

# 船舶核动力装置

彭敏俊 主 编 王兆祥 主 审

原子能出版社

# 前 言

本书是《船舶核动力装置(第一版)》的修订版,2005年被列入普通高等教育“十一五”国家级规划教材。

《船舶核动力装置(第一版)》是目前我国高校核工程与核技术专业本科生使用的唯一面向国防工业并兼顾压水堆核电厂的同类教材,是在原先使用的教材《船舶核动力装置原理与设计》(王兆祥等编,国防工业出版社,1980)的基础上重新编写的,2001年该书荣获首届国防科技工业优秀图书奖。该书经过多年使用,得到了普遍认可。随着国内外核动力技术的发展以及高校本科教学改革的深入,为满足相关专业对高质量教材的需求,迫切需要对该教材进行重新修订,以更新内容,改善教材体系结构,进一步提高教材的系统性和完整性。

本教材主要面向具有国防特色的核工程与核技术专业本科生教学,以系统的观点阐述船用压水堆核动力装置的组成、功能、设计要求、运行原理以及性能分析的原理和方法,并在上一版教材的基础上,补充了目前开发和应用的先进核动力技术的状况以及未来的发展趋势、主汽轮机组原理及组成、船舶电力系统功能及组成、核动力装置运行与控制、核潜艇事故等内容,力图使学生能够从总体上把握核动力装置的基本组成和基本原理,深入理解核动力装置各个系统、设备之间的相关性,并激发学生探索、求知的兴趣。

本教材由哈尔滨工程大学彭敏俊主编,中国船舶重工集团公司第719所吴怀之参与编写了第4章,哈尔滨工程大学王贺参与编写了第9章。本教材承哈尔滨工程大学王兆祥教授主审,提出了许多宝贵意见,闫修平、宁新献、刁凡等同志协助绘制了插图,在此一并表示衷心的感谢。

核动力装置是一个极为庞大和复杂的工程系统,涉及众多工程学科,限于编著者的学识水平,书中难免有一些缺点甚至错误,希望广大读者批评指正。

编著者

2008年12月于哈尔滨

# 目 录

<b>第1章 绪论</b> .....	(1)
1.1 船舶动力装置的主要类型及其特点 .....	(1)
1.2 船舶核动力装置的原理及组成 .....	(5)
1.3 船舶核动力装置的技术经济指标 .....	(18)
1.4 船舶核动力装置的发展趋势 .....	(26)
<b>第2章 反应堆冷却剂系统</b> .....	(34)
2.1 概述 .....	(34)
2.2 蒸汽发生器 .....	(36)
2.3 反应堆冷却剂泵 .....	(44)
2.4 稳压器 .....	(51)
2.5 系统布置形式 .....	(55)
2.6 系统初步设计计算 .....	(60)
<b>第3章 一回路辅助系统</b> .....	(70)
3.1 压力安全系统 .....	(70)
3.2 水质控制系统 .....	(75)
3.3 辅助水系统 .....	(85)
3.4 工程安全设施 .....	(90)
3.5 放射性废物处理系统 .....	(97)
<b>第4章 二回路系统</b> .....	(101)
4.1 概述 .....	(101)
4.2 主汽轮机组 .....	(102)
4.3 蒸汽系统 .....	(118)
4.4 蒸汽排放系统 .....	(126)
4.5 凝水—给水系统 .....	(128)
4.6 循环冷却水系统 .....	(141)

4.7	润滑油系统 .....	(146)
4.8	造水系统 .....	(152)
4.9	船舶电力系统 .....	(161)
<b>第5章 水质监督和水处理 .....</b>		<b>(165)</b>
5.1	水质监督的意义及水质指标 .....	(165)
5.2	金属腐蚀的基本理论 .....	(169)
5.3	一回路系统的腐蚀特点 .....	(177)
5.4	二回路系统的腐蚀特点 .....	(182)
5.5	蒸汽发生器二回路侧水处理 .....	(186)
5.6	船舶核动力装置的水质监督制度 .....	(190)
<b>第6章 核动力装置热力循环分析 .....</b>		<b>(194)</b>
6.1	核动力装置基本热力循环 .....	(194)
6.2	热力循环分析 .....	(200)
6.3	核动力装置能量平衡计算 .....	(206)
6.4	焓分析方法 .....	(220)
6.5	核动力装置的焓分析 .....	(230)
6.6	核动力装置热线图分析 .....	(242)
<b>第7章 船舶核动力装置运行与控制 .....</b>		<b>(253)</b>
7.1	船舶核动力装置的运行工况及限值条件 .....	(253)
7.2	核动力装置的启动与停闭 .....	(257)
7.3	核动力装置的功率运行 .....	(263)
7.4	核动力装置的稳态运行特性 .....	(266)
7.5	反应堆功率控制 .....	(277)
7.6	稳压器的压力和液位控制 .....	(281)
7.7	自然循环蒸汽发生器的液位控制 .....	(284)
<b>第8章 核动力装置动力学 .....</b>		<b>(287)</b>
8.1	目的和方法 .....	(287)
8.2	反应堆动力学 .....	(290)
8.3	管道传输动力学 .....	(291)
8.4	蒸汽发生器动力学 .....	(292)
8.5	稳压器动力学 .....	(295)
8.6	压水堆核动力装置的动态特性 .....	(300)

<b>第9章 核安全基础</b> .....	(305)
9.1 核动力装置的安全特征及安全要求 .....	(305)
9.2 核动力装置的安全设计 .....	(307)
9.3 核安全分析 .....	(312)
9.4 概率安全分析方法 .....	(315)
9.5 船舶核动力装置严重事故及其教训 .....	(326)
9.6 核电站严重事故实例 .....	(329)
<b>附录</b> .....	(336)
附表1 船舶核动力装置主要参数表 .....	(336)
附表2 国外在役/在建(计划)核潜艇一览表 .....	(339)
附表3 国外潜艇堆性能一览表 .....	(340)
附表4 国外舰船一体化压水堆技术特点 .....	(340)
附表5 核潜艇沉没事故统计表 .....	(341)
附图1 “奥托·汉”号核动力船二回路系统流程图 .....	(342)
附图2 “陆奥”号核动力船主蒸汽系统流程图 .....	(343)
附图3 核动力装置热平衡计算用热线图 .....	(344)
<b>参考文献</b> .....	(345)

# 第 1 章 绪 论

船舶动力装置是指为船舶提供推进动力和其他所需能源(如电力、蒸汽、热水、压缩空气、压力液体等)的机械、设备和系统的总称,包括主动力装置和辅助动力装置两部分。其中,主动力装置为船舶提供推进动力,由主机、传动装置和轴系、推进器以及为这些系统和设备服务的辅助设备、管系和仪表所组成;辅助动力装置为船舶的正常航行、作业、生活杂用和其他需要提供各种能量,一般包括船舶电站、供应其他能源的辅助装置和系统等。

船舶动力装置采用直接传动或者电力传动方式驱动推进器,并提供船上各类动力。随着船舶向大型化、快速化、专用化和自动化的方向发展,要求动力装置具有能耗低、单机功率大、寿命长、可靠性好、推进效率高等特点。

## 1.1 船舶动力装置的主要类型及其特点

按照主机类型划分,船舶动力装置可分为蒸汽动力装置、内燃机动力装置、燃气轮机动力装置、核动力装置以及各种联合动力装置;按照消耗燃料的类型划分,可分为常规动力装置和核动力装置。

目前,在世界主要海军国家的水面舰艇中,采用燃气轮机动力装置占 45.5%,采用柴油机动力装置占 20.1%,采用联合动力装置占 16.8%,采用蒸汽动力装置占 14%,采用核动力装置占 3.6%。

### 1.1.1 常规动力装置

以常规能源为动力的船用动力装置,主要有蒸汽动力装置、柴油机动力装置和燃气轮机动力装置。

#### 1.1.1.1 蒸汽动力装置

船舶蒸汽动力装置于 1884 年问世,早期使用往复式蒸汽机,后来逐渐被蒸汽轮机取代,现在的蒸汽动力装置也称为蒸汽轮机动力装置。自 1900 年英国海军“蝮蛇”号鱼雷驱逐舰在世界上首次采用蒸汽轮机驱动以来,蒸汽轮机动力装置的应用和发展已历经了 100 多年,技术已经相当成熟。

现代船舶蒸汽动力装置以蒸汽轮机作为推进主机,主要由锅炉、汽轮机、冷凝器、轴系、管系及其他有关机械设备组成。燃料在锅炉内燃烧,加热锅炉水管中的水使其产生高温、高压蒸汽,蒸汽进入汽轮机内膨胀做功,将蒸汽的热能转换为汽轮机旋转的机械能,经齿轮减速器和轴系驱动螺旋桨,推动船舶前进。

最早的船舶蒸汽动力装置以煤作为燃料,后来过渡到煤和油。研究和实践表明,船舶蒸汽动力装置以油作燃料比用煤作燃料效率要高,因此自 20 世纪 30 年代以后,几乎所有的船舶蒸汽动力装置都使用燃油,锅炉也由燃煤时代的火管锅炉变为能产生高压蒸汽且带过热器的水管锅炉。

蒸汽动力装置具有以下优点:

- (1) 汽轮机单机功率很大,可以达到 1 200 MW,舰船用蒸汽轮机受螺旋桨重量尺寸的限制,单机功率达到 75 MW;
- (2) 汽轮机叶轮转速稳定,没有周期性作用力,机组振动、噪声较小;
- (3) 磨损部件少,工作可靠性高,大修寿命可达到 100 000 h 以上;
- (4) 可使用劣质燃油,滑油消耗率较低,仅为  $0.1 \sim 0.5 \text{ g}/(\text{kW} \cdot \text{h})$ ;
- (5) 汽轮机结构简单、紧凑,管理使用方便,保养检修工作量小。

蒸汽动力装置存在的不足是系统复杂、重量尺寸大、附属设备多、初建费用高、热效率低以及机动性较差。20 世纪中叶,随着燃气轮机在舰艇上的大量应用,蒸汽轮机的应用开始逐渐减少,20 世纪 60 年代以后各国新建的护卫舰以上的水面舰艇已很少采用蒸汽轮机。

但是,蒸汽动力装置的优点在目前还没有其他动力装置能够完全取代,在需要单机功率较大、航速较高的大型舰船(例如航空母舰)上,蒸汽动力装置仍然有其一席之地。

### 1.1.1.2 内燃机动力装置

舰船用内燃机分为汽油机和柴油机两种。1876 年,德国人奥托发明了往复式汽油机,自 20 世纪初开始用于鱼雷快艇,船用汽油机的应用和发展历经了 50 年左右,至 20 世纪 50 年代以后逐渐退出;1895 年,德国人狄赛尔发明了柴油机,于 20 世纪初逐步用于舰艇,迄今已经成为船舶上用得最多的一种动力装置。

柴油机的工作原理是:进入柴油机气缸内的新鲜空气被活塞压缩到能使柴油自行燃烧的温度时,用高压油泵及油枪将燃油引入燃烧室并喷射成雾状与压缩空气混合,同时自行点火。燃烧后产生的高温、高压燃气在气缸内膨胀做功,推动活塞运动,通过曲柄连杆机构将机械功从曲轴输出,带动螺旋桨工作。表 1-1 所示为不同类型船用柴油机的特点。

表 1-1 船用柴油机的分类及其特点

类型	低速柴油机	中速柴油机	高速柴油机
单机最大功率/kW	40 000	20 000	8 000
耗油率/[g/(kW·h)]	126 ~ 140	125 ~ 170	160 ~ 180
燃料类型	劣质燃油	劣质燃油	中质或轻质柴油
传动方式	经轴系直接驱动螺旋桨	齿轮减速	齿轮减速
重量尺寸	设备简单、重量尺寸较大	小	较小
可靠性	工作可靠、寿命长	较长	使用寿命短
适用船舶	远洋和沿海货轮、油轮	滚装船、渡船、中小型军舰	舰艇和小型内河浅水船舶

与其他类型的动力装置相比较,柴油机动力装置具有以下优点:

- (1) 热效率高、燃油消耗率低于蒸汽动力装置和燃气轮机动力装置;
- (2) 辅助设备和机械较少,布置简单,结构紧凑,装置整体重量、尺寸较小;
- (3) 具有良好的机动性,操作简单、启动方便,正倒车转换迅速。一般正常启动到全负荷只需 10 ~ 30 min,紧急时仅需 3 ~ 10 min;
- (4) 易实现远距离操纵和自动控制。

柴油机动力装置的不足之处是:

- (1)柴油机的重量和尺寸按功率比例增加很快,因而单机功率受到限制,限制了在大功率、高航速船舶上的使用;
- (2)柴油机运行时振动、噪声较大;
- (3)中、高速柴油机的运动部件磨损比较严重,高速强载柴油机的整机寿命仅为1 000~2 000 h,维修费用高;
- (4)柴油机在低转速时稳定性差,影响船舶的低速航行性能。

### 1.1.1.3 燃气轮机动力装置

舰用燃气轮机是在航空燃气轮机应用以后发展起来的新型动力装置。20世纪40年代,国外开始研究舰用燃气轮机,1947年,英国海军在炮艇上首次装用燃气轮机动力装置。20世纪70年代以后,舰用燃气轮机进入迅速发展时期,装舰使用范围已由快艇发展到护卫舰、导弹驱逐舰、巡洋舰、直升机母舰、轻型航空母舰等大、中型水面舰艇,全世界已有30多个国家海军使用燃气轮机,其中俄罗斯的舰用燃气轮机的总装机功率居世界前列。

燃气轮机的工作原理是将燃气轮机的压气机送出的压缩空气在燃烧室中与燃油混合燃烧,产生高温、高压燃气冲击动力涡轮做功,动力涡轮通过减速齿轮箱等传动设备驱动螺旋桨。燃气轮机的优点是启动加速快、全负荷时燃油消耗低、振动与噪声小、结构紧凑、重量轻、辅机及系统简单、操纵方便、维修性好等;缺点主要是低负荷时燃料消耗率高、高温热源大、对环境敏感、进排气装置尺寸大、自身不能反传倒车、造价高等。

燃气轮机动力装置具有功率大、重量尺寸小、机动性好等优点,但机组结构较复杂,进、排气口附近噪声大,必须采取消声措施;由于燃气的高温,叶片使用的合金材料价格昂贵,工作可靠性差,寿命短;耗油率高;进、排气管道尺寸较大,给机舱布置带来困难。

## 1.1.2 核动力装置

船舶核动力装置以原子核裂变能作为推进动力,包括核反应堆、为产生功率推动船舶前进所必需的有关设备以及为提供装置正常运行、保证对人员健康和不会造成特别危害所需的结构、系统和部件。

### 1.1.2.1 船舶核动力装置的发展历程

1939年,具有划时代意义的原子核裂变现象被发现,揭开了人类利用核能的序幕。同年,美国海军就对舰船核动力装置的可能性进行了初步探讨,但在随后的“二战”期间由于集中力量研制原子弹而使核动力装置的研究暂时中断。

1946年,美国卡林顿研究所(现橡树岭国家实验室)提出了以加压水作为慢化剂和冷却剂的压水堆概念。1948年5月1日,在美国“核潜艇之父”里科弗的不懈努力下,美国原子能委员会和美国海军联合宣布了建造核潜艇的决定。1952年6月,第一座陆上模式堆S1W在爱达荷(Idaho)州沙漠中部的阿尔科(Arco)开始建造,次年3月建成并于5月31日开始发电,单堆热功率为60 MW。1954年1月21日,世界上第一艘核动力潜艇“鹦鹉螺”(又称“鲑鱼”,Nautilus)号下水,装备了在S1W基础上改进研制的S2W压水堆核动力装置。

在从那时起到现在的50多年时间里,世界上已有近十个国家先后建造了大约470多艘采用核动力推进的潜艇、水面舰艇、客货商船、矿砂船、破冰船。事实充分说明,船舶在使用核动力装置以后,船舶推进能源又进入了一个崭新的发展阶段。



### 1.1.2.2 核动力装置的特点

核动力装置将核裂变能转换为推进舰船的动力,与常规动力装置相比,具有以下几个显著特点:

(1)核燃料具有极高的能量密度,燃料重量占全船载重量的比例较小

1 kg 铀-235 完全裂变所放出的能量,相当于 2 800 t 优质煤或者 2 100 t 燃油充分燃烧后放出的能量,也就是说,核燃料的能量密度是常规燃料的数百万倍。

以一艘推进功率为 74 MW 的大型快速船为例,采用常规动力装置全速航行 1 h 大约消耗 35 t 燃油,一年中若全速航行 9 000 h,累计消耗的燃油大约为 315 000 t;如果采用压水堆核动力装置,全速航行 1 h 仅需消耗 0.017 kg 铀-235。按照日本“陆奥”号核动力船的核燃料装载标准来推算,一年中全速航行 9 000 h 最多只需二氧化铀核燃料 27.5 t,其中铀-235 含量约 970 kg。与 9 000 h 满功率航行的燃油消耗量相比,二氧化铀核燃料的装载量只有燃油的 1/11 400。

使用具有极高能量密度的核燃料,核动力舰船不需要携带大量燃料,可以用节省下来的空间携带其他物资,提高自持力和战斗力;另外,也不需要像常规动力舰船那样频繁补给燃料,大大减轻了后勤补给的压力,扩大了作战范围。

(2)可为舰船提供较大的续航力和推进功率

续航力是指舰船一次装满燃料后所能持续航行的最大距离,是反映舰船战术技术性能的重要指标之一。核动力舰船反应堆一次装载的核燃料,可以保证舰船连续全速航行 300 d 以上,续航力超过  $40 \times 10^4$  n mile(海里,1 n mile = 1.852 km)。例如,美国弹道导弹核潜艇“三叉戟”(Trident)的设计续航力为  $100 \times 10^4$  n mile,以 30 kn(节,1 kn = 1.852 km/h)的速度可连续航行 33 400 h,相当于 1 391 d。

军用舰船因作战使命的需要,对最大航速有较高的要求。例如,航空母舰在飞机起飞时,要求高速逆风航行,以降低对弹射器和飞机的要求;舰艇在作战时,高航速有利于其快速占领攻击阵位、迅速脱离危险区域。一般来说,舰船的航速要提高 1 倍,动力装置的推进功率需要增加 8 倍,因此,大功率的动力装置是舰船获得高航速的先决条件。目前使用的舰船动力反应堆,单堆功率在 30 ~ 300 MW 之间,核动力舰船根据吨位、航速以及其他方面的要求装一个或多个反应堆,强大的动力可以使核动力舰船的航速达到 30 kn 以上,美国“海狼”级攻击型核潜艇的最高航速达到了 35 kn。

常规动力舰船受燃料装载量的限制,不仅续航力有限,而且以高速连续航行的时间也极为有限,对舰船的作战范围、作战方式都有制约作用,而核动力舰船在这个方面的优越性就非常突出。

对于破冰船、大吨位的矿砂船、油轮、集装箱货轮等民用特种船舶,如果采用核动力装置推进,由于需要装载的核燃料相对很少,还能提供极大的续航力,有利于增加货物装载量、提高船舶航速,从而提高运营的经济性。

(3)核裂变反应不需要氧气,有利于提高舰船的隐蔽性

与常规化石能源的燃烧反应不同,核裂变过程不依赖氧气。核动力装置在运行过程中,不像常规动力装置那样为了维持运行需要不断送入氧气并排出废气,因而核动力装置用于舰船推进,对于提高舰船的隐蔽性具有显著的优势。

采用柴-电推进方式的常规潜艇在潜航时用蓄电池给推进电机供电,由于蓄电池储能有

限,潜艇平均航速往往较低,而且每航行一段时间就必须浮出水面或上浮至通气管深度,利用柴油发电机组进行充电。而核动力潜艇只要携带了足够的给养和消耗物资,在艇员身体健康允许的情况下,核动力潜艇可以长期在水下高速航行。长时间的潜航能力,增加了潜艇的隐蔽性,极大地扩展了潜艇的攻击能力和防御能力。

水面舰船采用核动力装置,不需要像常规动力装置那样设置庞大的进气、排气系统。一方面简化了船体结构设计,使舰船上层建筑的设计更为灵活;另一方面,由于没有高温排气,降低了舰船的红外特征,减小了被敌方探测到的概率。

#### (4) 核裂变反应会产生放射性,增加了核动力装置的复杂性

核反应堆在运行过程中,堆芯的核裂变反应会产生强烈的放射性,必须采取屏蔽与防护措施,以保护船员的身体健康,防止对环境造成污染;其次,反应堆在运行一段时间后停堆时,堆芯的裂变产物继续衰变,仍然会放出大量热量,需要设置相应的停堆冷却系统;第三,核动力舰船普遍采用压水堆核动力装置,反应堆的运行压力通常在 10 MPa 以上,冷却剂温度高达 300 °C 左右,一旦设备与管道破裂,高温高压的冷却剂将喷涌而出,将大量放射性物质带入环境,造成人员伤亡和环境污染,同时,反应堆也会因为得不到充分的冷却而使堆芯烧毁。为了避免出现这种事故,确保即使发生事故后也能使事故后果减到最轻,核动力装置中设置了一系列相关的安全和保护系统。因此,核动力装置与常规动力装置相比,系统更为复杂,运行和管理的要求更高。

另外,核动力装置在运行过程中会产生不同形态的放射性废物,由于空间限制,在核动力舰船上不能像核电站那样设置完善的放射性废物处理系统,一般都储存起来,回到基地再行处理,所以,在停靠核动力舰船的码头需要设置相应的处理设施。

## 1.2 船舶核动力装置的原理及组成

### 1.2.1 反应堆物理基础

#### 1.2.1.1 质量亏损与结合能

所有原子核的质量都略小于组成它的各单个核子的质量之总和,这种质量的差异称为质量亏损。

根据爱因斯坦狭义相对论中著名的质能关系式

$$E = mc^2 \quad (1-1)$$

式中, $E$ ——物体的总能量,J;

$m$ ——物体的质量,kg;

$c$ ——真空中的光速, $c = 2.997\ 924\ 58 \times 10^8$  m/s。

物体能量若有任何改变,则将引起物体质量的改变,而且满足以下关系式

$$\Delta E = \Delta mc^2 \quad (1-2)$$

对于一个体系来说,上式仍然成立,体系有质量的变化就一定有能量的变化。对于孤立体系,总能量守恒,也必然有总质量守恒。

原子核的结合能是指由单独的核子结合成原子核时所释放出的能量,或者将原子核分裂为组成它的单独的核子时所必须供给的能量。将  $A$  个单独的核子结合成原子核时,产生

质量亏损  $\Delta m$ , 必然有能量的释放  $\Delta E = E_B, E_B$  即为结合能。

不同核素的结合能差别是很大的。一般地说, 核子数  $A$  大的原子核结合能  $E_B$  也大。原子核的结合能与核子数之比称为“比结合能”, 即每个核子的平均结合能, 表示为

$$\varepsilon = \frac{E_B}{A} \quad (1-3)$$

比结合能也表示了若将原子核分裂成自由核子, 平均对每个核子所要做的功。

因此, 比结合能  $\varepsilon$  的大小可用于表示原子核结合的松紧程度,  $\varepsilon$  越大的原子核结合得越紧密, 因而也就比较稳定;  $\varepsilon$  越小的原子核结合得越松散, 因而也就比较容易被分裂。

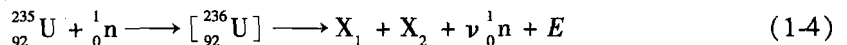
### 1.2.1.2 核裂变与链式反应

裂变反应是可裂变重核裂变成两个中等质量核并放出能量的反应, 包括用中子轰击引起的裂变和自发裂变。

可裂变重原子核受到一个有一定能量的中子轰击, 靶核俘获中子形成复核, 复核的激发能约等于中子的结合能加上中子被俘获前具有的动能。当激发能高于某一临界值时, 复核裂变成两个向相反方向运动的中等核, 并释放出一定的能量和若干个中子, 裂变过程平均所需时间约为  $10^{-12}$  s。发生裂变所需的最小激发能称为临界裂变能, 简称临界能  $E_{cr}$  (critical energy)。

自然界中只有少数重原子核同位素是可裂变的, 目前最重要的可裂变核是铀-233、铀-235、铀-238、钍-232 和钷-239 等。其中, 铀-233、铀-235 和钷-239 可以由任意能量的中子轰击引起裂变, 称为易裂变核; 而铀-238 和钍-232 只能由高能中子轰击才能引起裂变。在自然界中, 天然存在的易裂变核素只有铀-235。

目前反应堆中最常见的核裂变是热中子引起的铀-235 核裂变, 其裂变反应式为



即当一个中子轰击铀-235 核后, 先形成一个不稳定的复核铀-236, 随即分裂成两个裂变碎片  $X_1$  和  $X_2$ , 产生  $\nu$  个次级中子并释放出能量  $E$ 。

#### (1) 裂变产物

核裂变反应生成的若干个中等质量数的裂变碎片及其衰变产物, 统称为裂变产物。

核裂变方式有多种, 绝大多数情况下可裂变核分裂成两个裂变碎片。几乎所有的裂变碎片都是不稳定的, 通常要经过 2~3 次衰变, 放出  $\beta$ 、 $\gamma$  射线后, 才会转变成稳定的原子核。

对于热中子引起的铀-235 核裂变, 裂变碎片有 30 多种质量分配形式, 质量数大都分布在 72~158 之间, 大约有 80 种放射性同位素, 而每一种又经过 2~3 次衰变, 这样在最终裂变产物中可能包括了 300 多种不同核素的各种放射性及稳定核同位素。

#### (2) 裂变中子

裂变中子是在裂变反应过程中放出的新的次级中子, 这是最重要的裂变产物之一。

裂变反应放出的次级中子有 99% 以上是在裂变瞬间 (约  $10^{-14}$  s) 放出的, 称为瞬发中子。还有不到 1% 是裂变产物在衰变过程中放出来的, 由于衰变过程有一定的时间延迟, 因而这部分中子称为缓发中子。与瞬发中子相比, 缓发中子能量相当小, 但是在反应堆的控制上, 这部分缓发中子却起着相当重要的作用。

每次裂变放出的次级中子平均数用  $\nu$  表示, 称为每次裂变的的中子产额, 简称  $\nu$  因子。 $\nu$  包括瞬发中子和缓发中子两部分,  $\nu$  值的大小与可裂变核的种类及引起裂变的的中子能量有

关,中子能量越大, $\nu$ 值也越大。实验表明,在很宽的能量范围内, $\nu$ 值随入射中子能量的增加而近似地线性增加,即

$$\nu(E) = \nu_0 + aE \quad (1-5)$$

式中, $\nu_0, a$ ——常数;

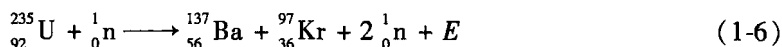
$E$ ——入射中子的能量, MeV。

用热中子轰击铀-235核, $\nu$ 值为2.43;若用热中子轰击钚-239核, $\nu$ 值为2.98。

裂变时放出的次级中子的能量大部分在5 MeV左右,所以一般都认为裂变放出的是动能为5 MeV的快中子。

### (3) 裂变能

根据裂变反应前后核素间的质量亏损,可以计算出核裂变能。以铀-235的裂变为例,一种典型的裂变反应为



裂变前一个铀-235核与一个中子的质量之和为

$$235.0439 + 1.00867 = 236.0526 \text{ u}$$

其中,u表示原子质量单位,1 u质量的能量为931.5016 MeV。

裂变后产生的裂变碎片与放出的次级中子的质量之和为

$$136.9061 + 96.9212 + 2 \times 1.00867 = 235.8446 \text{ u}$$

裂变前后的质量亏损为

$$\Delta m = 236.0526 - 235.8446 = 0.2080 \text{ u}$$

裂变过程中放出的能量为

$$E = 931.5016 \times 0.2080 = 193.7523 \text{ MeV}$$

实际测定结果表明,铀-235每次裂变释放出的能量约为207 MeV,而可回收能量约为200 MeV,裂变能量的分配形式如表1-2所示。

表1-2 铀-235裂变能的分配情况

裂变能形式	释放出的能量/MeV	可回收能量/MeV
裂变碎片动能	168	168
裂变中子动能	5	5
瞬发 $\gamma$ 射线	7	7
裂变产物衰变缓发 $\gamma$ 射线	7	7
裂变产物衰变 $\beta$ 射线	8	8
中微子能量	12	—
俘获 $\gamma$ 射线	—	3~12
合计	207	198~207

从表中数据可以看出,俘获 $\gamma$ 射线的能量在一定程度上可以补偿中微子能量的损失。一般情况下,可回收能量取为200 MeV。

一个铀-235核每次裂变放出的可用能为200 MeV,则1 mol的铀-235全部裂变所释放

出来的能量为

$$\begin{aligned} 6.023 \times 10^{23} \times 200 \text{ MeV} &= 6.023 \times 10^{23} \times 200 \times 1.6 \times 10^{-13} \text{ J} \\ &= 1.93 \times 10^{13} \text{ J} \\ &= 5.36 \times 10^6 \text{ kW} \cdot \text{h} \end{aligned}$$

1 mol 的铀-235 重 235 g, 因此 1 g 铀-235 完全裂变所释放出的能量为

$$\frac{5.36 \times 10^6}{235} = 2.28 \times 10^4 \text{ kW} \cdot \text{h} = 0.95 \text{ MW} \cdot \text{d}$$

裂变中子在适当条件下, 会进一步引起其他核裂变而放出更多的裂变中子。如果裂变反应能如此持续下去, 连续不断地释放出能量, 这种过程称为链式裂变反应, 简称链式反应。链式反应如不依靠外界的作用能持续下去, 则称为自持链式反应。实现稳定自持链式反应的基本条件是, 每次裂变必须正好产生 1 个能引起下一次裂变反应的次级中子。

由易裂变物质自身维持链式反应, 可人为控制其裂变反应进行快慢的装置称为反应堆。在反应堆中, 单位时间内产生的裂变数保持定值, 称为临界; 如果每次裂变可以导致一次以上的裂变, 裂变率随时间而增加, 称为超临界; 如果每次裂变导致的裂变少于一次, 裂变率随时间而减少, 称为次临界。

### 1.2.1.3 反应性及其控制方式

反应性是表征链式核反应系统偏离临界程度的一个参数, 可定量地表示为

$$\rho = 1 - \frac{1}{k_{\text{eff}}} \quad (1-7)$$

式中,  $k_{\text{eff}}$ ——有效增殖因子;

$k_{\text{eff}} = 1$  时,  $\rho = 0$ , 反应堆处于临界状态;

$k_{\text{eff}} > 1$  时,  $\rho > 0$ , 反应堆超临界;

$k_{\text{eff}} < 1$  时,  $\rho < 0$ , 反应堆次临界。

为了启动反应堆以及将反应堆功率提升到所需水平, 必须使  $\rho > 0$ ; 当功率达到规定水平时, 再调节并保持  $\rho = 0$ ; 停堆时则必须使  $\rho < 0$ 。

反应性控制的主要任务是:

(1) 在确保安全的前提下, 采取各种切实有效的控制方式, 控制反应堆剩余反应性, 以满足反应堆长期运行的需要;

(2) 通过控制毒物适当的空间布置和最佳的提棒方式, 使反应堆在整个堆芯寿期内保持较平坦的功率分布, 使功率峰因子尽可能地小;

(3) 在外界负荷变化时, 能调节反应堆功率, 以适应外负荷变化;

(4) 在反应堆出现事故时, 能迅速安全地停堆, 并保持适当的停堆深度。

按控制毒物在调节过程中的作用和要求, 可以将反应性的控制分为三类:

#### (1) 紧急控制

反应堆需要紧急停闭时, 反应堆控制系统能够引入一个大的负反应性, 以快速停堆并达到一定的停堆深度。要求紧急停堆系统有极高的可靠性, 以确保反应堆安全。

#### (2) 功率调节

当外界负荷或者堆芯温度发生变化时, 反应堆控制系统能够引入一个适当的反应性, 以满足反应堆功率调节的需要。在操作上要求简单、灵活。

### (3) 补偿控制

由于动力堆的初始剩余反应性比较大,在堆芯寿期初,在堆芯中引入较多的控制毒物。随着反应堆的运行,剩余反应性不断减小,为了保持反应堆稳定运行,必须逐渐从堆芯移出相应的控制毒物。由于这些反应性的变化很缓慢,因此相应控制毒物的移动也很缓慢。

目前大型压水堆都采用控制棒、固体可燃毒物和冷却剂中加硼酸溶液 3 种控制方式,而小型压水堆采用控制棒和固体可燃毒物并用的方式来控制。

#### (1) 控制棒

控制棒由热中子和超热中子吸收截面大的物质如 B、Ag、In、Cd、Hf 等制成,是中子的强吸收体,通过驱动机构使控制棒插入或抽出堆芯,改变堆内中子的非裂变吸收和泄漏量来控制反应性。控制棒的特点是移动速度快、操作可靠、使用灵活、控制反应性的准确度高,是反应堆紧急控制和功率调节不可缺少的控制部件,主要用来控制反应性的快变化。

#### (2) 固体可燃毒物

为了减少控制棒的数量,在新堆中按一定分布插入硼钢管等可燃毒物。硼钢管的中子吸收能力随反应堆燃耗加深而明显降低,这种补偿不需要外部控制。在反应堆中合理地布置固体可燃毒物,既减少了控制棒的数量,还有利于展平堆内中子通量密度分布,提高反应堆的允许运行功率,延长堆芯寿期。反应堆内的固体可燃毒物一旦布置好,就不能随意改变,只能补偿变化缓慢的反应性。因此,这种方法不能单独使用,只能作为一种辅助的控制方法。

#### (3) 硼酸溶液

硼酸的热中子吸收截面较大,通过向反应堆冷却剂中添加一定浓度的硼酸,可以用来补偿较慢的反应性变化,如温度效应、Xe 和 Sm 中毒效应、燃耗反应性效应。

向冷却剂中添加硼酸溶液,只要混合均匀,不会引起堆芯功率分布的畸变,但是硼酸浓度会对慢化剂温度系数产生显著影响,当冷却剂中的硼酸浓度超过某一值时,慢化剂温度系数出现正值,使反应堆的自稳自调特性丧失,不利于反应堆的安全运行。

在功率运行过程中,冷却剂中的硼酸浓度根据运行需要可能随时调整,必须设置专门的系统来完成这一功能。船舶核动力装置由于空间限制以及机动性要求,一般不采用这种方式控制反应性。

## 1.2.2 船用动力堆类型的选择

常见的动力堆型有压水堆、沸水堆、重水堆、液态金属冷却堆、高温气冷堆等,迄今为止在舰船上装备的主要是压水堆和液态金属冷却堆。压水堆装备了数百艘核动力潜艇和包括航空母舰、巡洋舰、驱逐舰、破冰船、商船在内的水面舰船,液态金属冷却堆只装备了苏联的“阿尔法”级核潜艇和美国的“海狼”号(SSN-575)核潜艇。由于技术原因,“海狼”号(SSN-575)装备的液态金属冷却堆最终更换为压水堆,“阿尔法”级核潜艇也早早退役。这样,目前在役的核动力舰船全部装备压水堆,各国最新装备和正在研制的舰船核动力装置也无一例外地采用了这种堆型。

这种情况的出现,是由于核动力舰船需要长期在海洋中航行,受海洋条件的影响和船舶自身条件的限制,船用核动力装置必须满足一些与陆上核电站完全不同的特殊要求:

(1) 复杂多变的海洋环境会使船舶产生不同程度的摇摆、倾斜和起伏,核动力装置必须

具备在一定的摇摆、冲击和振动条件下稳定可靠运行的能力；

(2) 船舶在航行过程中可能发生碰撞、触礁、火灾、沉没等各种海上事故,军用核动力舰船在作战时还有可能受到敌方攻击,核动力装置应该有可靠、完善的安全措施,在舰船发生意外和遭受攻击的情况下防止放射性物质扩散而引发核污染事故；

(3) 由于船舶机动性的特点,核动力装置运行工况改变频繁,功率变化幅度较大,而且工作人员活动场所小,运行条件恶劣,运行管理难度很大；

(4) 船舶航行长期远离基地、码头,维修和补给较为困难,核动力装置应具有良好的可靠性和较强的生命力；

(5) 船舶尤其是潜艇的空间和载重量有限,核动力装置必须重量轻、体积小、布置紧凑；

(6) 船上及港口人员密集,核动力装置必须具有良好的放射性防护措施；

(7) 海洋气候潮湿,空气中含有盐分,核动力系统和设备应具有良好的抗腐蚀性能。

不同类型的动力堆各有自身的特点,在现有技术条件下对于上述船用条件的满足程度也各不相同。表 1-3 是压水堆与几种常见动力堆型的比较。

表 1-3 各种常见动力堆型的比较

堆型	压水堆	沸水堆	重水堆	高温气冷堆	钠冷快中子堆
燃料	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> + ThO <sub>2</sub>	PuO <sub>2</sub> + UO <sub>2</sub>
富集度	3.3% <sup>235</sup> U	2.6% <sup>235</sup> U	天然铀	93% <sup>235</sup> U	15% Pu/(Pu + U)
包壳材料	锆合金	锆合金	锆合金	石墨	不锈钢
燃料元件	棒束	棒束	棒束	石墨球或柱	棒束
慢化剂	水	水	重水	石墨	—
冷却剂	水	水	重水	氦气	钠
控制棒材料	Hf/Ag-In-Cd	B <sub>4</sub> C	Cd、不锈钢	B <sub>4</sub> C	B <sub>4</sub> C
堆内构件材料	不锈钢、镍基合金	不锈钢、镍基合金	锆合金、不锈钢	石墨、不锈钢	不锈钢、镍基合金
工作压力/MPa	15.5	7.0	11.0	≈4	0.9
压力容器材料	低合金钢	低合金钢	不锈钢	合金钢	不锈钢

### 1.2.2.1 压水堆

压水堆(Pressurized Water Reactor, PWR)属于热中子堆,一般采用低富集度的 UO<sub>2</sub> 陶瓷燃料,以轻水作为中子慢化剂和冷却剂。为了防止冷却剂在堆芯出现汽化而导致流动不稳定和传热恶化,反应堆运行压力总是高于反应堆出口冷却剂温度所对应的饱和水压力,通常为 11 ~ 16 MPa。

作为船舶动力堆,压水堆具有以下特点:

(1) 结构紧凑,功率密度高,慢化剂温度效应和燃料多普勒效应使压水堆具有自稳自调特性,安全可靠性能较高；

(2) 作为慢化剂和冷却剂的轻水不会与反应堆金属材料产生化学反应,如果由于泄漏造成冷却剂装量减少,可通过海水淡化系统生产除盐水来补充；

(3) 结构简单,坚固耐用,运行性能良好；

(4) 压水堆在初期实践中就显示出良好的稳定性和可靠性,目前已经有许多堆年的经

验反馈,技术更为成熟。

因此,压水堆核动力装置在核动力舰船中得到了普遍使用,其他堆型的核动力装置如果在性能上没有质的飞跃,将很难撼动压水堆在船舶核动力装置中一统天下的地位。

### 1.2.2.2 沸水堆

沸水堆(Boiling Water Reactor, BWR)与压水堆同属轻水堆,使用低富集铀作燃料,以沸腾轻水为慢化剂和冷却剂。沸水堆的主要特征是允许冷却剂在堆芯沸腾,堆内产生的汽水混合物通过压力容器上部的汽水分离器和蒸汽干燥器进行除湿,干燥后的饱和蒸汽直接引入汽轮机膨胀做功。图 1-1 所示为沸水堆的结构及工作原理图。

沸水堆的主要优点是运行压力较低,通常只有压水堆运行压力的一半左右,在一定程度上降低了压力容器等设备在制造工艺上的难度;具有很强的自然循环能力,一般为 40% ~ 50% FP<sup>①</sup>,甚至可达 100% FP;可以利用汽泡的负反馈作用,通过改变堆芯冷却剂再循环流量使空泡份额变化来调节反应性。

沸水堆也存在以下一些不足之处:

(1)虽然省去了蒸汽发生器等设备,但堆内结构复杂,同时由于水汽对中子慢化能力减弱,所需要装载的燃料更多,相同功率下体积要大于压水堆,而且由于放射性会进入汽轮机等设备,因此所需要屏蔽的体积和质量大大增加,也加大了维护难度。

(2)控制棒从压力容器底部垂直向上插入反应堆内,压力容器下部有较大数量的孔洞,对压力容器的结构强度会产生不利影响;在控制棒驱动机械失效时,控制棒可能会掉出堆芯,造成反应性事故,在设计时必须特别考虑。

(3)沸水堆体积较大,在海洋条件影响下,堆内自由液面的波动引起反应性扰动使得反应堆功率难以稳定,以致在一定程度上抵消了沸水堆易于控制这一主要优点。

因此,在现有技术条件下,沸水堆不适宜用作船舶动力堆。

### 1.2.2.3 重水堆

重水堆(Heavy Water Reactor, HWR)以重水(D<sub>2</sub>O)作慢化剂,以重水或者轻水作为冷却剂。由于重水的热中子吸收截面远小于轻水,可以直接使用天然铀作为核燃料。

重水堆按结构不同,可以分为压力容器式和压力管式两类。压力容器式重水堆的堆芯装在重水压力容器内,结构大体与压水堆相似;压力管式重水堆则将短棒束型燃料元件装在压力管内,堆芯由置于重水慢化剂中的许多压力管组成,冷却剂在压力管内流动,把热量导出堆芯外。重水堆核电站是发展较早的核电站,有各种类型,但已实现工业规模推广的只有加拿大发展起来的坎杜(CANDU)型压力管式重水堆核电站,图 1-2 所示为这种类型重水堆

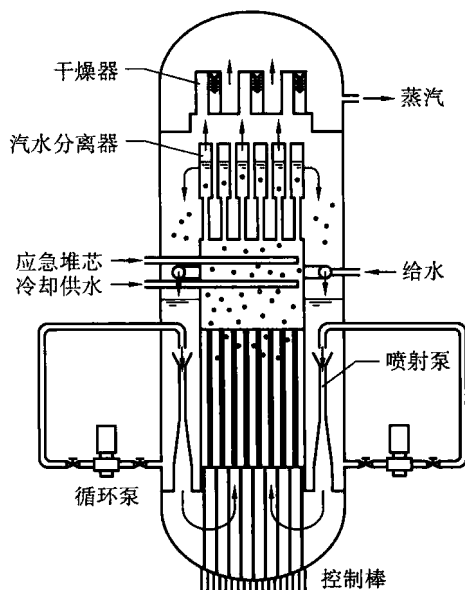


图 1-1 沸水堆结构原理

① FP—Full Power, 满功率。



的反应堆冷却剂系统流程图。

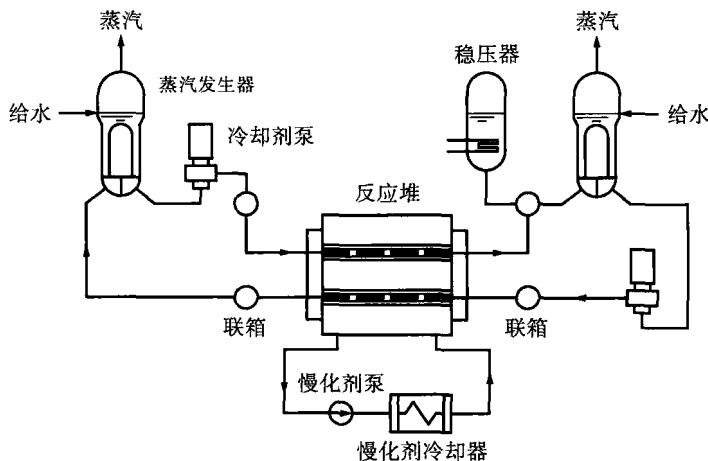


图 1-2 压力管式重水堆的反应堆冷却剂系统

由于重水的慢化能力要比轻水低很多,而且一般采用天然铀作为燃料,因此重水堆的堆芯体积要比相同功率的压水堆大 10 倍左右,不适合装备舰船;另外,由于增加了慢化剂系统和重水系统,使核动力装置的复杂性大大增加,重水堆的系统数目是压水堆的 2 倍左右;重水系统的胀接接头容易发生泄漏而影响正常运行,为此,重水堆的冷却剂系统压力比压水堆低 30% 左右,使得二回路的蒸汽运行压力较低。

### 1.2.2.4 液态金属冷却堆

液态金属冷却堆(Liquid Metal Cooled Reactor, LMCR)是使用液态金属作为冷却剂的反应堆,包括快中子堆(简称快堆)和热中子堆两种类型。其中,快堆由快中子引起链式裂变反应,采用具有很高传热率的液态钾-钠合金或者铅-铋合金作为冷却剂,不需要慢化剂;热中子堆依靠中能中子维持链式反应,采用石墨和铍作慢化剂。

快堆使用的核燃料为钚-239,裂变时放出的快中子被堆芯的铀-238 吸收后又生成钚-239,而且所产可多于所耗,能够实现核裂变材料的增殖,因而也称为快中子增殖堆。快堆动力装置通常采用三个回路,其组成形式如图 1-3 和图 1-4 所示。

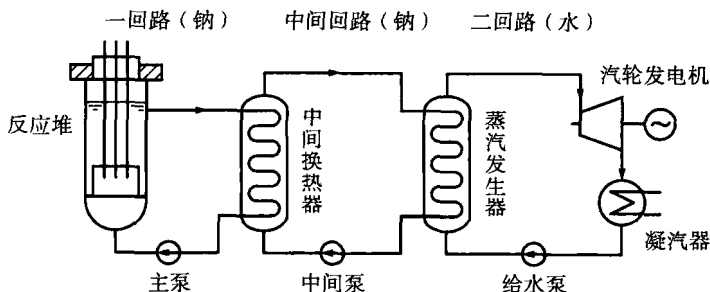


图 1-3 回路式钠冷快堆核动力装置

设置中间回路的目的是将一回路和二回路隔开,防止蒸汽发生器泄漏时产生的钠水反应波及反应堆,造成反应堆破坏事故。