

高 等 院 校 教 材

核动力 机械设计

HEDONGLI JIXIE SHEJI

朱齐荣 编著
邹树梁 主审

国防科技大学出版社

高等学校教材

核动力机械设计

朱齐荣	编著
邹树梁	主审
张春良	审校
王剑彬	

国防科技大学出版社

湖南·长沙

内 容 提 要

本书主要阐述核动力机械的设计计算基础理论和结构设计,包括核电厂、核动力舰(船)和核潜艇的基本组成、功能、工作原理和设计准则,核电厂和核动力舰(船)所用核燃料装卸和转运机械、环形起重机、螺栓拉伸机、叶轮泵及屏蔽泵、核电厂和核动力舰(船)所用功率控制棒驱动机构、汽轮机及与其配套主要设备的结构、性能、工作原理、设计准则、设计理论和方法等。其中,对于核安全一级机械设备承压部件的强度设计、控制棒驱动机构的电磁设计、叶轮泵设计、潜艇的运动学动力学设计理论以及复杂机械结构形象设计作了重点论述。对于重型精密难加工构件的制造工艺也作了典型介绍。

本书核特色显著,开拓性强,覆盖面宽,图文并茂,深浅有度。

本书可作为国防科工委系统高等院校的本科生、研究生教材,可供高等学校有关教师、科研设计单位、核动力工程等部门的专家、运行人员以及海军指战员等应用和参考。

图书在版编目(CIP)数据

核动力机械设计/朱齐荣编著. —长沙:国防科技大学出版社,2006.7
ISBN 7-81099-342-9

I. 核… II. 朱… III. 核动力装置—动力机械—机械设计 IV. TL99

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2006)第 068373 号

国防科技大学出版社出版发行

电话:(0731)4572640 邮政编码:410073

<http://www.gfkdcbs.com>

责任编辑:唐卫威 责任校对:肖 滨

新华书店总店北京发行所经销

国防科技大学印刷厂印装

*

开本:787×1092 1/16 印张:18.5 字数:474 千
2006 年 7 月第 1 版第 1 次印刷 印数:1-4000 册

*

ISBN 7-81099-342-9/TL·1

定价:32.00 元

版权著作权所有,侵权必究

前 言

机械和设备是有区别的。机械是“机器”和“机构”的总称，是一种比较复杂的综合系统；机构是由若干个构件组成的，具有确定的运动、能代替人类做功的人为组合体。而机器是根据生产、生活和科研要求设计的执行机械运动的装置，可用来变换和传递能量、物料和信息，它可以是一种机构，也可以是由多种机构组合起来的装置。如各种机床是机械，不是设备。设备则是工作、生产、科研和生活上需要的一种静止不动的器具，一般是些瓶瓶罐罐和壳体结构。如核反应堆压力容器就属于设备。只有机械设计师明白，机械比设备要复杂得多，设计机械的难度要比设计设备大得多。弄清了机械和设备的区别，就可明确“核动力设备”教材或专著不能代替“核动力机械设计”教材或专著的道理了。

检索国内外现有资料表明，“核动力机械设计”教材或专著极为罕见。目前，国内有核专家编著的《核电厂系统和设备》、《核动力装置》等教材，这是核反应堆工程和核电厂运行专业的必修、必选课程。但这些教材的内容“偏核少机”，对于核能工程和具有核特色的机械专业的学生来说，还必修或必选核动力机械课程。过去，国内外出版了较多的专业面较窄的非机械专家编著的“核动力设备”教材或专著。这些教材或专著难以满足时代对专业的要求。时代要求培养创新型人才和复合型人才，要求设计现代化机械，并尽可能机电结合，故急需覆盖面较宽的专业教材。为了丰富国防科技理论和专业知识的宝库，培养国防战线核动力机械专业人才。故编著了这本《核动力机械设计》教材。

本教材主要阐述核动力机械的设计计算基础理论和结构设计，同时对核动力装置中的主设备做了必要的介绍。设计计算基本理论是本教材的重点和核心，深浅有度。结构设计的理论基础是投影几何和形象思维造型学说。空间概念薄弱者不可能设计好的结构，甚至看不懂机械结构图。解剖现有先进机械的结构特点和工作原理等内容，可进一步培养空间概念和形象思维能力，为创新机械结构打好基础，其实质就是讲授结构设计。本教材在一定程度上启迪了机电一

体化设计和创新思维。具体内容包括核动力发电厂和核动力舰、船的基本组成、工作原理和设计准则,核动力厂和核动力舰、船所用功率控制棒驱动机构,螺栓拉伸机,核燃料装卸机械,核动力厂工艺运输机械和特种起重机,核动力厂和核动力舰、船所用汽轮机,核反应堆冷却剂循环用叶轮泵及屏蔽泵等机械的结构、性能、工作原理、设计准则和设计计算方法等内容。其中,对于核安全一级机械设备承压部件的强度设计、控制棒驱动机构的电磁设计、主泵的设计、潜艇的运动学动力学设计理论以及复杂机械结构设计作了重点探讨和较详细的论述。对于重型精密难加工构件的制造工艺也作了典型介绍。上述内容覆盖了几个分支学科的多门课程。在核能动力工程、核电运行和具有核特色的机械设计制造及其自动化等专业的教学计划中,主干课程、必修和选修课程太多,不可能设置更多产业机械课程,而设置本课程可以代替几门必修必选课。

本书是一本机械学领域分支学科核动力机械学教材,它的特点是核特色显著、开拓性强、覆盖面宽、实用性强、图文并茂、深浅有度,既是纯科学的一种分支,又是多种高新技术的综合应用。

本教材共有九章。全书由理学博士、南华大学党委书记邹树梁教授主审,由工学博士、南华大学机械学院院长张春良教授和工学硕士、南华大学图书馆馆长(原机械学院副院长)王剑彬教授审校。王剑彬教授审校第1~4章,其余由张春良教授审校。

本教材服务于核动力系统、军工系统人才培养和国防科技与教育事业的发展,可作为国防科工委系统高等院校具有核特色的机械设计制造及其自动化专业、核能动力工程和核电运行等专业本科生、研究生的教材或教学用书,可供国防科工委系统高等院校有关专业的教师,科研设计单位,核动力厂和核动力舰、船等部门的专家、运行人员以及海军指战员等应用和参考。

在编著本书的过程中,曾得到中国核动力研究院、北京核工业第二研究设计院、南华大学、南华大学机械学院、国防科技大学出版社、华北电力大学核能和动力工程学院等单位及其领导、专家、教授的指导与支持。在此向上述单位及个人表示衷心感谢。

由于作者的水平和参考资料所限,书中不妥或错误在所难免,诚恳地希望广大读者批评指正。

南华大学 朱齐荣

2006年4月

目 录

第一章 核动力机械设计涉及的核科技基础

第一节 核能和核动力反应堆简介·····	(1)
第二节 核动力发电概述·····	(4)
第三节 核动力舰船概述·····	(9)
第四节 核机械设备所用材料·····	(14)
第五节 核动力机械设备的安全分级·····	(24)
思考题与习题·····	(25)

第二章 压水堆本体结构设计及其重型构件的制造

第一节 压水堆本体结构简介·····	(27)
第二节 堆 芯 ·····	(28)
第三节 堆内构件·····	(34)
第四节 堆内构件设计准则·····	(38)
第五节 反应堆压力容器和堆顶上方的控制棒驱动机构·····	(40)
第六节 防止堆内构件振动的可靠性措施·····	(43)
第七节 压力容器和堆内重型构件的制造工艺·····	(46)
思考题·····	(55)

第三章 核安全一级承压部件强度设计的理论基础

第一节 核安全一级承压部件的设计规范和设计准则·····	(56)
第二节 反应堆压力容器的载荷及其破坏形式·····	(58)
第三节 反应堆压力容器设计中常用的强度理论·····	(59)

第四节	反应堆压力容器设计中常用的薄膜理论	(60)
第五节	内压容器的壁厚计算	(70)
第六节	壳体弯曲理论与边缘问题	(76)
第七节	热应力概述	(87)
第八节	反应堆压力容器的应力分类与应力强度	(89)
第九节	反应堆压力容器的设计方法	(91)
第十节	反应堆压力容器的设计内容和设计步骤	(93)
	思考题与习题	(94)

第四章 核燃料处理系统中多种专用机械的结构设计

第一节	压水堆核电厂内核燃料组件的装卸、转运和储存系统简介	(96)
第二节	压水堆核电厂内核燃料组件装卸、贮存和转运系统中的多种专用机械	(98)
第三节	重水堆核电厂核燃料装卸机械	(116)
	思考题	(125)

第五章 核功率控制机械及其机电磁一体化设计

第一节	功率控制机械的功能、安全等级及其类型	(126)
第二节	控制棒驱动机构设计准则摘要	(127)
第三节	步进磁力提升式控制棒驱动机构描述	(128)
第四节	电磁机械手的电磁设计	(137)
第五节	舰船艇核动力反应堆上的控制棒驱动机构简介	(145)
	思考题与习题	(147)

第六章 核动力装置中的专用泵和主要设备

第一节	核动力装置中主泵的功能及其工作原理	(148)
第二节	叶轮泵的主要参数和特性曲线	(150)
第三节	叶轮泵的相似设计法和常规设计法	(155)
第四节	核动力厂轴封式主泵的结构设计	(161)
第五节	给水泵、凝结水泵与循环水泵简介	(168)
第六节	核动力厂和舰船艇所用的屏蔽泵简介	(177)
第七节	核动力装置中的主要设备简介	(179)

思考题与习题	(192)
--------	-------

第七章 安装搬运核岛内重型部件的特种机械及其创新设计思路

第一节 拉伸核反应堆压力容器联接螺栓的拉伸机	(194)
第二节 核动力厂专用起重机简况	(200)
第三节 环形起重机偏轨箱形主梁的优化设计	(205)
第四节 核动力厂起重机器人创新设计构思	(214)
思考题与习题	(219)

第八章 核动力汽轮机

第一节 概 述	(220)
第二节 汽轮机的基本结构	(221)
第三节 汽轮机的基本工作原理	(235)
第四节 核电厂和核动力舰船用汽轮机	(240)
第五节 核动力汽轮机的功率调节装置	(244)
思考题与习题	(246)

第九章 核潜艇

第一节 概 述	(247)
第二节 核潜艇的构造与结构设计	(250)
第三节 潜艇运动学动力学设计的理论基础	(265)
第四节 美国海军第一、二代核潜艇的设计思想简介	(278)
第五节 21 世纪初期核潜艇的发展信息	(280)
思考题	(283)

参考文献	(284)
------	-------

第一章 核动力机械设计涉 及的核科技基础

第一节 核能和核动力反应堆简介

一、核 能

核能俗称为原子能,是指原子核中的核子重新分配时释放出来的能量。

核能分为两类:一类称核裂变能,是铀或钚等易裂变重元素,在中子轰击下发生裂变反应,它们的原子核被激发,先变成哑铃状,最后像液滴一样变成质量大体相当于两个较轻的原子核,同时释放出巨大能量、2~3个新中子和 α 、 β 、 γ 射线。每一个铀原子核裂变时,能释放出200MeV能量。

另一类叫核聚变能,是通过氘和氚等轻元素的原子核发生聚变反应释放出来的能量。

地球上蕴藏着较多的铀、钍等核裂变燃料资源,如果把它们裂变能充分地利用起来,可满足人类千来年的能源需求。海水中含有 3.5×10^{13} t的氘,如果将聚变能充分地利用起来,可满足人类上百亿年的能源需求。

二、核反应与反应性控制

1. 核反应与核裂变反应

基本粒子(包括原子核)与原子核碰撞导致原子核的质量、电荷或能量状态改变的现象,称为核反应。其中的核裂变反应就是一个重原子核吸收了一个中子之后分裂成为两个轻原子核的过程。例如:



这个过程的两项产物使它具有很大的价值,即每一次核裂变可释放出巨大能量,同时又产生2~3个新中子。新产生的中子又继续引起更多的重原子核裂变,这样连续发展下去,形成链式反应,从而不断地释放出巨大的能量。

2. 反应性

在反应堆核裂变链式反应中,某一代循环开始时的中子数与前一代循环开始时的中子数的比值称为有效增殖系数。反应堆的有效增殖系数用 K_{eff} 表示。当 $K_{eff} = 1$ 时,反应堆处于临界运行状态;当 $K_{eff} > 1$,为超临界;当 $K_{eff} < 1$ 时,为次临界。反应堆的有效增殖系数 $K_{eff} - 1$ 与有效增殖系数 K_{eff} 之比,叫反应性,用 ρ 表示。

$$\rho = \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}} \quad (1-2)$$

反应性也可表示反应堆偏离临界的程度。当反应堆临界时, $\rho = 0$; 超临界时, $\rho > 0$; 次临界时, $\rho < 0$ 。

3. 反应性控制

对反应堆内剩余反应性的控制称为反应性控制。其主要任务是采取不同的控制方式, 在确保安全的前提下, 控制反应堆内的剩余反应性, 以满足反应堆长期运行的需要; 通过控制物适当的空间布置和最佳的提棒程序, 使反应堆在整个堆芯寿期内保持较平坦的功率分布, 尽可能地减少功率峰因子; 在核电厂负荷变化时, 能自动调节反应堆内反应性, 使之响应负荷的变化; 当反应堆出现异常现象或事故时, 能迅速安全地停闭反应堆, 并保持适当的停堆深度。

4. 反应性控制方法

反应性控制方法有四种: 中子吸收法、改变中子慢化性能法、改变核燃料的富集度法以及中子泄漏法等。

三、核能的原始发现者是爱因斯坦

$E = 200\text{MeV}$ 是如何得来的? 这要归功于伟大的科学家爱因斯坦(Einstein)。

一百年以前, 爱因斯坦从相对论得出质量与能量间的相互关系:

$$E = mc^2 \quad (1-3)$$

即一个质量为 m 的物质, 具有 mc^2 的能量 $E(\text{J})$ 。

其中 c 为光速, 有 $c = 3 \times 10^{10} \text{cm/s}$, 则

$$E = mc^2 = 9 \times 10^{20} m$$

原子核的结合能是由质量转化为能量的。一个原子由一定数量的质子、中子和电子组成, 其质量应当是它所含的质子、中子和电子的质量之和。实际上测得的这个原子的质量要少一些, 应有质量与测得实际质量之差称为质量亏损, 就是由这些亏损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 eV 或 MeV 作为能量 E 的单位, 有

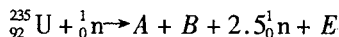
$$1\text{MeV} = 1.602 \times 10^{-13} \text{J}$$

原子质量 m 的单位为 u , 有

$$1u = 1.66 \times 10^{-27} \text{kg}$$

$1u$ 的质量可以转化为 931MeV 的能量, 则 $E = 931m$, 例如 ^{238}U 的质量亏损为 $1.934171u$, 其结合能为 1801.7MeV 。

裂变反应是某种重核元素, 如 ^{235}U 的原子核, 由中子引发分裂成中等质量原子核的反应, 其一般反应式为



式中, A 、 B 为裂变产物(中等质量原子核), 在此反应中, 有 $0.215u$ 的质量亏损, 裂变能

$$E = 0.215 \times 931 = 200\text{MeV}$$

四、核动力反应堆的定义和分类

核动力反应堆是在其中能维持可控自持核裂变链式反应或受控核聚变反应的特殊装置,因此它们分别被称为裂变反应堆和聚变反应堆。裂变反应堆已建成很多座并用于多种目的;聚变反应堆尚处在科学验证和概念设计研究阶段。目前,世界各国的核电厂都用核裂变反应堆。

核裂变反应堆的种类可按用途、中子能量、慢化剂、冷却剂、核燃料等的不同而分类。

1. 按用途分类

按用途可分为研究堆、动力堆、生产堆和特殊用途堆。反应堆的结构、特性和运行工况随用途而异。研究堆用来进行基础研究或应用研究;动力堆用来发电、提供舰船动力和生产热能;生产堆用来生产钚、钚和同位素;特殊用途堆用于专门目的,如验证某种反应堆设计的模式。

2. 按引起核裂变的中子平均能量分类

按引起核裂变的中子平均能量可分为热中子堆、中能中子堆、快中子堆。核裂变主要由热中子引起,热中子堆占全世界已有反应堆的绝大多数;中能中子堆核裂变主要由能量为几个 eV 到大约 100 keV 的中能中子引起;快中子堆核裂变主要由能量为 100 keV 以上的快中子引起。

3. 按反应堆的结构分类

按反应堆的结构可分为压力容器式堆、压力管式堆和池式堆。

4. 按所使用的慢化剂和冷却剂分类

按所使用的慢化剂和冷却剂可分为:轻水堆、重水堆、石墨气冷堆和石墨沸水堆、液态金属冷却快中子堆。轻水堆中轻水既作慢化剂又作冷却剂,根据水在堆芯中的工作状态又分为压水堆和沸水堆;重水堆中重水作慢化剂,重水(或沸腾轻水)作冷却剂;石墨气冷堆和石墨沸水堆,均由石墨作慢化剂,分别由二氧化碳(或氦气)和沸腾轻水作冷却剂;液态金属冷却快中子堆,无慢化剂,通常以液态钠作冷却剂。

5. 按核燃料分类

按核燃料可分为天然铀堆和富集铀堆。

在上述各种反应堆中,压水堆技术比较成熟、经济效益较好、安全可靠性能较高,故已得到广泛应用。

五、核动力装置首选堆型的典型参数

核动力装置首选堆型的典型参数如表 1-1 所示。

表 1-1 核动力装置首选堆型的典型参数

反应堆数型		压水堆 (PWR)	坎杜重水堆 (CANDU)	高温气冷堆 (HTR-M)
核燃料	核燃料	UO ₂	UO ₂	UO ₂
	包壳材料	Zr-4	Zr-4	石墨
	供料富集度(%) [*]	1.8~3.1	天然	7.8
慢化剂		H ₂ O	D ₂ O	石墨
冷却剂	材 料	H ₂ O	D ₂ O	He
	压力(MPa)	15.5	9.32	6.0
	入口温度(℃)	286	250	250
	出口温度(℃)	323.2	294	700
压力容器	材 料	低合金钢 (内壁堆焊不锈钢)	锆管	20MnMoNi55
	内径(m)	3.988	0.106	5.9
	高(m)	13.17	-	25.2
	壁厚(mm)	200	5	118
蒸汽	压力(MPa)	5.5	4.3	21
	温度(℃)	270	255	530
热能净效率(%)		33	30	40

* 注:舰、船、艇核动力装置所用核燃料的富集度更高。

第二节 核动力发电概述

一、核电厂

1. 核电厂定义

采用铀(钚)作为核燃料,将它在可控自持裂变链式反应中产生的能量转变为电能的发电厂称为核电厂(也称为核电站)。

2. 核电厂的类型

核电厂主要以反应堆的种类相区别,有压水堆核电厂、沸水堆核电厂、重水堆核电厂、石墨水冷堆核电厂、石墨气冷堆核电厂、高温气冷堆核电厂和快中子增殖堆核电厂等。目前大多数商业运行的核电厂是压水堆核电厂。

二、压水堆核电厂的基本组成及其核动力发电基本原理

1. 压水堆核电厂的基本组成

压水堆核电厂由核岛、常规岛和电厂配套设施组成,如图 1-1 所示。

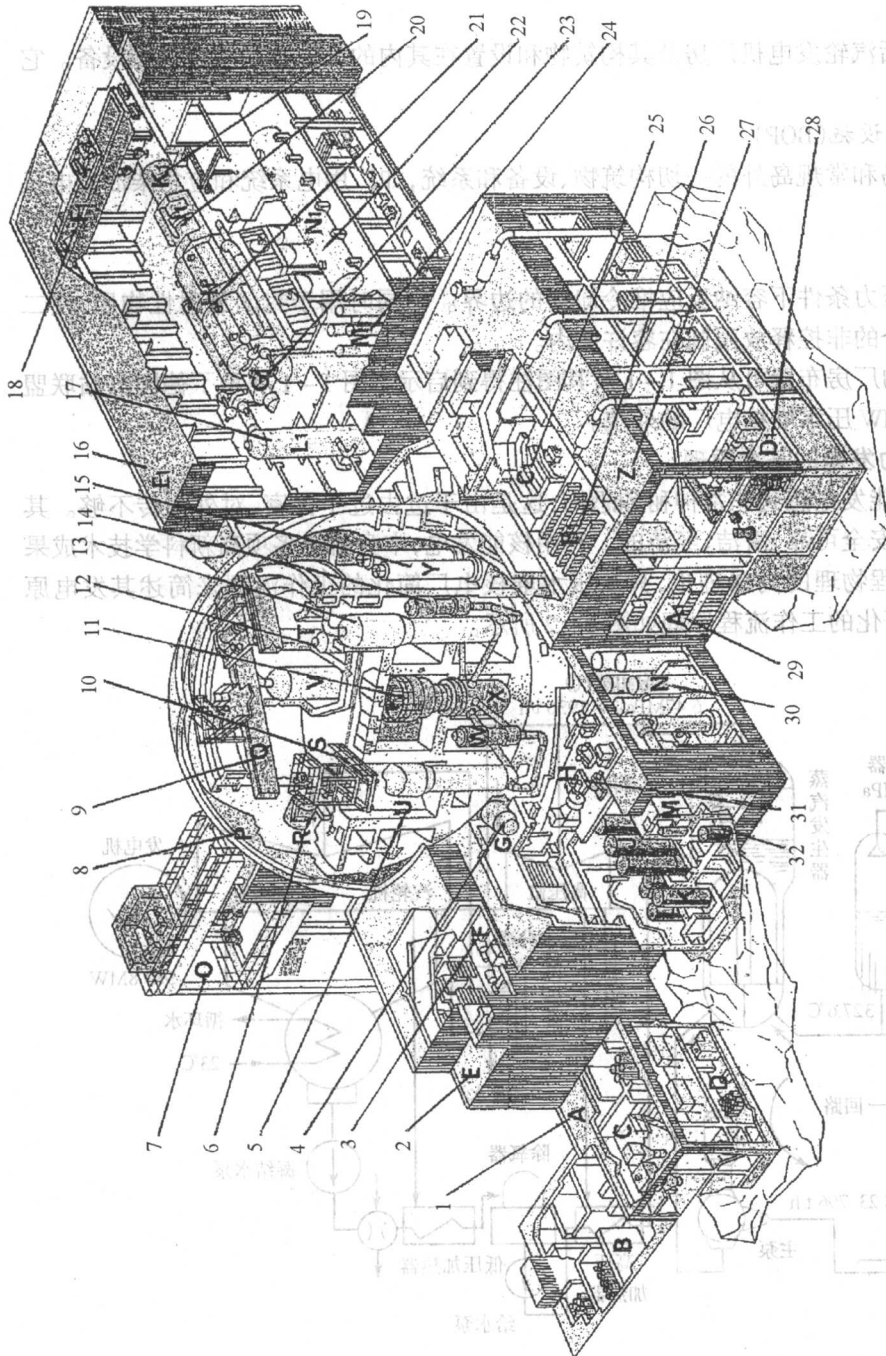


图 1-1 压水堆 1000MW 核电厂

- 1 - 放射性废物处理厂房; 2 - 核辅助厂房; 3 - 排风机; 4 - 工艺运输气闸门; 5 - 核燃料组件水池; 6 - 设备气闸门; 7 - 龙门起重机桁架; 8 - 安全壳; 9 - 环形桥式起重器; 10 - 装卸料机; 11 - 反应堆压力容器; 12 - 稳压器; 13 - 蒸汽发生器; 14 - 反应堆冷却剂泵; 15 - 安全注射箱; 16 - 汽轮机高压缸; 17 - 汽水分离再热器; 18 - 桥式起重器; 19 - 励磁机; 20 - 发电机; 21 - 汽轮机低压缸; 22 - 给水箱; 23 - 汽轮机高压缸; 24 - 高压加热器; 25 - 控制室; 26 - 仪表盘; 27 - 供电设备和应急备用厂房; 28 - 紧急柴油发电机厂房; 29 - 电气设备; 30 - 冷却剂储存池; 31 - 负压压气系统; 32 - 混合床过滤器

(1) 核岛

核岛是核电厂内与“核”有密切关系的部分,由核供汽系统及其厂房组成。核岛部分是核电厂的核心,包括反应堆厂房、核辅助厂房和构筑物以及设置在其内的各条系统与机械设备。

(2) 常规岛

常规岛主要包括汽轮发电机厂房及其构筑物和设置在其内的二回路系统与机械设备。它与火电厂相似。

(3) 核电厂配套设施(BOP)

核电厂中除核岛和常规岛外的一切构筑物、设备和系统,如厂用电系统和应急柴油发电机厂房就是其一。

(4) 压力边界

在运行温度和压力条件下容纳反应堆冷却剂的边界。它同时用于封闭放射性物质,使二回路和电厂其他部分的非控释放限制在容许值内。

压水堆核电厂的厂房布置可从图 1-1 及其图注得到启示。图 1-1 展示了德国电站联盟公司(KWU)的 1000MW 压水堆核电厂的外貌。

2. 压水堆核动力发电的基本原理

过去,人们对核能发电感到非常神秘和恐怖,这是由于过去过于保密,对外宣传不够。其实,利用核能发电是安全可靠、清洁、经济的。利用核能发电,本身就是多项高新科学技术成果的结晶,这里避开工程物理的高深理论,只从压水堆核电厂简化的工作流程来简述其发电原理。压水堆核电厂简化的工作流程原理如图 1-2 所示。

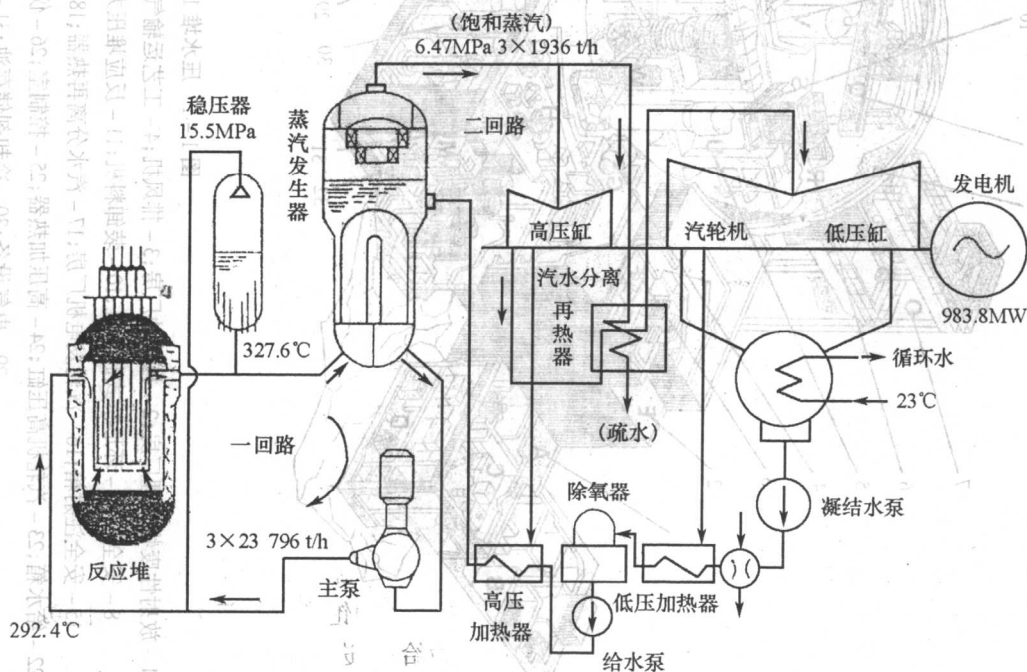


图 1-2 压水堆核电厂核能发电工作原理流程简图

从图 1-2 看出,压水堆核电厂工作原理流程主要由两大回路构成。核电厂的一回路是由反应堆、蒸汽发生器、主循环泵、稳压器和主管道为主体组成的。核燃料在反应堆内发生核裂变的链式反应,产生大量的热量传给冷却剂(水),由主泵把冷却剂从堆芯抽送到蒸汽发生器,冷却剂在蒸汽发生器的管束内放出热量后又被主泵压入反应堆,它在反应堆内重新加热后再送到蒸汽发生器中去。这样周而复始地形成闭式的循环回路,称为一回路。

一回路冷却剂的热量通过蒸汽发生器传热管的管壁传给管外工质(水),使其升温、蒸发产生蒸汽,品质合格的蒸汽被送往汽轮机,推动汽轮机旋转,汽轮机再驱动发电机,从而使发电机发电。在汽轮机内作过功的蒸汽称为排汽。压力很低(一般为 0.005MPa 左右)的排汽进入凝汽器(又称冷凝器),凝汽器内有很多钛合金管,温度较低的循环水在钛合金管内流动。排入凝汽器的排汽通过钛合金管管壁将热量传给循环水,而本身凝结为水,称为低压给水。低压给水经凝结水泵升压后进入低压加热器。低压加热器是用很多不锈钢钢管制成的,从汽轮机某一级后端抽出来的具有一定压力和温度的抽汽在低压加热器的钢管外流动。在钢管内流动的低压给水被蒸汽加热,温度升高后的低压给水经除氧器除氧后又被给水泵吸走,排入高压加热器,高压加热器将给水加热到需要的温度后再次进入蒸汽发生器,重新被加热汽化。这样周而复始地形成了第二回路。一、二回路的工质不断运行,能量以核能→热能→机械能→电能的规律转换,这就是核电厂核能发电的一般工作原理。

三、重水堆核电厂

1. 重水堆核电厂的工艺流程

我国秦山核电厂三期工程建造了两座 70 万 kW 重水堆核电机组,已于 2003 年 6 月 13 日临界运行。重水堆核电技术是从加拿大引进的。加拿大设计、建造和运行的核电厂主要是坎杜(CANDU)型重水堆核电厂。坎杜型重水堆核电厂的原理流程图如图 1-3 所示,它也是由核岛和常规岛两大部分组成的。

它的堆本体是一只卧式排管容器,核燃料组件是水平放置的。两台或一台卧式装卸料机布置在排管容器的两侧或一侧进行装卸料。

加拿大皮克灵重水堆核电厂是较早建成的,它的反应堆排管容器内有 390 根压力管,每根压力管内放 12 束燃料组件,每束组件有 28 根燃料棒。堆出口的冷却剂温度为 293℃,压力为 9.0MPa,经集流总管进入四组蒸汽发生器。一回路系统是两边对称的,见图 1-4。195 根压力管内的冷却剂是从堆的左侧进,右侧出;另外 195 根压力管内的冷却剂的流向相反,右进左出。整个一回路系统构成卧“8”字型环路。从蒸汽发生器出来的重水温度为 249℃,再由 12 台主泵唧送进入反应堆,流量 30 000m³/h。一回路的管道是由不锈钢制成的,冷却剂重水装载量约为 138t。慢化剂系统有 5 台慢化剂泵、2 台热交换器。慢化剂泵耗电为 90MW,泵的流量为 3240m³/h,经热交换器循环,将热量传给冷却水。慢化剂的最高温度为 68℃,覆盖氦气压力为 0.17MPa,慢化剂的重水装载量约为 293t。蒸汽发生器内产生的饱和蒸汽流入汽轮机做功,蒸汽压力约 4.2MPa,流量为 2930m³/h,排汽经冷凝后又作为给水,进入蒸汽发生器。

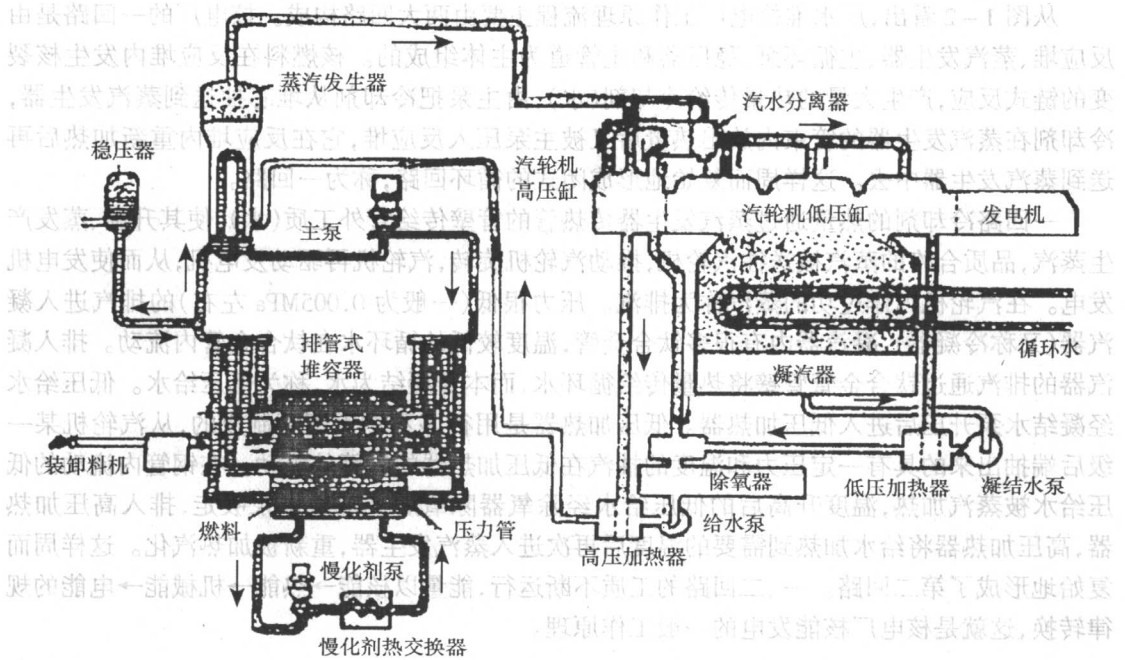


图 1-3 重水堆核电厂原理流程图

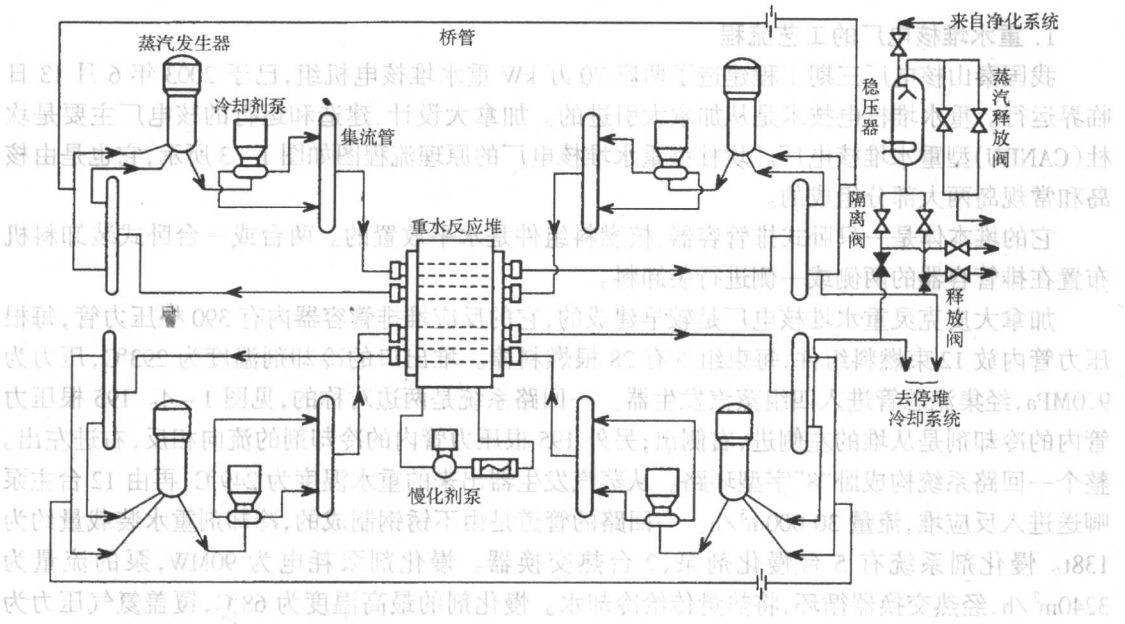


图 1-4 重水堆核电厂一回路系统流程图

反应堆及其核蒸汽供应系统的机械设备,全部放置在半球形壳顶、圆柱形壳体的钢筋混凝土安全壳内,以防止放射物质扩散到环境中去。安全壳的内径为 42.5m,柱高为 35.5m,壁厚为 1.12m。重水堆核电厂的主要技术参数见表 1-2。

2. 重水堆核电厂的主要参数

重水堆核电厂的主要参数见表 1-2。

表 1-2 坎杜(CANDU)型加压重水动力堆核电厂参数表

	道格拉斯角	皮克林 - A	布鲁斯 - A	根蒂莱 - 2
电厂净输出功率(MW)	208	514 × 4	745 × 4	600
压力管数(根)	306	390	480	380
堆芯长度(cm)	500	594	594	594
燃料装载量(t)	41.5	92.3	114	95.8
燃料耗(MW·d/t)	8400	8000	9600	7500
重水装载量(t)	179.5	403.69	568.1	467
反应堆入口温度(℃)	249	249	252(内区)/264(外区)	267
反应堆出口温度(℃)	293	293	299	312
主泵(台)	10	16	4	4
蒸汽发生器(台)	8	12	8	4
汽轮机	1 台	每座堆 1 台	每座堆 1 台	1 台
蒸汽温度(℃)	250(调节阀处)	250(蒸汽发生器处)	253	258
调节阀处压力(MPa)	4.05	4.02	4.13	4.54

第三节 核动力舰船概述

一、现代核动力舰船的基本情况

核动力舰船可分为两类:一类为民用核动力船舶,如核动力破冰船、核动力客货船和海洋考察特种船,这些船舶上的核动力装置与压水堆核电厂的核动力基本相似;另一类为军用核动力舰船,如巡洋舰、航空母舰、弹道导弹核潜艇、攻击型核潜艇等,它们的核动力装置与核电厂的核动力装置有所不同,待后介绍。

现代军用核动力舰船的品种很多,有航空母舰、巡洋舰、弹道导弹核潜艇、攻击型核潜艇等四大类,各类中有很多级,各级中又有很多种。下面介绍两种较典型的军舰,为学习核潜艇做准备。

1. 世界上最早的核动力航空母舰——美国“企业”号核动力航空母舰

美国“企业”号核动力航空母舰是世界上第一艘安装核动力装置的航空母舰,其外形见图 1-5,现已进行了现代化改装。“企业”号航空母舰的核动力装置是由 8 座核反应堆、32 台蒸汽发生器、4 台蒸汽轮机、4 根传动轴组成。每两个反应堆配有 8 台蒸汽发生器,供给一台汽轮