

黑龙江省精品图书出版工程项目

核反应堆工程

第二版

主编 阎昌琪

HEUP 哈尔滨工程大学出版社

核反应堆工程

(第二版)

主 编 阎昌琪

副主编 曹欣荣

 哈尔滨工程大学出版社

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,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/阎昌琪主编. —2 版. —哈尔滨:
哈尔滨工程大学出版社, 2014. 1
ISBN 978 - 7 - 5661 - 0743 - 5

I. ①核… II. ①阎… III. ①反应堆 - 核工程
IV. ①TL3

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2014)第 007174 号

出版发行 哈尔滨工程大学出版社
社 址 哈尔滨市南岗区东大直街 124 号
邮政编码 150001
发行电话 0451 - 82519328
传 真 0451 - 82519699
经 销 新华书店
印 刷 黑龙江省地质测绘印制中心印刷厂
开 本 787mm × 960mm 1/16
印 张 24
字 数 510 千字
版 次 2014 年 1 月第 2 版
印 次 2014 年 1 月第 4 次印刷
定 价 45.00 元

<http://www.hrbeupress.com>

E-mail: heupress@hrbeu.edu.cn

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% 以上来自核能发电。自第一座核电站问世以来,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系统的了解。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。

本书由阎昌琪教授任主编,曹欣荣教授任副主编。其中第2章的2.2和2.3两节由曹欣荣编写,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,在此表示衷心的感谢。

由于编者水平有限,书中难免出现错误和疏漏,恳请同行专家和读者批评指正。

编 者

2014年1月

目 录

第 1 章 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	22
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
1.9 第三代反应堆和第四代反应堆	33
思考题	44
参考文献	45
第 2 章 核反应堆物理	46
2.1 原子核物理基础	46
2.2 核反应堆临界理论与反应性变化	57
2.3 核反应堆中子动力学	99
思考题	103
习题	103
参考文献	104
第 3 章 核反应堆结构与材料	105
3.1 压水堆结构	105
3.2 核反应堆材料	125
思考题	150
参考文献	151
第 4 章 核反应堆热工学	152
4.1 核反应堆的释热	152
4.2 核反应堆部件的热传导	169
4.3 输热和单相对流传热	183
4.4 核反应堆内的沸腾换热	195
思考题	212
习题	213

参考文献	214
第5章 核反应堆流体力学	216
5.1 冷却剂单相流动	216
5.2 气-水两相流	223
5.3 临界流动	248
5.4 两相流动不稳定性	258
5.5 自然循环	266
思考题	275
习题	276
参考文献	276
第6章 核反应堆热工水力设计	278
6.1 堆芯热工水力设计概述	278
6.2 单通道模型设计法	282
6.3 子通道模型设计法	296
思考题	303
习题	304
参考文献	305
第7章 核反应堆安全	306
7.1 核反应堆安全的基本概念和基本原则	306
7.2 核反应堆事故及分类	313
7.3 核反应堆严重事故	331
7.4 国际核事件的分级	353
7.5 事故情况下放射性物质的释放与防护	358
思考题	367
参考文献	367
附录1 国际单位与工程单位的换算	369
附录2 一些核素的热截面	370
附录3 核燃料的热物性	371
附录4 包壳和结构材料的热物性	372
附录5 贝塞尔函数	373
附录6 水的热物性	374
附录7 饱和线上水和水蒸气的几个热物性	375

第 1 章 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 20 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 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,核能是一种清洁、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 to 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作慢化剂和冷却剂,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作核燃料。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。

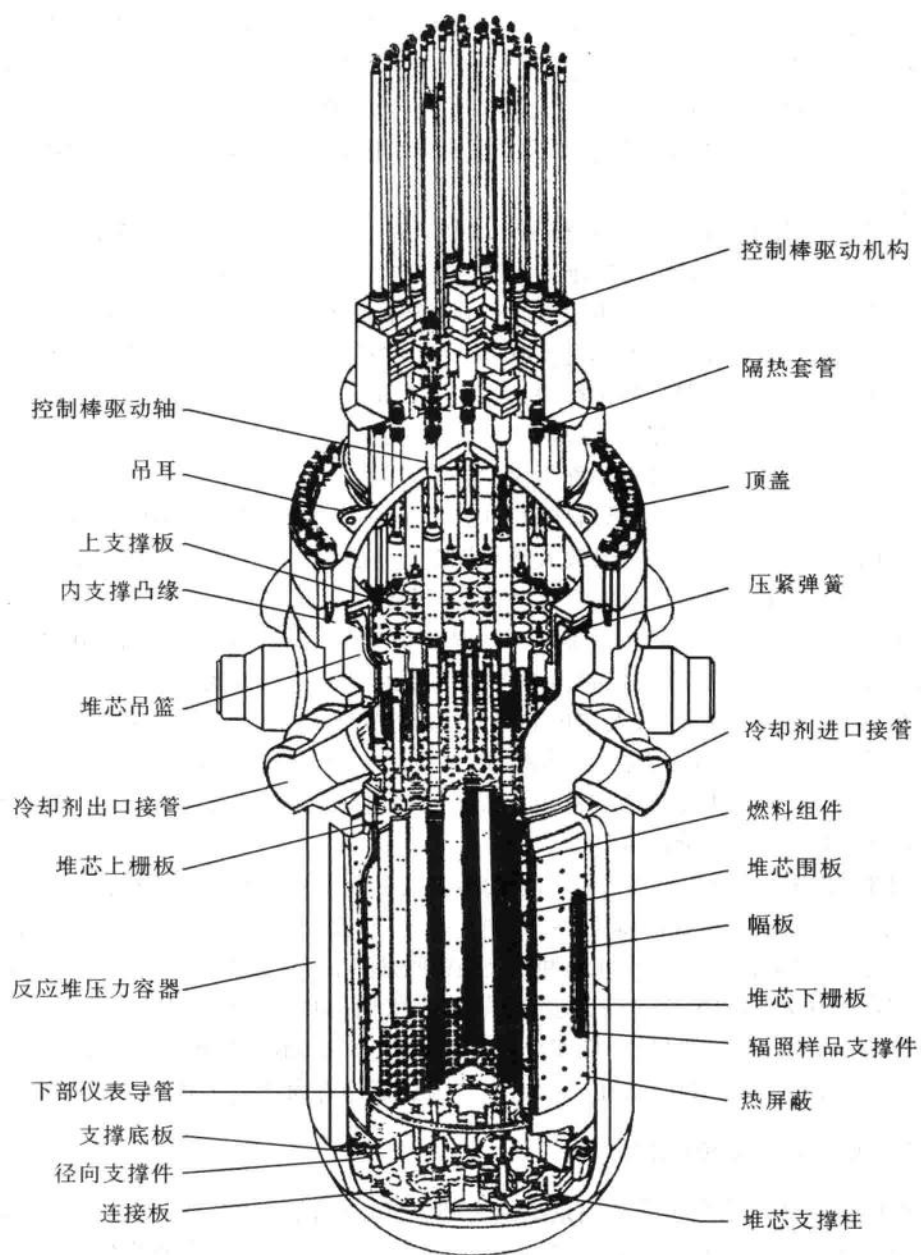


图 1-1 压水反应堆本体结构

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 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两个、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。兼作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℃,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。

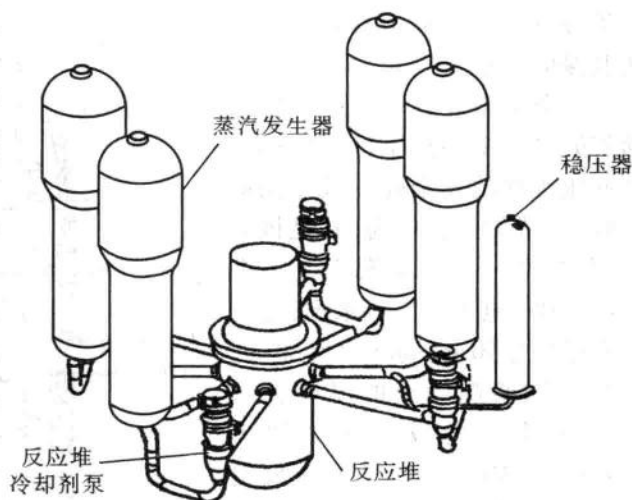


图1-2 主冷却剂系统构成

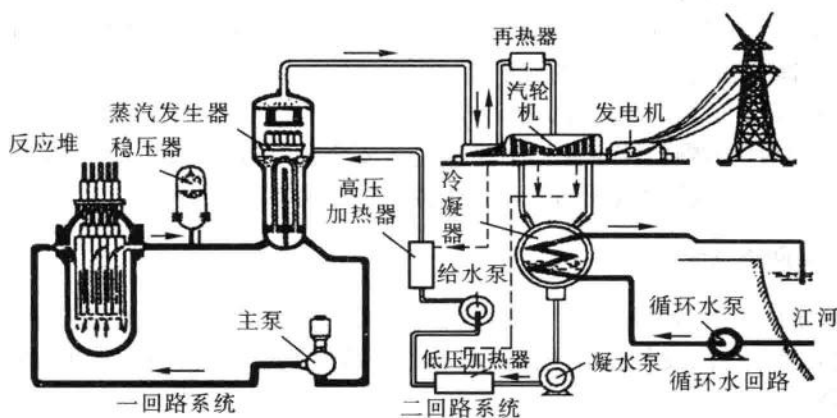


图1-3 压水堆核电站流程示意图

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1 000 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%。

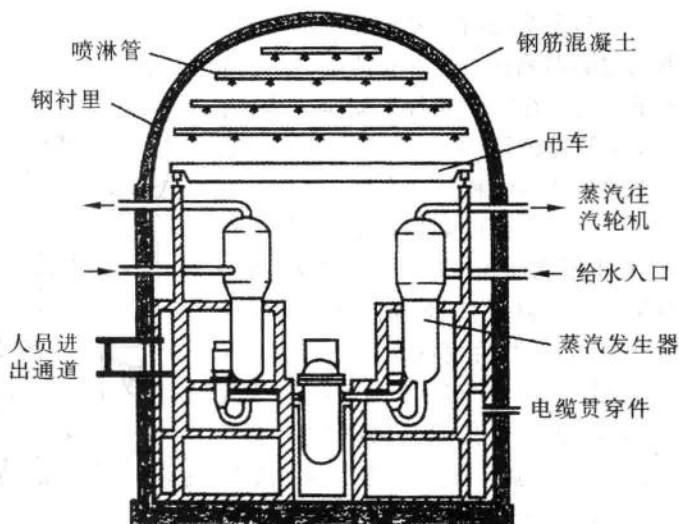


图1-4 压水堆安全壳

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一体化压水反应堆,堆芯布置在压力容器的下方,采用六角形的燃料组件。燃料采用三

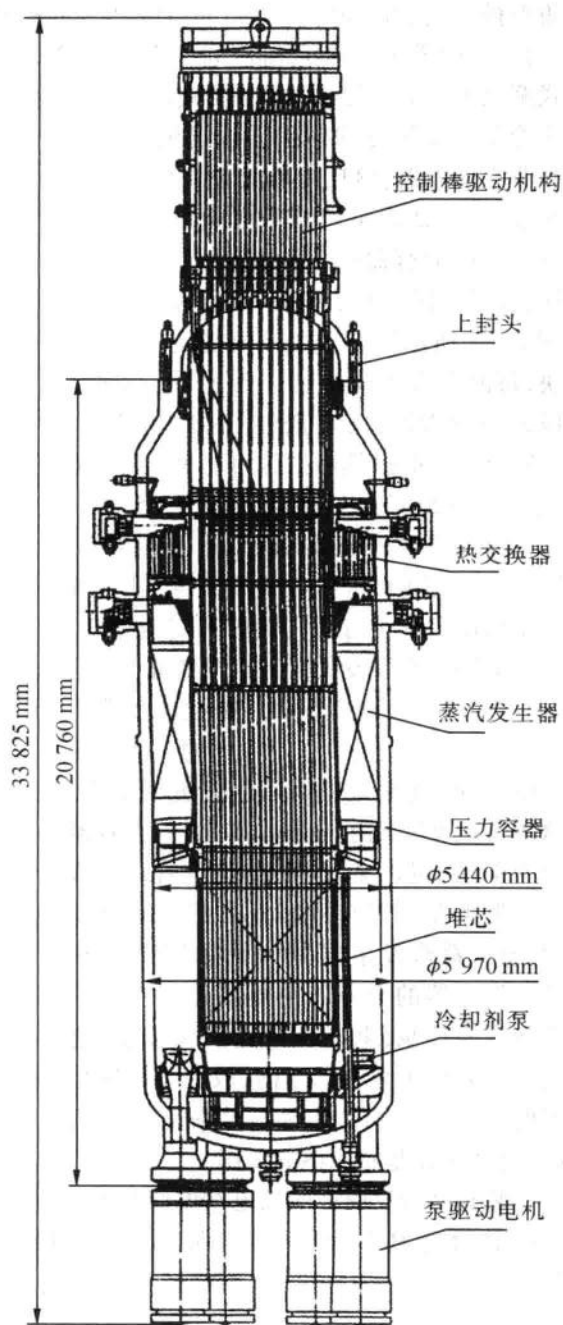


图1-5 俄罗斯一体化压水堆 VPBER - 600

角形排列,燃料元件长 3.895 m,直径 9.1 mm。堆芯装 151 组燃料组件,每组组件有 287 根燃料元件。反应堆压力容器总高(包括上封头)23.96 m,内径 5.44 m,壁厚 265 mm,质量 880 t。直流式蒸汽发生器布置在堆芯上方的环形空间内,蒸汽发生器采用模块化设计,便于拆装和检修。主冷却剂泵使冷却剂强迫循环流过堆芯和蒸汽发生器。该反应堆共有六台主冷却剂泵,主冷却剂泵的布置方式有两种:一种是在压力容器的侧面与压力容器垂直连接,另一种是放在压力容器的底部(如图 1-5 所示)。蒸汽发生器分为 12 个模块,每两个模块连接到一台主泵。一回路压力 15.7 MPa,反应堆热功率 1 800 MW,二回路产生的过热蒸汽压力 6.38 MPa,蒸汽产量 3 420 t/h,过热蒸汽温度 305 ℃。

该反应堆具有很高的自然循环能力,同时配有完善的非能动安全系统,使这种类型的反应堆具有很高的固有安全特性,是俄罗斯将来开发的一种主要新堆型。

1.2.5.2 美国新型一体化压水堆

图 1-6 是美国最新设计的一体化压水反应堆,被称为是第四代先进反应堆。这种反应堆实现了全部一体化,压力容器的下部是堆芯,模块化的螺旋盘管式直流蒸汽发生器布置在堆芯上方的环形空间内,整个蒸汽发生器由八个模块组成。在蒸汽发生器的上方每个模块上有一台主冷却剂循环泵,共有八台这种循环泵,这些泵也装在压力容器之内,放在蒸汽发生器的上方。压力容器的上封头是一个气腔,这个气腔起稳压器的作用。

装有这种反应堆的核电站可产生 300 MW 的电功率。它采用了现有压水反应堆的一些成熟技术。由于其自然循环能力强,没有大口径的外部接管,因此其固有安全性得到了大幅度的提高。

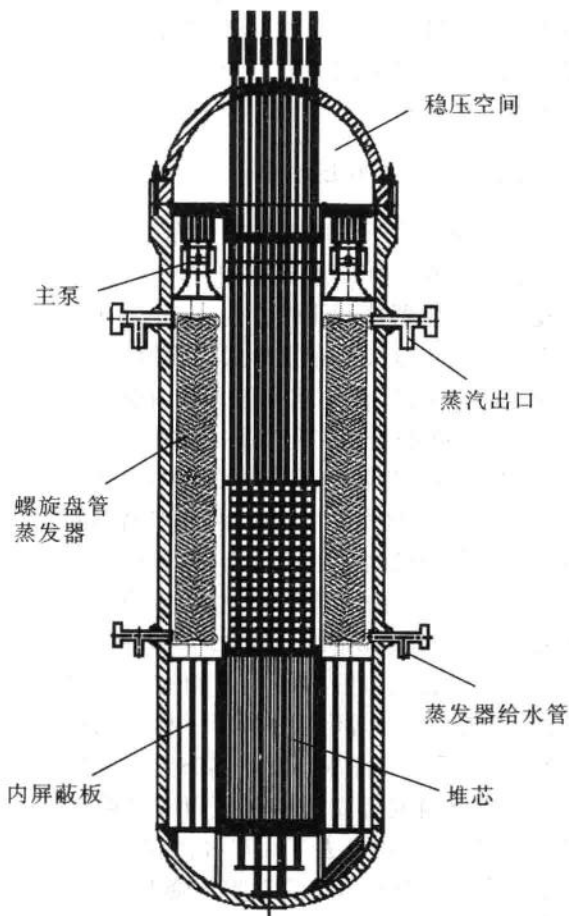


图 1-6 美国一体化压水堆

1.3 沸水堆(BWR)

沸水堆与压水堆同属轻水堆,与压水堆不同之处是沸水堆的堆芯内产生的蒸汽直接进入汽轮机做功。沸水堆是首先由美国的 GE(General Electric) 公司发展起来的,目前很多国家都有能力建造沸水堆,在当今的动力反应堆中,沸水堆大约占 23%。沸水堆的研制起步较晚,但由于它具有系统压力低、循环回路简单等优点,因此受到一些用户的欢迎。与压水堆相比,沸水堆没有蒸汽发生器,采用蒸汽直接循环,因此它更接近常规的蒸汽动力装置。在沸水堆中,燃料产生的热量大部分使水汽化,冷却剂一次流过堆芯吸收的热量多,因此,对于同样的热功率,通过沸水堆堆芯的冷却剂流量小于压水堆内冷却剂流量。

1.3.1 沸水堆本体结构^[3]

沸水堆壳体内装有堆芯、堆内支撑结构、气水分离器、蒸汽干燥器和喷射泵等。图 1-7 示出了沸水堆的本体结构。在图中所示的沸水堆循环中,把通过堆芯的 1/3 流量抽出压力容器,用两台外部循环泵将其加压后重新打入压力容器,驱动 18 ~ 24 台喷射泵抽吸其余 2/3 的流量。两股水流合并通过扩散器增压而达到所需的压头。由于堆内是气水两相流体,沸水堆的功率对堆芯内的流量比较敏感,因此可以利用流量控制来调节反应堆的功率。例如加大外部循环回路的流量调节阀开度,使内部喷射泵流量增加,进入堆芯的冷却剂增多,使堆芯内气泡减少,反应性增大功率上升;功率上升后会导致气泡增多又使功率回落,直至达到新的平衡。靠这种改变循环水流量便可实现额定功率的 65% ~ 100% 的功率调节。靠这种方法控制功率的速度很快(1/100 s),十分方便灵活。因此沸水堆的正常功率变化可以不用控制棒调节,完全通过流量跟踪来实现控制。

堆芯主要由核燃料组件、控制棒等组成,同压水堆一样也采用低富集度[(2% ~ 3%) ^{235}U] 的 UO_2 作为核燃料,将 UO_2 制成圆柱状芯块后装入锆合金包壳内。沸水堆的燃料元件要在高含气

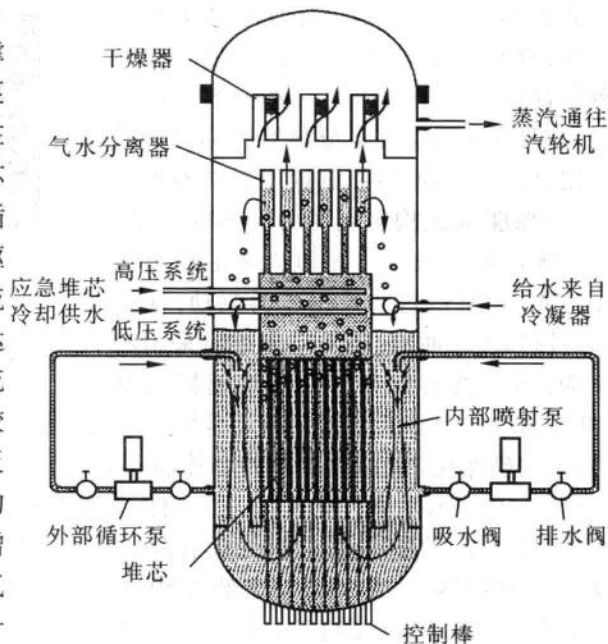


图 1-7 沸水堆本体结构

率的两相流条件下工作,燃料元件的功率密度远小于压水堆,因此沸水堆的燃料元件较粗,元件外径一般为 12 mm。元件棒通常排列成 8×8 的正方形栅阵,中间用几层弹簧格架夹紧定位,每组燃料组件的外侧包有燃料组件盒。在燃料组件盒中装有不放燃料的水棒,它的功用是展平局部中子峰值。

控制棒为十字形,它由几十根装有碳化硼粉末的不锈钢细管组成,安置在四个燃料组件盒中间间隙内(见图 1-8)。沸水堆的冷却剂内一般不加硼,因此控制棒是停闭反应堆的主要手段。控制棒驱动机构通过液压系统传动,使控制棒从堆芯底部插入。因为堆芯下部蒸汽份额较小,功率密度较高,所以从堆芯底部插入控制棒可降低堆芯下部的反应性,有利于轴向功率的展平。控制棒的这种布置也有利于为压力容器上部留出充分的空间,作为安置气水分离器和蒸汽干燥器之用,反应堆停堆后控制棒不影响换料操作。控制棒驱动机构装在压力容器的底部,先进的沸水堆一般都采用电力和液压两种驱动方式,正常运行时使用电力驱动,使控制棒缓慢插入和抽出;当发生事故时采用液压驱动,可将所有控制棒同时快速插入堆芯,插入速度约为 2 m/s 。液压驱动是靠氮气加压水箱实现的,加压水箱中经常保持 16 MPa 的压力,可以确保在紧急停堆时将控制棒插入堆芯。

图 1-9 所示是沸水堆燃料组件,组件外围罩有锆合金制成的方形组件盒,以防止冷却剂在燃料组件之间的横向流动。组件盒也为控制棒的导引和流量调节器的安装提供了方便。一座电功率为 985 MW 的沸水堆,堆芯装有 592 盒燃料组件,145 根十字形控制棒。沸水堆的堆芯直径一般在 4 m 以上,高度约 $3 \sim 4 \text{ m}$,和压水堆一样采用燃料分区装载,每 $1 \sim 1.5$ 年以局部倒换料方式更换燃料一次。

由于反应堆产生的蒸汽直接送往汽轮机,因此反应堆内必须设置气水分离设备。气水分离器和蒸汽干燥器设置在堆芯上方,从堆芯流出的蒸汽和水的混合物先经过离心式气水分离器以除去大部分的水,从分离器出来的湿蒸汽再进入波纹板式蒸汽干燥器以提高蒸汽干度,然后通过管道直接进入汽轮机。

设置在堆芯周围环形空间的喷射泵把来自气水分离器的水和从汽轮机冷凝后流回的给水送往堆芯去进行再循环。喷射泵由堆外两个循环回路的水流驱动。循环回路从环形空间的下部

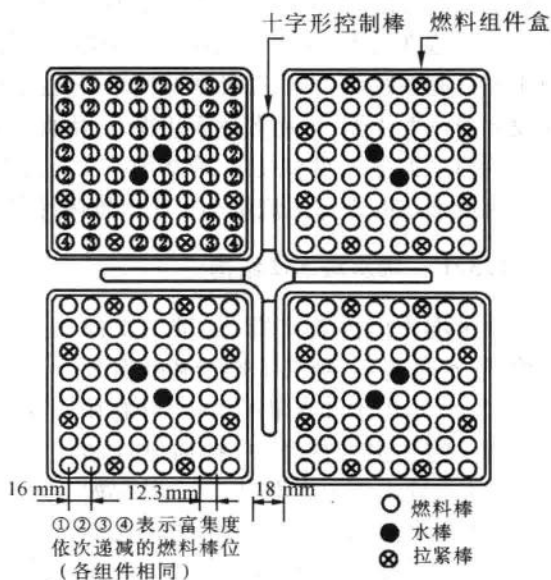


图 1-8 沸水堆的燃料组件和控制棒