

核反应堆工程

高等教育试用教材

核反应堆工程设计

邬国伟 编著
潘系人 主审

原子能出版社

TL371

W77

452156

高等教育试用教材

核反应堆工程设计

邬国伟 编著
潘系人 主审
裘恽椿 审校
唐伯琬



2



00452156

原子能出版社

北 京

图书在版编目(CIP)数据

核反应堆工程设计/邬国伟编著. —北京: 原子能出版社, 1997. 12

高等教育试用教材

ISBN 7-5022-1803-3

I. 核… I. 邬… III. 反应堆-设计-高等学校-教材 IV. TL 371

中国版本图书馆 CIP 数据核字(97)第 28589 号

内 容 简 介

本书介绍了核反应堆工程设计的基础理论和分析计算方法。全书共分四篇,内容包括动力反应堆类型及堆用材料的介绍、堆物理与辐射屏蔽计算、热工水力分析、核容器和燃料元件设计等。本书可作为高等学校核工程、核能与能源工程专业的教材,也可供核能设计、制造、运行、管理人员参考。

☆

☆

☆

本书由潘系人主审,在 1994 年 3 月经核工业总公司教材委员会召开的审稿会审定,同意作为高等教育试用教材。

高等教育试用教材

核反应堆工程设计

邬国伟 编著 裘恽椿 审校
潘系人 主审 唐伯琬

©原子能出版社,1997

原子能出版社出版 发行

社址:北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码:100037

北京地质印刷厂印刷 新华书店经销

开本:787×1092mm 1/16 印张 18.75 字数 468 千字

1997 年 12 月北京第 1 版 1997 年 12 月北京第 1 次印刷

印数:1—1000

定价:15.20 元

前 言

本书是根据 1992 年 2 月在北京召开的核工业教材会议审定的《核反应堆工程设计》编写大纲编写的。

核反应堆工程设计的特点是综合性强,涉及面广,与许多专业技术领域密切联系又相互制约,因此必须对整个核反应堆工程设计有一个全面的了解。本书系统地介绍了核反应堆设计原理,阐明了设计过程中必须考虑的基本问题,讲述了分析计算方法。由于目前世界上大多数商用堆是压水堆,我国现阶段建造的主要也是这种堆型,因此我们以压水动力堆作为主要讨论对象,适当介绍其它堆型的一些特征。

全书共分四篇。第一篇介绍各种类型的动力反应堆,反应堆材料及辐照效应;第二篇讲述反应堆物理和辐射屏蔽设计;第三篇说明堆内热量的产生和传输,流体动力学计算及反应堆稳态热工设计;第四篇叙述反应堆本体结构、应力分析原理、核容器及燃料元件设计。

本书是在应用核物理、传热学、工程热力学、流体力学、材料力学和机械设计学等课程基础上讲授的。计划讲授 72 学时。

本书每章末都给出思考题、习题和参考文献,以便读者掌握每章的内容和要求。

本书由上海交通大学邬国伟编写。上海核工程研究设计院潘系人(研究员级高工)、裘泽椿(研究员级高工)、唐伯琬(研究员级高工)审校。唐伯琬审校第二篇,裘泽椿审校第三篇,潘系人审校第一、四篇并任本书主审。他们对本书有关各章内容、主要公式都进行了仔细、认真的审校,提出了许多宝贵的意见和建议。此外,童鼎昌(研究员级高工)提供了许多有益的参考资料。在此编者表示衷心的感谢。

在本书编写过程中得到了核工业总公司有关科研、设计、教学等单位的大力支持和帮助。贺兴章、曹栋兴、李植华、赵兆颐、魏人杰、徐济望、贾斗南、龚世璋、石双凯、董昌玉、赵强、谢仲生、于平安等同志参加了大纲的制订或初稿的讨论,并提出许多宝贵的修改意见,对提高书稿质量有很大帮助,在此深表谢意。

由于编者水平有限,工程实践和教学经验不足,书中不妥或错误之处在所难免,恳请广大读者批评指正。

编者

1997 年 10 月

目 录

第一篇 核反应堆总论

前言

第一章 绪论	(1)
1.1 概述	(1)
1.2 动力反应堆的类型	(2)
1.2.1 水冷堆	(2)
1.2.2 气冷堆	(13)
1.2.3 快中子增殖堆	(14)
1.3 动力反应堆的发展趋势	(18)
1.4 动力反应堆各系统的功能	(21)
1.5 动力反应堆设计法规、标准和质量保证	(22)
1.6 设计步骤和主参数选择	(23)
思考题	(26)
习题	(26)
参考文献	(27)
第二章 反应堆材料	(28)
2.1 材料的辐照效应	(28)
2.2 核燃料	(31)
2.3 慢化剂材料	(35)
2.4 冷却剂材料	(37)
2.5 结构材料	(41)
2.6 控制材料	(47)
思考题	(50)
习题	(50)
参考文献	(51)

第二篇 反应堆物理和屏蔽设计

第三章 反应堆物理	(53)
3.1 概述	(53)
3.2 链式反应和裂变能	(53)
3.3 分群扩散方程的建立	(56)
3.4 中子能谱和群常数	(59)
3.5 分群扩散理论本征值问题的解	(61)
3.6 一维分群扩散方程的数值解	(65)

3.6.1	一维差分方程的推导	(65)
3.6.2	一维差分方程的求解	(67)
3.7	多维分群扩散方程的数值解	(68)
3.7.1	多维差分方程的推导	(68)
3.7.2	多维差分方程的求解	(71)
3.8	堆芯功率分布	(73)
3.8.1	均匀裸堆内的功率分布	(73)
3.8.2	影响功率分布的因素	(74)
3.8.3	热流密度核热点因子和焓升核热通道因子	(78)
3.9	堆芯燃耗和中毒	(79)
3.9.1	燃耗分析	(79)
3.9.2	裂变产物的中毒	(84)
3.9.3	转换与增殖	(87)
3.10	反应性系数	(88)
3.10.1	反应性温度系数	(88)
3.10.2	其他反应性系数	(91)
3.11	反应性控制	(92)
3.11.1	反应性控制的任务、方法和要求	(92)
3.11.2	控制棒	(94)
3.11.3	化学补偿和固体可燃毒物	(97)
3.12	堆内燃料管理	(98)
3.13	核反应堆动力学	(99)
	思考题	(102)
	习题	(102)
	参考文献	(103)
第四章	反应堆辐射屏蔽	(104)
4.1	概述	(104)
4.2	γ 射线与物质的相互作用	(104)
4.2.1	γ 射线与物质相互作用的主要过程	(105)
4.2.2	γ 截面与衰减系数	(107)
4.3	中子与物质的相互作用	(110)
4.3.1	中子与物质的相互作用	(110)
4.3.2	快中子分出截面法	(113)
4.4	辐射单位和辐射防护标准	(115)
4.4.1	辐射单位	(115)
4.4.2	辐射防护标准	(118)
4.4.3	外照射剂量	(120)
4.5	反应堆及其主回路系统的辐射源	(121)
4.5.1	堆内中子和 γ 射线源	(121)

4.5.2 主回路中的放射性	(123)
4.5.3 停堆后堆芯内裂变产物衰变 γ 射线	(125)
4.6 核电厂辐射屏蔽	(125)
4.6.1 一次屏蔽	(125)
4.6.2 二次屏蔽	(126)
4.6.3 辅助系统屏蔽	(126)
4.6.4 工艺运输屏蔽	(126)
4.7 γ 射线屏蔽计算	(126)
4.7.1 窄束辐射的衰减	(126)
4.7.2 宽束辐射的衰减	(127)
4.7.3 各向同性点源	(129)
4.7.4 用点核积分法作非点源屏蔽计算	(129)
4.7.5 有自吸收的分布源	(135)
4.8 中子屏蔽计算	(136)
4.9 反应堆屏蔽设计	(137)
4.9.1 屏蔽材料	(137)
4.9.2 反应堆屏蔽设计概要	(137)
思考题	(138)
习题	(138)
参考文献	(140)

第三篇 热工水力设计

第五章 堆内热量的产生与传输	(141)
5.1 堆内热量的产生	(141)
5.1.1 堆芯内热源的空间分布	(141)
5.1.2 反应堆结构部件和慢化剂内的释热	(142)
5.1.3 停堆后的释热	(143)
5.2 燃料元件的径向导热	(145)
5.2.1 燃料芯块内的温度分布	(146)
5.2.2 燃料热导率	(147)
5.2.3 燃料芯块与包壳之间的间隙热传导	(148)
5.2.4 包壳中的温度降	(149)
5.3 燃料元件包壳表面到冷却剂的传热	(149)
5.3.1 单相对流传热系数	(150)
5.3.2 两相流的传热系数	(151)
5.4 沿冷却剂通道的输热	(160)
5.5 燃料元件及冷却剂的轴向温度分布	(161)
思考题	(164)
习题	(164)

参考文献	(165)
第六章 流体动力学	(166)
6.1 单相流的压降	(166)
6.1.1 等截面直通道的流动压降	(168)
6.1.2 局部压降	(173)
6.2 两相流的压降	(175)
6.2.1 两相等截面直通道的流动压降	(176)
6.2.2 局部压降	(178)
6.3 流量计算	(182)
6.3.1 封闭回路中的流动压降	(182)
6.3.2 强制循环流量	(183)
6.3.3 自然循环流量	(183)
6.4 流量分配	(184)
6.4.1 概述	(184)
6.4.2 并联闭式通道的流量分配计算	(185)
6.5 流动不稳定性	(187)
6.5.1 水动力不稳定性	(188)
6.5.2 并联通道不稳定性	(191)
6.5.3 流型不稳定性	(191)
6.5.4 动力学不稳定性	(191)
6.5.5 热振荡	(192)
思考题	(192)
习题	(192)
参考文献	(194)
第七章 反应堆稳态热工设计	(195)
7.1 概述	(195)
7.2 热通道因子和热点因子	(196)
7.2.1 热通道因子和热点因子的定义	(196)
7.2.2 工程热点因子和工程热通道因子的计算	(197)
7.2.3 降低 F_q 和 $F_{\Delta H}$ 的方法	(202)
7.3 流动沸腾的临界热流密度 q_{DNB} 与最小烧毁比 MDNBR	(203)
7.3.1 流动沸腾的临界热流密度	(203)
7.3.2 影响临界热流密度的因素	(207)
7.3.3 最小偏离泡核沸腾比(MDNBR)	(207)
7.4 单通道模型	(208)
7.5 子通道模型	(213)
7.6 蒸汽发生器内的传热	(219)
7.6.1 一回路热工参数	(219)
7.6.2 蒸汽发生器内温度随总焓的变化	(220)

7.6.3 蒸汽发生器内热量的传输	(221)
7.6.4 冷却剂流量与工质流量之间的关系	(222)
思考题	(222)
习题	(222)
参考文献	(224)

第四篇 机械设计

第八章 压水堆本体结构	(225)
8.1 堆芯结构	(225)
8.1.1 燃料组件	(226)
8.1.2 控制棒组件	(229)
8.1.3 可燃毒物组件	(229)
8.1.4 阻力塞组件	(229)
8.1.5 中子源组件	(230)
8.2 堆内构件	(230)
8.2.1 吊篮部件	(231)
8.2.2 压紧部件	(233)
8.2.3 堆内测量装置	(234)
8.3 反应堆压力容器	(234)
8.4 控制棒驱动机构	(236)
思考题	(237)
参考文献	(238)
第九章 应力分析原理	(239)
9.1 载荷和应力	(239)
9.2 应力和应变	(240)
9.3 延性和脆性	(241)
9.4 热应力	(242)
9.5 疲劳破坏	(243)
9.6 蠕变	(243)
9.7 应力腐蚀	(244)
9.8 材料的失效形式	(244)
9.9 构件含裂纹时的断裂判据	(245)
思考题	(247)
参考文献	(248)
第十章 核容器设计	(249)
10.1 应力分类和评定准则	(249)
10.1.1 应力分类	(249)
10.1.2 应力评定准则	(250)
10.2 薄壁容器的应力分析和强度设计	(252)

10.2.1 薄壁容器的应力分析	(252)
10.2.2 薄壁容器的强度设计	(255)
10.3 厚壁圆筒的应力分析和强度设计	(257)
10.3.1 厚壁圆筒的应力分析	(257)
10.3.2 厚壁圆筒的强度设计	(259)
10.4 圆柱壳与封头连接时的边界效应	(260)
10.5 厚壁圆筒中的热应力	(261)
10.6 强度校核	(265)
10.7 中子辐照对反应堆容器的影响	(265)
10.8 开孔补强设计	(267)
10.9 法兰设计	(269)
10.9.1 垫圈	(269)
10.9.2 螺栓设计	(271)
10.9.3 法兰尺寸的初步设计	(271)
10.10 保温层设计	(272)
思考题	(273)
习题	(273)
参考文献	(274)
第十一章 燃料元件设计	(275)
11.1 设计准则	(275)
11.2 燃料元件材料、尺寸的选择	(276)
11.2.1 燃料	(277)
11.2.2 包壳	(279)
11.2.3 燃料元件	(283)
11.3 计算步骤	(285)
11.3.1 燃料和包壳条件随时间的变化	(285)
11.3.2 计算方法	(286)
思考题	(288)
习题	(288)
参考文献	(289)



第一篇 核反应堆总论

第一章 绪 论

1.1 概述

1942年12月2日世界上第一座核反应堆在美国芝加哥大学实现受控链式裂变反应以后,人类进入了一个崭新的核纪元,然而,这门新兴的科学技术开始时被用于军事目的,第一批反应堆设计成单纯的产钚反应堆。第二次世界大战结束以后不久,某些国家把反应堆作为动力源以发展核潜艇,1954年前苏联第一座功率为5000kW的试验性核电厂正式投入运行,从此核电事业在世界各地逐渐地发展起来。

能源是社会和经济发展的基础,是发展生产的原动力。早在1939年发现铀核裂变现象后,就有人开始考虑用核能来生产有用的动力。随着工业技术的发展,生活水平的提高,对能源的需求量日益增加。而目前世界上大部分资源取自煤、石油、天然气、水力,这些资源正在逐渐减少,不能满足当前和长远的能源需求,利用核能是今后相当时期内解决能源问题的主要途径之一。我国幅员辽阔,煤炭和水力资源丰富,但人均储量并不富裕,分布也不平衡,在经济发达的沿海省市,电力需求量大,但可开发的水力资源不足,煤炭资源缺乏,因此从全国来说,必须在发展火电的同时,适当发展核电。

反应堆有很多种,可以按照用途、堆内中子的能量、核燃料、慢化剂、冷却剂的不同来进行分类。

按照用途反应堆可分为三类:1)实验堆。主要用于试验研究。例如研究中子物理、核物理、放射化学、生物、医学,也用来生产同位素,或作反应堆燃料元件、结构材料考验以获得在辐照条件下的热物性和机械性能的数据,或作反应堆静、动态特性研究,或试验某种反应堆设计中的可行性等;2)生产堆。专门用来生产易裂变物质或聚变物质。例如天然铀中的铀-238在堆内吸收中子后能转化成钚-239,钚-239是易裂变物质,可用作核武器装料。此外还可把锂-6放在堆内经中子照射后产生氚,氚是氢弹的重要装料;3)动力堆。用核能作动力源的堆,例如用于舰艇推进、发电、供热等。

按照引起堆内大部分裂变的中子能量,反应堆也可分为三类:1)热中子堆。在这种堆内大部分核裂变是由与堆芯材料的原子处于不同程度热平衡的中子所引起的,其中子的能量小于1 eV。目前世界上已建成的反应堆大部分属于这一类。2)中能中子堆。其裂变主要由能量为几 eV 到 100 keV 的中子引起。3)快中子堆。其裂变主要由能量为约 100 keV 到裂变谱顶部(15 MeV)的中子引起。由于这种堆能充分利用核燃料,因此是公认的核动力反应堆发展方向之一。

按核燃料分有固体燃料反应堆和液体燃料反应堆。

按慢化剂和冷却剂分有轻水堆、重水堆、石墨气冷堆、钠冷快堆等。

在讨论各种堆型之前先介绍一下描述反应堆性能的参数是有益的。

1. 反应堆热功率[MW]:反应堆堆芯内生产的总热量
2. 电厂功率输出[MW]:电厂生产的净电功率
3. 电厂净效率[%]: $\frac{\text{电厂电功率输出}}{\text{反应堆热功率}}$
4. 容量因子[%]: $\frac{\text{某时间间隔内生产的总能量}}{(\text{电厂额定功率}) \times \text{该时间间隔}}$
5. 功率密度[MW/m³]:单位体积堆芯所产生的热功率
6. 线功率密度[kW/m]:单位长度燃料元件内产生的热功率
7. 比功率[kW/kg]: $\frac{\text{反应堆热功率}}{\text{可裂变物质初始总质量}}$
8. 燃料总装量[kg]:堆芯内燃料总质量
9. 燃料富集度[%]: $\frac{\text{易裂变物质质量}}{\text{易裂变物质与可转换物质总质量}}$
10. 比燃耗[MWd/t]: $\frac{\text{堆芯工作期间所产生的总能量}}{\text{可裂变物质总质量}}$

1.2 动力反应堆的类型^[1~5]

动力堆主要有水冷堆、气冷堆和快中子增殖堆,现分述如下。

1.2.1 水冷堆

目前世界上建成的动力堆(包括船舰用及发电用)绝大多数是水冷堆,而水冷堆又可分为轻水堆和重水堆。

轻水堆以净化的普通水作慢化剂和冷却剂。水中含有氢原子核,所以中子慢化性能好,且它的物理和化学性能为人们熟知,容易低成本地获得。但水的中子吸收截面较大,因此必须用低富集铀作核燃料。此外,水具有高的蒸汽压,为获得高的热效率,就必须在高压下运行。按运行状况不同,轻水堆又可分为压水堆和沸水堆。在压水堆中作为冷却剂的水始终保持在整体过冷状态;在沸水堆中,作为冷却剂的水在进入堆芯时是过冷的,流出堆芯的是水与饱和蒸汽的两相混合物。

1.2.1.1 压水堆(PWR)

压水堆是动力堆发展最早的堆型。无论在美国或前苏联,都是经过先军用后民用,由船用到陆用的道路发展起来的。目前除船用都是压水堆外,已建成的核电厂中有60%以上是以压水堆为动力的。

压水堆由堆芯、堆内构件、压力容器及控制棒驱动机构等部件组成。图1.1表示一个典型的压水反应堆的本体结构。

堆芯是核链式裂变反应的区域,它由核燃料组件、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。它是由低富集度(一般为2%~4%的铀-235)的UO₂组成。先将UO₂做成小的圆柱形芯块,装入锆合金壳内,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,构成棒束型燃料组件。一个燃料组件包含有200~300根元件棒。如图1.2所示。

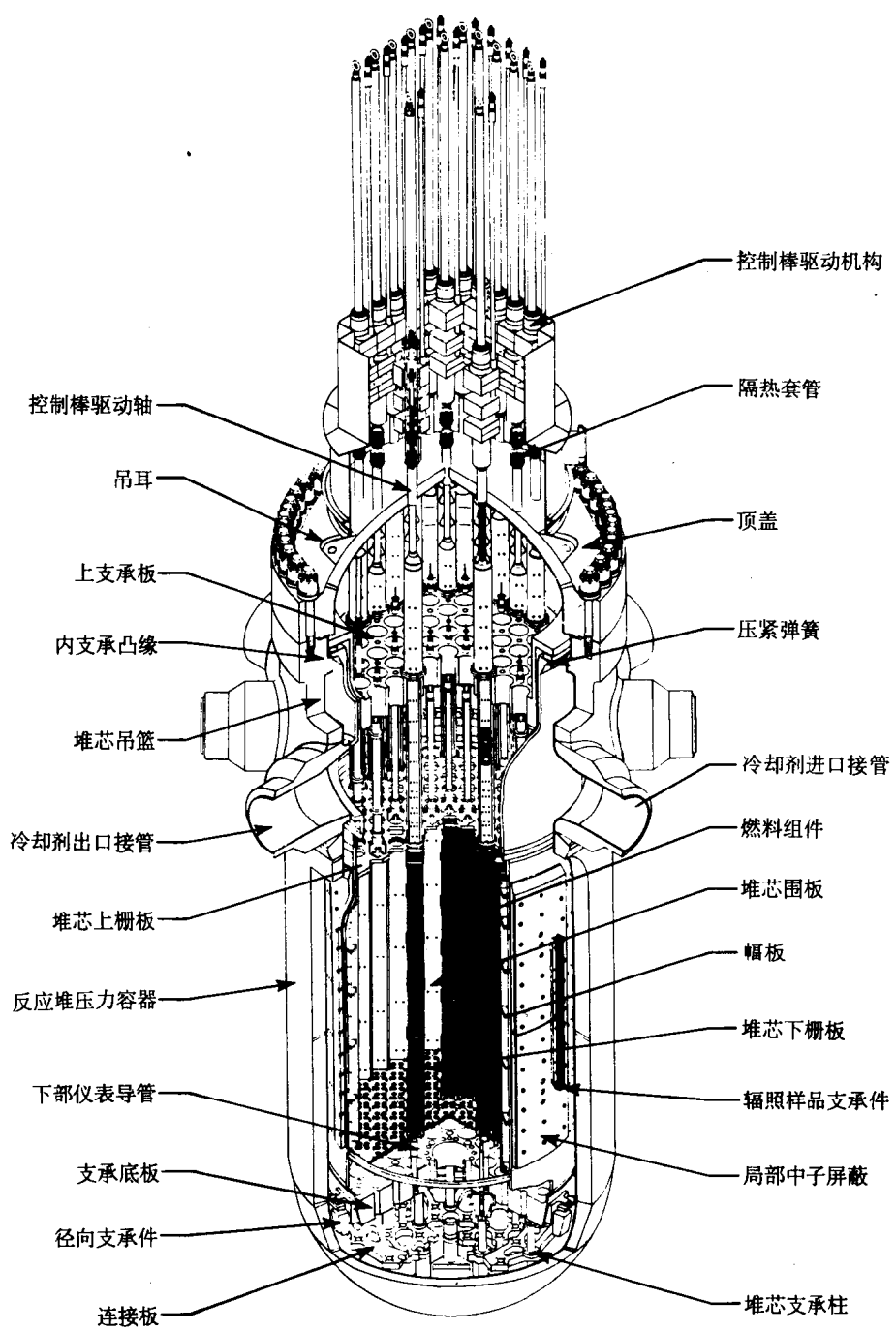


图 1.1 压水反应堆的堆芯结构^[6]

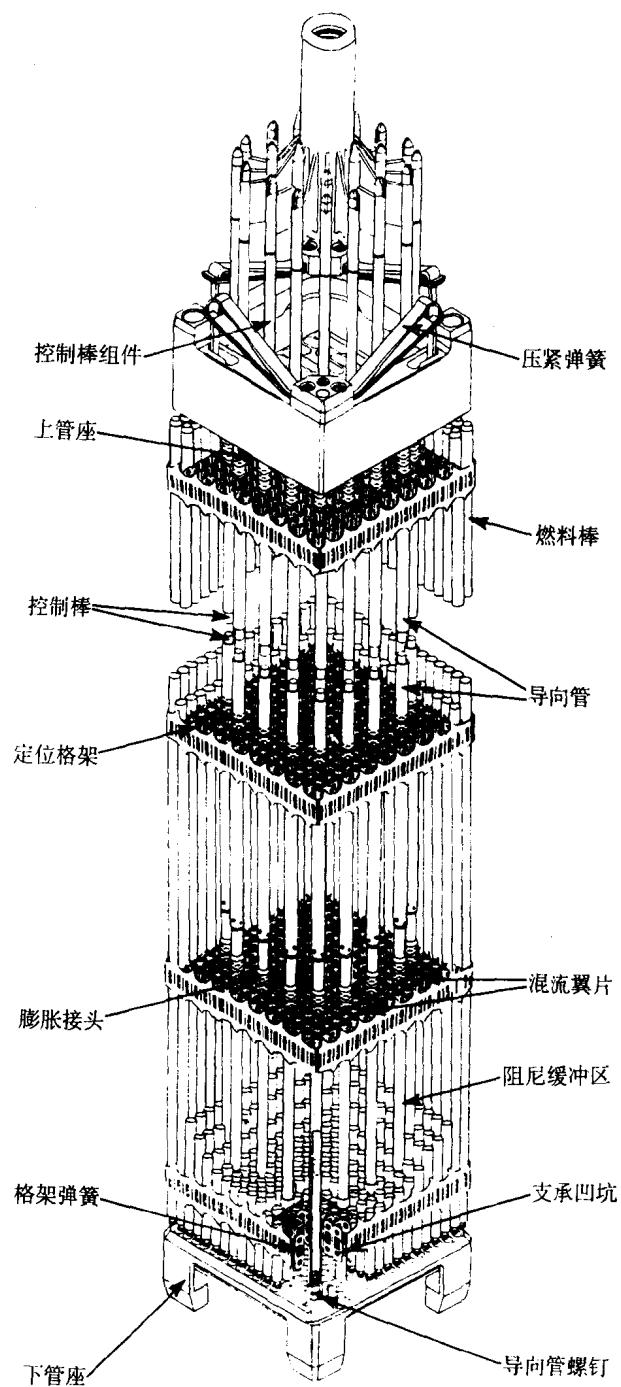


图 1.2 压水堆燃料组件

控制棒组件是用来控制链式裂变反应的速率,从而实现反应堆启动、停堆、改变功率及事故情况下紧急停堆,是保证反应堆安全可靠运行的组件。它通常由铪或银-铟-镉等强吸收中子

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,组成束棒形控制组件(见图 1.2),从顶部插入堆芯。此外,还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。

中子源组件作为反应堆点火之用,以缩短反应堆启动时间,并确保启动安全。

一座电功率为 1000MW 的压水堆堆芯一般装有 150~200 个燃料组件,40000~50000 根元件棒。堆内共约有 50 个控制棒组件。燃料元件棒垂直安置在堆芯内,使堆芯整体外形大致呈圆柱形。为使径向功率展平,核燃料一般按富集度分为 3~4 区装载。堆芯直径约 3m,高度 3.6m,装在大型压力容器内。燃料元件内的核燃料发生裂变并释放出热量。水沿燃料元件棒表面轴向流过,既起着慢化中子的作用,又作为导出反应堆热量的冷却剂。以局部倒换料方式每 1~1.5 年更换一次燃料。

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大的偏移;同时用来分隔流体,使冷却剂按一定方向流动,有效地地带出热量。堆内构件由上部组件(又称压紧组件)和下部组件(又称吊篮组件)组成,堆内构件结构复杂,尺寸大,刚性差,加工精度要求高,而且工作条件苛刻。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稳定不变形。

压力容器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,而且压力容器的寿命也决定了核电站的寿命;加之压力容器尺寸大,重量重,因此是压水堆关键设备之一。

控制棒驱动机构的作用顾名思义是驱动控制棒,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 10~19mm,在紧急停堆或事故情况下能在接到信号后 2s 时间以内全部插入堆芯,以保证反应堆安全。

反应堆冷却系统可以按照容量由二个、三个或四个相同的冷却环路组成。每一个环路有一个蒸汽发生器,一个或二个主冷却剂泵,并用主管道把这些设备与反应堆联接起来,构成密闭的回路。这样的系统称一回路系统,也称核蒸汽供应系统,见图 1.3。整个系统共用一个稳压器,系统的压力依靠稳压器来维持。一回路系统放置在安全壳(也称反应堆厂房,见图 1.4)内。万一发生管道破裂时,安全壳能容纳所释放出来的全部蒸汽和裂变产物。在主系统上还联接一些专设安全设施的管道,以备事故时应用。

反应堆压力容器位于一个深坑中,在邻近有一个换料水池,停堆换料时可将水池充满水,然后把压力容器的顶盖打开,用装卸料机在水下进行操作。通常利用这个时间对汽轮发电机组及其他设备进行维修。

图 1.5 表示压水堆核电厂流程示意图。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。借助主冷却剂泵又回到反应堆。在蒸汽发生器二回路侧所产生的蒸汽进入汽轮机作功以驱动发电机,作功后的乏汽排入冷凝器内凝结成水,然后由给水泵送入加热器,加热后重新返回到蒸汽发生器的二次侧。

1.2.1.2 沸水堆(BWR)

沸水堆是轻水堆的一种,它是通过研究水堆堆芯沸腾而设计出来的。很长时期中人们一直在想能不能允许水在反应堆沸腾,气泡不规则的形成和移动会不会产生危险的不稳定性。在

20 世纪 50 年代早期所完成的实验(著名的 BORAX 实验)表明在低压时确实会发生上述情况,但当压力升高到大约压水堆的一半左右(7 MPa)时,沸腾是稳定的,反应堆是可控的。

沸水堆壳体内装有堆芯、堆内支承结构、汽水分离器、蒸汽干燥器和喷射泵等。图 1.6 示出沸水堆本体结构。

堆芯主要由核燃料组件、控制棒等组成,也采用低富集度(2%~3%铀-235)的 UO_2 作为核燃料,将 UO_2 制成圆柱状芯块后再装入锆合金包壳内构成外径为 12.5mm 长度约 3.7m 的元件棒。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,然后装入锆合金的方盒内构成燃料组件(见图 1.7,其中水棒主

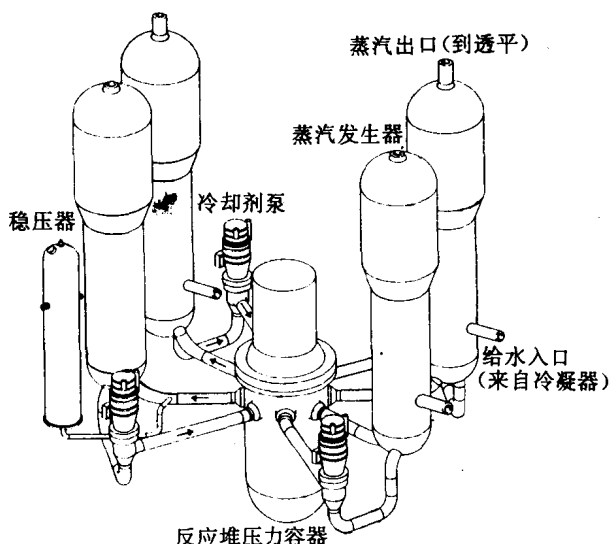


图 1.3 PWR 核蒸汽供应系统的主设备

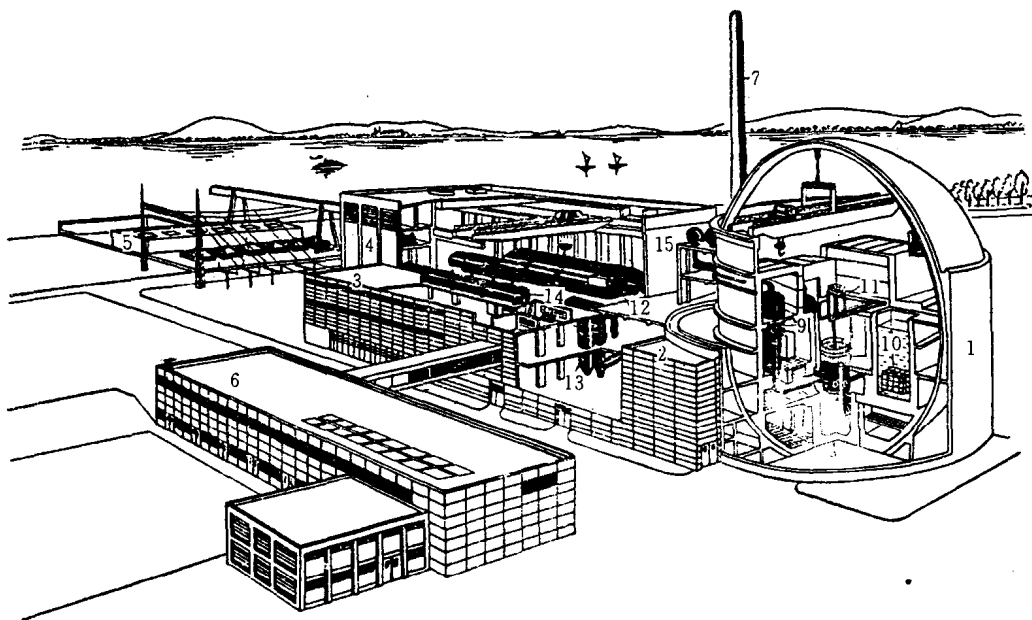


图 1.4 压水堆核电厂厂房布置图

- 1——反应堆厂房;2——反应堆辅助厂房;3——开关房;
4——汽机房;5——循环泵房;6——办公楼;7——通风烟囱;8——反应堆;
9——蒸汽发生器;10——燃料水池;11——换料机构;12——汽轮发电机组;
13——给水加热器;14——给水箱;15——吸音装置;16——控制室

要用作拉平局部功率峰用)。每四个燃料元件盒组成一个单元。堆芯就由许多这样单元组合而成。

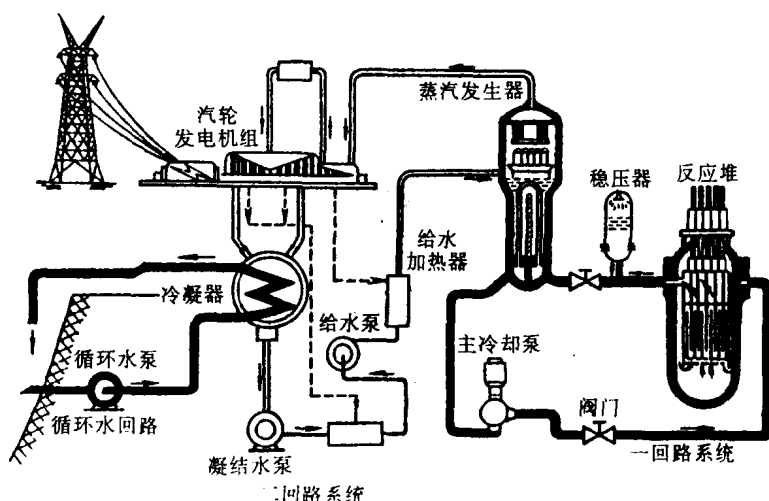


图 1.5 压水堆核电厂流程示意图^[7]

控制棒为十字形，由几十根装填有碳化硼粉末的不锈钢细管组成，安置在四个燃料元件中间间隙内（见图 1.7），从堆芯底部插入。控制棒驱动机构装在反应堆压力容器底部外侧，通过液压系统传动。在没有控制棒的情况下，由于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。

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。堆芯直径 4 m 以上，高度约 3.7 m，和压水堆一样采用燃料富集度分区装料，每 1~1.5 年以局部倒换料方式更换燃料一次。

汽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二相混合流体先经过汽水分离器以除去大部分的水，分离出来的湿蒸汽再进入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。

喷射泵（共 18~24 个，数量与反应堆功率大小有关）设置在堆芯四周的环形空间中，把来自汽水分离器的水和从汽轮机冷凝后流回的给水送到堆芯去进行再循环。喷射泵由堆外二个循环回路的水流驱动（见图 1.8）。循环回路从环形空间的下部抽取一部分冷却剂水经循环泵以高压进入循环泵的喷嘴，利用喷嘴喷射原理，使喷射泵的喉部形成高速水流，高速水流造成了一个低压区，于是把附近未经过循环回路的水（吸取流）吸入喷射泵，并强迫冷却剂水到达堆芯底部的水腔后再往上流经堆芯。

此种喷射循环系统可在不移动控制棒的情况下在约 25% 满负荷的范围内调节反应堆功率。例如，要降低反应堆功率，则可减小冷却剂流量，使堆芯内蒸汽份额增加，导致反应性减小，反应堆功率随之降低；反之，也可用增加冷却剂流量的办法来提高反应堆功率。

为容纳一回路系统破裂时所释放出来的全部物质，设置了安全壳，沸水堆一般采用带有蒸汽降压措施的安全壳，如图 1.9 所示。抑压水池的热容量很大，事故时能冷凝反应堆所放出来的蒸汽，又能滞留放射性裂变产物。

沸水堆的冷却剂工作压力为 7 MPa，因为进入堆芯的水很接近饱和温度，因此反应堆发热量几乎全部被用来产生蒸汽。图 1.10 表示沸水堆电站流程原理。冷却剂从堆芯下部自下而上