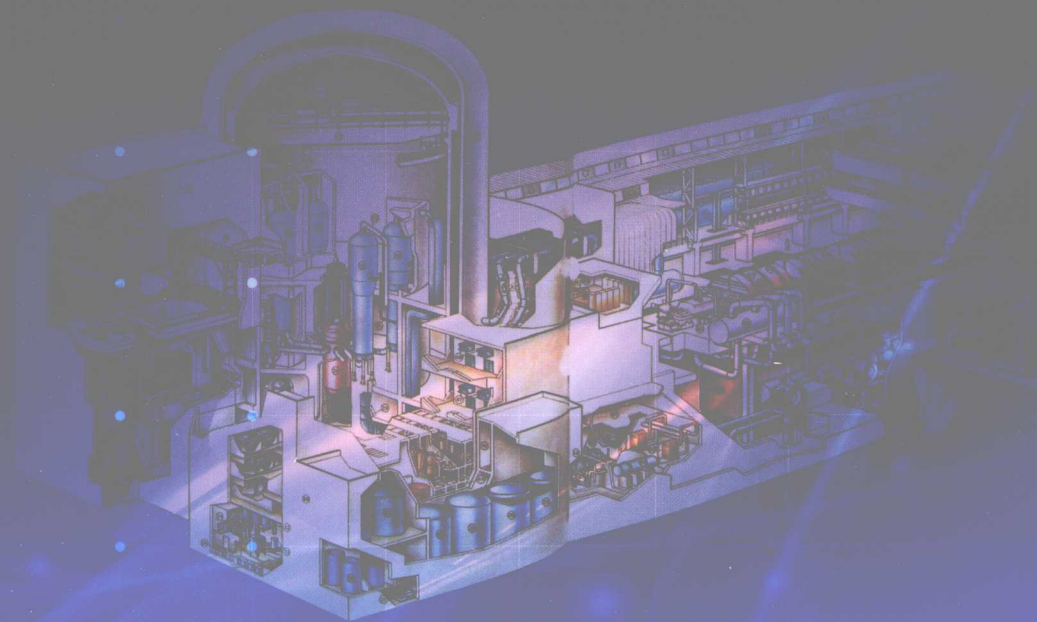


王为民 李银凤 刘万琨 编著

核能发电与核电厂 水电热联产技术

N

Nuclear Power And Co-Generation Technology Of
Fresh Water Electricity &
Heat For Nuclear Power Plant

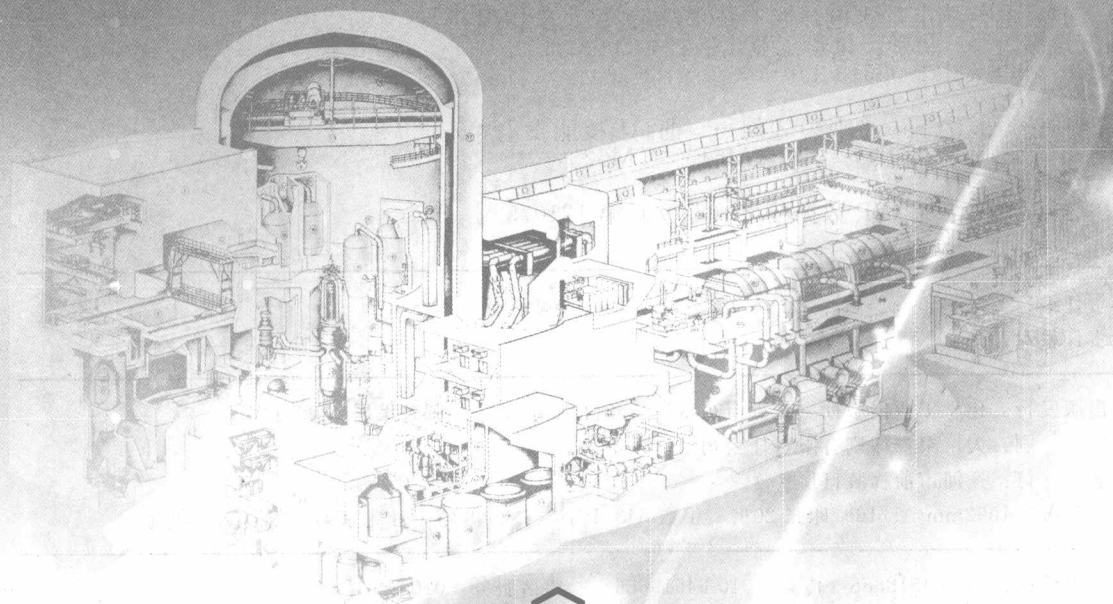


化学工业出版社

王为民 李银凤 刘万琨 编著

核能发电与核电厂 水电热联产技术

Nuclear Power And Co-Generation Technology Of
Fresh Water Electricity &
Heat For Nuclear Power Plant



化学工业出版社

·北京·

核能开发是 21 世纪新能源开发的重点, 本书重点介绍了核能的基本知识和核能发电技术, 包括各种核能发电站、核反应堆的原理和结构, 以及各种重要的辅助系统流程、运行和安全性。本书还特别分析了二回路蒸汽参数、热力系统对核电站性能的影响, 提出了参数最优化的方法; 详细阐述了二回路系统、辅助系统的构成和运行, 世界典型核电汽轮机供货商设计、结构特点和若干典型核电汽轮机的设计数据及运行经验, 还介绍了世界水资源现状、海水淡化原理、典型的海水淡化装置供货商及核电站水电热联产的技术方案。

本书是一本有关核能发电的技术参考书, 适合从事核能发电企业的工程师和工程技术管理人员参考阅读, 也适合高等院校热物理和动力专业作为教学参考书, 对想了解核能发电的读者也是一本极好的技术读物。

图书在版编目 (CIP) 数据

核能发电与核电厂水电热联产技术/王为民, 李银凤,
刘万琨编著. —北京: 化学工业出版社, 2008. 8
ISBN 978-7-122-03513-4

I. 核… II. ①王…②李…③刘… III. ①核能发电-
堆热工②核电厂-堆热工 IV. TM613 TM623

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (2008) 第 121075 号

责任编辑: 郑宇印

装帧设计: 周 遥

责任校对: 陶燕华

出版发行: 化学工业出版社 (北京市东城区青年湖南街 13 号 邮政编码 100011)

印 刷: 大厂聚鑫印刷有限责任公司

装 订: 三河市前程装订厂

787mm×1092mm 1/16 印张 20¼ 字数 543 千字 2009 年 1 月北京第 1 版第 1 次印刷

购书咨询: 010-64518888 (传真: 010-64519686) 售后服务: 010-64518899

网 址: <http://www.cip.com.cn>

凡购买本书, 如有缺损质量问题, 本社销售中心负责调换。

定 价: 68.00 元

版权所有 违者必究



序

能源是人类社会存在与发展的基石。在过去的二百多年中,以煤炭、石油、天然气为主的一次性化石能源体系在推动社会进步,促进人类物质生活水平不断提高的同时,也给地球带来了严重的负面后果:资源枯竭、环境污染、气候异常,严重影响了人类的生存和可持续发展。因此,开发清洁、安全、可靠、可持续的新能源系统替代常规化石能源体系,已成为人类发展中最紧迫的课题。

新能源系统中,核能是最有希望的二次能源,是一种理想的新能源。核能的原料是铀,天然铀在陆地的储藏量并不多,只能供常规裂变核电站用 72 年。如果开采海水中的铀,则可供常规裂变核电站使用 1 万年。而利用海水开发重水的聚变反应核电站则可开采利用 60 亿年,将成为人类取之不尽、用之不竭的新型能源。

东方汽轮机有限公司(简称东汽)是我国发电设备制造业的重点骨干企业,42 年来一直致力于大型发电设备的研发和制造。成功研制了 1000MW 等级超临界、超超临界参数及各种冷却方式的火力发电机组, F 级 1400℃ 重型燃气轮机和联合循环, 1.5MW 级风力发电设备及光伏发电设备等。早在 1995 年,东汽就开始与国外厂商合作生产百万千瓦等级的全转速核电汽轮机,开始了核能发电技术的引进、消化与研发。2005 年,东汽又自主中标两台百万千瓦级半转速核电机组。这样东汽就形成了多电并举的产品格局。

20 世纪 80 年代初,我国开始自主设计建造 300MW 压水堆秦山核电站。2002~2004 年投运 650MW 压水堆秦山核电站、990MW 压水堆岭澳核电站和 720MW 重水堆秦山核电站;2007 年投运两台 1000MW 压水堆田湾核电站。截至 2007 年,我国已有 6 座 11 台核电机组在运行,总容量为 9100MW,占发电总装机的 1.47%。

我国发展核电的基本政策是:“积极推进核电建设,是国家重要的能源战略”,实现到 2010 年,全国核电装机总容量达到 2000 万千瓦左右。为配合国家核电发展,加快我国核电机组的研制,我公司王为民、李银凤、刘万琨等专家在广泛收集资料的基础上,结合工厂核电机组技术开发经验,编写了这本核电著作。本书的出版,会加快核电自主研发和技术进步,也会对我国核电产业的快速发展做出贡献。在此我要感谢化学工业出版社和东汽的一批专家,也希望广大读者和我们交流心得。

这是一本有关核能发电知识和核电设计技术的专业技术书,内容广泛、充实,有较高学术水平,为广大读者提供了丰富的核电专业知识与设计信息,值得一读。

东方汽轮机有限公司总经理

張志英

2008 年 7 月 22 日

前言

能源和水资源是人类赖以生存、繁衍的两大重要资源，而这两种资源紧缺，成为人类发展中的最紧迫课题。

根据国际能源机构的统计，地球上三种最常用传统能源，煤、石油和天然气能供人类开采的年限，分别只有 240 年、40 年和 50 年。所以，开发新能源，替代上述三种传统能源，已经成为人类发展中的最紧迫课题。各种新能源将会在 21 世纪获得开发和利用，目前已达开发价值的新能源和可再生能源包括核能、风能、太阳能、海洋能、氢能及生物质能等，具有极大的开发潜力。

地球上水的储量极其丰富，总量有 138.6 亿亿立方米，其中海洋水占 96.52%，最丰富。淡水总储量只有 3.5 亿亿立方米，而其中的 2.4 亿亿立方米又集中在人类很难利用的南、北两极。所以，能够被人直接利用的淡水量非常少，人类用淡水的根本出路在于海水淡化。

核能发电是人类最有希望的二次能源。核裂变用铀的探明储量为 436 万吨，只可供人类使用 72 年，并不丰富。其他的核能资源，例如海水中的铀很丰富，可供使用 1 万年；利用钍为燃料的增殖核反应堆更可使用长达 100 万年。氘-氚热核聚变发电用海水作原料，热核聚变发电可满足人类几百亿年的能源需求。因此，核能是人类无穷尽的新型能源。

海水淡化亦称海水脱盐，主要途径有两条：一是从海水中取出水的方法；二是从海水中取出盐的方法。前者有蒸馏法、冰冻法、水合物法和溶剂法等，后者有离子交换法、电渗析法、电容吸附法和压渗法等。目前实际应用仅有蒸馏法、反渗透法和电渗析法。

近年来，世界上海水淡化技术正向高效化、低能化和规模化的目标发展。反渗透 (SWRO)、多级闪蒸 (MSF) 和多效蒸发 (MED) 成为适用于大型海水淡化技术的主流。

2006 年，世界上已有 120 多个国家和地区在应用海水淡化技术，全世界有海水淡化厂 1.36 万座，全球海水淡化日产量约 3775 万吨，其中 80% 用于饮用水，解决了 1 亿多人的供水问题。淡水产量最高的是沙特阿拉伯，占世界总产量的 1/4。美国产量位居第二位，占世界总产量的 15.2%。2006 年，中国日淡化海水能力接近 15 万吨，2010 年，中国海水淡化规模将达到每日 80 万~100 万吨，预计到 2020 年，中国海水淡化能力将达到每日 250 万~300 万吨。

核电站的供电和产汽方式非常适合各种海水淡化工艺。用核能淡化的场合，电能和蒸汽在发电厂内供应，可以免去输送成本，对高能耗的海水淡化很经济。核能海水淡化涉及三种技术，即核技术、淡化技术和它们之间的结合技术。核能海水淡化的规模一般很大，宜考虑采用超大规模化的海水淡化工艺。现在可供核能淡化选择的商业化的海水淡化工艺有反渗透 (RO)、多效蒸馏 (MED) 和多级闪蒸 (MSF) 工艺。

核能海水淡化可以连接核反应堆和淡化装置成单一用途的淡化厂，只生产淡化水；也可以在核电站同步生产淡水和发电，实现水电联产。当核反应堆用来给淡化设备供给蒸汽时，核反应堆和淡化装置的连接方式从经济上和技术上受到很大的影响。为了最优化的连接方式，核反应堆的规模和类型、淡化工艺的详细参数和价值等必须仔细评估。

全书共分 9 章，第 1 章介绍了几种原子反应堆的原理和结构，分析了各种核能发电技术

及其优缺点；第2、3章介绍了核电站一回路和二回路的热力学基础；第4、5、6三章是核电站的两个主要设备，蒸汽发生器和核电汽轮机；第7章是核电站安全运行；第8、9章介绍海水淡化技术及核电站水电热联产技术。

本书的编著承东方汽轮机厂有关部门大力协助，东方汽轮机厂产品开发处的温玉霞、麻爱梅绘图师给予了很大帮助，在此表示感谢！

本书编著参阅了大量参考资料和网上资料，除在参考文献中一一列出致谢外，还对那些找不到的作者或不便列出的文献作者一并表示感谢！

还要特别感谢给予本书编著帮助的同事、朋友们，没有他们的帮助也就没有本书出版。

编者

2008年4月

目 录

第 1 章 核能发电技术	1
1.1 原子结构和核反应	1
1.2 核能发电	12
1.3 核电站评价	18
1.4 压水堆核电站	20
1.5 沸水堆核电站	49
1.6 重水堆核电站	51
1.7 高温气冷堆核电站	54
1.8 钠冷快中子增殖堆核电站	57
1.9 核电站安全运行	60
1.10 核电站的改进及发展	80
1.11 设备冷却水系统	87
1.12 重要厂用水系统	89
1.13 反应堆硼和水补给系统	91
1.14 化学和容积控制	93
1.15 余热排出系统	99
第 2 章 核电站热力学基础	101
2.1 核电站热力循环	101
2.2 二回路系统热力分析方法	106
2.3 蒸汽参数对循环热效率的影响	112
2.4 回热循环	115
2.5 蒸汽再热系统	121
第 3 章 压水堆核电站二回路热力系统	125
3.1 二回路热力系统总论	125
3.2 主蒸汽系统	127
3.3 凝结水和给水回热系统	129
3.4 抽汽系统	131
3.5 疏水系统	131
3.6 排气系统	133
3.7 给水泵	133
3.8 给水调节阀和隔离阀	134
3.9 给水除氧系统	134
3.10 蒸汽排放系统	140
3.11 蒸汽发生器排污系统	142
3.12 二回路水处理系统	143

3.13 凝汽器及真空系统	146
第4章 汽水分离再热器 (MSR)	154
4.1 汽水分离再热器概述	154
4.2 核电汽轮机再热器动态数学模型	160
4.3 汽水分离再热器	165
4.4 汽水分离再热器在核电厂的布置	168
4.5 汽水分离再热器电厂运行经验	169
第5章 核电汽轮机设计	172
5.1 核电汽轮机与火电汽轮机	172
5.2 过热蒸汽核电汽轮机	174
5.3 饱和蒸汽核电汽轮机的一般特征	175
5.4 饱和蒸汽核电汽轮机参数选择	178
5.5 饱和蒸汽核电汽轮机转速选择	183
5.6 核电汽轮机去湿设计	190
5.7 饱和蒸汽核电汽轮机结构设计	198
第6章 典型核电汽轮机	210
6.1 东芝 1500MW 核电汽轮机	210
6.2 日立核电汽轮机开发	215
6.3 三菱核电汽轮机	219
6.4 某核电站 1000MW 级全速核电汽轮机	225
6.5 某核电站 1000MW 级半速核电汽轮机	233
6.6 某核电站 310MW、600MW 核电汽轮机	251
第7章 核电汽轮机安全运行	255
7.1 库克 1100MW 核电饱和汽轮机运行经验	255
7.2 德国 1300MW 核电汽轮机运行经验	260
7.3 核电汽轮机防蚀经验	263
第8章 海水淡化技术	266
8.1 海水淡化方法	266
8.2 著名海水淡化设备制造商	272
8.3 国外海水淡化现状	273
8.4 国内海水淡化现状	276
8.5 国内外典型海水淡化厂	278
8.6 典型海水淡化厂的能耗和水价	280
8.7 海水淡化技术发展前景	281
第9章 核电站水电热联产技术	291
9.1 海水淡化式核电站设计	291
9.2 国际原子能机构的脱盐经济性评价程序 DEEP	292
9.3 核电站水电热联产技术	294

附录	307
附录 1 受控核聚变和核聚变电站	307
附录 2 生活饮用水水质要求	310
附录 3 核电站安全导则汇总表	313
参考文献	316

第 1 章 核能发电技术

核能发电是基于原子核裂变理论。1938 年,德国内哈恩和斯特曼首先发现了铀的核裂变现象,揭开了原子能技术发展的序幕。美国于 1942 年首先在费米教授的领导下,建成第一座核反应堆,又于 1945 年制成第一颗原子弹。之后,前苏联在 1954 年建成世界上第一座功率为 5MW 的核电站。

核能是原子核反应释放出来的能量,原子核反应有裂变反应和聚变反应两种。核裂变反应堆分为“热中子反应堆”和“快中子反应堆”(又称“快中子增殖堆”)。未来的能源将主要依靠核聚变来获得。将氢的同位素氘和氚加热到极高的温度,使它们发生燃烧聚合成较重的元素,可释放出巨大的能量。太阳及其他恒星的巨大能量也来源于热核反应。核聚变燃料的氘可直接从海水中提取,1kg 水中大约含有 0.03g 氘。核聚变燃料可供人类使用几百亿年。

1.1 原子结构和核反应

1.1.1 核反应和核能

原子核带正电,电子带负电,它们之间依靠静电引力结合于原子中。但是原子核中的质子都带正电,它们之间存在着电磁排斥力。试验表明,核子之间还存在着一种很强的吸引力,它能克服质子与质子间的电磁斥力而把核子凝聚在一起,这种力称为核力。它是一种短距力,只有在很小的距离内(约 $3 \times 10^{-13} \text{cm}$)才能发生作用。中子与中子间、中子与质子间以及质子与质子间,核力的大小大致是相等的。当核子间距离小于上值时,核力大大超过电磁斥力。核力与电磁斥力之差就是原子核结合在一起的结合能。核的结合能愈大,则核子结合愈紧密。由于原子核内存在着结合能,如果要把原子核内的核子拉开,则要消耗与核结合能相等的能量,以克服核引力。根据能量守恒定律,核子与核子结合时也要释放相应的能量。如果原子核在某种粒子的轰击下发生破裂,则在核破裂过程中,它能放出比任何一种化学反应要大几百万倍的能量。这种由原子核里放出的能量通常称为“原子能”,或叫它为“核能”。

原子核的结合能是由质量转化为能量的。既然一个原子是由它的一定数量的质子、一定数量的中子和一定数量的电子所组成,那么一个原子的质量就应当是它所含的质子、中子和电子的质量之和。而实际上测得的原子的质量要小一些。这个原子应有的质量和实际质量之差称为质量亏损。就是由这亏损的质量转化为能量,而形成核力或结合能的,因此,可以从质量亏损计算出结合能。

在原子能领域中,一般用电子伏特(eV)或兆电子伏特(MeV)作为能量的单位。

1u 质量可以转化成 931MeV 的能量($1\text{u}=1.66 \times 10^{-27} \text{kg}$)。这样

$$E=mc^2=931m$$

式中, E 的单位为 MeV, m 的单位为 u。

例如,氦-4 的质量为 0.030377u,则其结合能为 28.3MeV;铀-238 的质量亏损为

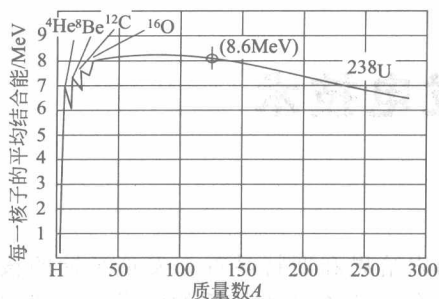
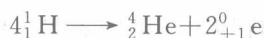


图 1-1 原子核平均结合能曲线

可能利用原子核能，就是因为一些原子核结合得比其他原子核更紧密的缘故。具有中等质量的原子核结合得最紧，平均结合能最大，较重的和较轻的原子核的平均结合能均略为减小。如果一个重核，例如质量数为 235 的铀原子核分裂为两部分，则生成的两个较轻原子核的结合能之和就会大于原来铀原子核的结合能。将前后平均结合能之差乘以两个较轻核的核子总数，即得出裂变过程释放的能量。另一方面，两个轻核合成一个较重核的聚合过程，由于核子在这个较重核中结合得更紧了，也会放出能量来。例如，由两个氘核合成稳定氦核的聚合过程。因此有两种释放核能的方法，即核裂变与核聚变。在这两类核反应中，都有净的质量减少，放出净的能量。

使一种原子核转变为另一种原子核的过程叫做核反应。从生产能量的观点来看，最重要的反应就是聚变和裂变反应。

从太阳和其他恒星来的能量就是连续聚变反应产生的。在核反应中，四个氢核发生聚变，产生出一个氦核和两个正电子：



它使质量减少大约 0.0276u，相应的能量大约为 24.7MeV。太阳和恒星都是连续的聚变反应，即氢反应。在太阳内每秒钟有六亿吨氢聚合成氦，这些反应产生的热量，使太阳核心的温度保持在几百万度左右，足以触发和维持随后的聚变反应。

在聚变反应中，由于参与聚变反应的原子核之间存在很大的静电斥力，因此，只有当原子核具有足够的动能时，才能克服其间的静电斥力而互相接近，发生核反应。为了产生所需的动能，要把它们的温度升到几亿度，这样才能使核具有足够的动能以实现聚合反应。反应中放出的热量又足以导致温度的升高，使反应加速进行，造成自持的聚变反应。由于触发和维持这个反应需要极高的温度，因此聚变反应又称为热核反应。

原子核之间的静电斥力同它们所带电荷的乘积成正比，所以原子核的原子序数愈小，聚合所需的动能就愈小，也即所需的温度就愈低。一些最轻的原子核，如氢、氘、氚、氦、锂，最容易释放聚变能。氦-4($\text{}^4_2\text{He}$)核的两个质子和两个中子，结合得特别紧，它的结合能比其附近的一些轻核要大得多，所以最后合成氦-4核的聚变反应概率既大，释放的能量也多。其中，氘氘反应是最容易实现的一种热核反应：



式中，n 表示中子。氘氘反应释放的能量，就同等质量来说，约为铀核裂变反应的三倍多。

实现受控热核反应，使聚变能持续地释放，成为人类可以控制的能源，这是目前科学上的一个重大课题。其中最重要的是产生和保持高温的困难，以及等离子体内的不稳定性。运行方面也还有许多其他问题。

聚变涉及的粒子带同性电荷，因此，为了起爆反应，需要很高的动能；裂变则与它不

同，可以用一个中性粒子——中子来激发。中子可以在高速、中速或低速下轰击一个重核，并使它裂变，而不遭到排斥。其他一些粒子也可以引起裂变，但是，中子轰击是得到持续反应的唯一实际可行的方法。

用中子轰击铀原子核，能使后者分裂成两块具有中等质量数的裂变碎片，同时释放出巨大的能量和两三个快中子，其速度约为 $2 \times 10^4 \text{ km/s}$ 。这些中子在适当的条件下又被其他铀核吸收，再引起裂变。如此连续进行下去，形成自持的链式反应，使越来越多的铀核参加到裂变反应中来，从而释放出大量的原子核能。只有少数同位素是可裂变的，铀-235、钚-239、铀-233 可以由所有能量的中子引起裂变，铀-238、钍-232 和钚-240 只能由高能中子引起裂变。图 1-2 表示铀-235 裂变反应的示意图。

其反应式为：



裂变反应的直接瞬发产物，如上式中的氙 (${}_{54}^{140}\text{Xe}$) 和锶 (${}_{38}^{94}\text{Sr}$)，都称为裂变碎片。它们和它们的衰变产物都称为裂变产物。

天然铀中占 99.28% 的同位素铀-238 是不易分裂的，它仅在快中子作用下才有一定的裂变可能性。天然铀在中子轰击下发生裂变的主要成分是只占 0.714% 的铀-235。不论快中子或慢中子都能使它分裂，而且慢中子引起裂变的概率更大。在碰撞过程中，减慢下来的中子碰到铀-238，虽不能引起裂变，却很容易被它俘获，造成中子的损失，因此单纯的天然铀难以维持链式反应。解决的办法或者是把铀-235 从天然铀中分离出来，或者是使裂变时产生的快中子迅速慢化，成为速度约为 2200 m/s 的慢中子，这时它引起铀-235 裂变的概率已超过被铀-238 俘获的概率，链式反应便有可能自行持续下去。后一种办法可以把天然铀做成块状，按一定的排列方式布置在能有效地降低中子速度的慢化剂中，形成可以维持和控制链式反应的装置，这样的布置叫做“栅格”，这种装置叫做“堆”。

核裂变过程中，一个铀核分裂能释放出大约 200 MeV 的能量。大约有 168 MeV 是裂变碎片的动能，其余是中子的动能以及 γ 射线和其他粒子的能量。裂变碎片与周围物质碰撞时，它们的动能就转化成热能。中子的动能、 γ 射线和其他粒子的能量，最后也转化成周围物质的热能。每 1 g 铀含有 2.6×10^{21} 个铀的原子核，因此每 1 g 铀全部裂变放出的能量，相当于 $2.6 \times 10^{21} \times 200 \text{ MeV} = 5.2 \times 10^{23} \text{ MeV} = 8.32 \times 10^7 \text{ kJ}$ 。也就是说，每 kg 铀-235 核全部裂变将可释放出 $8.32 \times 10^{10} \text{ kJ}$ 的热量。而每千克标准煤完全燃烧，只能发出 29300 kJ 的热量。由此可见，像火柴盒那么大小的 1 kg 铀-235 全部裂变释放的能量，在理论上相当于 2800 t 标准煤燃烧的热量。在现阶段实际应用中， 1 kg 天然铀大约可代替 $20 \sim 40 \text{ t}$ 煤，大大节省燃料的运输量和储存量。

1.1.2 核裂变链式反应

用中子轰击铀核引起核裂变时，铀-235 原子核发生分裂后又能释放新的中子。实验测定，一般可以放出 $2 \sim 3$ 个中子，按统计规律平均为 2.5 个中子，新放出的中子叫做第二代中子。它们和原来的中子一样，又能使别的铀-235 原子核发生裂变，产生第三代中子。裂变过程这样继续下去，就会产生许多代中子。如果裂变产生的中子都能用来引起下次裂变，则第一代中子为 1 个时，第二、三、四、五…代中子的数目分别就是 2.5 、 6.25 、 15.6 、 39 、…。到第 60 代，产生的中子数就能使约 75 万亿亿个铀-235 原子核产生裂变。这就是核裂变链式反应。

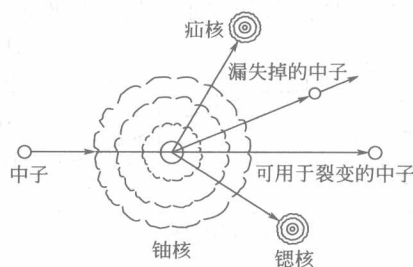


图 1-2 铀-235 裂变反应图

1.1.3 反应堆控制

反应堆只有处在临界条件时,即有效增殖系数 $k_{yx}=1$ 时,才能实现自持链式反应。只有堆内保持一定数目的中子,才能维持核裂变不断释放能量。实际设计反应堆时,为了保证反应堆长期运行的要求,反应堆堆芯的初始燃料装载量要远远超过最小临界装载量。例如,

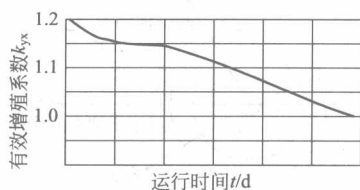


图 1-3 有效增殖系数 k_{yx} 曲线

压水堆采用 3% 铀-235 浓缩铀作燃料时,其最小临界装载量约为 15kg,而电功率为 300MW 的压水堆,为保证满功率运行 400 多天,其堆芯的初始燃料装载量为 1000kg 铀-235。这样,初始建造的反应堆,其有效增殖系数大于 1。

有效增殖系数自反应堆开动时起,在整个运行过程中是不断减小的,图 1-3 表示反应堆有效增殖系数随运行时间变化的曲线。

研究反应堆各种运行状态的特性时,通常引用反应性这个物理概念,用 ρ 来表示。它的定义是:

$$\rho = (k_{yx} - 1) / k_{yx}$$

ρ 的数值大小表示反应堆偏离临界的程度。当 $\rho=0$ 时,表示反应堆处于稳定运行状态;当 $\rho>0$ 时,即反应堆处于超临界状态,这是反应堆启动或提升功率的状态; $\rho<0$ 时,即反应堆处于次临界状态,这就是反应堆降功率或停堆状态。一座以低浓铀为核燃料的反应堆,它的核燃料燃烧过程大致由下面三部分组成。

(1) 可裂变核燃料裂变消耗 核燃料中铀-235 核吸收中子引起核裂变后成为两块裂变碎片,放出能量,同时释放 2~3 个新中子。

(2) 非裂变核燃料的核反应 非裂变核燃料铀-238 在反应堆中,除了少量核由于吸收快中子引起裂变外,大部分是吸收中子放出 γ 射线变成铀-239 同位素。铀-239 经过一系列 β 衰变,生成新的可裂变核燃料钚-239。钚-239 在堆内继续吸收中子发生裂变,有一部分吸收中子释放 γ 射线而变成钚-240 同位素。钚-240 在堆内吸收中子,又可生成另一种新的可裂变核燃料钚-241。钚-241 在堆内一部分吸收中子发生裂变,另一部分吸收中子而变成钚-242 同位素。

(3) 裂变产物的积累 铀核分裂产生裂变碎片,这些裂变碎片及它们的衰变产物随着反应堆的运行逐渐积累起来。裂变产物的衰变寿命长短可分为两大类:一类衰变寿命较短,经过放射性衰变以后变为稳定的元素,如氙-135、氙-133、氪-83 及碘-131 等,这些寿命较短的裂变产物所引起的反应堆内中子有害吸收的影响称为反应堆“中毒”;另一类是放射性衰变寿命较长或稳定的同位素,它们在反应堆中所引起的中子有害吸收称为“结渣”。属于渣的同位素很多,约有 20~30 种,其中最主要的是钷-149、钷-157、镅-113 及镅-155 等,不仅产量大而且中子吸收能力大,因此对反应堆的影响也大。由于这些裂变产物在反应堆运行中无法取出,因此,随着反应堆的运转增加积累。

由此可见,反应堆开始装入时只有核燃料、慢化剂、冷却剂和结构材料等十余种物质。但是,当反应堆运行以后,就发生可裂变核燃料的消耗,非裂变核燃料再生为新的可裂变燃料,并参加裂变。核燃料裂变的结果又产生 200 余种带放射性的裂变碎片和衰变产物,形成“毒”和“渣”的同位素。因此,在反应堆运转到一定寿命期后,由于核燃料的消耗和毒渣的积累而使反应堆再也达不到临界条件,反应堆也应熄火。反应堆的熄火,并不是反应堆内核燃料都烧完了,此时反应堆内仍有不少可裂变的核燃料。只是因为堆内中子的有害吸收过多,中子数目达不到平衡,自持链式反应已无法进行了。此时必须开启反应堆更换核燃料,

才能继续运转。为了衡量一座反应堆核燃料燃烧的好坏，通常引用燃耗这一物理量。燃耗深度表示每吨燃料连续发出多少兆瓦天的功率，其单位是兆瓦日/吨燃料（MW·d/t）。这个量是表征动力堆设计先进性的重要指标之一。燃耗越大，燃料的消耗就越少，电能成本就越低。因此，在动力堆的设计中，燃耗深度要尽可能增加。几种热中子动力堆的燃耗深度指标如表 1-1 所示。

表 1-1 热中子动力堆的燃耗深度

天然铀重水堆(坎都型)	8000MW·d/t	沸水堆	25000MW·d/t
压水堆	30000MW·d/t	高温气冷堆	100000MW·d/t

反应堆的控制是通过控制堆内中子数目，以改变反应堆核裂变数的办法来进行的。最常用的是采用插入控制棒的方法。可移动的控制棒是利用吸收截面较大的材料，如镉（Cd）、铟（In）、铪（Hf）、硼（B）等制成，根据需要可制成圆柱形、平板形、十字形等吸收棒，直接通过快速传动机构插入或抽出堆芯，来改变堆内的中子数目。若反应堆要启动或提升功率时，只要将控制棒逐步从堆芯中抽出，使有效增殖系数略大于 1，即反应堆处于超临界状态。随着堆内中子数目增加，核裂变增多，功率也就上升，直到达到所要求的功率值时，再将控制棒回插一部分，使 $k_{yx}=1$ ，反应堆处于临界状态，堆内中子数目就维持平衡，反应堆就维持在一定功率水平的临界状态。若反应堆要降低功率或停堆时，只要控制棒逐渐插入，使 $k_{yx}<1$ ，反应堆就处于次临界状态，堆内中子数目很快下降，直到核裂变全部停止为止。

如果反应堆在运行时发生事故或出现某种紧急情况，则可利用控制系统迅速地将控制棒插入堆内，约在 2s 内就可将反应堆关闭，确保反应堆的安全可靠。

为了适应反应堆的不同运行状态的需要，控制棒又分三种类型，即安全棒、补偿棒和调节棒。

安全棒的作用是当反应堆运行中发生事故需要紧急停堆时使用，以保证反应堆的安全。因此，安全棒要有较强的中子吸收能力，其特点是：当反应堆运行时它们全部抽出堆芯，一旦反应堆发生事故，安全棒靠重力或弹簧作用迅速插入堆芯，使反应堆迅速停堆，以保证安全。补偿棒的作用是用来补偿由于燃耗、中毒和温度效应等引起的反应性降低。反应堆运行初期，补偿棒插入堆芯，抵消一部分后备反应性；在反应堆运行中，随着燃耗的加深和裂变产物毒性的增强等变化，补偿棒逐渐抽出堆外，它的移动速度是比较慢的，而中子吸收能力应比较强。调节棒是用来调节反应堆的功率，使之达到并保持在所需的水平。调节棒的作用是抵消反应堆运行时各种因素引起的反应性波动，要求移动灵敏，中子吸收能力可比安全棒和补偿棒小些。

在核电站压水堆中，由于堆芯核燃料初装量大，过剩反应性也大。要抵消那么大的过剩反应性，如果全靠补偿控制棒来实现，则所需控制棒的数量就会很多。而反应堆堆顶空间有限，控制棒机构多，故障也多。所以在大功率压水堆中，除了采用束棒控制之外，又采用了化学和容积控制的方法，作为控制过剩反应性的另一控制方法。这种方法是在冷却剂中加入一定浓度的可溶性中子吸收剂——硼酸，称为可溶毒物。通过调节溶液中可溶毒物的浓度或溶液总的体积来补偿反应性的变化，可起补偿棒的作用，因而可以减少控制棒的数目，而使堆芯设计简化。

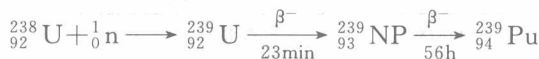
在大功率压水堆中，还采用一种固体可燃毒物作为辅助的控制措施。可燃毒物是一种强吸收中子的材料，它们作为固定不动的控制棒装入堆芯，以补偿反应堆装料初期的剩余反应性。可燃毒物通常选用钆（Gd）或硼（B），将其制成小片或弥散在燃料中。因此，近代压水堆电站是采用束棒控制带硼运行和固体可燃毒物补偿两套反应性控制方法。

另外，对小型重水堆，在正常运行时，可以通过调节容器内重水水位来调节反应性。当

发生紧急事故时，就采用倾泻方式，使容器中重水水位急剧下降，以实现停堆。这种方法称为液位控制法。反应堆的控制方法与堆型及装卸料方式有密切的关系。

1.1.4 核燃料的转换和增殖

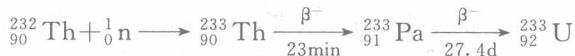
非裂变核燃料铀-238 在反应堆中吸收中子后，经过两次 β 衰变，生成新的裂变燃料钚-239，其反应式如下：



钚-239 具有 α 和 γ 放射性，半衰期为 24300 年。由于这种反应所需的中子来自铀-235 的裂变，新的裂变燃料的产生是以另一种裂变燃料的消耗为代价的，故把这种过程称为核燃料的转换，把这种反应堆称为转换堆，把消耗一个铀-235 核所生成的钚-239 核的数目称为转换比。

如果反应堆以钚-239 为裂变燃料，仍采用铀-238 作为转换原料（或称增殖原料），则新的裂变燃料是在消耗同一种物质的基础上产生出来，称为核燃料的增殖。把这种反应堆称为增殖堆，把新生的钚-239 核对于消耗的钚-239 核的数目之比，称为增殖比。转换比和增殖比都是新裂变燃料生成率，对于原裂变燃料消耗率的比值是同义的，用同一符号 r 代表。 $r < 1$ 的反应堆称为转换堆；对 $r > 1$ 的反应堆称为增殖堆。

钍-232 俘获中子后，也会生成新的裂变燃料铀-233，其反应式同生成钚-239 类似：



铀-233 也具有 α 和 γ 放射性，半衰期是 162000 年。同样，可以有钍转换堆和钍增殖堆。

当核电站反应堆 $r > 1$ 时，反应堆在发电过程中每消耗 1kg 的可裂变核燃料，同时还能生产出超过 1kg 的新核燃料。这种增殖型反应堆不仅大量发电，同时核燃料将随着反应堆的运转逐渐增加。经过一定时间的运行，将反应堆内产生的积余核燃料提取，又可建造新的反应堆。这种核电站反应堆中的假如只是自然界大量蕴藏的非裂变核燃料，核电站反应堆成为一座可裂变核燃料的加工厂。这样使自然界中比铀-235 蕴藏量大千百倍的非裂变核燃料获得充分的利用，为核能发电提供丰富的资源。

如果 $r < 1$ ，则初始的核燃料量 Mo 消耗掉以后，从转换原料产生 $r\text{Mo}$ 的新燃料。这 $r\text{Mo}$ 燃料量的消耗，又能换取 $r^2\text{Mo}$ ，依次类推，最后，总共消耗的核燃料量就成为：

$$S = \text{Mo} + r\text{Mo} + r^2\text{Mo} + r^3\text{Mo} + \cdots = \text{Mo}/(1-r)$$

因此，可利用的燃料量比初始燃料量增大的倍数为：

$$S/\text{Mo} = 1/(1-r)$$

如 $r = 0.9$ ，则可利用的燃料量将增加为 10 倍，即天然铀中可利用的核燃料将由 0.7% 增加到 7%。因此，在转换堆中应力求增大 r 值，使 r 接近于 1。

如设每次裂变产生的中子数为 γ ，燃料每吸收一个中子产生的中子数，即每次裂变所能提供的次级中子数为 η ，则

$$\eta = \gamma X \sigma_1 / (\sigma_1 + \sigma_X) = \gamma / (1 + \sigma_1 / \sigma_X)$$

在所产生的 η 个中子内，除了一个需要用来延续链式反应以外，其余 $\eta - 1$ 个中子在理论上都可以用来转换原料（铀-238 或钍-232）增殖为新的裂变燃料。

在增殖堆中生成的裂变燃料除补充自身的燃料消耗外，还有余量可以供给新建的堆，使得一个由增殖堆核电站组成的电力系统的装机容量不断扩大，以满足对能量日益增长的需要。通常把增殖堆生产出足以启动另一座同样的堆的投料量所需时间定义为倍增时间 D 。如设新堆需要的燃料循环总投料量为 Mo (单位 kg)，增殖堆每天消耗裂变燃料 G (单位 kg)，则

$$D = Mo / [G(r-1)]$$

现在估计大型快中子增殖堆的倍增时间为 12~25 年。

1.1.5 反应堆材料

反应堆材料包括核燃料、慢化剂、结构材料及控制材料等。在反应堆中，这些材料除了能承受高温高压的要求外，还必须考虑反应堆的特殊要求。如为了减少中子的有害吸收，反应堆堆芯所用的材料必须具有较低的中子吸收截面；反应堆材料受到各种射线照射，它们的某些性能会发生变化，某些材料的辐照损伤相当大，使它们不能在反应堆堆芯中应用；反应堆堆芯和一回路结构材料在高温高压高流速的介质中工作，其腐蚀产物在通过堆芯时被活化成放射性物质，使反应堆回路系统的放射性水平增加，造成操作维修上的困难。因此，改善反应堆结构材料的耐腐蚀性能，以减少一回路冷却剂中的腐蚀产物，具有特殊意义。

核燃料和堆用材料，在堆内因中子和其他射线的作用，晶体结构会发生变化。加上核反应的作用，性能将变坏，这种现象叫做辐照损伤。反应堆内造成各种材料辐照损伤的主要是快中子、裂变碎片及 γ 射线。快中子对金属材料的辐照损伤起主要作用。

反应堆内的 γ 射线使得有机材料（如塑料、橡胶、油漆、润滑油等）和某些无机物（如水等）产生电离效应，破坏这些化合物中的共价键，使这些材料发生辐照分解，性能相应变化，有的甚至不能在堆上使用。

(1) 核燃料 可用作反应堆核燃料的有三种裂变同位素：铀-235、钚-239 和铀-233。其中，只有铀-235 存在天然铀中，其含量为 0.714%。钚-239 和铀-233 不存在于天然物质中，它们分别是由铀-238（在天然铀中占 99.28%）和钍-232（在天然钍中占 100%）在反应堆内俘获一个中子后转换而成的。铀-238 和钍-232 称为转换原料或增殖。目前，铀-235 是最重要的裂变燃料。核燃料应具有良好的辐照稳定性，即在深燃耗下辐照损伤要小；其次，应具有良好的高温力学性能和化学稳定性，对冷却剂有较好的耐腐蚀性能；此外，应当易于制取及后处理。目前，核电站所用核燃料的主要类型如表 1-2 所示。

表 1-2 反应堆核燃料主要类型

燃料类型	应用型式	反应堆型
金属铀及铀合金	低合金铀 (U, Fe250~500ppm, Al250~700ppm, C 约 600ppm) 铀-钼合金 (U-Mo2%)	镁诺克斯型气冷堆
陶瓷燃料	二氧化铀 (UO ₂)	水冷堆
	混合氧化物 (U, Pu)O ₂	液态钠冷快中子堆
	混合碳化物 (U, Pu)C ₂	液态钠冷快中子堆
弥散型燃料	燃料颗粒弥散在热解石墨的基体中 (U, Th)O ₂ -(PrC, SiC)-C (U, Th)C ₂ -(PrC, SiC)-C	高温气冷堆

注：1ppm=1 μ g/g，下同。

(2) 金属燃料 金属燃料虽有密度高、导热性能好的优点，但由于辐照损伤严重，其使用受到很大限制。

金属铀具有三种不同的同位素异形体，称为 α 、 β 和 γ 相铀，各具有不同的结晶构造。这三个相的相互转变温度分别在 660℃ 和 770℃ 左右。由于在这些转变点，铀的若干性质特别是密度发生急剧的变化，这在堆内是不允许的。因此，金属铀燃料的运行温度只能在 660℃ 以下。较有希望的低合金铀燃料有：U-2%~2.5%Zr、U-0.3%Cr、U-1.5%Mo、U-Fe 合金以及调质铀（铀与约 250~500ppmFe，250~700ppmAl 和大约 600ppmC）。此外，还有铀-硅合金（U-3.8%Si）、铀-钼合金（U-10~13.55Mo）以及高合金铀、锆-铀合金

(Zr-14%U)。

铀在熔点(640℃)以下具有六种同素异形体,发生相变时体积变化很大。同时,铀具有很强的放射性(主要是 α 放射性)和化学剧毒,加工和处理极其困难。目前铀主要以混合氧化物形式用作快中子堆燃料。钍是重要的增殖燃料,必须与裂变燃料混合使用或在堆芯外围的转换区(或增殖区)中单独使用。目前钍的应用形式以氧化物或碳化物为主。

(3) 陶瓷燃料 陶瓷燃料主要指铀(或钍、钍)的氧化物、碳化物或氮化物的粉末烧结材料。这类燃料的最大优点是辐照性能稳定,可以达到很深的燃耗,因此成为动力堆燃料的主要类型。

二氧化铀是目前应用最广泛的反应堆燃料,二氧化铀熔点高(2865℃),具有良好的辐照稳定性。在高温水和液态金属钠中耐腐蚀,同时与包壳有良好的相容性。

(4) 弥散型燃料 将裂变材料的微小颗粒均匀分布到金属陶瓷基体中去,并使燃料颗粒尺寸很小,以保证基体的连续性,就形成所谓弥散型燃料。

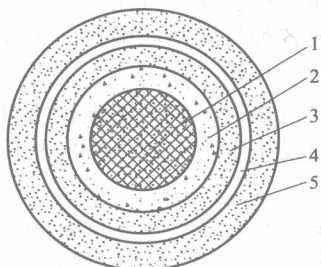


图 1-4 涂敷碳化物颗粒燃料

- 1—燃料核；2—热解碳缓冲层；3—高密度热解碳阻挡层；4—碳化硅层；5—高密度热解碳外层

这种类型的燃料由于整个基体是非裂变物质,所以辐照损伤程度较小,可以经受很深的燃耗。缺点是必须采用很高浓度(>90%)的裂变同位素作燃料。

已被采用的最重要的弥散型燃料是混合铀-钍碳化物或氧化物在石墨中的弥散体,目前已用作高温气冷堆的燃料。这种类型的涂敷碳化物颗粒燃料如图 1-4 所示。

1.1.6 燃料元件包壳和结构材料

燃料元件的包壳应能保护燃料不受冷却剂的化学腐蚀与机械侵蚀,并防止裂变产物进入冷却回路。对包壳的主要要求是:尽可能少吸收中子;在裂变气体内压力和冷却剂外压力下具有机械稳定性;对于冷却剂、燃料以及特别是在燃耗

期间积累起来的裂变产物具有化学稳定性。包壳材料具有良好的辐照稳定性和高温强度、抗蠕变性能及耐腐蚀性能。能够基本上满足这些要求的材料很有限,目前只有锆合金,广泛用作水冷动力堆燃料包壳材料;奥氏体不锈钢,作为液态钠冷快堆燃料包壳材料。镁合金熔点低、强度低而不能用于高温,只是在镁诺克斯气冷堆上作为金属铀燃料的包壳材料。

(1) 锆合金 锆的热中子吸收截面小,仅为奥氏体不锈钢的 1/14 左右。此外,锆和它的合金有好的抗高温水腐蚀的性能,在压水堆的温度和压力下有足够的强度,因此目前成为绝大多数核电站水冷堆的燃料元件包壳材料。但锆具有从冷却剂水中吸氢的倾向,这对其力学性能十分有害。

在锆中加入少量的合金元素(主要是锡、铁和铬)可以提高其耐腐蚀性和力学性能,但导热系数要比纯锆约低 30%。反应堆用锆合金分为锆-锡系(锆-2 和锆-4)和锆-铌系(如锆-铌 2.5%)两种。最常用的锆-2 合金大约含 1.5%锡、0.12%铁、0.10%铬、0.05%镍,用于沸水堆燃料包壳及重水堆容器管和导向管等。取消所含的镍并相应地增加含铁量,这样形成锆-4 合金,可以大大减少吸氢率,但腐蚀速率增高,它大约含 1.5%锡、0.20%铁、0.10%铬,用于压水堆燃料包壳。以后发展了含铌 2.5%的锆铌合金,其高温机械强度为锆-2 合金的 1.3~1.6 倍,辐照蠕变性能比锆-2 合金加倍优越,采用可以减小壁厚(因而少吸收中子)、延长工作寿命、现已用作坎都型重水堆的压力管材料。

锆合金的熔点虽然很高(1850℃),但其工作温度不能很高,在 862℃时,锆将由密集六方晶体结构转变成体心六方结构,因此锆合金必须低于这一相变温度才能稳定。此外,如果用锆合金做二氧化铀燃料包壳,其界面温度不得超过 357℃。因为超过这一温度后,它可