

核动力装置热工水力

陈文振 于 雷 郝建立 编著

中国原子能出版社

014003931

TL33
05

核动力装置热工水力

陈文振 于 雷 郝建立 编著



TL33/05

中国原子能出版社



180200110

图书在版编目(CIP)数据

核动力装置热工水力/陈文振,于雷,郝建立编著.

—北京:中国原子能出版社,2013.6

ISBN 978-7-5022-5929-7

I. ①核… II. ①陈… ②于… ③郝… III. ①压水型
堆—核动力装置—热工水力学 IV. ①TL33

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2013)第 127618 号

内 容 简 介

本书以压水堆核动力装置作为主要对象,介绍热工水力的基本概念、基本理论和计算、分析方法。全书分十一章,包括核能与反应堆发展的概况、热工水力分析的任务,堆芯材料和热源分布,热工水力学的理论基础,反应堆内稳态与正常瞬态热工分析,蒸汽发生器和稳压器的热力分析,核动力装置内的水力分析,反应堆稳态热工设计,海洋和机动条件下流动和换热,以及核动力装置热工水力计算分析工具等。

本书内容既有基本的理论知识,又有最新的一些科研成果,可作为核能科学与工程专业的本科教材,也可供有关专业的研究生、工程技术人员和科研人员参考使用。

核动力装置热工水力

出版发行 中国原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 100048)

责任编辑 刘 岩

技术编辑 冯莲凤

责任印制 潘玉玲

印 刷 保定市中华美凯印刷有限公司

经 销 全国新华书店

开 本 787 mm×1092 mm 1/16

印 张 19.5 字 数 487 千字

版 次 2013 年 6 月第 1 版 2013 年 6 月第 1 次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-5929-7 定 价 88.00 元

网址: <http://www.aep.com.cn>

发行电话: 010-68452845

E-mail: atomep123@126.com

版权所有 侵权必究

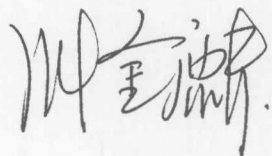
序

《核动力装置热工水力》一书是作者在长期教学和科研实践的基础上,结合我国核能发展的现状和需求撰写而成的,既有基本理论知识的讲述,又有作者最新研究成果和前沿动态的介绍,其目的是使读者能够较为系统、全面地掌握核动力装置热工水力分析的基本理论和基本的计算、分析方法,为以后的科研和工程实践打下一定的基础。

本书选择压水堆核动力装置为主要讨论对象,对其他相关的堆型也具有一定的借鉴意义;本书在对反应堆热工水力的基本概念、基本原理进行讲述的基础上,对一回路重要设备的热工水力进行重点分析,并对船用核动力装置在海洋和机动性条件下的流动和换热探索性研究的初步结果进行了介绍。本书在内容的安排上既考虑到学习的系统性和基础性,又注重具体问题的分析和解决,由浅入深,循序渐进,既可以作为核动力工程专业热工水力课程的教材,又满足相关专业对热工水力基础知识的需求。

本书具有实用性和创新性,符合我国核能发展的要求,我愿意把它推荐给核能领域的学生和科技工作者,相信大家会从中受益。

中国工程院院士



2012年6月

前 言

尽管日本地震所引起的核事故对国际核能的发展产生了极大的影响,但是从长远发展来看,中国的能源政策是仍将坚定不移地发展核能。本书正是基于这种背景下编写的,目的是使读者能够较为全面地掌握核动力装置热工水力分析的基本理论和基本的计算、分析方法,为以后的科研和工程实践打下一定的基础。

本书在对热工水力的基本概念、基本原理进行讲述的基础上,对一回路反应堆、蒸汽发生器、稳压器进行重点分析,并对船用核动力在海洋和机动性条件下的流动和换热研究的初步结果进行了介绍。本书在内容的安排上,既考虑学习的系统性和基础性,又注重具体问题的分析和解决,以及最新的科研成果的介绍,由浅入深、循序渐进。考虑到我国核能电厂与船用核动力的发展现状,本书选择压水堆核动力装置作为主要讨论对象,讨论结果对其他堆型也有一定的借鉴意义。其中:第一章简要介绍了核能与反应堆发展的概况、核反应堆动力装置分类,以及核动力装置热工水力分析的目的和任务;第二章介绍了堆芯材料和热源分布;第三章阐述了核动力装置传热学的理论基础;第四章对反应堆内稳态传热进行了分析;第五章对蒸汽发生器和稳压器的热力性能特性进行了分析和介绍;第六章阐述了核动力装置水力学的基础知识;第七章对核动力装置内的流动与水力问题进行了讨论,分析了自然循环下倒U形管内倒流现象及其影响因素;第八章简要介绍了反应堆稳态热工设计原理、方法和步骤,并对单通道模型和子通道模型进行了讨论;第九章介绍了反应堆正常瞬态热工分析方法,并对反应堆瞬态快速仿真进行了分析和介绍;第十章对海洋和机动条件下核动力装置流动和换热进行了分析和介绍;第十一章简要介绍了核动力装置热工水力计算分析工具的发展概况,以及船用核动力装置的自然循环分析平台。本书作为核动力工程专业热工课程的教材,核能科学与工程的其他各相关专业可以根据教学要求进行适当的取舍。

本书第1~6、9章由陈文振编写;第8章由于雷编写;第7章由陈文振和郝建立共同编写,第10章由于雷和陈文振共同编写,第11章由郝建立和于雷共同编写,每章的习题由陈文振编写;全书由陈文振负责统稿。

本书编写过程吸收了章德、陈志云、商学利、鄢炳火四位博士和王乔硕士的部分研究成果,并得到了赵新文的大力支持,肖红光博士、储玺硕士也做了大量的校对工作,在此一并表示衷心的感谢。

限于编者的水平,加之编写时间仓促,书中难免存在缺点和错误,敬请读者批评指正。

编著者

2012年6月

主要符号说明

a	热扩散系数; 系数	p	压力
A	面积; 系数	P	功率; 湿周; 栅距
Ar	阿基米德数	Pr	普朗特数
b	系数	q, q''	热流密度, 面热流密度
B	系数	q'	线热流密度
c	传播速度; 系数	q'''	体热流密度
c_p	比定压热容	q_0	外加中子源强
C	系数; 缓发先驱核浓度	Q	热流量; 流体体积流量
d	直径; 系数	R	半径; 热阻
D	直径; 间距	Re	雷诺数
D_e	当量直径	s	轴坐标
f	摩擦系数	S	滑速比
F	作用力; 因子	t	时间
Fo	傅里叶数	T	温度; 周期
g	重力加速度	T_m	平均温度; 熔点
G	质量流速	T_s	饱和温度
Gr	葛拉晓夫数	T_w	壁面温度
h	比焓	u	流体速度; 比内能
h_{fg}	汽化潜热	U	速度; 内能
H	高度, 长度; 焓	v	速度; 比容
k	中子增殖因子	V	体积; 速度
K	传热系数; 局部阻力系数	G	质量流速
L	长度	x	质量含气率
l	长度; 一代中子寿命		
m	质量; 质量流量		
M	质量		
n	系数; 中子密度		
Nu	努谢尔数		

希腊字母

α	对流换热系数; 空泡份额	δ	厚度
ρ	密度; 反应性	$\Delta\rho$	密度差

μ	动力黏度	ν	运动黏度; 比容
λ	导热系数; 衰变常数	β	缓发中子份额; 体积膨胀系数
Σ	宏观截面	σ	微观截面
ϕ	中子通量密度; 周期; 时间	ω	倒周期
φ	脱体角	Δ	绝对粗糙度

上标

*	无量纲量	—	平均值
·	流率		

下标

c	包壳; 临界	l, f	流体; 液体
i	编号; 序号	g	氦气隙; 蒸汽; 汽相
v	蒸汽; 汽相	w	固体壁面
s	饱和状态	∞	主流
in	入口	out	出口
u	燃料		

目 录

第一章 绪论	1
1.1 核能与反应堆发展概况	1
1.2 核反应堆动力装置简介	2
1.2.1 压水堆动力装置	3
1.2.2 重水堆动力装置	7
1.2.3 沸水堆动力装置	9
1.2.4 舰船核动力装置的特点	10
1.3 热工水力分析的目的和任务	12
1.3.1 热工水力分析的目的	12
1.3.2 热工水力分析任务与方法	13
习题	13
参考文献	14
第二章 堆芯材料和热源分布	15
2.1 核燃料	15
2.1.1 核燃料分类	16
2.1.2 核燃料 UO_2	17
2.2 包壳	19
2.2.1 包壳的作用	19
2.2.2 包壳材料的选择	19
2.3 堆内其他结构	21
2.3.1 不锈钢	21
2.3.2 镍基合金	22
2.4 冷却剂和慢化剂	23
2.4.1 冷却剂和慢化剂的选择	23
2.4.2 水的物性	24
2.4.3 水物性查表计算	24
2.5 堆芯热源及其分布	25
2.5.1 裂变能释放的特点	25
2.5.2 堆内热功率计算	27
2.5.3 堆芯功率分布及其影响因素	28
2.5.4 控制棒、慢化剂和结构材料热源强度	32
2.5.5 停堆后的释热	34

习题	38
参考文献	39
第三章 核动力装置传热学基础	40
3.1 导热	40
3.1.1 导热基本概念及定律	40
3.1.2 导热微分方程	41
3.1.3 定解条件	43
3.1.4 几种典型导热问题的解	44
3.2 单相对流换热	47
3.2.1 对流换热的基本概念	47
3.2.2 管道内强迫对流换热及换热系数	49
3.2.3 管道外强迫对流换热及换热系数	51
3.2.4 自然对流换热及换热系数	53
3.3 沸腾传热	55
3.3.1 大容积沸腾	56
3.3.2 流动沸腾	58
3.3.3 临界热流密度经验公式	63
3.4 凝结传热	67
3.4.1 层流膜状凝结	68
3.4.2 湍流膜状凝结	69
3.4.3 膜状凝结的影响因素	70
习题	71
参考文献	72
第四章 反应堆内稳态传热分析	74
4.1 定热导率燃料元件导热	74
4.1.1 燃料芯块导热	74
4.1.2 气隙导热	76
4.1.3 包壳导热	78
4.1.4 包壳表面对流换热	78
4.1.5 元件径向总温降	79
4.2 变热导率燃料元件导热	80
4.2.1 影响二氧化铀热导率的因素	80
4.2.2 二氧化铀热导率的几个经验公式与比较	82
4.2.3 包壳与氦气隙的热导率	83
4.2.4 燃料芯块积分热导率	84
4.3 燃料元件与冷却剂温度场	87
4.3.1 冷却剂输热方程	87
4.3.2 冷却剂轴向温度场	88
4.3.3 燃料元件轴向温度场	89

4.4	燃料元件最高温度及其位置	92
	习题	93
	参考文献	95
第五章	蒸汽发生器与稳压器内热工分析	96
5.1	蒸汽发生器传热	96
5.1.1	传热模型	96
5.1.2	一次侧传热过程	97
5.1.3	二次侧传热过程	98
5.1.4	管壁热阻和污垢热阻	99
5.2	蒸汽发生器的稳态特性	100
5.2.1	不同运行方式的稳态特性	100
5.2.2	稳态特性计算方法	101
5.3	稳压器内热力分析	102
5.3.1	冷却剂体积变化的分析	102
5.3.2	稳压器内部的热力过程	103
5.3.3	稳压器容积计算	105
	习题	110
	参考文献	111
第六章	核动力装置水力学基础	112
6.1	单相流基本方程	112
6.1.1	连续性微分方程	112
6.1.2	流体运动微分方程	113
6.1.3	流体微小流束的伯努利方程式	114
6.1.4	总流的连续性方程式	115
6.1.5	总流的伯努利方程式	116
6.2	管内单相流压降计算	116
6.2.1	管内流动型态和流动阻力压降	117
6.2.2	沿程摩擦压降	118
6.2.3	局部压降	121
6.2.4	管中的水锤现象	126
6.2.5	气穴和汽蚀	128
6.3	两相流基本方程	130
6.3.1	基本概念	130
6.3.2	基本方程	133
6.4	两相流压降计算	134
6.4.1	摩擦压降	134
6.4.2	加速压降	135
6.4.3	提升压降	136
6.4.4	局部压降	137

习题	139
参考文献	139
第七章 核动力装置水力分析	141
7.1 反应堆内压降计算	141
7.1.1 摩擦压降	141
7.1.2 提升压降	142
7.1.3 加速压降	142
7.1.4 定位格架的局部压降	142
7.2 蒸汽发生器内压降计算	144
7.2.1 一回路侧阻力压降计算	144
7.2.2 二回路侧自然循环与水力计算	145
7.3 管路压降与泵功率	148
7.3.1 管路压降	148
7.3.2 泵功率	149
7.4 堆芯冷却剂流量的分配	149
7.4.1 堆芯流量分配的计算方法	149
7.4.2 堆芯流量分配分析	151
7.5 流动不稳定性	153
7.5.1 流动不稳定性概述	154
7.5.2 水动力学不稳定性分析	157
7.6 反应堆内自然循环	161
7.6.1 基本概念与方程	161
7.6.2 堆内水流量确定	162
7.7 自然循环下倒 U 形管内倒流分析	164
7.7.1 一维流动换热模型	165
7.7.2 对流换热计算公式	169
7.7.3 水力学计算模型	170
7.7.4 流体倒流分析	172
7.7.5 倒流影响因素分析	176
7.7.6 倒流流量与倒流管数计算简介	179
习题	180
参考文献	181
第八章 反应堆稳态热工设计	182
8.1 热工设计准则	182
8.2 热管因子和热点因子	184
8.2.1 核热管因子和核热点因子	184
8.2.2 工程热管因子和工程热点因子	185
8.2.3 降低热管因子和热点因子的途径	192
8.3 单通道模型堆芯稳态热工设计	193

8.3.1	热工设计参数选择	194
8.3.2	热工设计的一般步骤和方法	195
8.3.3	安全校核	199
8.4	子通道模型堆芯稳态热工设计	204
8.4.1	子通道的划分	205
8.4.2	基本方程	206
8.4.3	求解方法	208
8.4.4	常用子通道程序介绍	209
8.5	稳态热工设计与热工水力实验的关系	210
	习题	210
	参考文献	211
第九章	反应堆正常瞬态热工分析	212
9.1	集总参数法	212
9.2	瞬态传热问题的集总参数求解	212
9.3	燃料元件径向温度变化的解析求解	214
9.3.1	板状燃料元件	215
9.3.2	棒状燃料元件	216
9.4	棒状元件径向温度变化的数值求解	218
9.4.1	数值求解方法	218
9.4.2	功率按指数规律变化时元件径向温度	221
9.4.3	有温度反馈缓发超临界过程元件径向温度	222
9.5	动态温度场的集总参数法分析	225
9.5.1	棒状元件动态温度场	225
9.5.2	堆芯热管动态温度场	228
9.6	反应堆瞬态过程的快速仿真分析	232
9.6.1	有反馈的反应性变化过程仿真	232
9.6.2	负荷大幅变化时的仿真	236
	习题	239
	参考文献	240
第十章	海洋与机动条件下的流动与换热	241
10.1	海洋条件下船体运动的特点	241
10.2	摇摆时内部层流流动与对流换热	242
10.2.1	圆管	242
10.2.2	矩形通道	244
10.3	摇摆时内部湍流流动与对流换热	245
10.3.1	圆管	245
10.3.2	矩形通道	249
10.4	舰船运动对一回路自然循环的影响	251
10.4.1	水平加速直线运动	253

10.4.2	竖直加速直线运动	254
10.4.3	回旋	256
10.4.4	横倾	257
10.4.5	纵倾	257
10.4.6	摇摆	260
	习题	260
	参考文献	261
第十一章	核动力装置热工水力计算分析工具简介	262
11.1	核动力装置热工水力计算分析工具的发展	262
11.2	最佳估算程序	263
11.2.1	最佳估算程序的建模方式	263
11.2.2	计算结果不确定性的主要来源	264
11.2.3	最佳估算程序的验证	264
11.2.4	RELAP 系列程序简介	265
11.2.5	CATHARE 程序简介	266
11.2.6	TRAC 程序简介	267
11.3	计算流体动力学程序	269
11.3.1	计算流体动力学简介	269
11.3.2	控制方程的通用形式	269
11.3.3	计算区域网格划分	270
11.3.4	湍流模型	270
11.3.5	CFD 计算的误差分析	271
11.3.6	FLUENT 软件简介	272
11.4	核动力装置自然循环分析平台	273
11.4.1	反应堆时空中子动力学计算模块	273
11.4.2	反应堆及主冷却剂系统热工水力分析模块	276
11.4.3	一回路辅助系统及二回路系统流体网络计算模块	278
	习题	280
	参考文献	281
附录 I	一些核燃料的热物性	282
附录 II	水和水蒸气的热物性	283
附录 III	氦气的热物性	296

第一章 绪 论

1.1 核能与反应堆发展概况

1939年,梅特纳在研究铀核裂变时发现,铀的相对原子质量大于它所产生裂变碎片的相对原子质量总和,即在铀核裂反应过程中,发生了质量亏损,这个质量亏损的数值正好与裂变反应所放出的能量对应,并且根据爱因斯坦的质能关系式,计算出了每个铀原子核裂变时能够放出的能量。这个能量就是原子核裂变能,我们称为核能。

后来,哈恩、约里奥·居里及其同事哈尔班等人又发现了更重要的一点:在铀核裂变释放出巨大能量的同时,还放出2~3个中子来。以放出2个中子来分析,一个中子与一个铀核进行裂变反应,产生能量,放出两个中子来;这两个中子又与另外两个铀核裂变反应,产生两倍的能量,再放出四个中子来……依此类推,这样的链式反应,以级数增加持续下去,势不可挡。为了研究实现链式反应的条件,美国决定建造一座自持链式反应装置——原子核反应堆。1941年12月,由费米领导的一批科研小组,在芝加哥大学斯塔格运动场的看台下,开始建造世界上第一座原子核反应堆“芝加哥”一号,CP-1。该反应堆是用石墨层和铀层相间堆砌的,共有57层,高6m,呈扁球形。堆中间留了许多小孔,内插镉棒,调节镉棒插入的深度,改变其吸收中子的多少,便可达到控制核裂变反应速率的目的。1942年12月2日下午,反应堆开始正常运行,揭开了人类利用原子核能的序幕。当时这个反应堆的功率只有0.5W,10天后上升到200W。1951年,美国利用一座生产钚的反应堆的余热试验发电,电功率为200kW。1954年,前苏联在莫斯科附近的奥布宁斯克建成了世界上第一座核电站,输出功率为5000kW。由此,人类开始进入和平利用核能的时代。

之后,英国和法国相继建成一批生产钚和发电两用的气冷堆核电站,美国在建造世界上第一艘压水堆核潜艇的基础上,又建成了电功率9万kW的压水堆核电站。进入20世纪60年代,主要工业大国,在核武器竞赛的同时也竞相建造核电站。特别是经历了第一次石油危机以后,核电站发展在20世纪70年代中期进入了高潮,增长的速度远高于火电和水电,前苏联、美国、法国、比利时、德国、英国、日本、加拿大等发达国家都建造了大量核电站。我国自20世纪80年代开始设计和建造核电站,自行设计的秦山核电站于1991年并网发电,随后从法国引进的大亚湾核电站也并网发电。到目前为止,我国共核准核电项目8个、共24台核电机组,总装机容量为2540万kW。其中,已开工建设的核电机组13台,总装机容量1335万kW,占全世界在建核电机组的30%。

从已运行的核电站装机容量来看,美国居首位,其装机容量占全世界的四分之一,其次是法国、日本、德国和俄罗斯。目前法国核能发电量已经占其总发电量的近80%。从发展

速度来看,法国、日本、韩国和中国保持着较高的发展速度。韩国和中国可谓核能发展国家的新生代表。从发展趋势来看,在今后30年内将会有更多国家和地区拥有核电站。据相关机构预计,到2030年,世界核电站总数将达到1000座,核发电量将占总发电量的三分之一,在相当长一段时期内,核电将成为清洁、低碳能源的支柱。

我国的煤炭、水力和石油资源有一定的蕴藏量,但是人口众多,人均能耗低。随着国家经济发展,特别是今后几十年将有大幅度的经济增长,煤、石油和水力的开发将不能满足需要。另外,煤和石油还是主要的化学、工业原料,大量消耗不仅使资源过早枯竭,还将给环境造成越来越严重的污染。因此,发展核电是我国能源规划的组成部分,无论对近期和将来补充或替代常规能源都是十分重要的措施。

核电站的设计、建造和运行是一项综合性的工程,牵涉到诸多的科技、工业和管理部门。我国自20世纪70年代中期开始设计建造核电站以来,已建成发电的核电装机容量为910万kW。它们是:

我国自行设计建造的第一座核电站——秦山30万kW核电站,自1991年12月15日并网发电以来,已安全运行二十多年,累计发电400多亿度。从法国引进电功率为 2×90 万kW的广东大亚湾核电站,于1993年投入运行,两座机组年发电量可达100亿度。

向巴基斯坦出口的恰希玛核电站,电功率为30万kW,2000年并网发电,现正在稳定运行,这也标志着我国也已成为核电站出口国。

广东岭澳地区两座90万kW级核电站已于2002—2003年分别投入运行。

秦山二期两座60万kW自行设计建造的商用核电站已于2002—2003年投入运行。

从加拿大引进的两座电功率为70万kW的重水堆核电机组也已于2002—2003年分别投入运行。

江苏田湾两座电功率100万kW的核电站,2005年投入运行。

根据国家和地方省级核电规划,在2010—2020年山东省海阳、广东省岭澳、浙江省三门以及福建、江西和安徽等省均计划建造百万千瓦级核电站。国家计划到2020年核电装机容量将达3200万kW。

核能除了用来发电外,还可以作为船舶、火箭、宇宙飞船、人造卫星等的动力和能源。特别是核动力不需要空气助燃,它能够在地下、水下、空间等缺乏空气的环境下工作,为人类开发海底世界、探索太空等提供了理想动力和能源。

1.2 核反应堆动力装置简介

我们这里介绍的核反应堆是裂变反应堆。反应堆内链式裂变反应释放出来的核能首先在燃料元件内转化为热能,然后通过导热、辐射和对流的方式传递给冷却剂。核反应堆根据冷却剂的不同可以分为水冷堆、气冷堆和液态金属冷却堆;根据慢化剂的不同可以分为轻水堆、重水堆和石墨堆;根据用途的不同可以分为研究堆、试验堆、动力堆和生产堆;根据引起裂变的中子能量的不同可以分为热中子堆、中能中子堆和快中子堆;根据所用的燃料的不同可以分为铀燃料堆、钍燃料堆和钷燃料堆;根据燃料布置的不同可以分为均匀堆和非均匀堆,等等。从堆型来看,在已经建成、正在建造和计划建设的核反应堆中,以水为冷却剂和慢化剂的堆占绝大多数。因此,本节主要介绍压水堆、沸水堆和重水堆动力装置的基本原理和

特征等,而本书的内容则主要针对压水堆核动力主回路装置来编写。

1.2.1 压水堆动力装置

压水堆动力装置主要由一回路系统,二回路系统及其他辅助系统和设备组成。图 1.1 为压水堆核动力回路系统示意图。其中,一回路系统由反应堆、稳压器、反应堆冷却剂泵(主泵)、蒸汽发生器以及相应的管道等组成。二回路系统由蒸汽发生器二次侧、汽轮机、发电机、冷凝器、凝结水泵、给水泵、给水加热器和中间汽水分离再热器等设备组成。现分别作简要介绍。

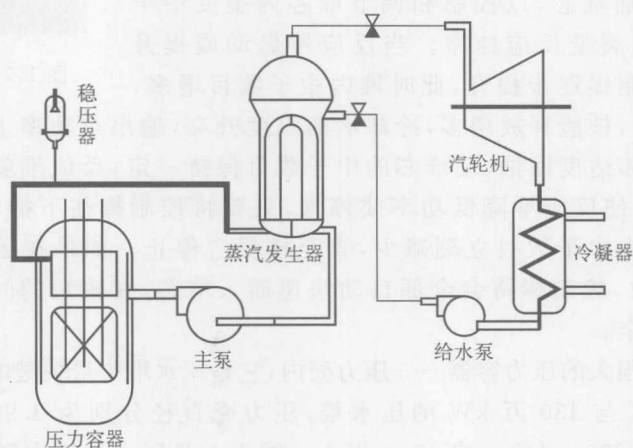


图 1.1 压水堆核动力回路系统

1. 反应堆

反应堆通常是以铀或钚作核燃料,可控地进行链式裂变反应,并持续不断地产生裂变能和进行热量传递的一种特殊的原子锅炉。压水堆的冷却剂是水。一方面压水堆不允许水在堆内沸腾,另一方面为了提高转化效率,要求提高冷却剂的温度,因此在使用水做冷却剂时,要提高冷却剂系统压力(一般堆内压力为 15~15.5 MPa)。由于水的慢化能力及载热能力都比较好,所以用水做慢化剂和冷却剂的压水堆,结构紧凑,堆芯体积小,堆芯的功率密度大。以一座典型的高温高压水做冷却剂的压水堆为例:它是一个外形直径约 5 m,壁厚约 200 mm,总高约 13 m 的圆柱形高压反应容器。容器内设有实现原子核裂变反应的堆芯和堆芯支承结构,顶部装有控制反应堆裂变反应的控制棒传动机构,随时调节和控制堆芯中控制棒的插入深度。

堆芯是原子核反应堆的心脏,裂变链式反应就在这里进行。它主要由核燃料组件、控制棒组件和既作中子慢化剂又作为冷却剂的水组成。典型压水堆燃料是高温烧结的圆柱形二氧化铀陶瓷块,直径约 8 mm,高 13 mm,称之为燃料芯块。其中铀-235 的浓缩度约 3%~5%,圆柱形燃料芯块一个一个地重叠着放在外径约 9.5 mm,厚约 0.57 mm 的锆合金的包壳管中,锆管两端用端塞焊接密封,构成细长的燃料棒元件。这种锆合金管称为燃料元件包壳。这些燃料元件按 15×15 或 17×17 正方形排列,中间用弹簧型定位架定位夹紧,组成棒束型核燃料组件。每一个燃料组件包括两百多根燃料元件,见图 1.2。中间有些位置空出

来放控制棒,控制棒的上部连成一体成为棒束。每一个棒束都在相应的燃料组件内上下运动。控制棒在堆内布置得很分散,主要是为控制和展平功率的大小和分布。除特殊要求外,燃料组件外面通常不加装方形盒,以利于冷却剂的横向流动。加上端部构件,整个元件长约 3~4 m,横截面为边长约 20 cm 的正方形。

控制棒用铪或银铟镉合金等吸收中子能力较强的材料外包不锈钢包壳制成。若干根棒连接成棒束,由堆顶上的传动机构上、下抽插堆芯,以控制和调节堆芯内裂变中子的数目来达到控制裂变反应速率。当反应堆启动或提升功率时,只要将控制棒逐步提升,此时堆内中子数目增多,铀核裂变随之增加,核能释放增多,冷却水的温度升高,输出热功率上升。达到一定功率后,只要将控制棒适度回抽,使堆芯的中子数目保持一定,反应堆就会稳定在某一功率下运行。如果要使反应堆降低功率或停堆,只要将控制棒往下插,中子被控制棒吸收量就增加,堆芯内中子数目立刻减少,直至核反应停止。如果在运行过程中发生某种紧急情况或事故,控制棒将会全部自动快速插入堆芯,在较短的时间内将反应堆关闭,确保反应堆安全。

堆芯放在一个很大的压力容器——压力壳内,它是压水堆中最关键的设备之一,不可更换。一座 90 万 kW 与 130 万 kW 的压水堆,压力壳直径分别为 3.99 m、4.39 m,壁厚 0.2 m、0.22 m。重 330 t、418 t,高 13 m 以上。图 1.3 是压水堆压力容器内结构示意图。在压力壳顶部有控制棒的驱动机构,控制棒由上部插入堆芯。作为慢化剂和冷却剂的水,由压力壳侧面进来后,经过吊篮和压力壳之间的环形间隙,再从下部进入堆芯。冷却水通过堆芯吸热后,温度升高,密度降低,成为温度较高的水,从堆芯和压力壳上部出来,通过管路进入蒸汽发生器。一座 100 万 kW 的压水堆,堆芯每小时冷却水的流量约 6 万 t。这些冷却水并不排出堆外,而是在封闭的一回路内循环工作,其中不断抽出一部分水净化后再返回一回路。堆芯有一百多个燃料组件,这些组件内总共有四万多根三米多长、比铅笔略粗的燃料元件。

2. 蒸汽发生器

如图 1.4 所示,蒸汽发生器是将反应堆的热能传递给二回路水以产生蒸汽的热交换设备,其内有很多管子。管子内、外分别为一、二回路的水,互不接触,因此,蒸汽发生器是分隔并连接一、二回路的重要设备。一回路的高温高压水流过蒸汽发生器管内时,通过管壁进行热交换,将二回路里的水变成 6~7 MPa、280 °C 左右的高温蒸汽。蒸汽发生器通常由直立式倒 U 形传热管束、管板、三级汽水分离器及外壳容器等组成。一回路冷却剂由蒸汽发生器下封头的进口管进入一回路水室,经过倒 U 形传热管向二回路水放热后汇集到下封头的出口水室,再流向一回路主泵吸入口。而 U 形管外侧的二回路给水是由蒸汽发生器筒体的给水接管进入环形管的,经环形通道流向底部,然后沿着倒 U 形管束的外空间上升,同时被加热,部分水变为蒸汽,汽水混合物进入上部汽水分离器,经过粗、细两级分离和第三级分离干燥后达到一定干度的饱和蒸汽,汇聚到蒸汽发生器顶部出口处,经二回路主蒸汽管道进入汽轮机。

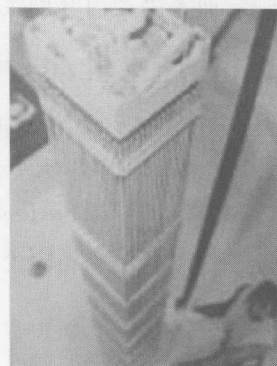


图 1.2 典型燃料组件