

核科学与技术



国

防

科

工

委

『

十

五

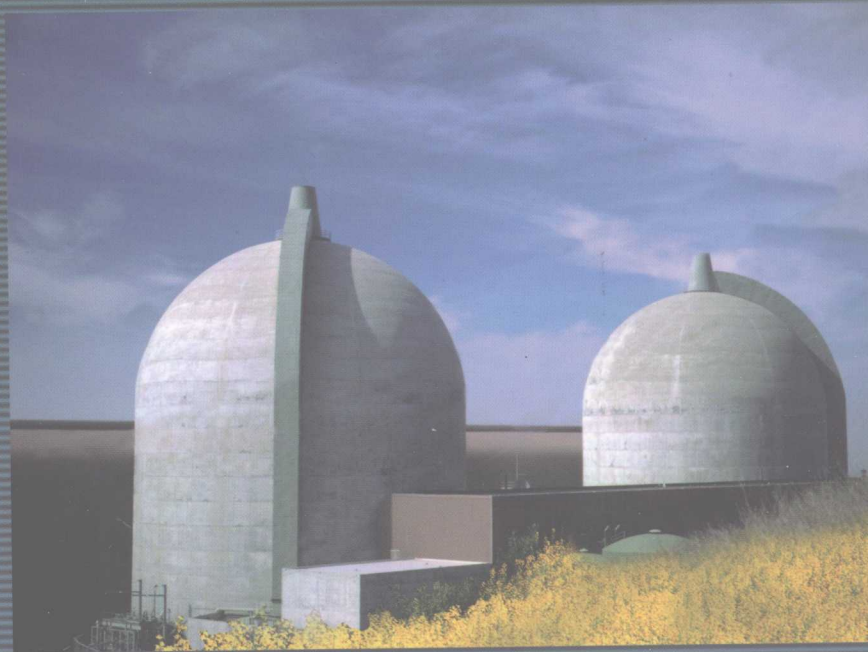
规

划

教材

核反应堆工程

●主编 阎昌琪



哈尔滨工程大学出版社

北京理工大学出版社

西北工业大学出版社

哈尔滨工业大学出版社

北京航空航天大学出版社



国防科工委“十五”规划教材 核科学与技术

核反应堆工程

阎昌琪 曹欣荣 编



哈尔滨工程大学出版社

北京理工大学出版社 西北工业大学出版社

哈尔滨工业大学出版社 北京航空航天大学出版社

内容简介

本书比较系统全面地介绍了核反应堆的基础知识,重点介绍了反应堆材料、反应堆物理、反应堆热工水力及反应堆安全的知识。本书的内容以核电站压水反应堆为主,同时也介绍了船用反应堆、航天用的反应堆、沸水堆、重水堆、气冷堆等不同类型的核反应堆。

书中涉及的学科领域比较广泛,专业面宽,内容涵盖了动力反应堆的主要专业知识,反映了目前核反应堆工程的发展趋势。

本书可作为高等院校核科学与核技术专业的研究生教材,也可作为核电站和船用核动力设计、运行及管理人員的培训参考书。

图书在版编目(CIP)数据

核反应堆工程/阎昌琪,曹欣荣编. —哈尔滨:哈尔滨工程大学出版社,2004

ISBN 7-81073-615-9

I. 核… II. ①阎…②曹… III. 反应堆-核工程
IV. TL3

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2004)第 086103 号

核反应堆工程

阎昌琪 主编

责任编辑 陈晓军

责任校对 陈晓军

哈尔滨工程大学出版社出版发行

哈尔滨市东大直街 124 号

发行部电话:(0451)82519328 邮编:150001

新华书店经销

肇东粮食印刷厂印刷

开本:787×960 1/16

印张:23.25 字数:562千字

2004年8月第1版 2007年1月第2次印刷

印数:1 001—3 000册

ISBN 7-81073-615-9/TL·5 定价:28.80元

国防科工委“十五”规划教材编委会

(按姓氏笔画排序)

主 任:张华祝

副主任:王泽山

编 委:王 祁

乔少杰

杨志宏

陈国平

贺安之

郭黎利

陈懋章

王文生

仲顺安

肖锦清

陈懋章

夏人伟

屠森林

屠森林

王泽山

张华祝

苏秀华

庞思勤

徐德民

崔锐捷

田 蔚

张近乐

辛玖林

武博祯

聂 宏

黄文良

史仪凯

张耀春

陈光禔

金鸿章

贾宝山

葛小春



总 序

国防科技工业是国家战略性产业,是国防现代化的重要工业和技术基础,也是国民经济发展和科学技术现代化的重要推动力量。半个多世纪以来,在党中央、国务院的正确领导和亲切关怀下,国防科技工业广大干部职工在知识的传承、科技的攀登与时代的洗礼中,取得了举世瞩目的辉煌成就。研制、生产了大量武器装备,满足了我军由单一陆军,发展成为包括空军、海军、第二炮兵和其它技术兵种在内的合成军队的需要,特别是在尖端技术方面,成功地掌握了原子弹、氢弹、洲际导弹、人造卫星和核潜艇技术,使我军拥有了一批克敌制胜的高技术武器装备,使我国成为世界上少数几个独立掌握核技术和外层空间技术的国家之一。国防科技工业沿着独立自主、自力更生的发展道路,建立了专业门类基本齐全,科研、试验、生产手段基本配套的国防科技工业体系,奠定了进行国防现代化建设最重要的物质基础;掌握了大量新技术、新工艺,研制了许多新设备、新材料,以“两弹一星”、“神舟”号载人航天器为代表的国防尖端技术,大大提高了国家的科技水平和竞争力,使中国在世界高科技领域占有了一席之地。十一届三中全会以来,伴随着改革开放的伟大实践,国防科技工业适时地实行战略转移,大量军工技术转向民用,为发展国民经济作出了重要贡献。

国防科技工业是知识密集型产业,国防科技工业发展中的一切问题归根到底都是人才问题。50多年来,国防科技工业培养和造就了一支以“两弹一星”元勋为代表的优秀的科技人才队伍,他们具有强烈的爱国主义思想和艰苦奋斗、无私奉献的精神,勇挑重担,敢于攻关,为攀登国防科技高峰进行了创造性劳动,成为推动我国科技进步的重要力量。面向新世纪的机遇与挑战,高等院校在培养国防科技人才,生产和传播国防科技新知识、新思想,攻克国防基础科研和高技术研究难题当中,具有不可替代的作用。国防科工委高度重视,积极探索,锐意改革,大力推进国防科技教育特别是高等教育事业的发展。

高等院校国防特色专业教材及专著是国防科技人才培养当中重要的知识载体和教学工具,但受种种客观因素的影响,现有的教材与专著整体上已落后于当今国防科技的发展水平,不适应国防现代化的形势要求,对国防科



技高层次人才的培养造成了相当不利的影响。为尽快改变这种状况,建立起质量上乘、品种齐全、特点突出、适应当代国防科技发展的国防特色专业教材体系,国防科工委全额资助编写、出版 200 种国防特色专业重点教材和专著。为保证教材及专著的质量,在广泛动员全国相关专业领域的专家学者竞投编著工作的基础上,以陈懋章、王泽山、陈一坚院士为代表的 100 多位专家、学者,对经各单位精选的近 550 种教材和专著进行了严格的评审,评选出近 200 种教材和学术专著,覆盖航空宇航科学与技术、控制科学与工程、仪器科学与工程、信息与通信技术、电子科学与技术、力学、材料科学与工程、机械工程、电气工程、兵器科学与技术、船舶与海洋工程、动力机械及工程热物理、光学工程、化学工程与技术、核科学与技术等学科领域。一批长期从事国防特色学科教学和科研工作的两院院士、资深专家和一线教师成为编著者,他们分别来自清华大学、北京航空航天大学、北京理工大学、华北工学院、沈阳航空工业学院、哈尔滨工业大学、哈尔滨工程大学、上海交通大学、南京航空航天大学、南京理工大学、苏州大学、华东船舶工业学院、东华理工学院、电子科技大学、西南交通大学、西北工业大学、西安交通大学等,具有较为广泛的代表性。在全面振兴国防科技工业的伟大事业中,国防特色专业重点教材和专著的出版,将为国防科技创新人才的培养起到积极的促进作用。

党的十六大提出,进入二十一世纪,我国进入了全面建设小康社会、加快推进社会主义现代化的新的发展阶段。全面建设小康社会的宏伟目标,对国防科技工业发展提出了新的更高的要求。推动经济与社会发展,提升国防实力,需要造就宏大的人才队伍,而教育是奠基的柱石。全面振兴国防科技工业必须始终把发展作为第一要务,落实科教兴国和人才强国战略,推动国防科技工业走新型工业化道路,加快国防科技工业科技创新步伐。国防科技工业为有志青年展示才华,实现志向,提供了缤纷的舞台,希望广大青年学子刻苦学习科学文化知识,树立正确的世界观、人生观、价值观,努力担当起振兴国防科技工业、振兴中华的历史重任,创造出无愧于祖国和人民的业绩。祖国的未来无限美好,国防科技工业的明天将再创辉煌。

张华祝



前言

核反应堆的问世是和平利用原子能的一个重要里程碑,它在世界能源利用方面起了重大的积极作用。目前全球电力的 17% 以上是来自核能发电。自第一座核电站问世以来的近 50 年里,核电的发展速度很快,目前全世界 31 个国家和地区有 438 座核电站在运行,核电站已积累了 5 000 多堆年的运行经验。在核电站反应堆迅速发展的同时,舰船用反应堆的应用范围也在不断扩大。在军事和民用两大需求的牵引下,核反应堆技术近年来有了大幅度的提高,目前的反应堆已有十几种不同的类型,它的设计和建造涉及了很多专业领域。

本书比较全面地介绍了与核动力反应堆有关的专业知识,内容包括反应堆结构和材料、反应堆物理、反应堆热工水力及反应堆安全等,在有限的篇幅内涵盖了有关核动力反应堆的主要知识,使学生在较短的时间内对核反应堆有一个全面综合的了解。教材的内容涵盖专业面较广、综合性强,适合于核工程类专业的研究生使用,特别适合从其他专业考入核工程专业的研究生使用。同时,本书考虑到尽可能大的读者使用范围,内容安排由浅入深,使其适合从事核工程领域工作的技术人员培训使用,使学员在较短的时间内对反应堆知识有一个全面的了解。

由于目前电站核反应堆和船用核反应堆都是以压水堆为主,因此本书以压水堆为主要对象。在内容选取上力求反映现代反应堆的发展趋势,介绍一些新堆型、新材料和新的设计方法,在内容安排上注意与工程实际相结合。本书以介绍核电站反应堆为主,同时也介绍了舰船反应堆和空间用反应堆,例如一体化反应堆和热电直接转换反应堆等。这样既可以扩大学生的知识面,也使学生了解一些目前反应堆的发展趋势。

全书共分 7 章,第 1 章介绍了目前世界上正在运行的核动力反应堆的类型。以压水堆为主,同时介绍了沸水堆、重水堆、气冷堆、钠冷快堆等;第 2 章介绍了核反应堆物理的基本原理和基本的设计计算方法;第 3 章介绍了压水堆的本体结构和反应堆材料;第 4 章和第 5 章主要介绍了反应堆热工



学和反应堆流体力学;第6章介绍了反应堆热工设计原理,主要介绍了单通道模型分析法和子通道模型分析法两种设计方法;第7章介绍了与核反应堆安全有关的知识,包括反应堆安全对策、事故分析等。

本书由阎昌琪教授主编,其中第2章的2.2和2.3两节由曹欣荣副教授编写,其他各章节均由阎昌琪编写。在大纲的制定和内容编写过程中,清华大学的贾宝山教授提出了许多宝贵的建议;研究生孙立成、曹夏昕、张庆华、王佳林和赵翠娜等同学参加了本书的校对工作,在此表示衷心的感谢。

编者

2004年8月

目 录

1 核反应堆类型	1
1.1 概 述	1
1.2 压水堆(PWR)	2
1.3 沸水堆(BWR)	9
1.4 重水堆	13
1.5 气冷堆	17
1.6 钠冷快中子堆	23
1.7 舰船用核动力反应堆	25
1.8 特殊用途的小型核反应堆	29
思考题	33
参考文献	34
2 核反应堆物理	35
2.1 原子核物理基础	35
2.2 核反应堆临界理论与反应性变化	46
2.3 核反应堆中子动力学	87
思考题	91
习 题	92
参考文献	92
3 核反应堆结构与材料	93
3.1 压水堆结构	93
3.2 核反应堆材料	113
思考题	138
参考文献	139
4 核反应堆热工学	140
4.1 核反应堆的释热	140
4.2 核反应堆部件的热传导	157
4.3 输热和单相对流传热	171
4.4 核反应堆内的沸腾换热	183
思考题	200
习 题	201
参考文献	202



5 核反应堆流体力学	204
5.1 冷却剂单相流动	204
5.2 气-水两相流	211
5.3 临界流动	234
5.4 两相流动不稳定性	243
5.5 自然循环	252
思考题	260
习 题	261
参考文献	262
6 核反应堆热工水力设计	263
6.1 堆芯热工水力设计概述	263
6.2 单通道模型设计法	267
6.3 子通道模型设计法	282
思考题	289
习 题	289
参考文献	290
7 核反应堆安全	291
7.1 核反应堆安全的基本概念和基本原则	291
7.2 核反应堆事故及分类	298
7.3 核反应堆严重事故	316
7.4 国际核事件的分级	338
7.5 事故情况下放射性物质的释放与防护	343
思考题	352
参考文献	352
附录 1 国际单位与工程单位的换算	354
附录 2 一些核素的热截面(对 0.025 3 eV 或 2 200 m/s 的中子)	355
附录 3 核燃料的热物性	356
附录 4 包壳和结构材料的热物性	357
附录 5 贝塞尔函数	358
附录 6 水的热物性	359
附录 7 饱和线上水和水蒸气的几个热物性	360

1 核反应堆类型

1.1 概 述

从 20 世纪 40 年代第一座核反应堆问世以来,核能的开发利用进入了一个崭新的阶段。早期的核反应堆主要用在军事上,例如上世纪 40 年代至 50 年代初,美国建造的主要是生产堆,为原子弹生产所需的钚。由于核动力作为水下动力源有其特殊的优势,美国在第二次世界大战后集中研究力量开发潜艇核动力技术,于 1955 年建造了世界上第一艘核潜艇。1954 年,前苏联奥布宁斯克 5 000 kW 试验核电站建成;1957 年底,美国在潜艇压水堆技术的基础上建成了 60 MW 西平港压水堆核电站。在此期间,前苏联于 1959 年建成了核动力破冰船和核潜艇;1964 年建成了别洛雅克一号 100 MW 石墨沸水堆核电站。在 20 世纪 60 年代以后,由于世界局势的缓和,以及工业的快速发展,核反应堆的研究和使用主要集中在和平利用上,即用在核动力发电上,因此 20 世纪六七十年代是核电站反应堆大力发展的时期,从此人类进入了一个和平利用核能的新纪元。此后,核电站在全世界范围内有了相当规模的发展。随着核电站数量的增多和使用范围的扩大,核反应堆技术也日臻成熟。

随着工业技术的飞速发展和人类文明的进步,地球上有限的化石能源在加速地消耗。据预言家们估计,化石燃料可能在今后的几个世纪内被消耗殆尽。除这些化石燃料外,自然界里还有核能、风能、水能、太阳能、地热和潮汐等。在这些能源当中,核能是目前比较成熟并已在工业上大规模应用的新型能源。核能不仅有单位体积能量大的优点,而且资源丰富,据初步估计,地球上已勘探到的铀矿和钍矿资源其能量相当于有机燃料的 20 倍。

核动力反应堆使用的一个重要领域是船用核动力,包括潜艇核动力和航空母舰的核动力。因为核动力具有不依赖空气工作的特点,它作为水下潜艇和潜器的动力有其特殊的优点,所以核反应堆出世以来较早的是被用在核潜艇上。核潜艇与常规潜艇相比具有水下续航力强、噪声小和可靠性好等突出优点,因此世界上的几个核大国都相继建造了大批的核潜艇。由于核能的单位体积释热量大、使用时间长,所以对于功率大、燃料消耗量多的航空母舰也是一种很理想的动力源。根据原子核裂变产生的能量计算,1 kg 的 ^{235}U 完全裂变所产生的能量大约相当于 2 800 t 标准煤完全燃烧,或 2 100 t 燃油完全燃烧所产生的能量值。因此在大型航空母舰上用核动力取代常规动力可以大大减少燃料的携带量,提高舰艇的续航能力。目前,美国、俄罗斯等国新建的大型航空母舰主要以核动力为主。从国防的战略发展看,核动力潜艇是一个国家的重要战略武器,在强权政治、霸权主义横行的当今世界里,是实现二次核打击、保卫国家安全的重要



装备。为此,世界几个核大国竞相在核动力舰船的研究和建造方面投入人力和财力,不断研究出一些新型的核潜艇和核动力水面舰艇。

核动力反应堆应用的另一个重要领域是核电站,自第一座核电站问世以来的近 50 年里,核电站的发展速度很快,目前全世界 31 个国家和地区有 438 座核电站在运行,核电站已积累了 5 000 多堆年的运行经验。从总的发展趋势来看,在今后的 30 ~ 50 年内,还会有更多的国家和地区建造核电站,核电站的发电总量将达到世界总发电量的 35% 以上。核电站多年的运行经验证明,核电是一种清洁、经济、安全的能源。核电站在工作过程中不会向大气排放 SO_2 和 CO_2 等有害气体,可以避免产生温室效应,如果全部用核能代替化石燃料发电,可以改善大气污染问题。由于核电技术不断完善,很多部件都采用了标准化生产,因此其成本和造价随之降低。在核电站发展的初期阶段,人们就比较重视核电站的安全问题,从而也促使工程技术人员在核电站的设计和建造过程中始终对安全问题十分重视。尽管在核电站的运行和使用过程中也出现过三哩岛事故、切尔诺贝利核电站事故等重大事故,但相对于世界上有这么多的核电站在运行,核电站事故出现的概率还是很小的。随着核电站运行经验的不断积累,安全措施会越来越成熟,将来的核电站一定会越来越安全,越来越便于操作和使用。

经过 50 多年的研制、开发和不断改进,已经形成了各具特色的多种核反应堆堆型。各种类型的核反应堆都有各自的特点,它们被用于不同的领域,发挥着各自的作用。下面介绍几种目前世界上使用的有代表性的动力反应堆的堆型。

1.2 压水堆(PWR)

压水堆是世界上最早开发的动力堆堆型。压水堆出现后,经过了先军用后民用,由船用到陆用的发展过程。压水堆是目前世界上应用最广泛的反应堆堆型,在已建成的核电站中,压水堆占 60% 以上,目前世界上拥有大型核电站压水堆的总数为 250 多座。在一些工业发达国家,压水堆已形成了批量生产能力,燃料组件、控制棒等部件已成为标准化产品,已具有了很成熟的制造工艺。

压水堆以净化的普通水做慢化剂和冷却剂,水的总体温度低于系统压力下的饱和温度。水中含有氢原子核,所以中子慢化性能好,而且水的物理和化学性能为人们熟知。但水的中子吸收截面较大,因此必须用一定富集度的铀做核燃料。此外,在常压下水的沸点低,要使水在高温下不沸腾,就必须在高压下运行,从而才可能获得高的热效率。这样就需要反应堆容器和有关系统都能承受高压,使这些部件的壁厚增大。

1.2.1 压水堆的基本构成^[1]

压水堆由压力容器、堆芯、堆内构件及控制棒驱动机构等部件组成。图 1-1 所示为一个典型的压水反应堆的本体结构。

堆芯是进行链式核裂变反应的区域,它由核燃料组件、可燃毒物组件、控制棒组件和启动

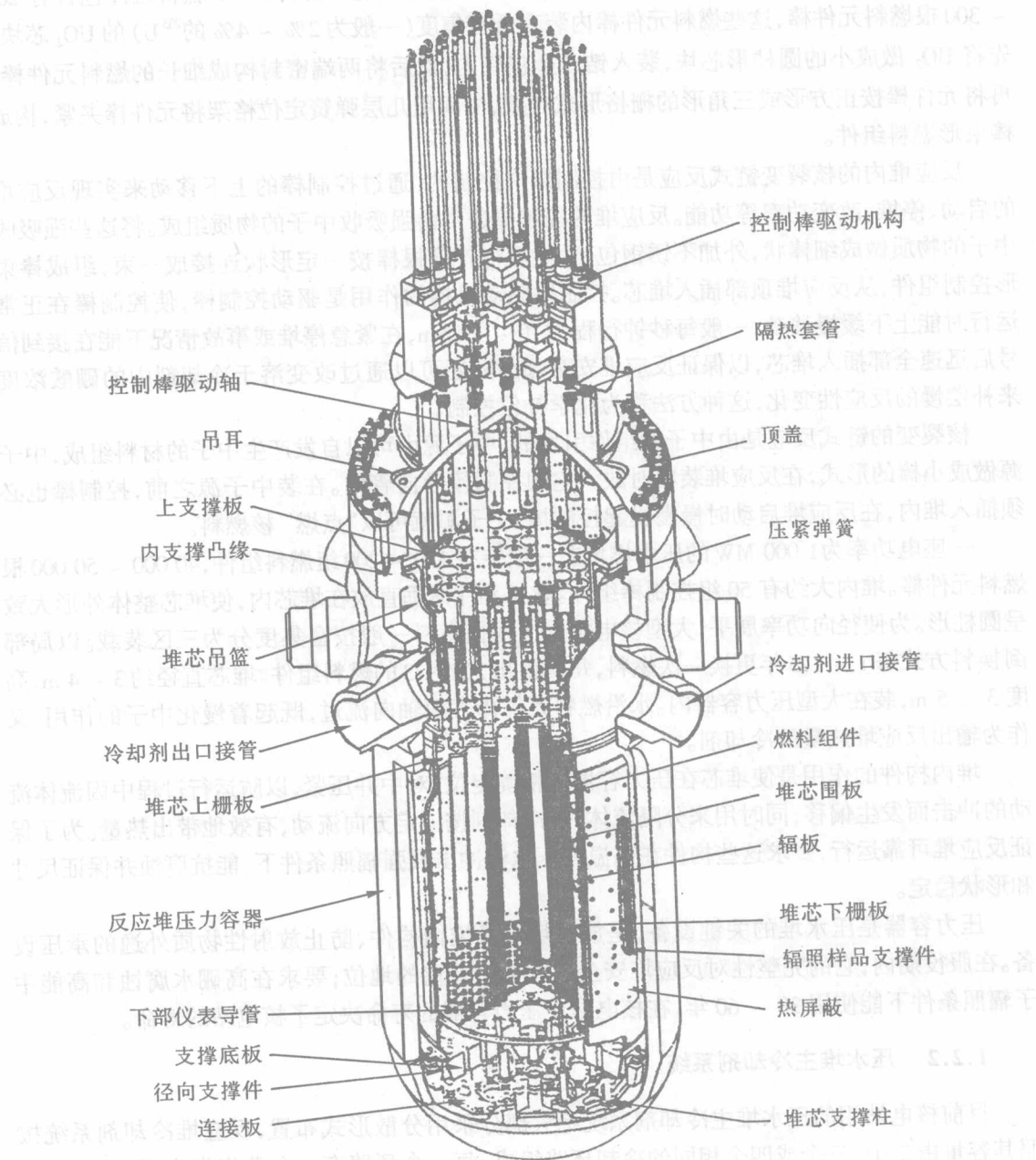


图 1-1 压水反应堆本体结构



中子源组件等组成。核燃料组件是产生裂变并释放热量的重要部件,一个燃料组件包含有 200 ~ 300 根燃料元件棒,这些燃料元件棒内装有低富集度(一般为 2% ~ 4% 的 ^{235}U)的 UO_2 芯块。先将 UO_2 做成小的圆柱形芯块,装入锆合金包壳内,然后将两端密封构成细长的燃料元件棒。再将元件棒按正方形或三角形的栅格形式布置,中间用几层弹簧定位格架将元件棒夹紧,构成棒束形燃料组件。

反应堆内的核裂变链式反应是由控制棒来控制的,通过控制棒的上下移动来实现反应堆的启动、停堆、改变功率等功能。反应堆的控制棒通常由强吸收中子的物质组成。将这些强吸收中子的物质做成细棒状,外加不锈钢包壳,然后将若干根棒按一定形状连接成一束,组成棒束形控制组件,从反应堆顶部插入堆芯。控制棒驱动机构的作用是驱动控制棒,使控制棒在正常运行时能上下缓慢移动,一般每秒钟行程为 10 ~ 19 mm,在紧急停堆或事故情况下能在接到信号后迅速全部插入堆芯,以保证反应堆安全。此外,还可以通过改变溶于冷却剂中的硼酸浓度来补偿慢的反应性变化,这种方法称为化学补偿控制。

核裂变的链式反应是由中子源组件引发的,中子源由可以自发产生中子的材料组成,中子源做成小棒的形式,在反应堆装料时放入空的控制棒导向管内。在装中子源之前,控制棒也必须插入堆内,在反应堆启动时慢慢提起控制棒,中子源就可以“点燃”核燃料。

一座电功率为 1 000 MW 的压水堆堆芯一般装有 150 ~ 200 组燃料组件,40 000 ~ 50 000 根燃料元件棒。堆内大约有 50 组控制棒组件。燃料元件棒垂直放在堆芯内,使堆芯整体外形大致呈圆柱形。为使径向功率展平,大型核电站反应堆核燃料一般按富集度分为三区装载。以局部倒换料方式每 1 ~ 1.5 年更换一次燃料,每次换出大约 1/3 的燃料组件。堆芯直径约 3 ~ 4 m,高度 3 ~ 5 m,装在大型压力容器内。水沿燃料元件棒表面轴向流过,既起着慢化中子的作用,又作为输出反应堆热量的冷却剂。

堆内构件的作用是使堆芯在压力容器内精确定位、对中并压紧,以防运行过程中因流体流动的冲击而发生偏移;同时用来分隔流体,使冷却剂按一定方向流动,有效地带出热量。为了保证反应堆可靠运行,要求这些构件在高温高压水流冲击及强辐照条件下,能抗腐蚀并保证尺寸和形状稳定。

压力容器是压水堆的关键设备,是放置堆芯及堆内构件、防止放射性物质外逸的承压设备。在服役期内,它的完整性对反应堆安全具有举足轻重的地位;要求在高硼水腐蚀和高能中子辐照条件下能使用 30 ~ 60 年,在核电站中压力容器的寿命决定了核电站的寿命。

1.2.2 压水堆主冷却剂系统

目前核电站用的压水堆主冷却剂系统绝大部分采用分散形式布置,反应堆冷却剂系统按照其容量由二个、三个或四个相同的冷却环路组成。每一个环路有一台蒸汽发生器,一台或两台(其中一台备用)主冷却剂泵,并用主管道把这些设备与反应堆连接起来,构成密闭的回路。这样的系统称主冷却剂系统(也称一回路系统),如图 1-2 所示。整个系统共用一个稳压器,系



统的压力依靠稳压器来维持。为了完成主冷却剂系统的主要功能,还附有一系列的辅助系统。在核电站中,主冷却剂系统放置在钢筋混凝土安全壳内,万一旦发生管道破裂,安全壳能容纳所释放出来的全部蒸汽和裂变产物。

图 1-3 为压水堆核电站流程示意图。兼做慢化剂和冷却剂的热水在 15 ~ 16 MPa 的高压下先经堆芯周围的环形空间向下流,然后再向上流过堆芯,温度升高到 320 ~ 330 °C,然后流经蒸汽发生器时把热量传给二回路侧的水以产生蒸汽。从蒸汽发生器流出的主冷却剂借助主冷却剂泵又返回到反应堆。主冷却剂系统是在高温、高压下工作的,主冷却剂系统的设备和管路构成了压力边界,它是防止系统内放射性外漏的重要屏障。

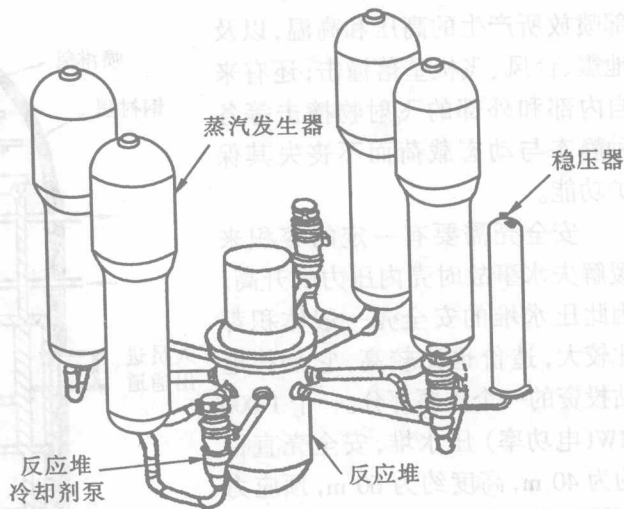


图 1-2 主冷却剂系统构成

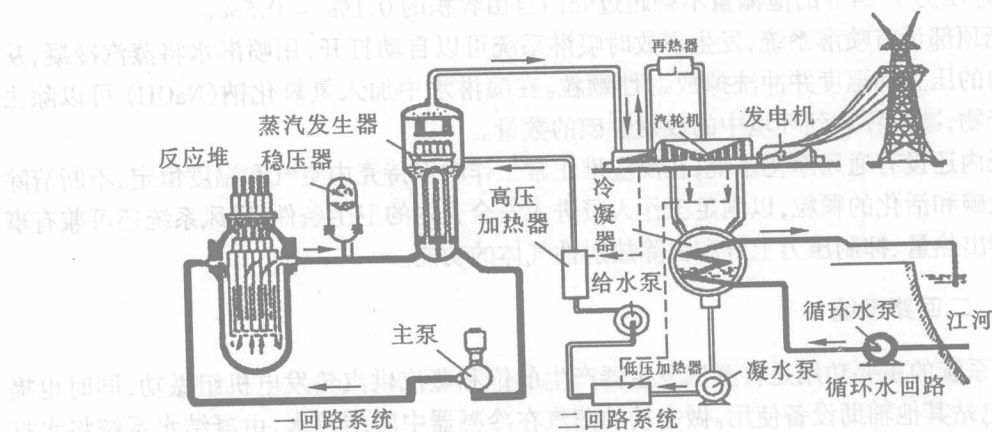


图 1-3 压水堆核电站流程示意图

1.2.3 安全壳

安全壳是包容反应堆、蒸汽发生器及主冷却剂系统的建筑,它是防止放射性物质外逸的重要屏障。压水堆一般都采用预应力混凝土的干式密封安全壳,如图 1-4 所示。安全壳要承受反



应堆发生失水事故时一回路水全部喷放所产生的高压和高温,以及地震、台风、飞机坠落撞击,还有来自内部和外部的飞射物撞击等各种静态与动态载荷而不丧失其保护功能。

安全壳需要有一定的容积来缓解失水事故时壳内压力的升高,因此压水堆的安全壳一般体积都比较大,造价也比较高,它是核电站投资的一个重要部分。一个1000 MW(电功率)压水堆,安全壳直径约为40 m,高度约为60 m,预应力钢筋混凝土的厚度大约1 m。安全壳的设计压力约为0.4~0.5 MPa,运行过程中要定期地进行泄漏率试验,在设计压力下24 h的泄漏量不得超过壳内自由容积的0.1%~0.5%。

安全壳顶部设有喷淋系统,发生事故时喷淋系统可以自动打开,用喷淋水将蒸汽冷凝,从而降低壳内的压力和温度并冲洗掉放射性颗粒。在喷淋水中加入氢氧化钠(NaOH)可以除去气体裂变产物,减少释放到环境中的放射性碘的数量。

安全壳内还设有通风净化系统,在反应堆正常工作时保持壳内空气和温度恒定,不断清除气载放射性碘和活化的颗粒,以满足工作人员进入安全壳内的卫生条件。通风系统还可兼有事故工况下排出热量、抑制压力上升和去除放射性气体的功能。

1.2.4 二回路系统

二回路系统的主要功用是将蒸汽发生器产生的饱和蒸汽供汽轮发电机组做功,同时也提供蒸汽,为电站其他辅助设备使用。做完功的蒸汽在冷凝器中凝结成水,由凝结水系统将水打入蒸汽发生器。

二回路系统主要由蒸汽轮机、发电机、冷凝器、凝结水泵、低压加热器、除氧器、给水泵、高压加热器、中间气水分离再热器,和相应的仪表、阀门、管道等设备组成。此外,还有主蒸汽排放系统、循环冷却水系统、控制保护系统、润滑油系统等辅助系统,保证二回路系统正常工作。

压水堆核电站的二回路系统流程与常规热电站的动力系统基本相同。给水在蒸汽发生器中吸收了一回路水从堆芯带来的热量,蒸发形成蒸汽,蒸汽推动汽轮机做功。由蒸汽发生器进入汽轮机的是干饱和蒸汽或微过热蒸汽(使用直流蒸汽发生器)。经过多级膨胀做功后,蒸汽的湿度增

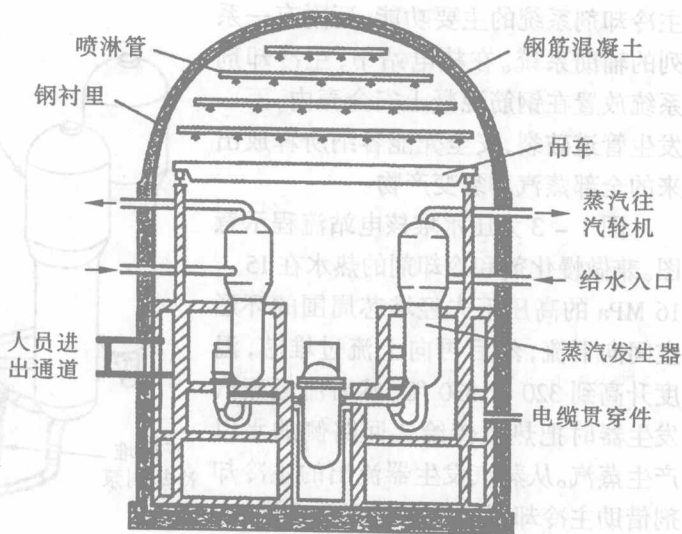


图 1-4 压水堆安全壳



加。为了提高汽轮机的相对内效率和减轻液滴引起的低压汽轮机叶片的侵蚀损伤,通常在高、低压汽缸之间设有气水分离设备。进行中间去湿,以提高蒸汽干度。还设有再热器,以提高蒸汽温度。然后再让它进入低压汽轮机做功,乏汽进入冷凝器凝结成水。凝结水由主凝结水泵送经主抽气器、低压加热器,然后由给水泵送到高压加热器,加热后的给水注入蒸汽发生器中再蒸发。

1.2.5 一体化压水堆

上述介绍的压水堆称分散式布置,它的优点是反应堆结构简单、设备布置灵活、反应堆及蒸汽发生器检修比较方便。因此早期的压水堆都采用分散式布置形式。随着核反应堆技术的进步,安全的问题越来越引起人们的关注,这种分散式布置存在一些固有的缺陷,例如蒸汽发生器与反应堆之间用大口径接管连接,一旦这些连接管破裂,高温高压的反应堆冷却剂就会从破口流出,造成严重的后果。另一方面,由于连接管较长,流动阻力较大,使反应堆冷却剂的自然循环能力不高。

由于分散式布置在某些方面有不足之处,近年来世界各国相继开发了一体化的反应堆。这种反应堆将蒸汽发生器布置在反应堆压力容器内或者直接坐在压力容器的上部。这种布置方式省去了大口径的接管,增加了安全性,同时,由于流动阻力降低,因此大大增加了反应堆的自然循环能力,被认为是将来压水堆的发展趋势。下面分别介绍两种一体化压水反应堆。

1.2.5.1 俄罗斯新型一体化压水堆 VPBER - 600^[2,5]

图 1-5 所示为俄罗斯最新设计的电站

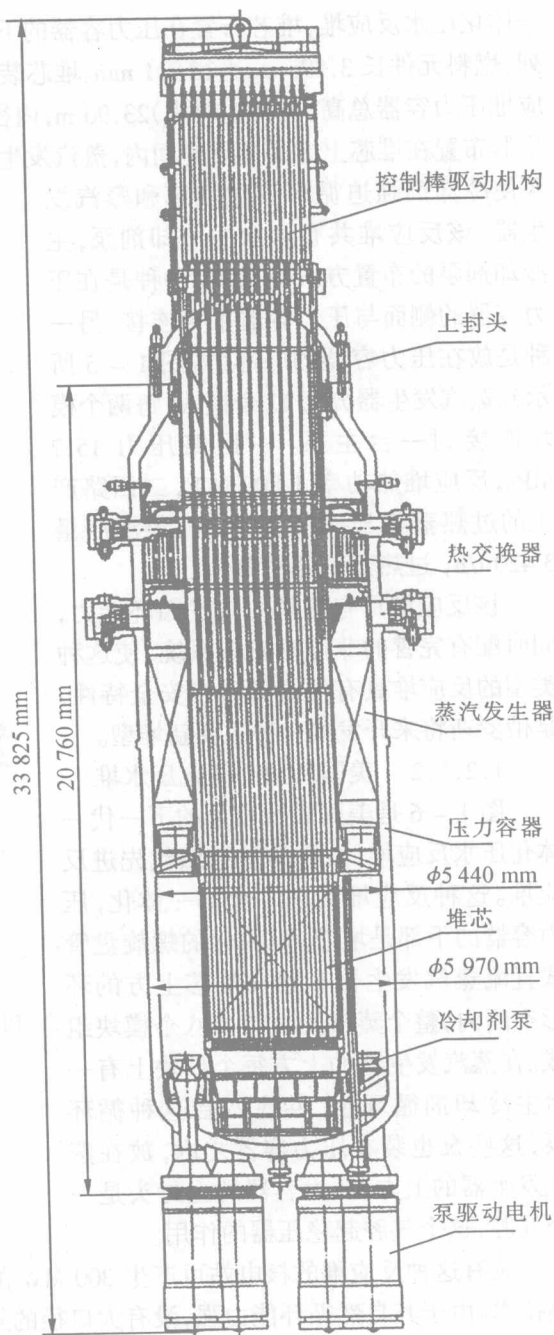


图 1-5 俄罗斯一体化压水堆 VPBER - 600