



工业和信息化部“十二五”规划教材
黑龙江省精品图书出版工程项目

反应堆 热工水力学

FANYINGDUI REGONG SHUILIXUE

主编 孙中宁 范广铭 王建军

HEUP 哈尔滨工程大学出版社



工业和信息化部“十二五”规划教材
黑龙江省精品图书出版工程项目

反应堆 热工水力学

FANYINGDUI REGONG SHUILIXUE

主编 孙中宁 范广铭 王建军

HEUP 哈尔滨工程大学出版社

内 容 简 介

本书以压水核反应堆为例,较全面地介绍了堆内热工水力过程的基本规律和基本计算方法,以及一些经典的分析方法和分析模型,主要包括核反应堆技术发展概况、反应堆的热源及其分布、反应堆稳态工况下的传热计算、反应堆稳态工况下的水力计算、堆芯稳态热工分析、堆芯瞬态热工分析、反应堆热工分析工具简介等。

本书既可作为高等学校核工程专业本科教材,也可供相关工程技术人员和科研人员参考。

图书在版编目(CIP)数据

反应堆热工水力学/孙中宁,范广铭,王建军主编.
—哈尔滨:哈尔滨工程大学出版社,2017. 1
ISBN 978-7-5661-1215-6

I. ①反… II. ①孙… ②范… ③王… III. ①反应堆—热工水力学 IV. ①TL33

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2016)第 325232 号

责任编辑 雷 霞
封面设计 博鑫设计

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 哈尔滨市石桥印务有限公司
开 本 787 mm × 1 092 mm 1/16
印 张 15.25
字 数 396 千字
版 次 2017 年 1 月第 1 版
印 次 2017 年 1 月第 1 次印刷
定 价 35.80 元
<http://www.hrbeupress.com>
E-mail:heupress@hrbeu.edu.cn

主要字母表

A	面积, m^2
C_{PR}	堆芯和一回路的总阻力系数, m^{-4}
c_p	比定压热容, $J/(kg \cdot K)$
c_v	比定容热容, $J/(kg \cdot K)$
D	通道的直径, m
D_e	通道的当量直径, m
E	能量, J
F_a	堆芯的释热占堆总释热的份额
f	摩擦阻力系数
f_{fo}	全液相摩擦系数
G	质量流速, $kg/(m^2 \cdot s)$
G_c	临界质量流速, $kg/(m^2 \cdot s)$
g	重力加速度, m/s^2
Z	堆芯高度, m
Z_e	堆芯外推高度, m
H	比焓, J/kg
H_0	两相流的滞止焓, J/kg
H_{l0}	液相滞止焓, J/kg
H_{g0}	气相滞止焓, J/kg
H_{ls}	饱和液体的比焓, J/kg
H_{gs}	饱和蒸汽比焓, J/kg
H_{fg}	汽化潜热, J/kg
J	两相流的折算速度, m/s
L	通道长度, m
L_e	流体达到定型流动时的进口长度, m
M	质量流量, kg/s
N	核密度, $1/cm^3$
P_h	通道湿润周长, m
p	压力, Pa
p_0	滞止压力, Pa
p_b	背压, Pa
Δp_{el}	重位压降, Pa

- Δp_a 加速压降, Pa
 Δp_f 摩擦压降, Pa
 Δp_e 形阻压降, Pa
 Δp_e 有效压头, Pa
 $\Delta p_{c,e}$ 截面突然扩大的形阻压降, Pa
 $\Delta p_{c,c}$ 突然缩小形阻压降, Pa
 Δp_{gd} 定位架形阻压降, Pa
 q_v 体积释热率, W/m^3
 q 表面热负荷, W/m^2
 R 堆芯半径, m
 R_e 堆芯外推半径, m
 S 滑速比
 S^* 临界流动时滑速比
 T 温度, K
 u 速度, m/s
 V 体积流量, m^3/s
 v 比体积, m^3/kg
 v_{ig} 气液两相比体积差, m^3/kg
 v_{gs} 饱和蒸汽比体积, m^3/kg
 v_{fs} 饱和液体比体积, m^3/kg
 v_m 均质两相流比体积, m^3/kg
 v_M 动量平均比体积, m^3/kg
 v_E 能量平均比体积, m^3/kg
 X 马蒂内里参数
 x 质量含气率
 x_e 热力学含气率
 β 体积含气率
 μ 动力黏度, $N \cdot s/m^2$
 ν 运动黏度, m^2/s
 ρ 密度, kg/m^3
 ρ_m 均质两相流密度, kg/m^3
 ρ_o 两相流的真实密度, kg/m^3
 τ 切应力, Pa
 a 截面含气率
 Ω 修正系数
 ϕ 中子通量, $1/(cm^2 \cdot s)$

σ_f	微观裂变截面, cm^2
Σ_f	宏观裂变截面, cm^{-1}
ξ	形阻系数
ξ_e	突然扩大形阻系数
ξ_c	突然缩小形阻系数
ξ_{gd}	定位架形阻系数
ε	通道表面的绝对粗糙度, m
$\frac{\varepsilon}{D}$	通道表面的相对粗糙度
θ	通道轴线与水平面间的夹角, ($^\circ$)
φ	定位架正面的凸出截面积与棒束中的自由流通截面积之比
Φ_f^2	分液相倍增系数
Φ_g^2	分气相倍增系数
Φ_{fo}^2	全液相倍增系数
Φ_{go}^2	全气相倍增系数
$\frac{dp_f}{dz}$	摩擦压降梯度, $\text{N}/(\text{m}^2 \cdot \text{m})$
$\frac{dp_{el}}{dz}$	重位压降梯度, $\text{N}/(\text{m}^2 \cdot \text{m})$
$\frac{dp_a}{dz}$	加速压降梯度, $\text{N}/(\text{m}^2 \cdot \text{m})$
$\left(\frac{dp}{dz}\right)_{fo}$	全液相摩阻梯度, $\text{N}/(\text{m}^2 \cdot \text{m})$
$\left(\frac{dp}{dz}\right)_{go}$	全气相摩阻梯度, $\text{N}/(\text{m}^2 \cdot \text{m})$
Re	雷诺数
Re_d	棒束组件的雷诺数

下标

g	气相
f	液相
in	进口
out	出口
s	饱和
w	壁面

前言

核能的发展与和平利用是 20 世纪科技史上最杰出的成就之一。尽管核能在其发展历史上经历了曲折,但随着设计、运行、管理等各个方面的经验积累和技术发展,核能目前已被公认为是一种安全、清洁、可持续发展的能源,在世界范围内获得了广泛应用,我国也制定了积极发展核电的能源政策,是目前国际上规模最大、发展速度最快的核电市场。

反应堆的堆芯释热率从物理的观点上看,可以非常大,但从热工上看,则取决于堆内释热能否安全、经济地予以取出并加以利用,反应堆的瞬态运行特性和事故工况的安全性都与反应堆热工有密切关系,因此,充分了解反应堆燃料元件的传热特性、冷却剂的流动特性和热量传输特性,掌握相应的分析方法,对反应堆设计和反应堆运行都至关重要。

本教材以压水核反应堆为例,从基本概念和基本原理出发,较全面地介绍了堆内热工水力过程的基本规律和基本计算方法,以及一些经典的分析方法和分析模型。从内容编排上,注意深入浅出,循序渐进,并适当吸收最新的研究成果,使教材内容既能满足本科教学的需要,也能为工程设计人员提供参考。

全书共分 7 章,其中:第 1 章简要介绍了核反应堆技术的发展概况和一些具有代表性的压水堆、沸水堆、重水堆,以及一些新概念水冷堆的结构设计和工作原理,并在此基础上介绍了热工水力分析的主要任务;第 2 章主要介绍了反应堆堆芯释热及其分布规律;第 3 章首先简要介绍了反应堆堆内传热涉及的基本理论和基本计算方法,在此基础上,重点介绍了典型燃料元件的径向和轴向温度分布的计算方法;第 4 章介绍了反应堆内稳态水力特性分析方法,主要包括冷却剂的流动压降、临界流动、自然循环和流动不稳定性的计算与分析;第 5 章简要介绍了反应堆稳态热工水力设计原理、方法和步骤,并对单通道模型和子通道模型进行了讨论;第 6 章介绍了反应堆瞬态热工水力分析模型和典型求解方法;第 7 章对目前已获得广泛应用的系统分析程序和典型 CFD 计算程序的结构和应用等进行了简要介绍。

本书的编写分工如下:孙中宁编写第 1,2 章和第 3 章的 3.1 节~3.3 节,并负责全书的统稿和内容审核;范广铭编写第 3 章的 3.4 节~3.7 节和第 4 章;王建军编写第 5,6,7 章。在本书的编写过程中,硕士研究生李文超、李伟超、郭恒辰等参加了书稿的校对工作,在此表示衷心的感谢!

在本书的编写过程中,编者总结了哈尔滨工程大学在“反应堆热工水力学”课程教学上的经验,参考了国内外已出版的反应堆热工水力学分析、流体力学、两相流、传热学等方面的教材和参考文献。由于编者水平有限,加之时间仓促,书中难免有疏漏和错误之处,敬请读者批评指正。

编者

2016 年 1 月

目 录

第 1 章 绪论	1
1.1 核反应堆技术发展概况	1
1.2 核反应堆简介	2
1.3 核反应堆热工分析的任务	18
习题	18
第 2 章 反应堆的热源及其分布	20
2.1 核裂变产生的能量及其分布	20
2.2 堆芯功率分布及其影响因素	21
2.3 单根燃料棒内的释热计算	27
2.4 均匀装载反应堆内总释热计算	27
2.5 控制棒、慢化剂和反应堆结构材料的释热	28
习题	30
第 3 章 反应堆稳态工况下的传热计算	32
3.1 导热	32
3.2 单相对流传热	33
3.3 沸腾传热	38
3.4 冷却剂的输热	47
3.5 燃料元件的径向传热计算	47
3.6 燃料元件和冷却剂的轴向温度分布	63
3.7 热屏蔽的冷却	69
习题	72
第 4 章 反应堆稳态工况下的水力计算	74
4.1 反应堆稳态工况下水力计算的任务	74
4.2 冷却剂单相流动压降计算	74
4.3 气液两相流动及其压降计算	84
4.4 自然循环	102
4.5 临界流动	108
4.6 两相流动不稳定性	119
习题	129
第 5 章 堆芯稳态热工分析	130
5.1 热工设计准则	130

5.2	核反应堆热工设计参数选择	132
5.3	堆芯冷却剂流量分配	134
5.4	热管因子和热点因子	143
5.5	典型的临界热流密度关系式	158
5.6	单通道模型的反应堆稳态热工分析	165
5.7	子通道模型的堆芯稳态热工分析	172
	习题	180
第6章	堆芯瞬态热工分析	182
6.1	反应堆停堆后的功率	182
6.2	反应堆典型瞬态	186
6.3	燃料元件瞬态过程温度场分析	194
6.4	流体动力学方程	201
6.5	瞬态分析的几种方法	208
	习题	212
第7章	反应堆热工分析工具简介	214
7.1	概述	214
7.2	系统程序简介	214
7.3	计算流体动力学程序简介	218
	习题	223
附录 A	国际单位与工程单位的换算	224
附录 B	核燃料的热物性	225
附录 C	包壳和结构材料的热物性	227
附录 D	贝塞尔函数	229
附录 E	水的热物性	231
	参考文献	233

第 1 章 绪 论

1.1 核反应堆技术发展概况

核能是目前比较成熟并已在工业上获得大规模应用的清洁能源。核反应堆是一种能将核能持续可控地转换为热能的装置。自 1954 年 4 月第一艘核潜艇在美国下水,1954 年 6 月 27 日世界上第一座核电站在苏联建成并网发电以来,反应堆技术得到了快速发展,相继开发了多种类型的反应堆。按中子能量可分为慢中子反应堆(或热中子反应堆)、中能中子反应堆和快中子反应堆;按所使用燃料可分为浓缩铀反应堆、天然铀反应堆、混合燃料反应堆和钍基燃料反应堆;按冷却剂/慢化剂种类可分为压水反应堆、沸水反应堆、重水反应堆、气冷堆、液态金属堆、熔盐堆和有机堆;按反应堆用途可分为动力堆、研究堆、生产堆和生产动力堆;按燃料在堆内的分布形式可分为均匀堆和非均匀堆。

在核电领域,核电站的建设经历了四个阶段,即实验示范阶段(1965 年以前),期间全球共有 38 台机组投入运行;快速推广阶段(1966—1980 年),在此期间全球共有 242 台核电机组投入运行;缓慢发展阶段(1981—2000 年),主要是由于经济发展减缓导致电力需求下降,尤其受 1979 年美国三里岛核电站事故以及 1986 年苏联切尔诺贝利核泄漏事故的影响,全球核电发展速度明显放缓;核电发展逐步复苏阶段(2001 年至今),随着核电技术的逐渐进步,以及世界能源紧张形势的加剧和温室气体减排压力的增加,核电重新受到青睐,核电发展逐步复苏,期间尽管经历了福岛核泄漏事故,但并未从根本上改变核电大国发展核电的态势,只是对核电机组的设计和运行安全提出了更加严格的要求。

伴随着核电站的建设,相继开发了三代核反应堆:第一代反应堆以原型堆的形式在 20 世纪五六十年代投入应用;第二代反应堆以大型商业化核电站的形式在 20 世纪 70 年代出现并运行至今,包括美国、欧洲和日本的压水堆(PWR)与沸水堆(BWR),俄罗斯的轻水堆(VVER)以及加拿大开发的坎杜重水堆(CANDU),第二代反应堆已经在经济和环境等方面验证了核电的安全性和竞争力;第三代反应堆发展于 20 世纪 90 年代,最具代表性的有美国研发的先进沸水堆(ABWR)和先进压水堆(AP1000),以及法国推出的欧洲先进压水堆(EPR)。第三代反应堆将安全作为首要参考因素,主要目标是进一步提高反应堆的安全性。

2000 年 5 月,美国能源部又发起并组织了近百名专家就第四代核电的一般目标问题进行研讨,成立了第四代核能国际论坛,将超高温气冷堆、超临界水冷反应堆、气冷快堆、钠冷快堆、铅冷快堆和熔盐堆作为下一代核反应堆的首选堆型,其目标是通过革命性的技术革新,使核电不仅在经济性和安全性方面都更具有竞争力,而且能够防止核扩散,实现核电的长期可持续发展。

中国尽管是世界五个核大国之一,但民用核电事业的发展却起步很晚,直到 1991 年 12 月,首座自行设计建造的 300 MW 秦山核电站才并网发电。1994 年 2 月和 5 月从法国引进

的两套 900 MW 核电机组在广东大亚湾建成并投入商业运行,从此揭开了我国(台湾省除外)大规模和平利用核能的历史进程,先后引进了加拿大的 CANDU-6、俄罗斯的 VVER-1000、美国的 AP1000 和法国的 EPR1000。与此同时,也在不断加强自主研发,在先后完成 600 MW 和 1 000 MW 压水堆核电机组自主设计的同时,还研制开发了具有完全自主知识产权的第三代核电机组“华龙一号”和 CAP1400,以及具有第四代核电技术特征的模块式高温气冷堆。目前,我国已具备了自主发展核电的经济基础和技术力量,拥有巨大的国内电力需求市场,一套完整的市场机制也正在不断完善当中。截至 2015 年 1 月 1 日,全国共有 22 个核电机组投入运行,另有 27 个核电机组正在建设中,总装机容量达到 48 643 MW,被认为是今后二十年内世界上最大的核电市场。

1.2 核反应堆简介

用于发电的反应堆有压水堆、重水堆、沸水堆、高温气冷堆、钠冷快中子堆等。根据国际原子能机构公布的数据,截至 2014 年 12 月 31 日,全世界正在运行的核电机组共有 438 台,其中绝大多数都是水冷堆,所占份额超过 90%。因此,本节主要对一些具有代表性的压水堆、沸水堆、重水堆,以及一些新概念水冷堆设计进行简要介绍。反应堆的堆型不同,它们的结构形式、冷却剂特性、运行参数和安全要求等方面也有很大差异。为了便于问题的讨论,并考虑我国选择发展核能的主要堆型,本书将以压水堆作为主要研究对象进行相关内容的编写。

1.2.1 压水堆(PWR)

压水堆核电机组约占世界在运核电机组总数的 60%。压水堆主要由反应堆压力容器、堆芯、堆芯支撑结构和控制棒驱动机构等部分组成,如图 1-1 所示。压水堆利用轻水作冷却剂和慢化剂,一回路工作压力一般在 15.5 MPa 左右,冷却剂在流过堆芯时一般不出现饱和和核态沸腾,堆芯出口冷却剂有 15~20℃ 的过冷度。

反应堆压力容器是放置堆芯和堆内构件,使核燃料的链式裂变反应被限制在一个密封的空间内进行,防止放射性物质外泄的高压设备,它的完整性直接关系到反应堆的正常运行和使用寿命。压力容器带有偶数(4~8)个进出口管嘴,整个容器由进出口管嘴下部钢衬与混凝土基座支撑,可移动的上封头用螺栓与筒体固定。

堆芯是反应堆的核心部分,是放置核燃料,实现持续的受控链式反应,从而成为不断释放出大量能量,并将核能转化为热能的场所。压水堆堆芯由核燃料组件、控制棒组件、固体可燃毒物组件、阻力塞组件以及中子源组件等组成,并由上下栅格板及堆芯围板包围起来后,依靠吊篮定位于反应堆压力容器冷却剂进出口管的下方。

现代压水堆大多核燃料组件由燃料棒、导向管、定位格架和上下管座组成(如图 1-2 所示),燃料棒呈 17×17 正方形排列。导向管与 8~11 层格架和上下管座连接,组成基本的燃料组件结构骨架,燃料棒则被支撑并夹紧在这个结构骨架内,棒的间距沿组件的全长保持不变,每个组件共有 289 个栅元,设有 24 根导向管和一根堆内通量测量管,其余 264 个栅元装有燃料棒。

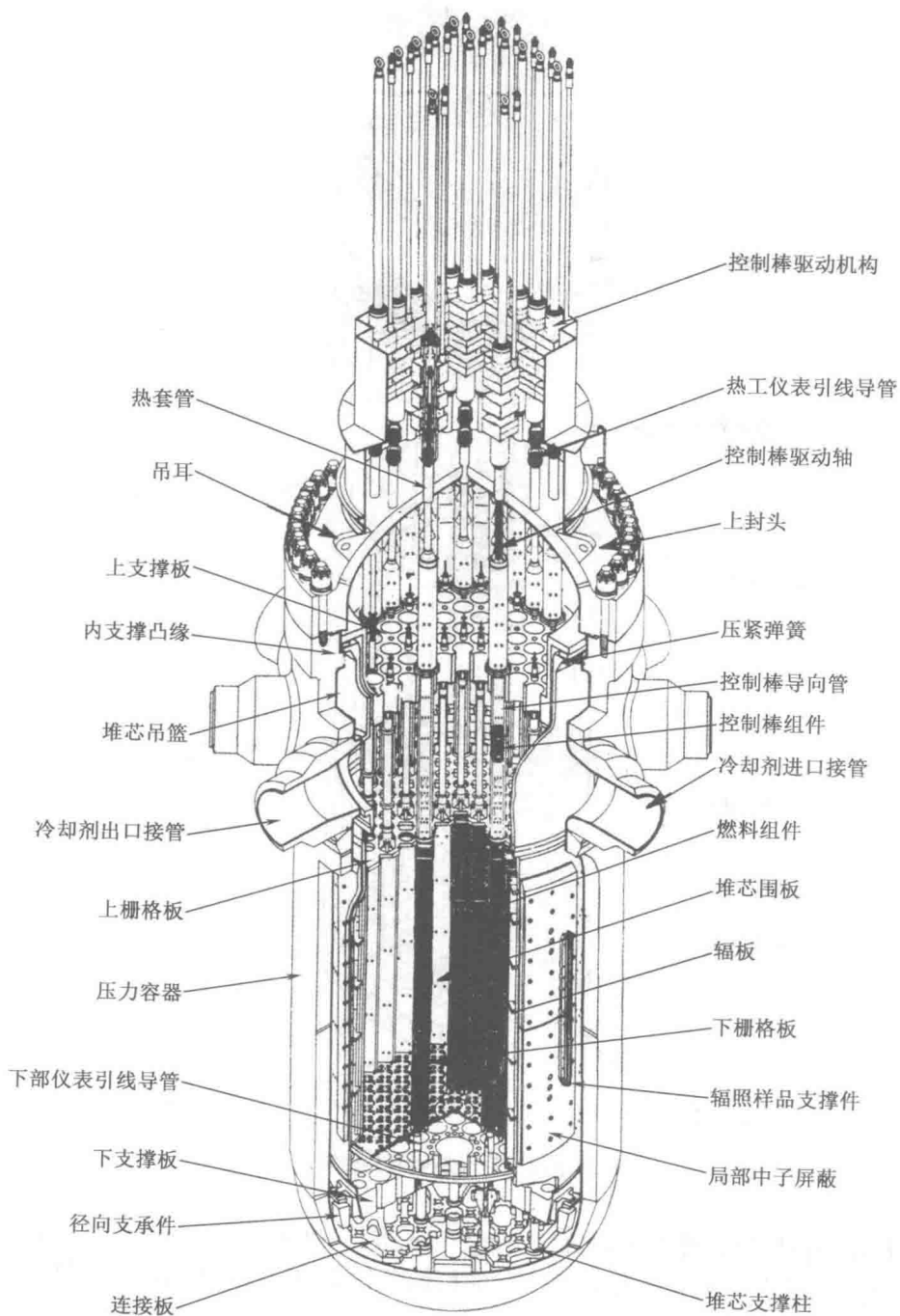


图 1-1 典型压水堆结构

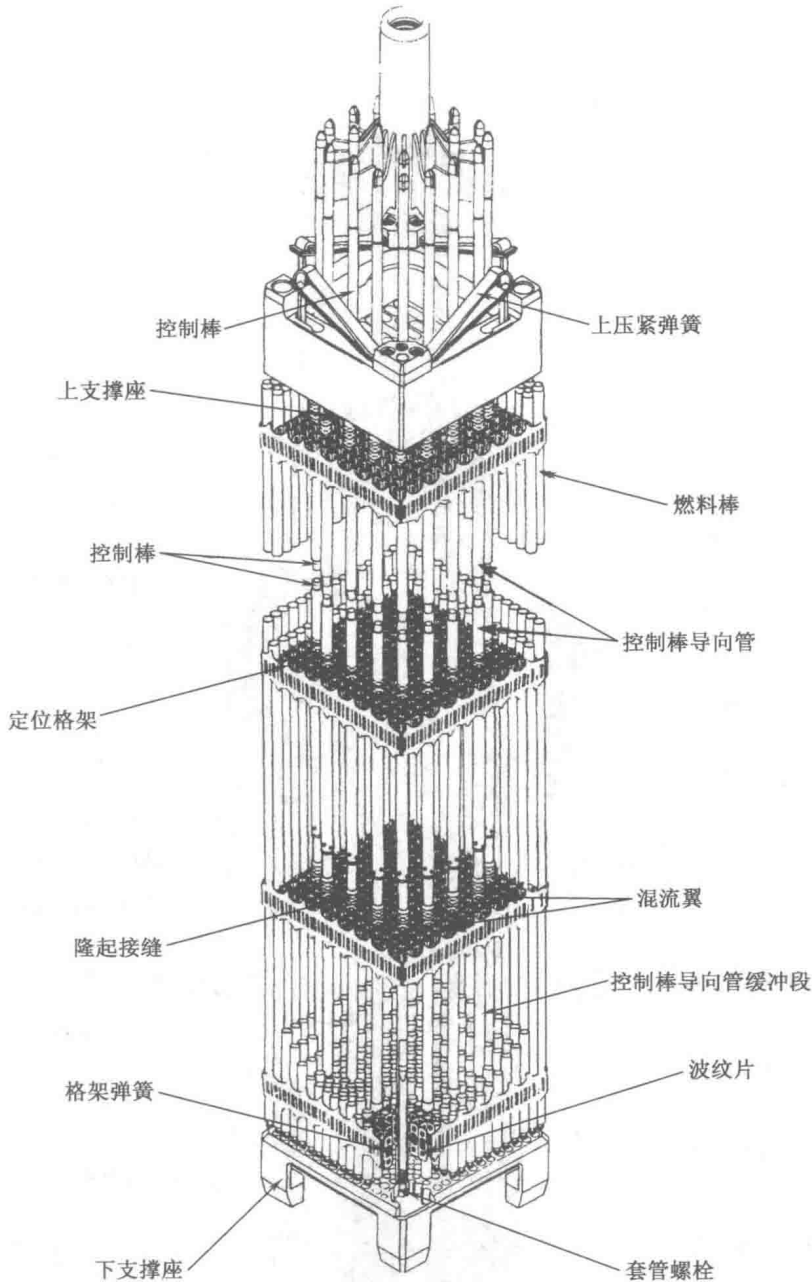


图 1-2 燃料组件结构

燃料棒是核燃料组件的核心,直径约 10 mm,长 3~4 m,用锆合金作包壳,内装二氧化铀芯块,并在包壳管内腔预先充有 3 MPa 的惰性气体氦,以此保证当燃料元件棒工作到接近寿期末时,包壳管内氦气加上裂变气体的总压力同包壳管外面冷却剂的工作压力值相近。包壳既保证了燃料棒的机械强度,又将核燃料及其裂变产物包容住,构成了强放射性裂变产物与外界环境之间的第一道屏障。

控制棒组件采用棒束型结构,一般采用铪或银-铟-镉合金作控制棒的吸收体,外包

不锈钢包壳。每个组件的控制棒通过上部的指状连接头组成一束,在控制棒机构的驱动下做上下移动,用于控制和调节堆芯内裂变中子的数目,以此达到控制反应堆功率的目的。

中子源组件的主要作用:一是提高堆内中子通量水平,增加仪表测量精度,为堆的安全启动提供可靠的依据;二是在反应堆启动时起“点火”的作用。中子源由可以自发产生中子的材料制成。中子源一般做成小棒形状,在反应堆装料时放入空的控制棒导向管内。

控制棒驱动机构是反应堆控制和保护的伺服机构,其主要功能是实现控制棒的提升、下插、保持和快插,通过一系列动作来完成反应堆的启动、功率调节、功率保持、停堆,以及在事故工况下实现快速停堆,保证反应堆安全。控制棒驱动机构有多种结构形式,在压水堆核电站中一般采用电磁驱动的步进式控制棒驱动机构。该类型控制棒驱动机构具有提棒精度高,不易失步;在需要紧急停堆时只需切断电源,控制棒便可由自身重力驱动,快速插入堆芯等优点。

反应堆运行时,用作慢化剂兼冷却剂的水,从进口接管流入压力容器,沿吊篮与压力容器内壁之间的环形通道流向堆芯下腔室,然后转而向上流经堆芯,带走堆芯产生的热量。加热后的冷却剂经由上栅格板、上腔室,经出口管嘴流出,进入环路的热管段。随后,冷却剂进入蒸汽发生器,将热量传递给二次侧的工质产生蒸汽。经冷却的水从蒸汽发生器出来后,通过冷却剂泵升压,之后进入环路冷管段,最终流回反应堆容器,构成闭合回路。

1.2.2 先进压水堆(APWR)

自20世纪90年代开始,为了进一步提高核电应用的安全性,世界核能界集中力量对核电站专设安全系统和严重事故的预防与后果缓解进行研究,开发出了安全性、经济性更高的第三代核电技术。通过采用非能动安全系统或者增加安全系统的冗余度,增设缓解严重事故后果的工程设施,以及应用数字化仪控系统等技术降低核电站的严重事故风险,实现更高的安全目标,使核电技术向更安全、更经济的方向发展。美国西屋开发的先进压水堆 AP1000 就是其中的典型代表。

AP1000 反应堆的一回路保留了现役压水堆的大部分设计特点,并增加了若干改进型设计以提高系统的安全性和可维修性。一回路系统由两个环路组成,每个环路包括一台蒸汽发生器、两台反应堆冷却剂泵,以及一根冷却剂主管道热管段和两根冷管段,其中冷却剂泵采用的是屏蔽泵,泵入口与蒸汽发生器下封头直接相连(如图1-3所示),使一回路系统得到明显简化,进而减少了在役检修量,并提高了系统和设备的可维修性。

AP1000 沿用了成熟的压水堆技术,并稍作改进。其中最显著的特点是在事故应急中采用了非能动堆芯冷却系统,利用自然界的固有规律,如流体的重力、自然对流、扩散、蒸发和冷凝等来冷却反应堆和带走堆芯余热,没有泵、风机、柴油机、制冷剂或者安全系统所需要的其他旋转机械,也不需要与安全相关的交流电源。

非能动堆芯冷却系统由非能动余热排出系统和非能动安全注入系统两部分组成,主要包括两个堆芯补水箱、两个安注箱、安全壳内置换料水箱、非能动余热排出热交换器,以及相关的管道、阀门、仪表和其他设备,另外,作为反应堆冷却剂系统一部分的自动降压系统和喷淋器也是非能动堆芯冷却系统重要功能的组成部分。非能动堆芯冷却系统可保证当发生事故并失去交流电源后72h以内无需操纵员动作就可以保持堆芯的冷却和安全壳的完整性,如图1-4所示。

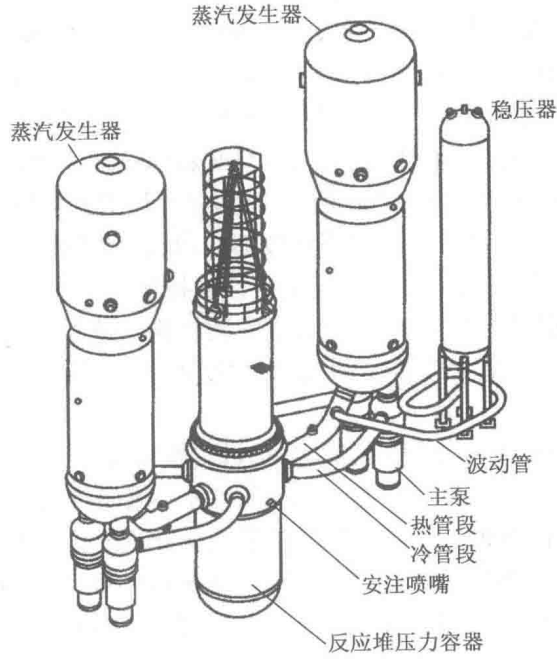


图 1-3 AP1000 反应堆冷却剂系统主要设备布置

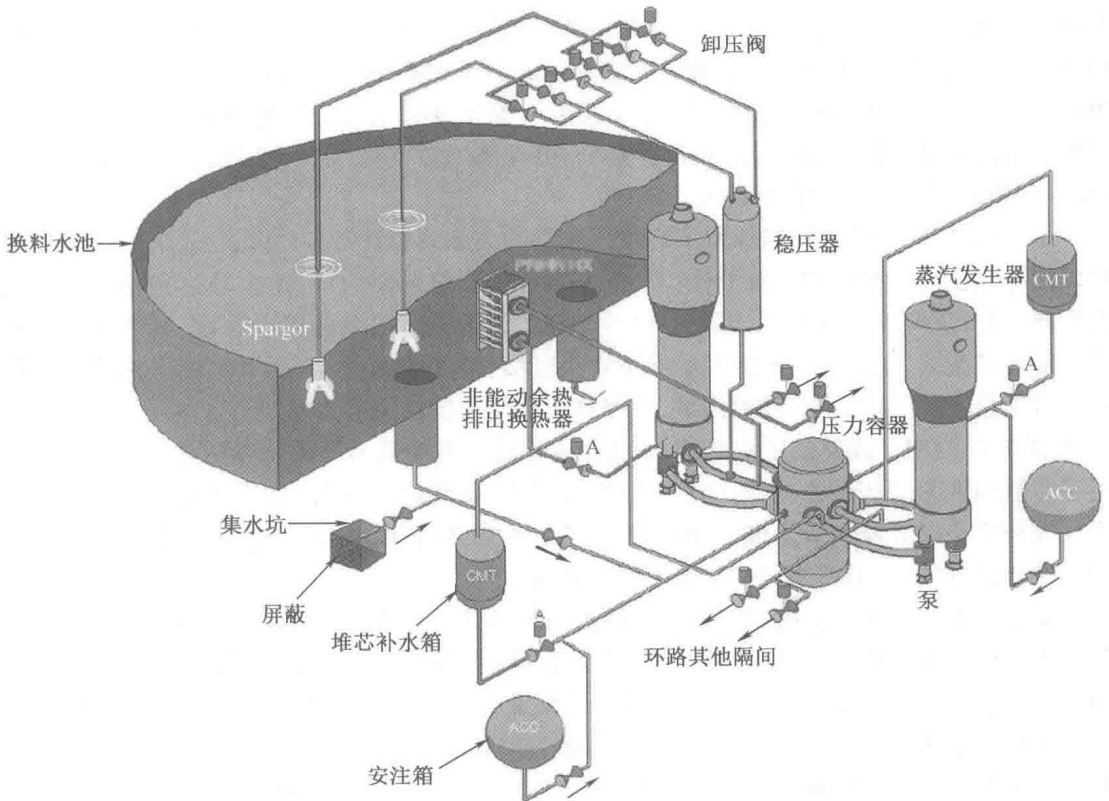


图 1-4 非能动堆芯冷却系统组成

非能动堆芯余热排出系统的功能主要是在非 LOCA 事故工况下应急排出堆芯余热。非能动余热排出热交换器的上进水口与反应堆热管段相连,出水口与蒸汽发生器的下封头冷却腔室相连,热交换器位置高于堆芯冷却系统环路,从而在反应堆冷却剂泵不可用时,使冷却剂依靠自然循环流过热交换器。

堆芯补水箱的主要功能是在发生 LOCA 事故工况下,当正常补给系统不可用或补水不足时,对反应堆冷却剂系统提供补给和硼化。两个堆芯补水箱位于安全壳内稍高于反应堆冷却剂环路标高的位置。当蒸汽管线发生破裂时,堆芯补水箱中的硼水能够为堆芯提供足够的停堆裕度。

安注箱的主要功能是在发生 LOCA 事故时依靠安注箱上部空间的压缩氮气非能动地向反应堆压力容器注入高流量的硼水,从而迅速冷却堆芯。由于安注箱总容量只有 56.6 m^3 ,所以安注箱可提供几分钟的高流量安注。安全壳内置换料水箱的底部在反应堆冷却剂系统标高的上面,使硼水能在反应堆冷却剂系统充分降压后靠重力作用注入反应堆冷却剂系统。堆芯补水箱、安注箱、安全壳内置换料水箱以及安全壳非能动冷却系统保证了反应堆冷却剂系统在发生失水情况下,能够提供 4 种不同的水源进行非能动安注。其中堆芯补水箱能较长时间提供相对高流量的安注,安注箱能在短时间(数分钟)里提供相当高流量的安注,安全壳内置换料水箱能提供更长时间的低流量安注。上述 3 个水源安注结束后,压力容器被淹后,安全壳系统成为最终的长期冷却热阱。

1.2.3 沸水堆(BWR)

沸水堆也是轻水堆的一种类型,约占在运反应堆总数的 18%。它与压水堆的本质区别是降低了一回路冷却剂的工作压力,一回路冷却剂在堆芯内发生饱和沸腾,并将产生的蒸汽直接送往汽轮机做功发电。

沸水堆的外壳是一个钟罩形的压力容器,内部装有堆芯、堆内支撑结构、汽水分离器、蒸汽干燥器和喷射泵等设备,上盖用螺栓与壳体连接,换料时可以打开,壳体与底部支撑焊接固定,如图 1-5 所示。

沸水堆的堆芯主要由核燃料组件、控制棒及中子测量探头等组成,布置在压力容器内中间偏下的部位。在堆芯外面是堆芯围筒,在堆芯围筒与压力容器之间设置有冷却水喷射泵,用于将来自汽水分离器的水和从汽轮机冷凝器流回的给水送回到堆芯区再循环。堆芯的顶部设置有汽水分离器和蒸汽干燥器,将堆芯内产生的汽水混合物进行汽水分离、干燥,提高蒸汽的干度,然后送往汽轮机做功。

沸水堆的燃料元件与压水堆的类似,一般也是采用棒状燃料元件,长约 4 m,但外径略粗,约为 12 mm。燃料组件是将元件棒按 7×7 或 8×8 排列成正方形栅阵,中间由几层弹簧格架定位夹紧,装入锆合金的方盒内,构成方盒组件,如图 1-6 所示。

沸水堆采用碳化硼作为中子吸收材料,封装在极细的不锈钢管内,然后再将这些不锈钢管排列组装成十字翼片形控制棒,插在四个方盒燃料组件之间,如图 1-7 所示。控制棒驱动机构设置在反应堆底部外侧,通过液压传动系统,从反应堆的底部插入堆芯,驱动控制棒在燃料组件之间的空隙中运动,这样可以使堆芯轴向发热更加均匀,并便于反应堆压力容器上部设置喷射泵、汽水分离器和干燥器等设备。

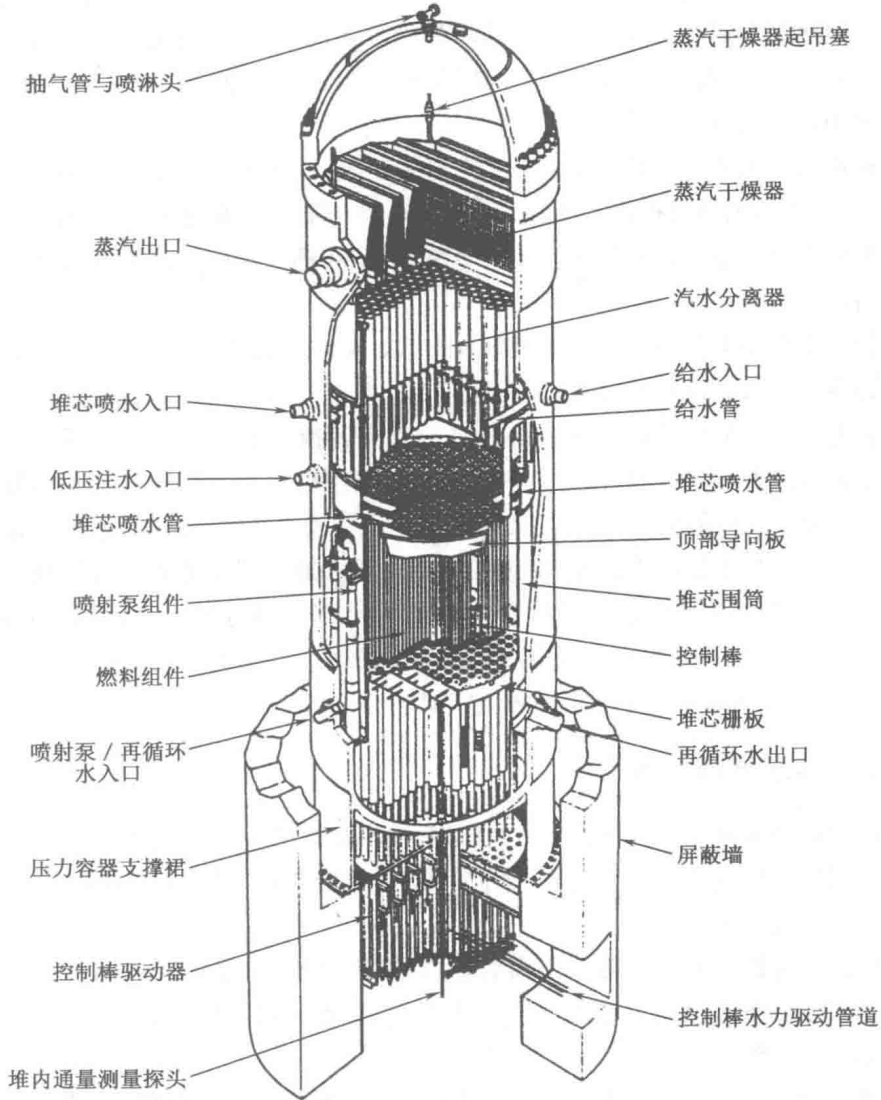


图 1-5 沸水反应堆结构

沸水堆的冷却剂工作压力约为 7 MPa, 稍低于饱和温度的冷却剂从堆芯下部流入燃料棒之间的空隙, 水流自下而上, 在沿堆芯上升过程中, 从燃料棒那里吸收热量, 变成饱和温度为 280 °C 的汽水混合物, 然后进入汽水分离器, 经过汽水分离器将蒸汽与水分离, 分离后的水通过喷射泵仍送回到堆芯, 而蒸汽通过干燥器后成为高干度蒸汽, 直接送往汽轮机做功, 做功后的乏汽在冷凝器中凝结成水, 经净化、加热器加热后再由给水泵送回反应堆, 形成闭式循环。

1.2.4 先进沸水堆 (ABWR)

先进沸水堆 (ABWR) 仍具有沸水堆 (BWR) 的基本设计特点, 是集沸水堆几十年的运行经验和不断改进而逐步发展起来的, 其先进性、安全性和经济性均有明显提高, 实现了一体