

# 船舶核动力装置

庞凤阁 彭敏俊 编著



哈尔滨工程大学出版社

# 船舶核动力装置

庞凤阁 编著  
彭敏俊

王兆祥 主审

哈尔滨工程大学出版社

### 图书在版编目(CIP)数据

船舶核动力装置/庞凤阁,彭敏俊编著. —哈尔滨  
哈尔滨工程大学出版社

ISBN 7-81073-004-5

I. 船… II. ①庞…②彭… III. 船舶-核动力装置 IV. U664.15

中国版本图书馆 CIP 数据核字(1999)第 56882 号

---

### 内 容 简 介

本书以压水堆动力装置为对象,阐述了船舶核动力装置原理与设计问题,讲解了其组成、功用及基本计算方法,介绍了核动力装置系统及热力分析方法,着重介绍了焓分析法及能量平衡法,并对装置的动态分析、核安全及水质监督问题作了简明的介绍。

本书可作为高等院校核工程专业高年级的教材,也可以作为从事核动力装置工作的技术人员参考。

---

哈尔滨工程大学出版社出版发行  
哈尔滨市南通大街145号 哈工程大学11号楼  
发行部电话:(0451)2519328 邮编:150001  
新华书店经销  
哈尔滨工业大学印刷厂印刷

\*

开本 787mm×1 092mm 1/16 印张 15.25 字数 350 千字

2000年3月第1版 2000年3月第1次印刷

印数:1~1 000册

定价:18.00元

## 前 言

本书是在使用多年的《船舶核动力装置原理与设计》(王兆祥等编,国防工业出版社)一书的基础上,积累多年科研和教学经验,结合核动力装置发展的现状,重新编写而成的。

核能用于船舶动力,自1955年1月世界第一艘核动力潜艇“鳐鱼”号首次试航成功至今已有近半个世纪的历史。从使用经验来看,目前船舶核动力装置基本上采用压水堆核动力装置,因此,本书以压水堆动力装置为对象,阐述了船舶核动力装置原理与设计问题,讲解了其组成、功用及基本计算方法,介绍了核动力装置系统及热力分析方法,着重介绍了焓分析法及能量平衡法,并对装置的动态分析、核安全及水质监督问题作了简明的介绍。

学习本书应具有工程热力学、传热学和流体力学的基础,并对反应堆工程原理、蒸汽发生器、汽轮机和辅助设备等有某些了解。在学习本课程时,为了增强对核动力装置的感性认识,如果能够对运行的核动力装置进行参观、学习,对学好本课程很有益处。

本书可作为高等院校核工程专业高年级的教材,也可以作为从事核动力装置工作的技术人员参考。

本书由庞凤阁教授、彭敏俊副教授编著,其中庞凤阁编写了四、五、六、七章,彭敏俊编写了一、二、三章。王兆祥教授为本书的主审。

本书稿得到了哈尔滨工程大学出版社的大力协助,明申金、刘洋同志对插图及书稿的编辑、打印作了许多工作,在此一并表示衷心感谢。

由于我们水平有限,本书难免有不少缺点和错误,希望广大读者提出宝贵意见。

编著者

1999年11月于哈尔滨

# 目 录

1	船舶核动力装置概论	(1)
1.1	船舶核动力装置的发展与应用	(1)
1.2	船舶核动力装置的组成及原理	(3)
1.3	船舶核动力装置的技术经济指标	(9)
2	一回路装置	(18)
2.1	一回路装置概述	(18)
2.2	主冷却剂系统	(18)
2.3	压力安全系统	(37)
2.4	水质控制系统	(44)
2.5	辅助水系统	(58)
2.6	工程安全设施	(64)
2.7	放射性废物处理系统	(69)
3	二回路装置	(72)
3.1	二回路装置概述	(72)
3.2	蒸汽系统	(72)
3.3	蒸汽排放系统	(81)
3.4	凝水—给水系统	(82)
3.5	循环水系统	(97)
3.6	润滑系统	(102)
3.7	造水系统	(107)
4	水质监督和水处理	(115)
4.1	水质监督的意义与水质指标	(115)
4.2	金属腐蚀的基本理论	(118)
4.3	压水堆动力装置的腐蚀特点	(126)
4.4	水垢的形成和防止办法	(133)
4.5	船舶核动力装置的水质监督制度	(137)
5	船舶核动力装置循环的热力分析	(142)
5.1	引言	(142)
5.2	船舶核动力装置的热力循环及装置效率	(142)
5.3	焓分析的基本原理	(145)
5.4	船舶核动力装置中焓的不可逆损失	(149)
5.5	热力循环分析	(161)
5.6	船舶核动力装置能量平衡计算	(174)
5.7	船舶核动力装置的部分负荷特性	(187)
6	核动力装置动力学	(198)

6.1	目的和方法	(198)
6.2	反应堆动力学	(201)
6.3	管道传输动力学	(202)
6.4	蒸汽发生器的动力学	(203)
6.5	稳压器动力学	(206)
6.6	压水堆动力装置的动态特性	(212)
7	核安全基础	(217)
7.1	核反应堆安全的概念	(217)
7.2	安全分析	(220)
7.3	风险分析	(227)
7.4	事故举例	(229)
附录一	船舶核动力装置主要参数表	(232)
附录二	核动力装置热力线图	(235)
参考文献		(236)

# 1 船舶核动力装置概论

## 1.1 船舶核动力装置的发展与应用

船舶核动力装置以原子核裂变能作为推进动力,它包括核反应堆、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的那些结构、系统和部件。

1955年4月,世界上第一艘核动力船舶——美国核潜艇“鳐鱼”号(Nautilus)正式编队下水服役。为了建造这艘核潜艇的动力装置 $S_2W$ <sup>①</sup>,美国提前五年(1950年8月)在艾德华(Idaho)州兴建了陆上模式堆 $S_1W$ ,这就是世界上的第一个核动力装置。从那时起到现在的近五十年时间里,世界上已先后有近十个国家的约470多艘采用核动力推进的潜艇、水面舰艇、客货商船、矿砂船、破冰船等,相继游弋在宽阔的海洋上了。事实充分说明,船舶在使用核动力装置以后,船舶推进能源就又进入了一个崭新的阶段。可以肯定,随着核能事业的发展,大规模建造核动力舰船,将会成为有关各国造船业今后十分关注的发展方向。

过去的两个多世纪,由于人类掌握了利用煤、石油等化石燃料产生动力的技术,使人们摆脱了单纯依靠人力、畜力进行劳动的困境,推动了社会生产突飞猛进的发展。与有限的化学能源相比较,核能将会成为人类的一个全新的、蕴藏量更为丰富的动力资源,它必将有力地推动社会生产力的发展。

从1939年人类具有划时代意义的原子核裂变现象发现,核能的利用事实上就已经成为现实。用中子去轰击铀核,被轰击的原子核分裂成两半的同时,放出了大量能量的事实,引起了科学技术界的极大震动。多少科学家和工程技术人员,开始思考着早日建造出一种能用于水中、陆上和空中推进的新型动力装置来。为什么人们对核能的应用有着如此浓厚的兴趣呢?这是由于核能具有其它能源无法比拟的优点。

首先,核能最根本的特点是核燃料具有极高的能量密度。1公斤可裂变物质铀完全分裂所产生的能量,大约相当于2800吨优质煤,或2100吨燃油充分燃烧后所得到的能量。也就是说,核燃料所蕴含的能量,相当于280万倍的煤的能量,或者是210万倍的燃油能量。例如,一艘推进功率为7.4万千瓦的大型快速船,若采用常规动力装置,全速航行1小时大约要消耗35吨燃油,而采用压水堆核动力装置,则仅需消耗17克的铀-235核燃料。按目前船用反应堆的技术水平,参照日本“陆奥”号(むつ)核动力船装料标准来推算,该船全速航行一年,若以9000小时计,它所携带的核燃料二氧化铀,最多也只需27.5吨,其中铀-235含量约970公斤。这样,与9000小时满功率航行的燃油消耗量相比,核燃料二氧化铀的装载量也只是燃油的一万一千四百分之一;如果携带了足够的食物、用水等生活供应品和充足的武备弹药,核动力装置可以保证这艘船连续全速航行300昼夜以上。显然,作为舰船战术技术重要指标之一的续航力,就再也不会像其它常规动力的舰船那样受到燃料装载量的限制和束缚了。美国弹道导弹核潜艇“三叉戟”(Trident)的续航力,设计指标是100万海

<sup>①</sup> 反应堆代号,其中S—潜艇,W—美国Westing House公司。

里,如果按 30 节计算,则可全速航行 3.34 万小时。

装载少量核燃料,提供极大的续航力,对于增加船舶吨位和提高船舶航速来说,其经济上的优越性也是十分重大的。

除了有很大的续航力这个优点之外,由于核反应与燃烧反应不同,核裂变过程不依赖氧气,核动力装置不需要像常规动力那样不断地向动力装置输送氧气。因而用它作潜艇动力是非常合适的并且有着无可比拟的突出优势。装有核动力装置的潜艇,只要能保证艇员在与外界空气完全隔绝的舱室内正常生活的条件,在艇员身体健康允许情况下,就可以在水下持续高速潜航很长的时间,“鳐鱼”号就曾于 1958 年 8 月顺利进行了人类第一次在冰层下面横跨北极的航行。长时间潜航,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,使核潜艇真正成为一个能在水下自由移动的、难以被敌人发现的弹道导弹发射平台,同时,核潜艇本身也是最有效的反潜武器,能够更好地完成其战略、战术使命。

核动力用作船舶推进的第三个优点是功率大。在要求船舶具有较高的平均航速和较大的续航力情况下,由于核动力装置不需要携带大量的燃料,总的重量尺寸与相同功率水平的常规动力装置相比并不笨重。常规动力装置在最大功率下的运行时间,因为燃油消耗过多而总是受到限制,每次出航,船长作出满功率运行的决定时都不得不慎重考虑。作战舰艇的航海日志记录表明,其满功率工况或接近满功率工况的使用时间,占其全部航行时间的百分比很小。但是,对于核动力舰船来说,由于反应堆堆芯核燃料具有极高的功率密度,对满功率航行的限制已经失去了意义。核动力舰船航行实践说明,以尽量多的时间按满功率或者接近满功率进行工作是合理的。此外,由于功率大、耗用燃料少,使得核动力装置在核燃料的供应、运输和装载量等方面具有优越性。除舰艇而外,就是对其它具有专门特殊使命要求的各种船舶来说,也十分吸引人。例如,对于要求具有大功率的破冰船和具有大吨位的矿砂船、运油船、集装箱运输船等,都极为适宜选取核反应堆作为它们的推进动力源。

核动力装置的第四个优点是,与锅炉蒸汽轮机动力装置相比较,其运行特性较为稳定,且又易于控制,其负荷跟随特性也比较好。尤其是压水堆核动力装置所固有的那种特殊的负温度效应的自调节特性,能够使反应堆装置较迅速地随着汽轮机进气阀开度变化而自动跟踪调节。这一特点提高了核动力装置的可操纵性,对于核动力装置的控制是十分有利的。今后,随着船舶自动控制技术水平的提高,还可以进一步改进核动力装置的起动和停堆的操作技术。在核动力装置实现完全自动化以后,也将会像 90 年代先进核电站一样,整个装置的操纵管理人数减到更少,同时减少操作误差几率。

反应堆作为船舶推进动力所具有的优点是突出的。但是,任何事物都应该一分为二。核能利用这项发展中的新技术,在给人们带来利益的同时,也会引起某些危害。例如,核燃料的放射性污染就是一个客观存在的危险。特别是在船上这样一个有限空间的生活环境里,放射性对船员身体的损伤,船员所受的允许放射性剂量的远期效应等等,都应该作为核动力装置设计中高度重视的问题。尽管现今核能技术的进步和放射性设备的机械制造工艺水平,已能保证船舶核动力装置安全运行,能够避免发生较严重的事故,然而,放射性安全防护的各种措施,始终应该作为我们关注的重点。为防患于未然,在设计中应该考虑尽可能完善放射性安全防护措施,其中包括对船员人体的安全防护、对船舶舱室环境的安全防护,对船舶停泊港口与沿海航行水域的安全防护。这样做,尽管增加了一些船舶吨位,但是与整个动力装置的重量、尺寸相比较,仍然无损于核动力装置所具有的优点。实践已经表明,由于



核燃料能量大,船舶长时间航行而不需添加燃料基本可以补偿核动力装置及其附属设施的重量。船舶吨位愈大,船舶推进功率愈大,核动力装置这一特点也愈显突出。所以,总的说,大功率船舶采用核动力装置是合适的,而潜艇用核动力的优越性更加显而易见。这些年来,全世界广泛采用核动力装置,核动力推进船舶能够较快发展就是最好说明。

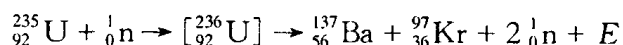
## 1.2 船舶核动力装置的组成及原理

### 1.2.1 核裂变原理

如果一个靶原子核受到一个有一定危害的中子轰击以后,入射粒子的能量很快和靶核中核子相交换,使此靶核变成一个极不稳定的复核,核内增加了中子所带来的多余能量,使该核产生分裂。通常一个靶核分裂成二个单独的碎片,即形成二个稳定核。这种现象就是原子核裂变,也就是 $(n, f)$ 反应现象。一般说这个分裂过程平均所需时间,约为 $10^{-12}$ 秒。

自然界中只有少数重原子核同位素是可裂变的,铀-235和铀-233可以由各种能量的中子引起裂变。也就是说,中子在高速、中速和低速下轰击这些重核,都可以使它们裂变而不遭受排斥。铀-238、钍-232和钷-240只能由高能中子轰击才能引起裂变。

反应堆中一个典型的核裂变反应:铀-235吸收一个中子,分裂成钡和氪,同时放出二个新中子,如图1-1所示。其反应式是:



即当一个中子( ${}_0^1\text{n}$ )轰击铀-235核(含92个质子和143个中子)后,先变成一个不稳定的复核铀-236,随后立即分裂成二个质量不等的分裂碎片钡-137(含56个质子和81个中子)及氪-97(含36个质子和61个中子),同时产生二个中子并释放出能量 $E$ 。

核裂变的结果表现在三个方面。

#### 1.2.1.1 产生裂变碎片

如上例所示,裂变反应的直接(瞬时)产物钡-137和氪-97称为裂变碎片。在裂变过程中,原子核吸收中子后,

一般分裂成为二个或三个质量不等的碎片,它们以及它们的衰变产物都称为裂变产物。因为裂变碎片都是些新的不稳定的原子核,它们都带有放射性,通常要再经过2~3次衰变,放出 $\beta$ 、 $\gamma$ 射线后,才会转变成稳定的原子核。即使对于同一种铀-235,分裂后产生的裂变碎片也是各种各样的,从原子量 $A=72$ 的镉到 $A=160$ 的镓,大约有80种放射性同位素,而每一种又经过2~3次衰变,致使反应堆内将出现200种以上的放射性同位素。图1-2表示出这些裂变产物产额的数据,即表示某种质量数的裂变产物在全部裂变次数中所占的百分数。图中(a)是热中子和快中子引起的铀-235裂变的数据,(b)是热中子引起的铀-235

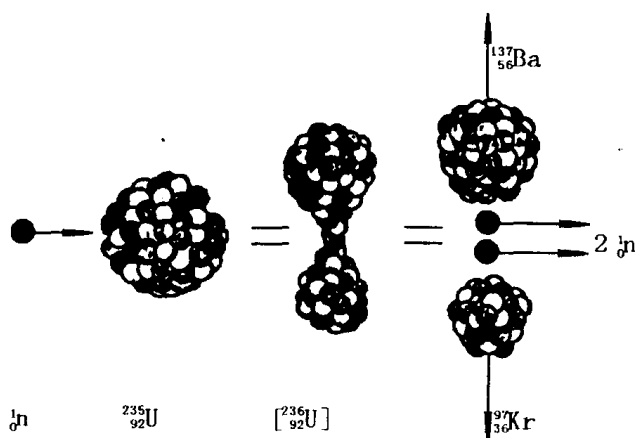


图1-1 一个铀核的裂变反应

和钚-239 裂变的数据。裂变产物都用它们的质量数 A 来表示。

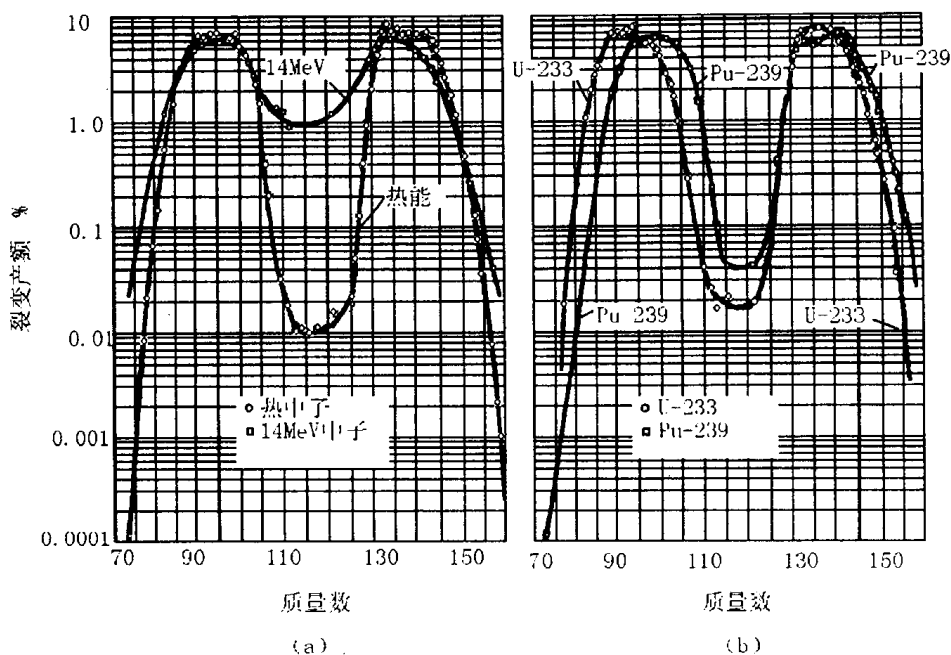


图 1-2 裂变产物的产额

从图中可以看出,最可能发生的一种分裂方式是产生质量数为 95 和 139 的二个中等核,这种方式占总数的 6.4%,而要分裂成质量数相等的二个中等核的可能性并不大,只占总数的 0.01%。

### 1.2.1.2 裂变放出新中子

一个铀-235 核吸收入射中子发生裂变后,一般放出 2~3 个新中子,在设计计算中通常以其平均值 2.5 个中子考虑。实验发现:

(1) 裂变放出的中子能量大部分在 5 兆电子伏左右,所以一般都认为裂变放出的是动能为 5 兆电子伏的快中子。

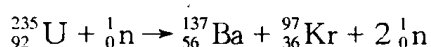
(2) 裂变放出的中子,99% 以上是在核裂变后的 10~12 秒内立即放出来的,称其为瞬发中子。但是还有 0.75% 不是裂变后立即放出来的,而是在裂变后几分钟再逐渐由裂变碎片放出来的,称这部分中子为缓发中子。与瞬发中子相比,缓发中子能量相当小,但是在反应堆的控制上,这部分缓发中子却起着相当重要的作用。

### 裂变放出能量

一个铀-235 核每次裂变平均要放出约 200 兆电子伏的总能量,其分配如表 1-1 所示。

表中最主要的一项是裂变过程本身所产生的能量约为 193 兆电子伏(MeV)。

如前例:



按其质量平衡:

$$235.0439 + 1.00867 \rightarrow 136.9061 + 96.9212 + 2 \times 1.00867$$

即:

因此:

$$\Delta m = 235.8446 - 236.0526 = -0.2080 \text{ 原子质量单位}$$

所以:

$$\Delta E = 931 \times (-0.2080) = -193.6 \text{ MeV}$$

在核反应的质量平衡中,结果通常是取决于两个大数之间的很小的差值。因而同位素质量的值必须取四到五位小数。

表 1-1 裂变能的大致分配情况

类	型	过 程	反应堆总能量 的百分数	能量(MeV)	大致的射程	
裂 变	I 瞬发能量	裂变碎片的动能	80.5	161	非常短	
		新生快中子的动能	2.5	5	中等	
		裂变时释放的 $\gamma$ 能	2.5	5	长	
	II 缓发能量	缓发中子的动能	0.02			中等
		裂变产物的 $\beta$ 衰变能	3.0	6		短
		裂变产物的 $\gamma$ 能 伴随 $\beta$ 衰变的中微子	3.0 3.0	6 10		长
过剩中子引起 的 $(n, \gamma)$ 反应	III 瞬发和缓 发的能量	过剩中子引起的非裂变 反应加上 $(n, \gamma)$ 反应产物 的 $\beta$ 衰变能和 $\gamma$ 衰变能	3.5	7	有短有长	
			$\approx 100$	$\approx 200$		

因为裂变反应有很多种,它们释放的能量值都不完全一样。但是,平均来说,一个铀-235核的裂变能,大家都公认的是 193 兆电子伏。

这个 193 兆电子伏的数值,大致也可用于铀-233 和钚-239 核的裂变。

这个 193 兆电子伏的能量,包括了核裂变瞬发过程中产生的能量,和裂变后那些缓发过程中产生的能量,这些都是核裂变碎片和裂变产物的几级放射性衰变引起的过程。

另外,过剩中子在燃料、结构、慢化剂、冷却剂、包壳等材料中的非裂变吸收  $(n, \gamma)$  反应所引起的过程中,还约放出 7 兆电子伏的能量。这样总计起来,每一次裂变,在堆芯内产生的能量大约为 200 兆电子伏。如果这些能量全部转变为热能,这就是反应堆内热量的来源。对压水型反应堆来说,大约其中 95% 是核燃料释放出来的,其余的 5% 是慢化剂、冷却剂和结构材料中释放出来的。

既然一个铀-235 原子核每次裂变放出的可用能为 200 兆电子伏,而由阿伏加德罗数又知道 1 摩尔的铀-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 摩尔的铀-235 重 235 克,因此 1 克铀-235 完全裂变所释放出的能量为:

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

这说明,如果能够提供一种装置(如反应堆),使其每天能烧掉 1 克易裂变的物质(即核燃料),那么它所发出的功率就约 1 兆瓦。

1 公斤铀-235 完全裂变时,释放出的能量为:

$$2.28 \times 10^4 \times 1000 = 2.28 \times 10^7 \text{ kW} \cdot \text{h}$$

与普通的化石燃料发热量相比较,体积仅有一块香皂大小的这样 1 千克铀-235 核燃料全部分裂时所产生的约 837 亿千焦的热量,却相当体积极为庞大的 2800 吨优质煤,或者是 2100 吨的燃油完全燃烧所发出的热量。从这里可以清楚的看到,人们之所以热衷于发展核能,正是基于铀燃料含有几百万倍重量于它的常规燃料的能量。

### 1.2.2 反应堆原理

在中子轰击下,一个裂变物质的原子核(如铀-235 核)发生分裂,在分裂成为两个较轻的初级裂变产物的部分时,同时放出了巨大的能量和两到三个新中子。这种反应由中子引起。反应后又产生更多的新中子,所以在一定的条件下,新中子又可能去轰击另一个可裂变的铀-235 原子核,使之又分裂为两个次级裂变产物的部分,又再放出大量的能量和两到三个新中子。同样条件下,新中子又可能去轰击另外的又一个可裂变的铀-235 原子核而连续不断的把这种裂变反应持续下去,连续不断地释放出能量。那么,这种由裂变物质本身持续不断的裂变反应(通常称为链式反应)为基础,并可以人为地控制其反应速率的一种专用装置,就称为反应堆。

### 1.2.3 压水堆核动力装置原理及组成

#### 1.2.3.1 一回路装置

压水堆核动力装置通常是单堆两条环路的配置形式。即一回路系统是由完全相同的、各自独立且相互对称、平行而并联在反应堆压力壳接管上的密闭环路。每一条环路都是由一台蒸汽发生器、一台反应堆冷却剂泵、反应堆进出口接管处的各一只冷却剂隔离阀和连接这些设备的主回路冷却剂管道组成。兼作反应堆慢化剂和冷却剂的高温高压水,在反应堆冷却剂泵的驱动下,流经反应堆堆芯,吸收了核燃料裂变放出的热能后,出堆,流经蒸汽发生器,通过蒸汽发生器的大量 U 型传热管壁面,把热量尽可能多地传到 U 型管外侧的二回路系统的蒸汽发生器给水,然后流回反应堆冷却剂泵,再重新被唧送进反应堆,吸收堆芯核燃料持续释放出的热能,再出堆,如此循环往复而构成了放射性的密闭循环回路。

为了维持反应堆安全可靠的正常工作,一回路系统还包括有一些必需设置的辅助系统。如为了稳定和限制一回路系统冷却剂压力波动,设有稳压器的压力安全和压力卸放系统,如图 1-3 所示,这个系统通过波动管,将稳压器底部接于反应堆出口的热管段上,通过波动管,冷却剂可以自由地从主回路涌入稳压器,或从稳压器返回主回路中。在堆的入口冷管段上,引出一个能够改变和调节流量的喷雾管接在稳压器顶部喷嘴上,喷射主回路中冷管段内的冷却剂。在实际装置上,稳压器是跨接在一回路系统的两条环路之间的,即稳压器的波动管接在一条环路的堆出口热管段上,稳压器的喷雾管接在平行的另一条环路的堆入口冷管段上。稳压器的顶部还装有为回路超压保护工作的电磁卸压阀和机械式弹簧安全阀。装置正常运行时,在系统的工作压力超过整定的设计压力的上限时,压力传感系统自动开启稳压器顶部的雾化喷嘴的压力控制阀,则主回路冷管段内的冷却剂在反应堆进、出口的自身

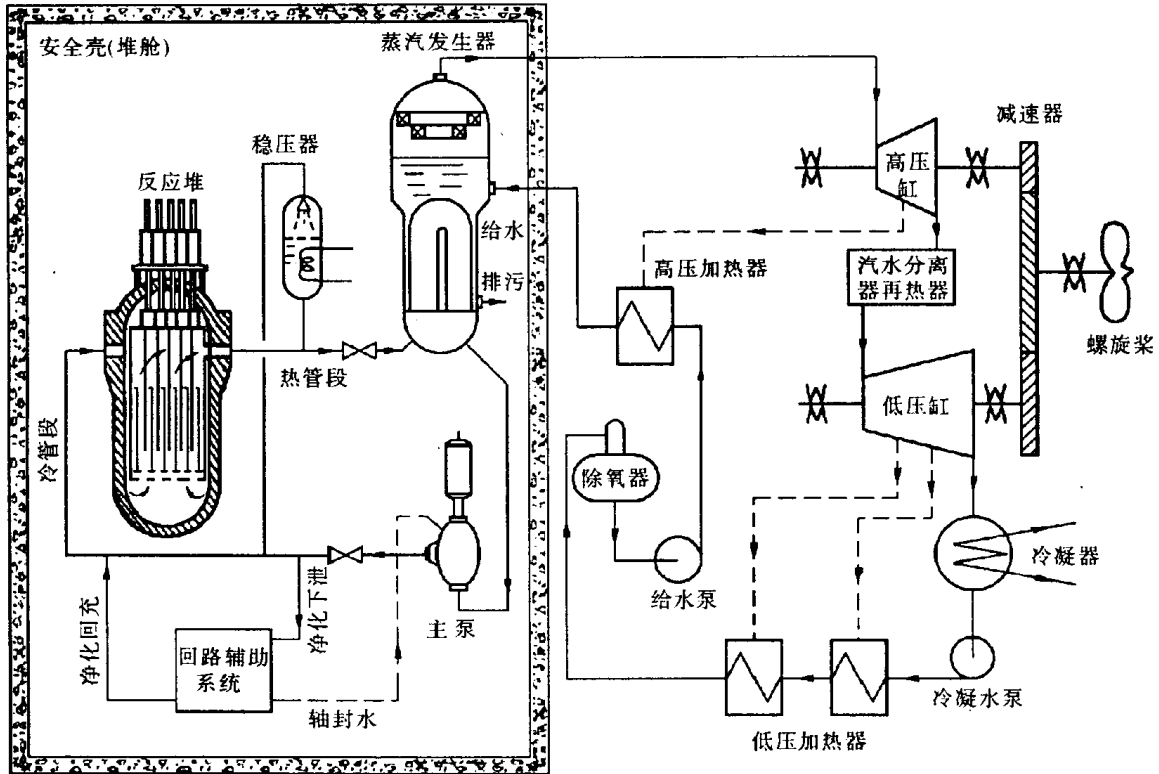


图 1-3 压水堆核动力装置原理流程图

压差作用下,喷射到稳压器上部蒸汽空间内,由于部分蒸汽冷凝的结果,使得回路系统逐渐恢复到其正常压力限工作。如果因负荷的急骤变化,或是因出现了某种事故工况而造成压力骤然上升,就是使稳压器喷雾流量开度达到最大值时仍不足以抑制稳压器压力的持续上升,则作为系统第二级超压保护的卸压阀,此时将自动开启而释放掉部分冷却剂的饱和蒸汽,若压力仍不见回跌,且继续上升并达到作为系统第三级超压保护的机械式弹簧安全阀自动起跳的压力整定值时,则此阀的阀头跳起进行全排量的卸压而最终限制了系统的超压,之后阀头回座,维持主回路内工作压力在一新的低水平上,从而保护了一回路系统、设备不致遭受损坏。

此外,一回路的辅助系统还包括有:冷却剂净化系统、危急冷却系统、化学停堆系统、设备冷却水系统、补给水系统、取样分析系统、去污清洗系统、安全注射和安全喷淋系统、放射性废物废液废气的收集和和处理系统等。

### 1.2.3.2 二回路装置

二回路系统是将蒸汽的热能转换为机械能或电能的装置。二回路系统主要是由蒸汽发生器二次侧、蒸汽轮机、主冷凝器、冷凝水泵、给水加热器、除氧器、给水泵、循环水泵、中间汽水分离器和相应的阀门、管道组成。

二回路系统的蒸汽发生器给水,通过蒸汽发生器大量 U 型管的管壁,吸收了一回路高温高压水从反应堆带来的热量,在蒸汽发生器里蒸发形成饱和蒸汽,蒸汽从蒸汽发生器顶部出口通过主蒸汽管,流进蒸汽轮机的主汽门和调节汽门,然后进入汽轮机高压汽缸,推动叶轮做功后自高压缸出来的蒸汽流经中间汽水分离器,提高干度后的蒸汽再进入汽轮机低压缸,驱动低压汽轮机做功后的乏汽,全部排入位于低压缸下的主冷凝器,通过冷凝器的传热

管壁,乏汽经过循环冷却水的冷却后凝结成水,冷凝水由冷凝水泵驱动进入低压加热器加热,再到除氧器加热除氧,而后经给水泵唧送到高压加热器再加热,再提高温度后重新返回蒸汽发生器,作为蒸汽发生器给水,再进行上述循环。冷凝水如果在冷凝器的热井中通过其它措施能够进行有效的除氧时,则可省去单置的除氧器,从而简化了二回路系统设备。

从船舶用途或是从船舶核动力装置性能考虑,主机可以采用饱和蒸汽轮机齿轮机组,如美国的核潜艇;但也可以采用饱和蒸汽轮机发电机组,如法国的核潜艇。将蒸汽轮机齿轮机组改换成蒸汽轮机发电机组时,则需配合采用电力推进装置,这样可以降低潜艇航行中齿轮机组发出的噪音,有利于提高核潜艇的隐蔽性和增大自身水声声纳系统的作用距离,但是动力装置的重量和尺寸都将因此而有所增加,相应降低了核潜艇的航速。

对于特殊使命的船舶,如原子破冰船,当然需要采用电力推进装置进行工作。同样,为了维持饱和蒸汽轮机的正常运行,还设有若干辅助系统,如主蒸汽排放系统、汽轮机抽汽系统、冷凝水、给水系统、润滑油系统、水化学处理系统等。

### 1.2.3.3 轴系

轴系,是将饱和蒸汽轮机齿轮机组的机械能或者是将饱和蒸汽轮机发电机组的电能,传递给螺旋桨,以推进船舶前进的装置。按船舶设置的螺旋桨个数,轴系相应地可分为单轴系、双轴系和多轴系三种。船舶采用轴系的多少,由船舶种类决定。为了不致因一次破损事故而损失 100% 的船舶推进功率,船舶采用两个以上的轴系较好。但是核潜艇,尤其是水滴型艇体的核潜艇因要适宜水下高航速所需线型而要求的单轴系则是另外一回事。单轴系位于船舶纵剖面上,两个以上的轴系则位于船舶的两侧和船中部,并相互对称。为了简化结构和尽量少地减少推力与降低航速,布置单轴系时,常使动力装置轴线与船体基线(或龙骨线)平行,但有时也难免和双轴系船一样,很少能满足无倾斜角的要求。无论何种轴系,主要是由主机机组以后的中间轴、推力轴(或统称主轴),和螺旋桨轴(又称艉轴),以及设置在这些轴上的各种轴承(包括推力轴承和支持轴承),离合器等设备组成的。中间轴均由中间轴承支持,轴承底座与船体连接。因此,船体局部变形将使轴承负荷变化很大,轴承负荷过大将会发热和迅速磨损。因此,轴承负荷的设计计算与轴承位置和间距的选择是轴系运行可靠与否的决定因素。推力轴上的推力环,是承受螺旋桨的有效推力的。通过推力轴承传递推力给船体,以驱动船舶前进或后退。现代船舶中,推力轴承大多采用单环式,推力片承受压力约为 1.0~2.8 兆帕。

汽轮机的主推力轴承可以安装在减速齿轮箱内,也可以单独安装。电力推进船舶主推动力轴承多为单独安装在船体上。除艉轴本身所属的各种设备外,还有用柴油发电机,变流机组、或蓄电池组供电的推进电机等设备,这些都是要并车在艉轴上工作的各类专用设备。艉轴及其附属件的重量均由艉管轴承支承。艉管内至少有二个轴承。由于船体艉部形状和主机位置的限制,船舶轴系往往很长。船舶核动力推进装置的轴系和船舶其它动力装置,如锅炉蒸汽动力装置、内燃机动力装置的轴系都是通用的,区别只在于堆舱和主机舱的位置受到限制,使其很难做到像艉机布置的船那样而获得很短的轴系,当然也受到核动力船,尤其是核潜艇的艉部线型限制。

应该说明,上述的动力装置只是指以推进船舶运动为主的系统和设备说的,称为主动力装置。实际上,为了保证船舶航行、工作和生活的正常进行,作为全船动力源的压水型反应堆还需要保证提供能量给全船其它的一些辅助动力装置进行工作。例如,属于这类辅助动

力装置的有:保证船舶进行航行、停泊的舵机、锚机装置;保证船舶生命力,进行全船消防和排除船体破损时进水的平衡装置,以及保证全船日常生活用的造水装置、通风机械、照明用电的装置等。这些装置称为辅助动力装置。

### 1.3 船舶核动力装置的技术经济指标

船用动力装置与陆用动力装置虽然其工作原理基本相同,但由于受船用条件的限制,有与陆用动力装置不同的设计要求。船用条件如下:

- ①船舶受海洋条件的影响,易产生摇摆和倾斜;
- ②易产生海上事故,包括碰撞、触礁和火灾;
- ③船舶速度(负荷)变化急剧,且幅度大,有时必须倒航;
- ④航行远离基地,码头,给维修和补给造成困难;
- ⑤船内空间有限,所有设备必须重量轻、体积小;
- ⑥船上及港口人员密集,所以放射性防护极为重要;
- ⑦海洋气候潮湿,且含有盐分。

船用动力装置由于受船用条件的影响,其技术经济指标也不相同,船用动力装置的技术经济指标有:装置的安全性,装置功率,装置的经济性,装置重量尺寸特性,装置工作的可靠性,装置工作的适航性等。

#### 1.3.1 核动力装置的安全性

##### 1.3.1.1 安全要求

核动力装置的安全性是船舶安全的基础,保证核动力装置的安全是诸指标中最基本的要求。核动力装置的安全性是指对船上所有人员的健康和对外部周围环境的清洁与安全有切实可行的保证,为此要求:

(1)在正常工作条件下,堆舱外的放射性辐射以及向外排放的放射性废物,对反应堆工作人员和船上人员以及对周围居民造成的放射性辐照,应该小于法定的最大容许剂量。

(2)在事故情况下,不论是内部还是外部原因引起的灾难性事故,安全系统应迅速投入,以保证堆舱的安全,防止大量放射性物质泄漏到周围环境中去。

##### 1.3.1.2 安全设计原则

为了保证安全性要求,压水堆动力装置设计普遍采用多道屏障和纵深防御的设计原则。

###### (1)多道屏障

压水堆动力装置为了防止酿成放射性物质扩散,不造成污染事故的最根本措施是在结构上设置了三级包容,构成了放射性的三道屏障。

第一道屏障是燃料棒包壳。包壳有缺陷或破裂,将有许多裂变产物进入冷却剂,为此必须保证包壳的完整性。在设计中要求包壳温度不论在正常或非常运行时都不超过安全极限值 1204℃。

第二道屏障是一回路系统和承压边界。它由压力容器、主管道和设备组成,将高温、高压放射性冷却剂封闭在内。设计时要保证其正常泄漏量很小,事故破裂的几率很低,使其具

有良好的封闭性和很高的安全性。

第三道屏障是安全壳或反应堆舱。它将一回路系统的主要设备和管道包容在内。船舶结构设计,安全壳或反应堆舱的耐压结构设计,应能在一回路水全部瞬时流出压力壳和主冷却剂系统并进而汽化蒸发造成安全壳或堆舱内出现峰值压力的情况下,也不会使放射性物质再向外扩散,造成无控制的释放后果。安全壳或堆舱的结构还应设计成即使船舶沉没进入深海底时,也不会因为外压而引起毁坏,造成核裂变产物无控制的释放。

### (2)纵深防御

为了保障上述三道屏障在正常和事故情况下的有效性,广泛采用“纵深防御”的原则。它包括三级相继深入而又相互增援的防御体系,确保核动力装置的安全性。

第一级安全防御主要考虑对事故的预防,它要求在设计、建造、运行中采取各种有效措施预防事故的发生,反应堆应具有内在的安全性,设备必须有高质量和可检查性,系统必须有冗余度,当任一部件失效时,也不会影响其运行。

第二级安全防御是防止运行中出现偏差而发展成为事故。它要求设置可靠的安全保护系统,并在事故发生时,尽量减少对核系统的损坏,保护运行人员的安全。

第三级安全防御是限制事故引起的放射性后果。它要求在发生某些假想事故而保护系统又同时失效时,必须有专设的安全设施投入工作,把假想事故的后果降低到可以接受的水平,对不可预见的事故应留有安全量。

由以上安全设计原则看出,核动力装置被设计成能在所有情况下保证绝对控制过量放射性物质的释放,压水堆运行实践也证明这种动力装置能做到安全运行。

### 1.3.2 装置功率

如果船以稳定速度  $v_s$  运动,船体受到的水阻力为  $R_s$ ,则推进器产生的推力  $P_p$  等于  $R_s$ ,船体阻力在单位时间内所作的功或者说船舶的拖拽功率为

$$N_p = \frac{1.852 R_s v_s}{3600} \quad \text{kW} \quad (1-1)$$

式中:  $v_s$  —— 船舶航速, kn/h;

$R_s$  —— 船舶水阻力, N。

根据船模试验,在船舶航速、排水量和动力装置有效功率之间存在以下关系式:

$$N_e = \frac{D^{\frac{2}{3}} v_s^3}{C} \quad \text{kW} \quad (1-2)$$

式中:  $N_e$  —— 供给推进器的功率,即动力装置的有效功率, kW;

$D$  —— 船舶排水量, t;

$C$  —— 海军部系数,  $C = 10.8 \frac{\eta}{\zeta S}$ ;

$\eta$  —— 推进系数,单轴推进  $\eta = 0.7 \sim 0.8$ ,双轴推进  $\eta \leq 0.68$ ;

$\zeta$  —— 总阻力系数,一般  $\zeta = (2.4 \sim 2.8) \times 10^{-3}$ ;

$S$  —— 无因次相对浸湿面积,对水滴形潜艇  $S = 5.6 + 0.26L/B$ ;

$L$  —— 船体沿中心线长度, m;

$B$  —— 船体宽度, m。



所需主机功率

$$N_a = \frac{N_p}{\eta_p \eta_B} \quad \text{kW} \quad (1-3)$$

式中:  $\eta_p$ ——推进效率,  $\eta_p = \frac{N_p}{N_c}$ ;

$\eta_B$ ——轴系效率,  $\eta_B = \frac{N_c}{N_a}$ , 取值 0.98~0.99。

推进器所产生的推力  $P_c$  和扭矩  $M$ , 可用下式确定:

$$\begin{aligned} P_c &= K_1 \rho n_B^2 D_p^4 \\ M &= K_2 \rho n_B^2 D_p^5 \end{aligned} \quad (1-4)$$

式中:  $\rho$ ——水的密度;

$D_p, n_B$ ——推进器的直径和转数;

$K_1, K_2$ ——分别为推力系数和扭矩系数。

由(1-2)知, 动力装置的功率与  $D_p^3$  和  $v_s^3$  成正比。所以船速的增加, 将使功率大幅增加, 而推进器的推力则与  $D_p^4$  和  $n_B^2$  成正比。

汽轮机组的有效功率  $N_a$  为减速器输出法兰处的功率, 它为汽轮机的内功率  $N_i$  减去汽轮机的机械损失  $N_m$  和齿轮传动机构的机械损失  $N_g$  的余数。

$$N_a = N_i - N_m - N_g \quad (1-5)$$

装置的有效功率  $N_c$  则为机组的有效功率  $N_a$  减去轴承的机械损失  $N_b$ , 即

$$N_c = N_a - N_b = N_i - N_m - N_g - N_b \quad (1-6)$$

设计时, 常用机械效率  $\eta_m$  减速器效率  $\eta_g$  和轴承效率  $\eta_b$  来表示这些损失, 此时

$$N_c = \eta_m \cdot \eta_g \cdot \eta_b \cdot N_i \quad (1-7)$$

核动力船的主机为汽轮机。汽轮机是不能反向转动的涡轮机械。为了保证船能够反向倒航, 能够在一定航速下长时间倒航行, 对以减速齿轮传动的动力装置, 需要有一定的倒航功率, 该倒航功率是用倒航汽轮机来保证的。

倒航汽轮机所需的功率必须满足如下要求: 首先是应保证船舶从全速关转为全速倒航时, 从开始倒向时起到船舶完全停止时, 船应有足够小的向前滑动距离。其次, 要求汽轮机使船舶具有一定的长时间倒航的速度, 在此速度下, 船舶不应丧失操纵性。

对民用船舶, 倒航汽轮机的功率应为正航汽轮机功率的 40%~50%。对于军舰, 则为 20%~40%, 有时还要小些, 甚至只达到 8%。

### 1.3.3 装置的经济性

#### 1.3.3.1 基本循环

从热力学知道, 在相同的温度范围内, 卡诺循环的热效率为最高, 但是在核动力装置中直接采用卡诺循环还有许多困难。所以, 在现代船舶核动力装置中, 广泛采用朗肯循环作为基本循环, 为了提高循环热效率, 还采用回热循环。

组成朗肯循环的主要设备和工作过程如图 1-4 和 1-5 所示。

蒸汽在汽轮机中的膨胀沿 4-5 线进行, 在冷凝器中, 将干度为  $x_1$  的湿蒸汽沿 5-1 线冷