

普通高等教育“十二五”规划教材

反应堆 热工水力分析

黄素逸 主编

 机械工业出版社
CHINA MACHINE PRESS



普通高等教育“十二五”规划教材

反应堆热工水力分析

主编 黄素逸

参编 杨金成 王英双 李向宾

陈耀元 冷文军 刘志春



机械工业出版社

反应堆热工水力分析在核反应堆工程中起着十分重要的作用。本书在对核反应堆分类、核能系统中的热力过程、状态参数及蒸汽动力循环和堆芯材料及其热物性进行详细介绍的基础上,着重阐述了反应堆热源及稳态工况的传热计算、核反应堆稳态工况的水力计算、反应堆稳态热工设计原理和反应堆瞬态热工分析。本书既可作为高等学校能源动力类专业,特别是核工程专业的教材,也可供有关核设计和核工程技术人员参考。

图书在版编目(CIP)数据

反应堆热工水力分析/黄素逸主编. —北京:机械工业出版社, 2014. 4
普通高等教育“十二五”规划教材
ISBN 978-7-111-46115-9

I. ①反… II. ①黄… III. ①反应堆—热工水力学—高等学校—教材 IV. ①TL33

中国版本图书馆CIP数据核字(2014)第046567号

机械工业出版社(北京市百万庄大街22号 邮政编码100037)
策划编辑:蔡开颖 责任编辑:蔡开颖 孙阳 任正一
版式设计:常天培 责任校对:张晓蓉
封面设计:张静 责任印制:刘岚
北京四季青印刷厂印刷
2014年7月第1版第1次印刷
184mm×260mm·15.25印张·371千字
标准书号:ISBN 978-7-111-46115-9
定价:32.00元

凡购本书,如有缺页、倒页、脱页,由本社发行部调换

电话服务

网络服务

社服务中心:(010) 88361066

教材网:<http://www.cmpedu.com>

销售一部:(010) 68326294

机工官网:<http://www.cmpbook.com>

销售二部:(010) 88379649

机工官博:<http://weibo.com/cmp1952>

读者购书热线:(010) 88379203

封面无防伪标均为盗版

前 言

核电是清洁和安全的能源。在化石燃料日趋紧张，而太阳能、风能还未能形成大规模商业应用时，核电是目前唯一能够替代化石能源，减少 CO₂ 排放的清洁能源。

在三里岛、切尔诺贝利核事故之后，一些西方国家曾先后提出停止核电发展的建议，导致该领域的全面停滞。我国也受此波及，核学科发展几乎全面停顿。切尔诺贝利核事故之后二十年，能源危机和环境危机使全球重新认识到放弃核电还言之过早，发展第四代核反应堆、提高核电安全运行才是当务之急。

2007 年 11 月 2 日，国务院正式公布了国家发展改革委上报的《核电中长期发展规划（2005—2020 年）》。提出我国的核电发展指导思想和方针是：统一技术路线，注重安全性和经济性，坚持以我为主，中外合作，通过引进国外先进技术，进行消化、吸收和再创新，实现核电站工程设计、设备制造和工程建设与运营管理的自主化，形成批量建设中国自主品牌大型先进压水堆核电站的综合能力，提高核电所占比例，实现核电技术的跨越式发展，迎头赶上世界核电先进水平。

国家关于核能的发展规划预示着我国核电工业已经进入快速发展的新阶段。尽管日本福岛核事故可能会重新唤起民众对核的恐惧，但历史不会重演，吸取福岛核事故的教训，加强核电安全和技术创新，加速核电人才的培养，才是避免核危机的最好方法。

当前人才已成为我国核电大发展的主要瓶颈，因此最近数年来全国已有 90 多所高等院校（包括高职高专在内）办起核工程专业。反应堆热工水力分析是核工程专业的核心课程，而核电技术的发展又十分迅速，因此迫切需要一本能适应这一形势的新教材，这就是我们编写此书的初衷。

编写本书的指导思想是：满足本科教学需求，反映技术发展前沿动态；与其他相关课程紧密衔接。例如，避开与工程热力学、传热学、流体力学等课程重复的基础理论知识，突出了它们在反应堆热工水力分析中的应用；以工程实际应用为导向，简化了繁琐的公式推导；以各种工况下热工水力分析的任务为目标，突出解决问题的分析方法。

本书的完成是集体的成果，参加编写的单位有华中科技大学、中船重工集团 719 所和河北电力大学。其中第一章由黄素逸编写，第二章、第三章和第六章由王英双编写，第四章由刘志春编写，第五章由李向宾编写，第七章由杨金成、陈耀元、冷文军编写。全书由黄素逸统稿。

作者要特别感谢中船重工集团 719 所和作者的同事们对书稿提供的资料和帮助。由于作者水平有限，且核科学和核工程发展迅速，创新不断，书中错误和不妥之处，诚恳欢迎读者批评指正。

作 者

目 录

前言	
第一章 绪论	1
第一节 核反应堆分类	1
一、概述	1
二、轻水堆	2
三、重水堆	6
四、气冷堆	9
五、快中子增殖堆	11
六、供热堆	13
第二节 反应堆热工水力分析的目的和任务	15
一、反应堆热工水力分析的研究对象	15
二、反应堆热工水力分析的主要内容和研究方法	15
三、反应堆热工水力分析的目的	16
四、反应堆热工水力分析的任务	16
第二章 核能系统中的热力过程	17
第一节 状态参数	17
一、状态参数特性	17
二、基本状态参数	18
三、重要状态参数	19
四、水的热力学性质	21
第二节 蒸汽动力循环	23
一、概述	23
二、朗肯循环	24
第三节 蒸汽再热循环与回热循环	28
一、再热循环	28
二、回热循环	29
第三章 堆芯材料与热物性	43
第一节 核燃料	43
一、概述	43
二、核燃料的分类和特性	43
第二节 包壳材料	48
一、包壳作用及其选材标准	48
二、锆合金	49
第三节 冷却剂和慢化剂及反射层材料	50
一、冷却剂	50
二、慢化剂及反射层材料	52
第四章 反应堆热源及稳态工况的传热计算	54
第一节 堆热源及其分布	54
一、压水堆裂变能分配	54
二、均匀堆释热率分布与展平	56
三、影响堆功率分布的因素	57
第二节 反应堆内热量的输出过程	60
一、堆内的导热过程	60
二、堆内的对流换热过程	63
第三节 燃料元件的传热计算	66
一、棒状燃料元件的传热计算	66
二、板状燃料元件的传热计算	70
三、管状燃料元件的传热计算	71
第四节 停堆后的功率	73
一、概述	73
二、剩余裂变功率的衰减	74
三、裂变产物衰变功率的衰减	74
第五章 核反应堆稳态工况的水力计算	75
第一节 稳态工况下水力计算的目的和任务	75
一、稳态工况下水力计算的目的	75
二、稳态工况下水力计算的任务	75
第二节 单相冷却剂的流动压降计算	76
一、沿等截面直通道的流动压降	76
二、局部压降	83
第三节 汽-水两相流动及其压降计算	86
一、概述	86
二、沸腾段长度和流型	87
三、含汽量、空泡份额和滑速比	88
四、两相流动压降计算	94
第四节 自然循环计算	106
一、自然循环的基本概念	106
二、自然循环水流量的确定	107
三、自然循环在反应堆内的应用	108
第五节 通道断裂时的临界流	109

一、概述	109	计算的内容	147
二、单相流体的临界流	110	四、需要通过科研实验解决的问题	149
三、长通道中的两相流体的临界流	111	第五节 子通道模型的反应堆稳态热工	
第六节 堆芯冷却剂流量分配	117	设计	150
一、概述	117	一、子通道模型概述	150
二、闭式通道间的流量分配	118	二、基本方程（质量、热量、轴向动量	
三、开式通道间的流量分配	119	和横向动量等方程）	150
第七节 流动不稳定性	122	第七章 反应堆热工水力瞬态分析	153
一、概述	122	第一节 概述	153
二、静力学不稳定性	123	一、反应堆功率调节与系统运行控制	153
三、动力学不稳定性	126	二、反应堆保护	155
第六章 反应堆稳态热工设计原理	131	三、事故分析	158
第一节 热工设计准则	131	第二节 反应堆功率计算	159
一、反应堆热工设计前提	131	一、中子动力学方程	159
二、设计准则	132	二、反应性计算	161
第二节 热管（点）因子	133	三、停堆后的功率	164
一、基本概念	133	第三节 燃料元件瞬态过程的温度场	169
二、核热管（点）因子	133	一、燃料元件的瞬态导热方程	169
三、工程热管（点）因子	135	二、燃料元件包壳与冷却剂间的传热	
四、降低热管因子的途径	139	模型	172
第三节 临界热流量与最小 DNBR	139	三、燃料元件瞬态导热方程的求解	174
一、沸腾临界	140	第四节 瞬态热工水力基本方程	181
二、典型临界热流量公式	142	一、两相流流型	181
三、影响临界热流密度的因素	145	二、单相流与均匀流模型	184
四、最小 DNBR	146	三、两流体模型与漂移流模型	188
第四节 单通道模型的反应堆稳态热工		四、相间界面能量与质量交换	193
设计	146	五、瞬态热工水力计算方法	202
一、单通道模型	147	六、正常运行瞬态分析	207
二、单通道模型反应堆热工设计的一般		七、几种可能发生的故事	213
步骤	147	参考文献	236
三、单通道模型反应堆热工设计所需			

第一章 绪 论

第一节 核反应堆分类

一、概述

实现大规模可控核裂变链式反应的装置称为核反应堆，简称为反应堆。链式裂变反应释放出来的能量首先在燃料元件内转化为热能，然后通过导热、对流和辐射等方式传递给冷却剂。反应堆是向人类提供核能的关键设备。根据反应堆的用途、所采用的核燃料、冷却剂与慢化剂的类型以及中子能量的大小，反应堆有许多分类的方法。

(一) 按反应堆的用途分类

1) 生产堆。这种堆专门用来生产易裂变或易聚变物质，其主要目的是生产核武器的装料钚和氚。

2) 动力堆。这种堆主要用作发电和舰船的动力。

3) 试验堆。这种堆主要用于试验研究，它既可进行核物理、辐射化学、生物、医学等方面的基础研究，也可用于反应堆材料、释热元件、结构材料以及堆本身的静、动态特性的应用研究。

4) 供热堆。这种堆主要用作大型供热站的热源。

(二) 按反应堆采用的冷却剂分类

1) 水冷堆。它采用水作为反应堆的冷却剂。

2) 气冷堆。它采用氦气作为反应堆的冷却剂。

3) 有机介质堆。它采用有机介质作为反应堆的冷却剂。

4) 液态金属冷却堆。它采用液态金属钠作为反应堆的冷却剂。

(三) 按反应堆采用的核燃料分类

1) 天然铀堆。以天然铀作为核燃料。

2) 浓缩铀堆。以浓缩铀作为核燃料。

3) 钷堆。以钷作为核燃料。

(四) 按反应堆采用的慢化剂分类

1) 石墨堆。以石墨作为慢化剂。

2) 轻水堆。以普通水作为慢化剂。

3) 重水堆。以重水作为慢化剂。

(五) 按核燃料的分布分类

1) 均匀堆。核燃料均匀分布。

2) 非均匀堆。核燃料以燃料元件的形式不均匀分布。

(六) 按中子的能量分类

- 1) 热中子堆。堆内核裂变由热中子引起。
- 2) 快中子堆。堆内核裂变由快中子引起。

在核能的利用中，动力堆最为重要。动力堆主要有轻水堆、重水堆、气冷堆和快中子增殖堆。表 1-1 是目前世界上应用比较广泛的水冷、气冷和液态金属冷却堆的一些基本特征。

表 1-1 各种反应堆的基本特征

堆型	中子谱	慢化剂	冷却剂	燃料形态	燃料富集度
压水堆	热中子	H ₂ O	H ₂ O	UO ₂	3% 左右
沸水堆	热中子	H ₂ O	H ₂ O	UO ₂	3% 左右
重水堆	热中子	D ₂ O	D ₂ O	UO ₂	天然铀或稍浓缩铀
高温气冷堆	热中子	石墨	氦气	UC, ThO ₂	7% ~ 20%
钠冷快中子堆	快中子	无	液态钠	UO ₂ , PuO ₂	15% ~ 20%

二、轻水堆

轻水堆是动力堆中最主要的堆型。在全世界的核电站中轻水堆约占 85.9%。普通水（轻水）在反应堆中既作冷却剂又作慢化剂。由于水的慢化能力及载热能力都好，所以用水做慢化剂和冷却剂的轻水堆，结构紧凑，堆芯体积小，堆芯的功率密度大。因此，体积相同时，轻水堆功率最高或者在相同功率下，轻水堆比其他堆的体积小。这是轻水堆的主要优点，也是轻水堆的基建费用低、建设周期短的主要原因。

轻水堆又有两种堆型：沸水堆和压水堆。前者的最大特点是作为冷却剂的水会在堆中沸腾而产生蒸汽，故叫沸水堆。后者反应堆中的压力较高，冷却剂水的出口温度低于相应压力下的饱和温度，不会沸腾，因此这种堆叫做压水堆。

(一) 压水堆

压水堆是目前核电站应用最多的堆型，在核电站的各类堆型中约占 61.3%。图 1-1 所示为压水堆结构示意图。反应堆通常由堆芯、控制与保护系统、冷却系统、慢化系统、反射层、屏蔽系统、辐射监测系统等组成。

堆芯是原子核反应堆的心脏，裂变链式反应就在这里进行。它由核燃料组件、控制棒组件和及中子测量设备组成。堆芯放在一个能承受高压的压力壳内。燃料组件的燃料是高温烧结的圆柱形二氧化铀陶瓷块，直径约为 8mm，高为 13mm，称为燃料芯块。其中铀-235 的浓缩度约为 3%。燃料芯块一个一个地重叠着放在外径约为 9.5mm，厚约为 0.57mm 的锆合金管内，锆管两端有端塞。燃料芯块完全封闭在锆合金管内，构成燃料元件。这种锆合金管称为燃料元件包壳。这些燃料元件用定位格架定位，组成横截面为正方形的燃料组件。每一个燃料组件包括两百多根燃料元件。一般是将燃料元件排列成横 17 排、纵 17 行的 17×17 的组件，中间有些位置空出来放控制棒。由吸收中子材料组成的控制棒组件在控制棒驱动装置的操纵下，可以在堆芯上下移动，以控制堆芯的链式反应强度。

冷却剂从压力壳右侧的进口流入压力壳，通过堆芯筒体与压力壳之间形成的环形通道向下，再通过流量分配器从堆芯下部进入堆芯，吸收堆芯的热量后再从压力壳左侧的出口流出。一般入口水温为 300℃，出口水温为 332℃，堆内压力为 15.5MPa。一座 100 万 kW 的压

水堆，堆芯每小时冷却水的流量约为 6 万 t。这些冷却水并不排出堆外，而是在封闭的一回路内往复循环，并在循环过程中不断抽出一部分水净化，净化后再返回一回路。

图 1-2 所示为压水堆核电站的示意图。压水堆核电站的最大特点是整个系统分成两大部分，即一回路系统和二回路系统。一回路系统中压力为 15MPa 的高压水被冷却剂泵送进反应堆，吸收燃料元件的释热后，进入蒸汽发生器下部的 U 形管内，将热量传给二回路的水；然后再返回冷却剂泵入口，形成一个闭合回路。二回路的水在 U 形管外部流过，吸收一回路水的热量后沸腾，产生的蒸汽进入汽轮机的高压缸做功。高压缸的排汽经再热器再热提高温度后，再进入汽轮机的低压缸做功。膨胀做功后的蒸汽在凝汽器中被凝结成水。然后再送回蒸汽发生器形成另一个闭合回路。一回路系统和二回路系统是彼此隔绝的，万一燃料元件的包壳破损，只会使一回路水的放射性增加，而不致影响二回路水的品质。这样就大大增加了核电站的安全性。

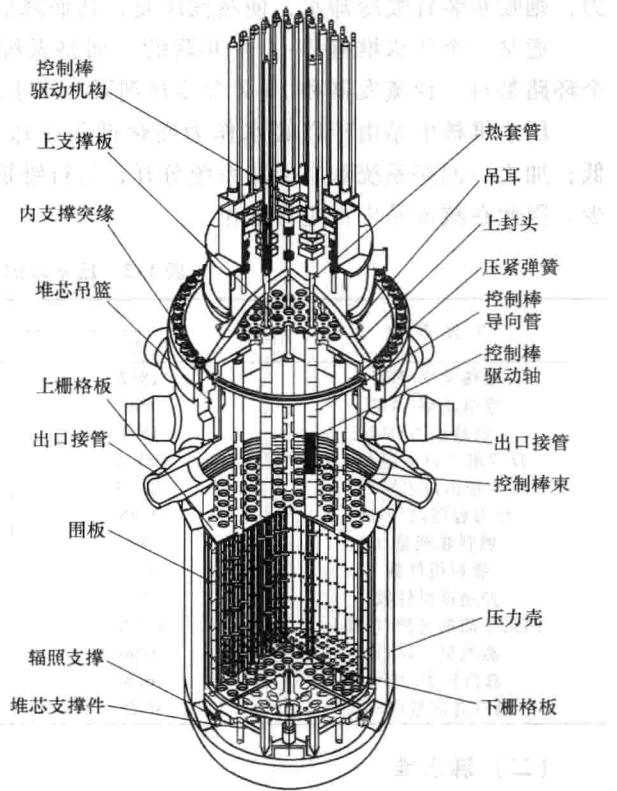


图 1-1 压水堆结构示意图

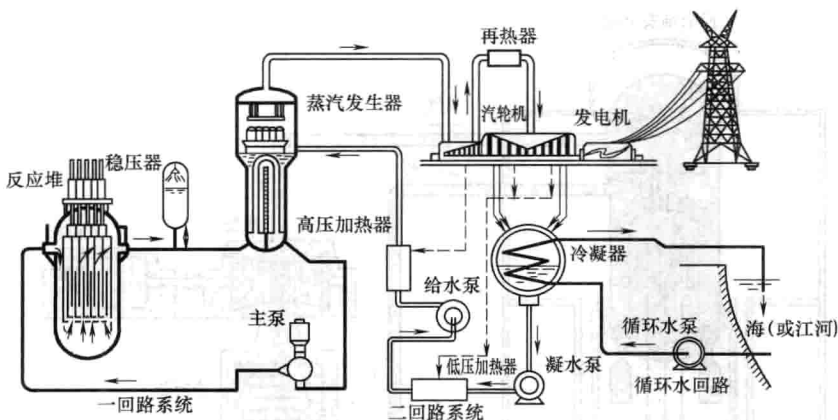


图 1-2 压水堆核电站的示意图

稳压器的作用是使一回路水的压力维持恒定。它是一个底部带电加热器，顶部有喷水装置的压力容器，其上部充满蒸汽，下部充满水。如果一回路系统的压力低于额定压力，则接通电加热器，增加稳压器内的蒸汽，使系统的压力提高。反之，如果系统的压力高于额定压

力，则喷水装置喷冷却水，使蒸汽冷凝，从而降低系统压力。

通常一个压水堆有 2~4 个并联的一回路系统（又称环路），但只有一个稳压器。每一个环路都有一台蒸发器和 1~2 台冷却剂泵。压水堆的主要参数见表 1-2。

压水堆核电站由于以轻水作为慢化剂和冷却剂，反应堆体积小，建设周期短，造价较低；加之—回路系统和二回路系统分开，运行维护方便，需处理的放射性废气、废液、废物少，因此在核电站中占主导地位。

表 1-2 压水堆的主要参数

主要参数	环路数		
	2	3	4
堆热功率/MW	1882	2905	3425
净电功率/MW	600	900	1200
—回路压力/MPa	15.5	15.5	15.5
反应堆入口水温/℃	287.5	292.4	291.9
反应堆出口水温/℃	324.3	327.6	325.8
压力容器内径/m	3.35	4	4.4
燃料装载量/t	49	72.5	89
燃料组件数	121	157	193
控制棒组件数	37	61	61
回路冷却剂流量/(t/h)	42300	63250	84500
蒸汽量/(t/h)	3700	5500	6860
蒸汽压力/MPa	6.3	6.71	6.9
蒸汽含湿量(%)	0.25	0.25	0.25

(二) 沸水堆

在压水堆中，—回路的水通过堆芯时被加热，随后在蒸汽发生器中将热量传给二回路的水使之沸腾产生蒸汽。那么可不可以让水直接在堆内沸腾产生蒸汽呢？回答是肯定的，这正是沸水堆产生的背景。

图 1-3 所示为单回路沸水堆热力系统图。来自汽轮机系统的给水从给水管进入反应堆压

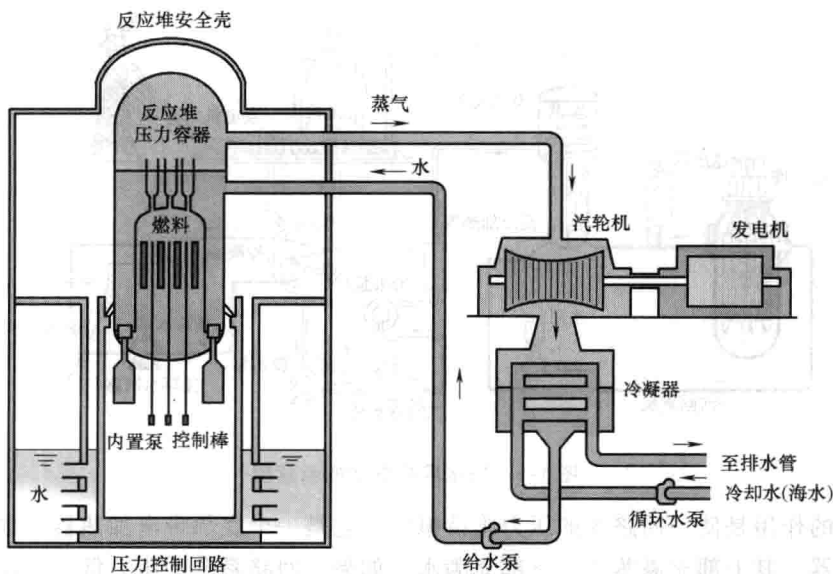


图 1-3 单回路沸水堆热力系统图

力容器后，沿堆芯围筒与容器内壁之间的环形空间下降，在喷射泵的作用下进入堆下腔室，再折而向上流过堆芯，受热并部分汽化。汽水混合物经汽水分离器分离后，水分沿环形空间下降，与给水混合；蒸汽则经干燥器后出堆，通往汽轮发电机，做功发电。蒸汽压力约为7MPa，干度不小于99.75%。汽轮机乏汽冷凝后经净化、加热再由给水泵送入反应堆压力容器，形成一闭合循环，堆内装有数台内装式再循环泵，其作用是使堆内形成强迫循环，其进水取自环形空间底部，升压后再送入反应堆容器内，成为喷射泵的驱动流。某些沸水堆用堆内循环泵取代再循环泵和喷射泵。

沸水反应堆本体是一个外形为圆柱形高压反应容器（图1-4），它由筒身和半球形可拆上封头组成。容器筒身的基体材料是低合金钢，内壁堆焊不锈钢覆盖层。容器内有堆芯和堆芯支撑机构及控制棒驱动机构。

沸水堆堆芯也是由许多方形燃料组件组成，它们按正方形稠密栅格排列成一个近似圆柱体。整个堆芯被安置在反应堆容器内，冷却剂自下而上通过堆芯。堆芯围板是一个围绕堆芯的不锈钢圆筒，在堆芯围板和反应堆容器之间构成一个环形空间。围板把通过堆芯向上流动的冷却剂流和在环形空间内向下流动的冷却剂流分隔开来。在堆芯围板与反应堆容器之间的环形区域内流动的水对容器壁材料起一定的辐照防护作用。喷射泵的扩散管穿过围板支承座的环形架子伸到堆芯下部，把冷却剂送入堆芯进口腔室。支承围板的环形架焊接在反应堆容器壁上，防止再循环水短路流到出口接管。

在堆芯与汽水分离器之间，沿堆芯围板的内边安装两个带有喷淋管嘴的堆芯喷淋环，其中一个为低压喷淋环，另一个是高压喷淋环，在危急工况下向堆芯喷射冷却水。此外，还有在危急工况下向堆芯喷射中子吸收剂的喷嘴，它们安装在堆芯下部的再循环水进口腔室内。

汽水分离装置由一系列竖管组成。在每个竖管的上部有三级分离器。汽水分离器没有运动部件，材料为不锈钢。汽水混合物通过竖管上升到分离器的叶片区，叶片使汽水混合物作旋转流动形成涡流。离心力把水分从蒸汽里分离出来。蒸汽从分离器顶部流出，进入蒸汽干燥器下部的湿蒸汽空间。被分离出的水分从每级分离器下部排出，进入竖管周围的水池，汇合后流向环形下降区。

汽水分离装置的上部布置蒸汽干燥装置。从分离器来的蒸汽向上和向外流过干燥器叶片。许多直立排列的导叶片与上下支架相连接，构成一个刚性整体部件。被干燥器分离出来的水分通过沟槽和管道流入汽水分离器竖管周围的水池，然后流向环形下降区。

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。沸水堆的控制棒呈十字形，插入在四个燃料盒之间，中子吸收材料为碳化硼，封装在不锈钢管内，控制

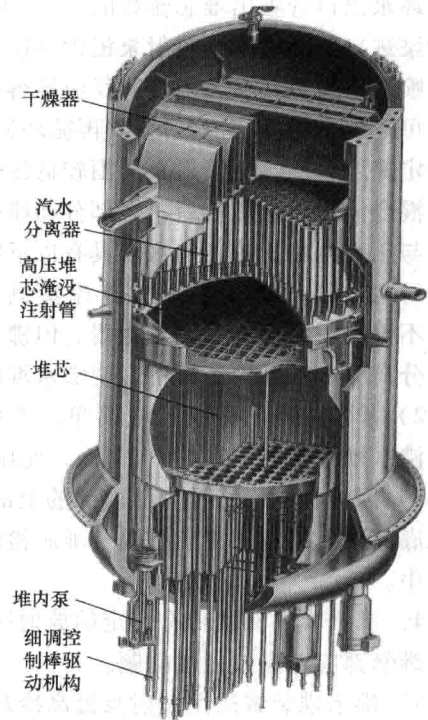


图1-4 沸水堆本体结构

棒从堆底引入。采用闭锁活塞型驱动机构，机构安装在反应堆容器底部。若干根棒连接成一束，插入堆芯，由堆底部的传动机构上、下抽插，以控制链式裂变反应速率，调节反应堆输出功率或在紧急情况快速关闭核反应，保障反应堆的安全。

沸水堆常用的冷却剂是清水，冷却剂回路有两个重要装置：再循环泵和喷射泵。反应堆再循环水系统用来使通过堆芯的部分冷却剂实行再循环运行。系统由两条相同的循环回路组成，每条循环回路有一台离心式再循环泵、一台流量调节阀、两台隔离阀和一台旁通阀。喷射泵安装在反应堆容器内，以保证冷却剂在堆内连续地循环流动。循环回路中的离心泵通过再循环水出口管吸出堆芯流量的 $1/3$ ，提高压力后返回到反应堆容器的进口管，再分别送往喷射泵进口。离心泵为喷射泵提供动能，喷射泵出口的水流经堆芯进口腔室进入堆芯。

喷射泵安装在堆芯围板和反应堆容器内壁之间的环形区域中。根据反应堆装置容量的大小，可以装 18~24 台喷射泵。再循环回路中的离心泵把高压再循环水流入喷射泵的喷嘴，以一定速度喷出，把喷射泵周围较低压力的冷却剂吸入，两股水在喉管内混合并进行能量交换。混合流通过扩散管后，大部分动能转换为压力能，使压力进一步提高。

与压水堆相比较，沸水堆具有以下特点：

1) 在反应堆本体内直接产生蒸汽，并直接作为工质送入汽轮机，因此省掉了一个回路，不再需要昂贵的蒸汽发生器。但沸水堆堆芯不如压水堆紧凑，而且堆内布置了喷射泵，汽水分离器和干燥器等设备，使沸水堆的压力容器尺寸要比压水堆的大得多。

2) 沸水堆电站系统比较简单，工作压力可以降低。为了获得与压水堆同样的蒸汽温度，沸水堆只需加压到约 7.2MPa ，比压水堆低了一倍，提高了电站使用效率。

3) 因为在沸水堆堆容器内部的上部布置了汽水分离器和蒸汽干燥器，这样，只能从反应堆底部引入控制棒驱动系统及堆芯检测仪表系统，因而使维护检修不便，且反应堆底部应力集中。

4) 沸水堆的蒸汽带有一定的放射性。汽轮机厂房仍需设置屏蔽，且汽轮机的设计、运行及维修都应考虑放射性问题。

5) 沸水堆装置采用喷射泵提高冷却剂的循环能力，安全壳带弛压系统。

6) 沸水堆可用控制棒以及改变再循环泵的流量来控制调节功率，因此其运行灵活。但它的燃料比功率小，在同样功率条件下核燃料装置比压水堆多 50%。

沸水堆电站与压水堆电站各有其优缺点，在技术上和经济上不相上下。因此有些国家，如美国、日本、德国，在建压水堆核电站的同时也建造沸水堆核电站。它是目前国外核电站中仅次于压水堆的主要堆型之一，约占总核发电容量的 28%。

三、重水堆

重水堆以重水作为冷却剂和慢化剂。由于重水对中子的慢化性能好，吸收中子的几率小，因此重水堆可以采用天然铀作燃料。这对天然铀资源丰富，又缺乏浓缩铀能力的国家是一种非常有吸引力的堆型。全世界拥有重水堆核电机组最多的国家是加拿大，韩国、阿根廷、印度、罗马尼亚和中国也有少量重水堆核电机组。秦山三期核电站是目前我国大陆唯一的重水堆核电站。目前在全世界的核电站中，重水堆约占 4.5%。重水堆中最有代表性的是加拿大坎杜堆 (CANDU)。图 1-5 所示为加拿大坎杜重水堆核电站的示意图。表 1-3 则给出了坎杜重水堆一回路参数。

表 1-3 坎杜重水堆一回路参数

核电站电功率/MW	冷却剂				总流量/(t/h)	分回路数
	介质	压力/MPa	温度/℃			
			堆出口	堆进口		
125	重水	10.9	293	245	6200	1
208	重水	10.0	293	249	10900	1
514	重水	9.8	293	249	27900	2
745	重水	10.1	299	252 ~ 264	38600	2
600	重水	9.7	312	267	273600	2

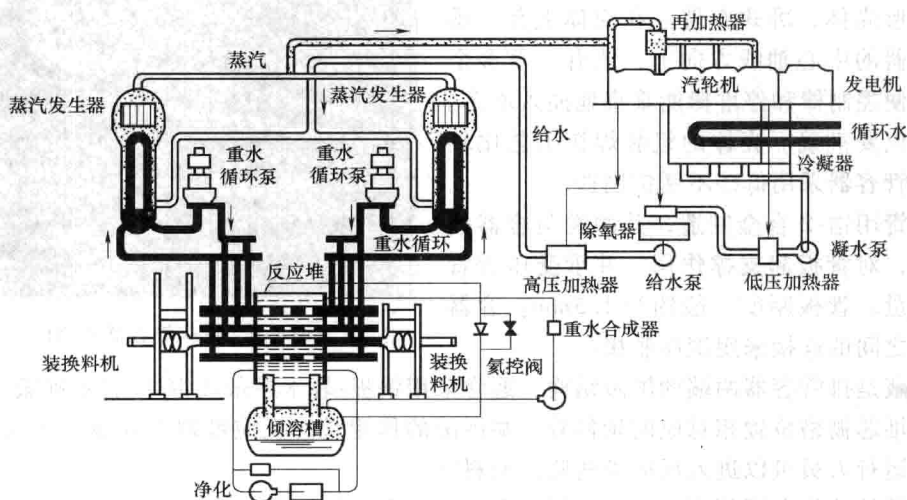


图 1-5 加拿大坎杜重水堆核电站示意图

坎杜重水堆本体结构包括燃料元件、压力管组件、反应堆容器、装卸料系统和反应性控制装置等。坎杜重水堆采用短棒束型燃料元件。燃料元件棒的包壳材料为锆-4 合金，壁厚约为 6.33mm，内装天然 UO_2 芯块。棒束元件借助支承垫可以在水平的压力管内来回滑动。每根压力管内装 10 ~ 12 束燃料元件束。燃料元件束由紧密组装在一起的 37 根燃料棒组成，焊在元件端部的端板将燃料棒组装在一起。钎焊在包壳上的隔板保持元件间必要的间距。棒束长约为 50cm，直径约为 10cm。

压力管组件由压力管和端部件组成。压力管穿过容器管连接到端部件，通过端部件支承在端屏蔽上。在压力管和容器管之间依靠两个支承环形成一个环形间隙。环隙内充干燥的 N_2 或 CO_2 作为绝热介质。支承环材料为含铌 2.5%（质量分数）、铜 0.5%（质量分数）的锆合金丝材。它们在压力管堆芯部分约 1/3 长度处对称地环绕在压力管上，将压力管的部分载荷传递给容器管。压力管内安置燃料棒束组件和流过反应堆冷却剂。一般可以安放 9 ~ 12 个短棒束型燃料组件，压力管的材料为锆-2.5% 铌合金。管长约为 6.3m，内径约为 103mm，壁厚为 4.34mm。

压力管的设计制造要考虑使用寿期内燃料元件在压力管内滑动时可能造成的划伤、磨损以及腐蚀等的影响。

压力管的两端与端部件相连构成了与堆冷却剂回路的连通和换料通道。端部件一般采用不锈钢制造，这就产生了锆合金管与不锈钢管的连接问题（锆合金的膨胀系数仅为不锈钢的 $1/3 \sim 1/2$ ）。要求连接结构在热循环中保持良好的密封性能和足够的强度，而且要有耐辐照、耐腐蚀的性能，结构要求简单，便于制造、安装和更换。

端部件的端屏蔽处装有一个屏蔽塞，并依靠密封塞和密封垫片密封。换料时，装卸料机将屏蔽塞和密封塞先拆下，换料后再装上。端部件的结构要保证在任何时候（包括在换料操作期间）都有一定量冷却剂流经压力管。

反应堆容器是一个卧式圆筒形容器，亦称排管容器。有几百根容器管并列贯穿其中（图 1-6）。反应堆容器由堆容器壳体、容器管和端屏蔽组成。堆容器壳体是一个两端有端屏蔽的圆筒形壳体，卧式布置。在壳体上部，垂直于堆容器的中心轴线方向上，装有一百多个接管，以便控制棒和停堆棒能垂直地插入堆芯。接管的定位要准确。壳体的组装焊接工艺比较复杂。排管容器采用低碳不锈钢制造。

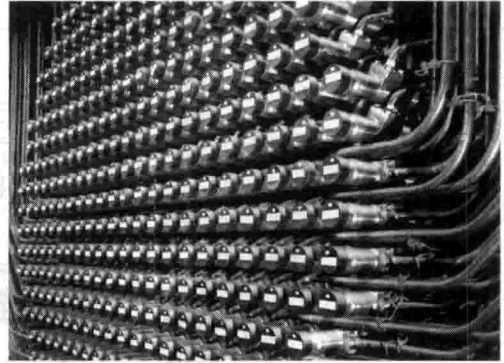


图 1-6 反应堆容器的侧面

容器管用锆-2 合金制造，其两端与容器的管板连接，对管板起支撑作用，并承受压力管的部分重量。管板厚度一般约为 1.5mm。容器管与管板之间的连接采用滚压胀接。

端屏蔽是排管容器两端的屏蔽结构，通常采用钢板-轻水屏蔽或钢球-轻水屏蔽。端屏蔽中设置与堆芯栅格位置相对应的延伸管。端屏蔽的作用是在反应堆端面屏蔽中子及 γ 射线，使停堆后运行人员可以进入反应堆两侧的换料室。

端屏蔽的筒体和端部管板采用超低碳不锈钢，屏蔽钢板或钢球采用碳钢，延伸管采用不锈钢。由于反应堆的栅格位置是由端屏蔽保证，因此对端屏蔽的制造，特别是管板孔的加工有严格的要求。

重水堆采用不停堆装卸料法。在反应堆的两端各有一台装卸料机，共同承担同一燃料通道的装卸料。一台在燃料通道的一端装入新燃料，另一台在燃料通道的另一端接受乏燃料。

由于重水堆是在功率运行下装卸料，存在回收泄露重水和防止氚害的特殊问题，因此装卸料机是在密闭的屏蔽房间里工作，由计算机进行自动控制。由于装卸料机结构复杂、动作多，除了需要采用计算机程序控制外，同时要求在结构设计、制造安装上保证它的执行机构达到要求的精度，并能稳定可靠地工作。

与轻水堆核电站相比，重水堆核电站具有如下特点：

1) 因重水的慢化性能好，吸收中子少（其慢化比是普通水的 300 多倍），故能用天然铀做燃料。发展重水堆核电站不需要建立造价昂贵的铀同位素分离厂或从国外进口浓缩铀。

2) 重水堆转化率比较高（约为 80%），可以更为有效地利用天然铀，能一次从每吨天然铀中获取最大的能量。

3) 从重水堆卸出的燃料烧得较透，铀-235 含量低于扩散厂通常的尾料含量（约 0.25%），可以把它们暂时储存起来，等到快堆需要时再提取其中的钚，而不必急于进行后处理。这就使燃料循环大大简化（称为一次通过循环），费用大大降低。

4) 在各种热中子堆中,重水堆所需天然铀最少,而且其所需的初装料和年需换料量也最少(分别相当于轻水堆的 $2/5$ 和 $3/4$)。

5) 重水堆对燃料的适应性很好,能采用天然铀和浓缩铀作燃料,也可以用铀-233、铀-235或钚-239以及它们的任何组合作裂变材料,并且从一种燃料循环改变为另一种循环也很容易。

由于上述这些特点,重水堆的燃料获取与燃料循环所需费用较轻水堆低。另外,重水堆中生成的钚,一部分在堆内参加裂变放出能量,另一部分则包含在燃料中,其净产钚量为轻水堆的 $1.4 \sim 1.8$ 倍。因此,发展重水堆电站,可以为发展快堆电站积累更多的钚。

重水堆核电站可以使用天然铀,燃料经济性好,与压水堆核电站可能构成“串联”燃料循环(即压水堆核电站的乏燃料元件经一定的处理后可直接在重水堆核电站中使用)。同时,我国对重水堆在工程设计、设备制造、燃料元件和重水生产上都有一定的技术和设备制造基础与能力。因此,为了满足我国电力发展的需要,在引资和贷款条件优惠、引进技术和设备价格低廉的情况下,可以适当建造一些重水堆型核电站。

四、气冷堆

气冷堆是以气体作冷却剂,石墨作慢化剂。气冷堆在它的发展中,经历了三个阶段,形成了三代气冷堆。第一代气冷堆,是天然铀石墨气冷堆。它的石墨堆芯中放入天然铀制成的金属铀燃料元件。石墨的慢化能力较轻水和重水都低,为了使裂变产生的快中子充分慢化,就需要大量的石墨。加上二氧化碳导热能力差,使这种堆体积大,平均功率密度比压水堆低一百多倍。此外,其热能利用效率只有 24% 。由于这些缺点,英国从20世纪60年代初期起,便转向研究改进型气冷堆。

改进型气冷堆是第二代气冷堆。它仍然用石墨慢化和二氧化碳冷却。为了提高冷却剂的温度,元件包壳改用不锈钢。由于采用二氧化铀陶瓷燃料及浓缩铀,随着冷却剂温度及压力的提高,这种堆的热能利用效率达 40% ,功率密度也有很大提高。第一座这样的改进型气冷堆1963年在英国建成。

第三代气冷堆是高温气冷堆,是改进型气冷堆的进一步发展,它以低浓铀或高浓铀加钍作核燃料,石墨作为慢化剂,氦气作为冷却剂,全陶瓷型包覆颗粒燃料元件,使堆芯出口氦气温度可达到 950°C 甚至更高。反应堆燃料装量少。转换比高,燃耗深,在利用核燃料上是一种较好的堆型。高温气冷堆已完成了试验堆电站和原型堆电站两个发展阶段。

1979年美国三里岛核电站事故发生后,核电站安全性问题被提到更重要、更迫切的地位,继而提出了固有安全堆的概念,模块式高温气冷堆(MHTGR)就是在这样的背景下提出的一种具有固有安全性的新堆型。1981年德国西门子(Siemens)/国际原子公司(Internatom)首先推出模块式球床高温气冷堆的设计概念,以小型化和固有安全性为其特征,现已成为国际高温气冷堆技术发展的主要方向。国际核能界和工业界一致看好高温气冷堆的发展前景,认为它是新一代核电站最有发展前途的堆型之一。美国、德国、日本和南非等国都在做积极的研究,中国设计和建造的10MW高温气冷试验堆是世界上第一座模块式高温堆的试验堆。

目前核电站的各种堆型中气冷堆约占 $2\% \sim 3\%$ 。除发电外,高温气冷堆的高温氦气还可直接用于需要高温的场合,如炼钢、煤气化和化工过程等。

用于发电的高温气冷堆的结构如图 1-7 所示。其燃料元件由弥散在石墨基体中的包覆颗粒燃料组成，包覆颗粒燃料直径为 0.8~0.9mm，中心是直径为 0.2~0.5mm 的核燃料 UO₂ 核芯，核芯外面有 2~4 层厚度、密度各不相同的热解碳和碳化硅包覆层（图 1-8）。

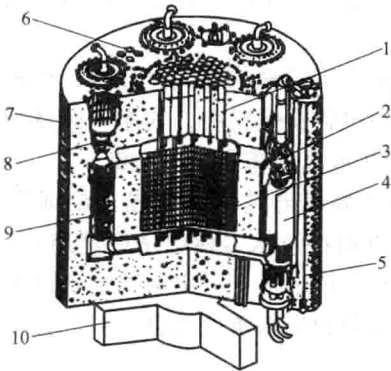


图 1-7 用于发电的高温气冷堆的结构
 1—装卸料通道 2—循环鼓风机 3—反应堆堆芯
 4—蒸汽发生器 5—垂直预应力钢筋
 6—氦气净化阱 7—预应力混凝土壳
 8—辅助循环鼓风机 9—辅助热交换器
 10—压力壳支座

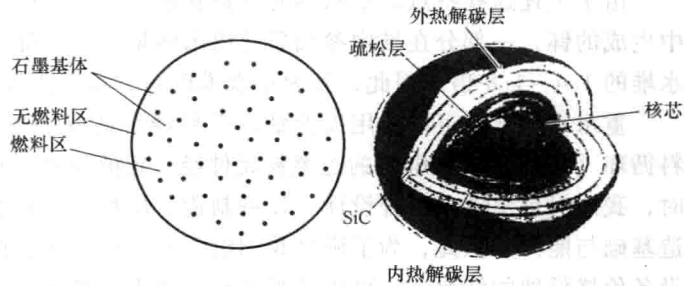


图 1-8 高温气冷堆球型燃料元件

包覆燃料颗粒有双层包覆（BISO）和多层包覆（TRISO）两种类型。我国 10MW 高温气冷堆燃料元件采用 TRISO 型包覆燃料颗粒。该型燃料颗粒由二氧化铀燃料核芯、疏松热解碳层、内致密热解碳层、碳化硅层和外致密热解碳层组成。疏松热解碳层的作用是提供气态裂变产物和一氧化碳（CO）的贮存空间，吸收燃料核芯因裂变而引起的肿胀和防止裂变反冲核对致密包覆层的损伤。内外致密热解碳层不仅保护碳化硅层，而且起到阻挡裂变产物释放到压力壳的作用。碳化硅层除起到压力壳作用外，对 Cs、Sr、和 Ba 等金属裂变产物的阻挡能力也很强。总之，包覆燃料颗粒的镀层构成了能包容燃料和裂变产物的微球形复合压力容器，是阻挡裂变产物释放的最主要屏障，其性能直接关系到反应堆的安全运行。我国 10MW 高温气冷堆燃料元件的主要参数见表 1-4。表 1-5 则给出了 HTR-10 堆结构的主要参数。

表 1-4 10MW 高温气冷堆燃料元件主要参数

²³⁵ U 富集度 (%)	17	SiC 层密度/(g/cm ³)	≥3.18
UO ₂ 核芯直径/mm	0.5	外致密 PyC 层厚度/μm	40
UO ₂ 核芯密度/(g/cm ³)	≥10.4	外致密 PyC 层密度/(g/cm ³)	1.9
包覆燃料颗粒直径/mm	0.91	球形燃料元件直径/mm	60
疏松 PyC 层厚度/μm	95	球形燃料元件密度/(g/cm ³)	≥1.70
疏松 PyC 层密度/(g/cm ³)	≤1.10	球形燃料元件含 U 量/g	5
内致密 PyC 层厚度/μm	40	球形燃料元件压碎强度/kN	≥18
内致密 PyC 层密度/(g/cm ³)	1.9	球形燃料元件热导率/[W/(m·k)]	≥25
SiC 厚度/μm	35	球形燃料元件的自由铀含量	≤3×10 ⁻⁴

表 1-5 HTR-10 堆结构的主要参数

名 称	参 数	名 称	参 数
热功率/MW	10	活性区高度/mm	2.5×10^3
一次侧氦气工作压力/MPa	3.0	活性区直径/mm	1.8×10^3
冷氦气温度/℃	250	控制棒根数/根	10
热氦气温度/℃	700	辐照孔道数/个	2

五、快中子增殖堆

前述的几种堆型中，核燃料的裂变主要是依靠能量比较小的热中子，都是所谓热中子堆。在这些堆中为了慢化中子，堆内必须装有大量的慢化剂。热中子反应堆核电站的铀资源利用率很低，仅为 2% 左右，它无法将世界能量有限的铀资源充分利用，因而，热中子反应堆的经济潜力也是有限的。快中子反应堆不用慢化剂，裂变主要依靠能量较大的快中子。如果快中子堆中采用 Pu（钚）作燃料，则消耗一个 ^{239}Pu 核所产生的平均中子数达 2.6 个，除维持链式反应用去一个中子外，因为不存在慢化剂的吸收，故还可能有一个以上的中子用于再生材料的转换。例如，可以把堆内天然铀中的 ^{238}U 转换成 ^{239}Pu ，其结果是新生成的 ^{239}Pu 核与消耗的 ^{239}Pu 核之比（所谓增殖比）可达 1.2 左右，从而实现了裂变燃料的增殖。所以这种堆也称为快中子增殖堆。它所能利用的铀资源中的潜在能量要比热中子堆大几十倍。这正是快堆突出的优点。因此，它是一种被公认的有发展前途的堆型。

由于快中子反应堆的资源利用率高，可以充分利用热中子堆发展过程中所积累的贫铀和工业钚，因此快中子反应堆的燃料循环经济性很好。快中子堆的燃料成本低于轻水堆的燃料成本，据美国通用电气公司分析，液态金属冷却的快中子增殖堆核电站的燃料成本仅为轻水堆核电站的燃料成本的 44%。这是因为快堆燃料成本中可以不计铀开采的成本，燃料的前处理工艺和后处理工艺也较为简便。

快中子反应堆内的中子应保持高速度，因为一旦中子被慢化，不但每次裂变反应产生的中子数目会减少，而且低速中子容易被堆内各种材料俘获，从而降低增殖能力，所以快堆内没有慢化剂。正由于快堆堆芯中没有慢化剂，故其堆芯结构紧凑、体积小，功率密度比一般轻水堆高 4~8 倍。由于快堆体积小，功率密度大，故传热问题显得特别突出。因此，快堆的冷却剂必须是导热性能好而又不会慢化和俘获中子的介质。常用的较为理想的快堆冷却剂有两种：一种是液态金属钠或钠钾合金，另一种是氦气。因此，目前发展的快中子增殖堆有液态金属冷却快中子增殖堆（LMFBR）和气体冷却快中子增殖堆（GCFBR）两种。

液态金属冷却快中子增殖反应堆（以下简称液冷快堆）通常以钠作冷却剂。钠是一种碱金属，相对原子质量为 22.997，熔点很低（为 97.9°C ），对中子的吸收和慢化作用较小，有优异的传热能力，沸点很高（为 883°C ），可以使冷却剂回路在低压高温下工作。由于工作压力低，钠管道和设备的泄漏问题易于解决，所以钠是一种较理想的快堆冷却剂。

用钠作冷却剂也是考虑到钠容易与其他元素结合或有吸附其他元素的能力。当核燃料受辐照时生成许多裂变产物的放射性同位素，其中对人类潜在危害最大的是碘（ ^{131}I ）、铯（ ^{137}Cs ）和铌（ ^{95}Nb ）。当燃料包壳破损时，它们会释放到钠液中。然而钠能与之结合或将它们吸附，例如， ^{131}I 与钠化合成碘化钠， ^{137}Cs 、 ^{95}Nb 和其他固体裂变产物可保留在钠流中，甚至燃料微粒也可沉积在钠系统的直管段中。由于上述原因，在钠事故溢出或由于容器