

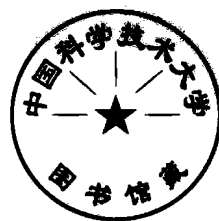
工程传热 中的一些问题

李炳书 编著

 原子能出版社

工程传热中的一些问题

李炳书 编著



原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

工程传热中的一些问题/李炳书编著. —北京:原子能出版社,2008.6

ISBN 978-7-5022-4114-8

I. 工… II. 李… III. 反应堆-工程传热学 IV. TL331

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2008)第 078674 号

内 容 简 介

本书主要包括:(1) 简述核反应堆现状;(2) 核反应堆释热;(3) 核反应堆流体流动;(4) 两相流传热与压降;(5) 高效小温差换热器;(6) 热应力分析和机械设计。本书对核能、热能专业大学生和研究生及从事热能科研人员将有所裨益,并对化工、航天等科技人员也有参考价值。

工程传热中的一些问题

出版发行 原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 100037)

责任编辑 周 欣

责任校对 徐淑惠

责任印制 丁怀兰 刘芳燕

印 刷 保定市中画美凯印刷有限公司

经 销 全国新华书店

开 本 787mm×1092mm 1/16

印 张 20.25

字 数 504 千字

版 次 2008 年 6 月第 1 版 2008 年 6 月第 1 次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-4114-8

定 价 50.00 元

前 言

核电事业在我国正蒸蒸日上,到 2015 年争取建成总功率 4 000 余万千瓦核电站。发展中核反应堆首先遇到的是工程传热问题,也就是人们常说的如何把核反应堆的热量,安全又合理地带出来。工程传热学又是涉及工程材料学、结构力学、流体力学等学科,如何把上述学科联系起来,是一个问题;本书提供对上述问题合理解决的途径。

全书是为适应热能科技人员阅读,研究生培养的需要,同时对研究开发的工程技术人员启示思路而编写的。2004 年由本人著,原子能出版社出版了《工程传热科学技术论文集》一书,其中阐明了水沸腾传热试验研究及计算,如带定位格架的 12 根束棒内水表面沸腾时的放热系数实验研究、有关瞬态临界热流密度(CHF)问题(该文收藏于 2003 年 4 月出版的《中国特色理论发展经典文库》并被评为一等奖)等,因体系新颖,深受欢迎,在此基础上,着手本书编写工作。

感谢中核集团公司薛小刚副局长及中国原子能科学研究院堆工所所长柯国土对本书支持与提出宝贵意见,并感谢周围同事们的鼓励与帮助以及原子能出版社诸位同志们的帮助。

限于水平,也由于工作繁忙,书中错误之处在所难免,敬请读者指正。

李炳书

2008 年 5 月于北京

目 录

第一章 简述核反应堆现状

1-0	引言	(1)
1-1	压水堆	(2)
1-2	先进压水堆	(10)
1-3	石墨慢化压力管式沸水型反应堆(РБМК)	(11)
1-4	沸水堆	(14)
1-5	高温气冷堆	(16)
1-6	重水慢化反应堆	(17)
1-7	快中子增殖反应堆	(19)
1-8	聚变反应堆	(24)
1-9	其他核反应堆	(24)
1-10	有关核反应堆堆型发展的评估	(28)

第二章 核反应堆释热

2-1	从核反应堆中释出热量的重要性	(29)
-----	----------------------	------

在核反应堆中热量的产生

2-2	核反应堆中稳定热功率的分布	(29)
2-3	均匀装载的稳态热功率计算	(32)
2-4	非稳态热功率分布	(34)

核反应堆内的热传导

2-5	热传导方程	(36)
2-6	导热系数	(37)

2-7	无限平板——稳定态	(39)
2-8	无限柱体——稳定态	(42)
2-9	球体——稳定态	(44)
2-10	放热系数	(45)
2-11	在均匀横截面通道中的强迫对流	(46)
2-12	自由(重力)对流	(52)
2-13	垂直于圆筒、管束、网板	(54)
2-14	联合强制和自由对流	(56)
2-15	蒸汽凝结	(57)
2-16	液体沸腾的一般特性	(58)
2-17	自由、自然对流沸腾	(60)
2-18	有限的自然对流沸腾	(68)
2-19	强制对流沸腾	(70)
2-20	均匀沸腾	(80)
2-21	在核反应堆中的沸腾	(81)
2-22	在液体—金属、固体—金属交界面上的接触热阻	(84)
2-23	热辐射	(85)

反应堆的稳态热工设计

2-24	载热剂的温升	(85)
2-25	由载热剂控制燃料元件温度	(87)
2-26	在流动的液体和悬浮液中热量的产生	(88)
2-27	稳定态热循环	(90)
2-28	载热剂的比较	(93)
2-29	传热面布置的比较	(95)
2-30	在热交换器中的平均温差	(98)
2-31	传热面的效率	(99)
2-32	热交换器的设计	(102)
2-33	反应堆的热力设计	(104)

特殊的稳定态和非稳定态计算及试验方法

2-34	稳定态热分析的分析解	(106)
------	------------------	-------

2-35	稳态热传导(无内热源)的近似分析法	(111)
2-36	特殊方法的设备	(112)
2-37	数值设计方法	(112)
2-38	图解法	(118)
2-39	模化试验	(118)

反应堆瞬变热工设计

2-40	正常的瞬变过程	(121)
2-41	事故情况	(122)
2-42	重大事故	(126)

第三章 流体流动

3-0	引言	(135)
-----	----------	-------

物 理 性 质

3-1	黏度	(135)
3-2	气体的黏度	(136)
3-3	液体的黏度	(139)
3-4	悬浮体的流动性质	(141)
3-5	流体的密度	(143)
3-6	蒸汽压力和表面张力	(145)

质量、力和能量的平衡

3-7	物料或质量平衡	(146)
3-8	静压力和力的平衡	(146)
3-9	总能量的平衡	(147)
3-10	机械能平衡	(147)
3-11	动量平衡	(148)
3-12	在稳定流动中机械能平衡方程式和动量平衡方程式的比较和应用	(148)

层 流

3-13	在规定和不变截面的通道中,牛顿流体的绝热层流	(149)
3-14	不规则通道中的层流流动	(150)
3-15	在短通道中的层流流动	(151)

3-16	在环形通道和不平行壁面中的层流流动	(152)
3-17	层流流动时壁面粗糙度的影响	(152)
3-18	非绝热层流的压力梯度	(153)
3-19	势位理论	(153)
3-20	流量网线图	(155)
3-21	电模拟方法	(155)

湍 流

3-22	因次分析——BucKingham 的 Pi 定理	(157)
3-23	通道中的湍流摩擦	(158)
3-24	非圆形截面中的湍流流动	(160)
3-25	非绝热的湍流流动	(161)
3-26	可压缩气体的湍流流动	(161)
3-27	边界层公式	(162)
3-28	在通道内绝热湍流时的稳定速度分布	(162)
3-29	流体湍流分析	(165)
3-30	湍流机理	(166)
3-31	非绝热湍流的速度分析	(166)
3-32	湍流的统计理论	(167)
3-33	湍流化的分布范围、临界区和过渡区	(168)
3-34	管件中的压降	(169)

管道设计问题

3-35	管道和通道最佳尺寸的设计	(171)
3-36	在复杂回路中的流动	(172)
3-37	具有热浮力的液体流动	(173)
3-38	不稳定流动	(176)
3-39	悬浮体的流动	(178)
3-40	两相混合流动时的压降	(180)
3-41	沸腾管内压降	(182)
3-42	最大流速	(184)
3-43	节流孔板对烧毁的保护作用	(187)

3-44	流量控制用的喷嘴	(191)
------	----------------	-------

环绕物体的流动(外掠流动)

3-45	通过单个物体的流动	(191)
3-46	通过管束的流动	(192)
3-47	通过固定颗粒床的流动	(192)
3-48	颗粒固体的假液化	(193)

泵

3-49	机械泵和鼓风机	(193)
3-50	液态金属用的电磁设备	(195)

第四章 两相流传热和压降

4-0	引言	(203)
4-1	两相流动的类型	(204)
4-2	强制对流传热	(205)
4-3	自然循环(对流)传热	(211)
4-4	D. R. H. 倍脱(Beattie)两相压降计算的方法	(213)
4-5	有关 P. 格里罗(Grille)和 G. 曼藉诺(Mazzone)的 6×6 束棒在 70 大气压下 的单相和两相压降计算公式	(216)
4-6	在瞬态流量和有功率时蒸汽体积的份额变化	(224)
4-7	两相流的空泡份额及滑移速度的测定	(237)

第五章 高效小温差换热器

5-1	传热基础	(249)
5-2	板式换热器及其传热计算	(256)
5-3	水水型壳管式换热器传热与阻力计算实例	(258)
5-4	小结	(262)

第六章 热应力分析和机械设计

6-1	核反应堆内机械强度问题总貌	(263)
6-2	反应堆构件的材料	(263)

6-3	应力和强度分析	(267)
6-4	和应力分析有关的传热问题	(270)

弹性应力理论简述

6-5	热应力	(271)
6-6	平衡和相容条件	(272)
6-7	应力—应变关系式	(275)
6-8	二维问题	(276)
6-9	三维问题	(279)

简单形状中的弹性热应力

6-10	具有极对称温度分布的球体	(280)
6-11	具有轴对称温度的长柱体(平面应变)	(281)
6-12	单一宽度、厚 $2d$ 、长 L 的平板	(285)
6-13	受到对称径向力作用的球体和柱体内的应力	(287)
6-14	在无限弹性介质中由于球形或柱形内含物造成的热应力	(289)

非弹性应力理论

6-15	非弹性性能的类型	(290)
6-16	受到迅速变化的环境温度的平板内的表面应力	(292)
6-17	受到线性温度梯度的平板内的表面应力	(295)
6-18	在球形和柱状对称体情况下的线性黏弹性热应力	(299)

设计问题

6-19	反应堆结构材料的选择	(301)
6-20	设计程序	(302)

第一章 简述核反应堆现状

1-0 引言

人类利用风力、水力、煤和石油作为能源,已有几个世纪了。在 20 世纪 30 年代末,人们发现了一种新能源——原子能。1 kg 核燃料铀-235 能量大约相当于 2 500 t 煤或 2 000 t 石油燃料时的能量,由于原子能的发现,丰富了能源领域。自 1954 年苏联建成世界第一座 5 MW 的核电站后,直至 2004 年 5 月已有 36.313 5 GW 的核电站在运行中。从资源和技术成熟程度而言,今后几十年来,煤和核裂变能将成为世界上的主要能源。利用原子能的重要装置叫做核反应堆,核反应堆是利用核燃料的可控裂变链式反应的能量,能过水、沸腾水、气体、重水、液态钠将热量带出及热量的交换,经发电机组,构成核电站。一个 3 000 MW 核电站每日需用 3 kg 的铀-235,同时每年约有 1 t 裂变产物。因此,在建造核电站时,必须有安全分析报告,否则会对公众健康和安全带来严重的后果。

我国水力资源占世界首位,煤储量占世界第三位,但人均资源不多,沿海地区,能源十分紧张,全国 1989 年由于缺 3 000 万 t 标准煤,而缺电 700 亿 kW·h。为了今后国民生产总值再翻一番的目标以及到下世纪中叶,预测能源需求要超过 40 亿 t 标准煤,那时水电几乎开发完毕,煤最大可能产量约为 30 亿 t 原煤,这是一个大缺口,同时对交通运输带来极大困难,而且会严重污染环境。而核能是一种即安全,又清洁的能源。以秦山核电站为例,经多方计算,在正常运行下,核电站可能向环境排放废水的平均放射性浓度为 2.05×10^{-9} Ci/L,以氚除外,全年总排放量为 0.012 Ci,如果发生事故时,排放废水的平均放射性浓度为 1.13×10^{-8} Ci/L,以氚除外,全年总排放量 3.65 Ci,远低于限制标准,对环境影响极小。所以核能在 21 世纪中叶将在我国能源中占较大的比重。

开展核电是一项困难任务,必须依靠自力更生,亦需要进口先进技术,否则不但耗资太大而且延误时机。因此我们必须坚持执行中央领导提出的“国内为主,中外合作”的方针。

自 1985 年 3 月,我国破土动工建造秦山核电站以来,依靠自己的力量,在 1994 年 4 月并网发电,这标志着我国丢掉了没有核电站的帽子,走上和平利用原子能的新阶段,除了上述秦山核电站外,还进行了如下几座核电站的建造、设计和探索:

一、核电事业在我国正蒸蒸日上。到 2005 年 5 月,已完工并开始商业运行的有秦山一期核电站(2×300 MW)、秦山二期核电站(2×600 MW)、秦山三期核电站(重水堆,中加合作 2×700 MW)、大亚湾核电站(2×900 MW)、广东岭澳核电站(压水堆 2×990 MW),正在建设的有岭澳二期核电站(压水堆 2×1 000 MW),江苏连云港田湾核电站(中俄合作,压水堆 2×1 060 MW),浙江三门核电站(压水堆,6 台 GW 级),广东阳江东平核电站(6 台 GW 级或更大容量)等。

二、目前成都的中国核动力研究设计院,正在开发 GW 级大型先进压水堆核电设计技术。

三、清华大学核能动力院的核低温供热堆已投入运行,成为我国北部寒冷地区的一种理想热源。

四、清华大学核能动力院开发研究 200 MW 级模块式高温气冷堆商业化技术。

五、中国原子能科学研究院正在建造一座实验性快中子反应堆,热功率约为 65 MW,电功率约为 20MW,此项工程技术难度大。

六、目前正在为聚变混合堆创造条件,进行探索与研究。

按国内外实际情况分别将有关核反应堆大体可分为下列几种:压水堆、先进压水堆、石墨慢化压力管式沸水堆、沸水堆、高温气冷堆、重水堆、快增殖堆和聚变堆等。

1-1 压水堆

(1) 特点(见图 1-1)

压水堆通称是加压水型反应堆,它将反应堆系统冷却剂回路加压,防止冷却剂在堆芯中沸腾。同时将堆芯中核裂变产生的能量带到热交换器,使二回路中的水变为蒸汽,驱动汽轮机而发电。

水(在反应堆内须净化)是我们日常生活所接触最多的东西,量多、便宜又有良好的核慢化性能。但水最大的缺点是吸收中子多,不能用天然铀作燃料,而必须要用浓缩铀燃料,反应堆才能达到临界。

压水堆具有功率密度高,比功率高,结构紧凑,运行安全的特点,从 1957 年世界上第一座压水堆核电站——希平港核电站投入运行后,国际上这类核电站已成为一种模式。

(2) 堆芯

堆芯是核电站的关键设备,核电站的能量是由堆芯中的核燃料的裂变反应产生,以 1 000 MW 压水堆核电站的设计而言,堆芯近似为圆柱状,有效高度 3.35 m,等效直径 3.9 m。有 264 个燃料组件和 109 根控制棒组成。燃料组件(见图 1-2)中的每根燃料元件棒是由 UO_2 小圆柱体组成,其直径为 0.9 cm,高度 1.78 cm。燃料元件棒包壳为锆,壁厚约 0.6 mm,燃料元件组件按 16×16 方形排列。

又以秦山核电站为例^[1],堆芯有 121 个燃料组件,燃料元件组件用 15×15 正方形排列,每个组件包含 204 根燃料元件棒,燃料元件棒由 UO_2 芯块, Al_2O_3 隔热片,压紧弹簧,上下端塞,锆-4 包壳管组成。包壳管为 $\phi 10 \times 0.7$ 经退火,芯块为 $\phi 8.43 \times 10$,呈碟形,以减少轴向热膨胀和辐照肿胀,上部设有 240 mm 空腔,作为容纳裂变气体和补偿芯块圆柱的热膨胀,燃料元件棒内充有 1.96 MPa 的氦气,以改善气隙热导。

堆芯还有 20 根导向管和一根中子注量率测量管,堆芯 37 个燃料组件中设有控制棒组件,每个控制棒组件有 20 根控制棒。控制棒材料为银 80%-铟 15%-镉 5%的合金,封在不锈钢包壳内。

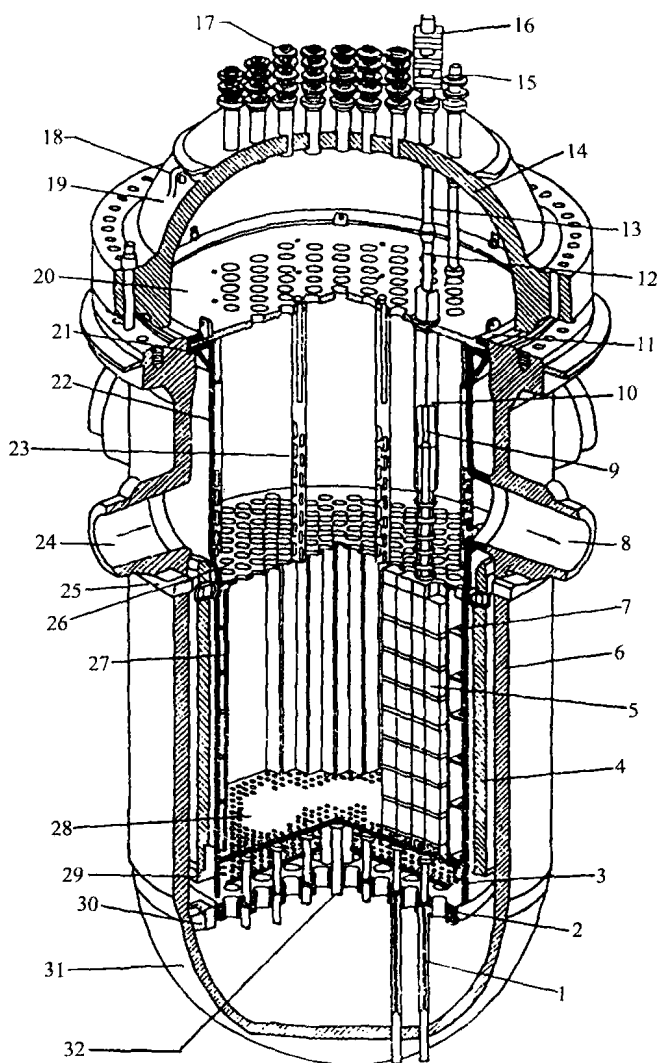


图 1-1 压水型反应堆结构图

1—堆芯内仪表(中子注量率测量装置)套管;2—堆芯支持板;3—混流板;4—热屏蔽;5—燃料组件;
6—压力容器;7—围板径向支架;8—载热剂出口;9—控制棒束驱动轴;10—控制棒束套管;11—压
紧弹簧;12—控制棒保护管;13—热套管;14—反应堆压力容器封头;15—堆内温度测量孔;16—控
制棒驱动机构;17—控制棒机构罩壳;18—吊耳;19—封盖组件;20—上支承板;21—内支持架;22—
堆芯吊篮;23—支柱;24—载热剂入口;25—压力容器支承;26—上堆芯板;27—围板组件;28—下堆
芯板;29—热围板支架;30—径向支架;31—压力容器下封头支承件;32—入口孔

(3) 压力容器

压水堆是在高温高压下运行的,为了堆芯的高温高压水不致泄漏,设置了压力容器,壳体材料一般采用美国 ASME SA508-3, ASME A533B 和 ASME A512B 等低合金钢,为了避免焊缝受中子辐照,都采用无纵焊缝的环形锻件。如1 000 MW压水堆压力容器厚度

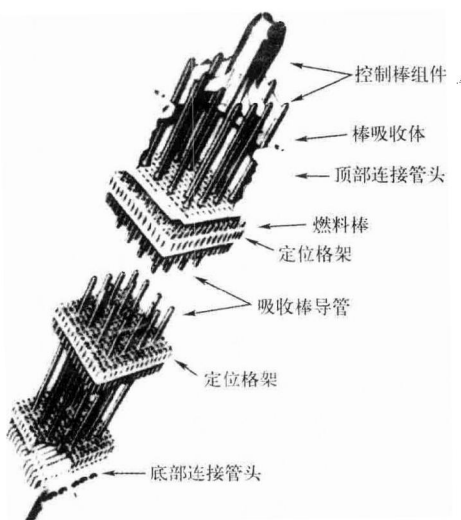


图 1-2 压水堆燃料元件组件

约为 300 mm。秦山核电站压力容器厚度达到 175 mm,个别部位为 420 mm,在压力容器密封上都采用两道 O 形密封,同时还要考虑各部件的载荷、温差和热应力以及热冲击的振动等。

为了保证压力容器质量,在制成后与运行中以及运行后都要进行严格检验,有关焊接、热处理、非破坏性试验以及仪器(如 X 光机和直线加速器等)检验都是在加工工厂中进行。

当今压力容器发展愈来愈大,根据西德三个压水堆压力容器,内径为 5 m,使运输带来了困难,一般靠水路运输。

	奥布里汉姆	施塔德	比不利斯
壁厚	160 mm	199 mm	235 mm
$H \times D$	9.5 m $\times$ 3.6 m	10.4 m $\times$ 4.1 m	13 m $\times$ 5 m

(4) 安全壳

为了对核电站周围居民的健康有所保障,当发生事故时,有效地封闭全部放射性物质,设置了安全壳,其结构一般采用钢制和预应力混凝土制两种(见图 1-3)。有些压水堆核电站(如美国塞科雅核电站)还采用冰冷凝器安全壳,在安全壳周围夹层壁装有冰排,如果堆内产生失水事故,压力容器内温度和压力增高,通过冰排冷凝器起到了降压和冷凝作用,增强了安全性。

(5) 蒸汽发生器

蒸汽发生器是将载热剂的热量传给二回路的水,而产生蒸汽,供汽轮机,产生电能,一般压水堆核电站采用立壳式饱和蒸汽发生器,见图 1-4,下部蒸发段装有 U 形管束,一回路水在管内流动,一回路水有放射性,因此要求蒸汽发生器可靠,不得引起放射性向二回路水回

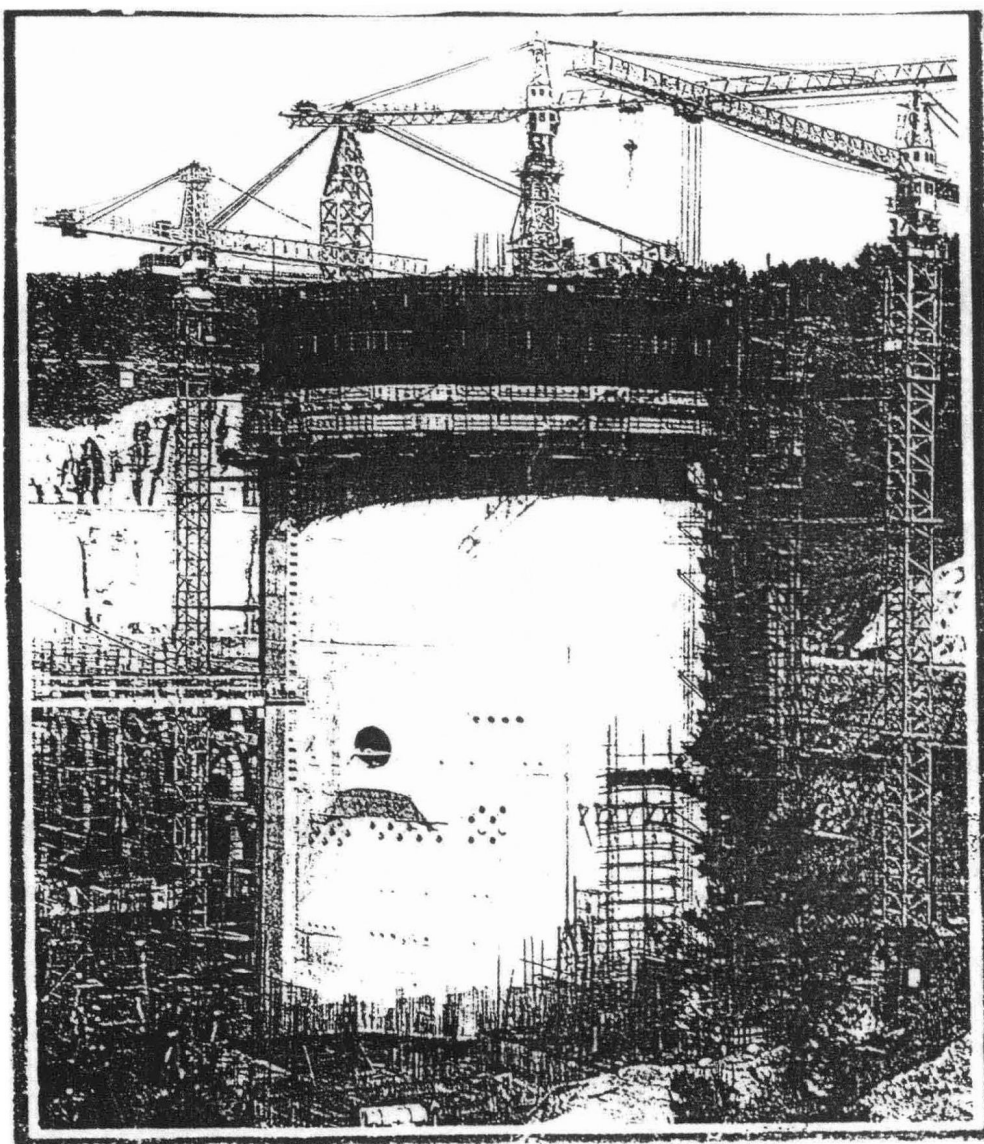


图 1-3 安全壳

路泄漏。二回路水(即给水)在管外被加热到饱和蒸汽。蒸汽发生器上部为汽鼓段,装有离心式汽水分离器和钩波形板蒸汽干燥器,使出口饱和蒸汽的湿度为 0.2% 左右。管束都用 Inconel-800 号合金,以减少腐蚀,如果蒸汽发生器的腐蚀产物进入一次水,会引起放射性增强,同时会在系统中沉积。

目前还有一种直流蒸汽发生器。它的特点是将二回路水不依靠自然循环那样的密度差来推动,而采用给水泵的压头的作用,通过加热段、蒸发段、过热段来实现,因此不同于上述立壳式饱和蒸汽发生器,见图 1-5。直流蒸汽发生器运行工况的改变,随之引起各区段的受热面的变化,此不同于立壳式蒸汽发生器,会产生蒸汽温度的波动,须采用过热蒸汽温度调

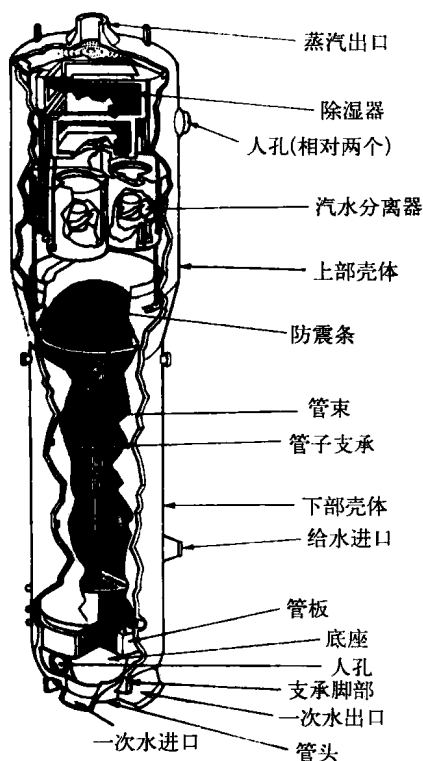


图 1-4 立壳式蒸汽发生器

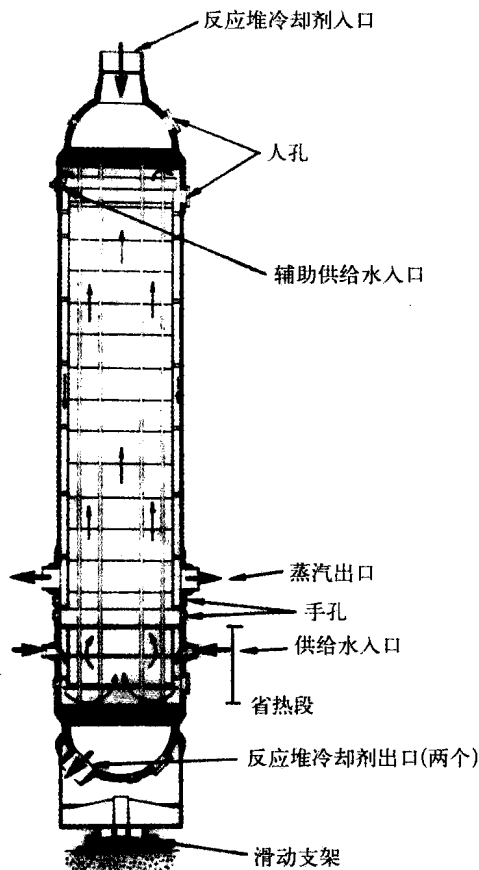


图 1-5 一体化省热段直流蒸汽发生器

节装置,以维持蒸汽温度恒定。

(6) 冷却水泵

压水堆核电站的冷却水泵,是核电站的心脏部位,搞不好会影响整个核电站的电力输出。在压水堆核电站中分成如下几种冷却水泵:

1. 湿定子泵

湿定子泵是将定子线圈改用特种塑料绝缘的电缆组成,和转子一样浸在水中,结构简单,而定子铁芯必须用不锈钢做成,当定子直接浸在放射性的水中时,去污较困难,一般称这类泵为无压盖湿定子泵。

2. 屏蔽电泵

驱动电机的定子和转子焊有厚度 0.5 mm 因科镍或哈斯特洛伊材料薄套,使绕组与定子空腔的工质隔离,绕组不接触流动的工质,转子浸在水中,其中水力摩擦损耗与转子直径的 5 次方成正比,因此带来增加转动损失。由于屏蔽套处在高磁通密度区,增加了定子薄壳中的电气涡流损耗,其速率始终大于功率增大的速率,因此泵效率较低。为了提高效率,使

转子的长度与直径比取为 3, 这种细长的转子, 在泵断电后随惯性转动的的时间很短。

上述两种泵都属于无压盖的结构, 效率低, 电机要用大量抗腐蚀性能较好的材料, 成本高, 又不能带大惯性飞轮。因此采用了如下轴封泵[即采用常规驱动的压盖泵 (Glauded pump)]。

3. 轴封泵

如图 1-6 采用三道密封, 能自动使压力平均分配到每道密封上, 即使第一或第二道失效, 而水泵仍能继续照常运行。为了便于使用, 机械密封与压力控制装置组成一个轴封系统, 全部装在一个自泄筒体内, 它装在泵体上不需要进行调整。

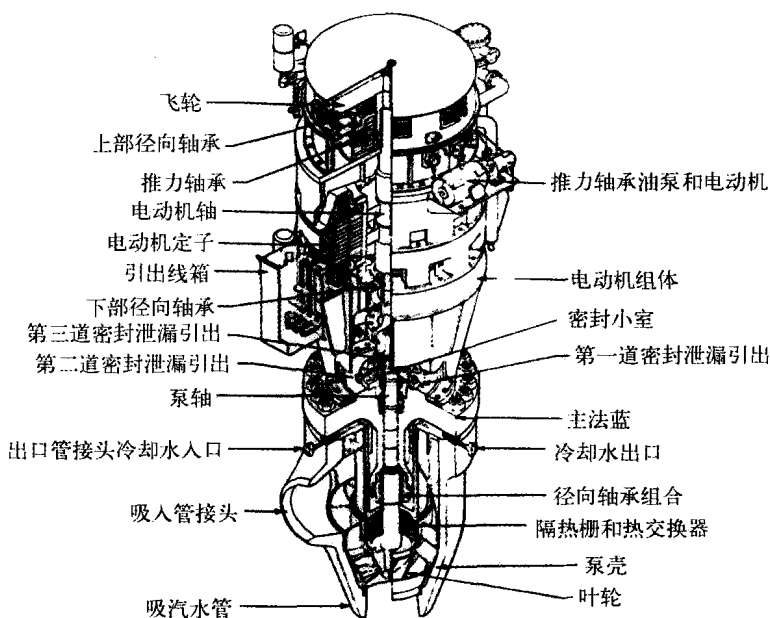


图 1-6 轴封泵(西屋公司)

(7) 控制棒

控制棒组件是实现反应堆启动、停堆和功率调节的工具。目前控制棒系统是采用束棒形的控制棒加上硼酸控制反应性系统。控制棒材料黑体的棒采用银铟镉合金, 灰体的棒采用镍基不锈钢, 并有四分之一至五分之一黑体段, 用于轴向功率分布控制, 束棒由 16 根至 20 根组成, 每个束棒占一个元件盒位置。以秦山核电站为例, 堆芯有 121 个燃料元件组件和 37 个束控制棒组件, 堆芯高度为 2 900 mm, 控制棒最大行程为 2 800 mm, 整个驱动线是由磁力提升驱动机构、驱动轴等组成。一般在紧急情况下, 反应堆须紧急停堆或事故停堆, 即快速刹车, 将各棒束的电磁离合器的激励电流切断, 则控制棒在重力作用下掉进堆芯。

控制棒运动受一回路平均温度、堆功率负荷功率控制。控制棒要能保持平均温度恒定, 又要跟随负荷调节功率, 一般采用程序式提升负荷, 通常须有各种闭锁, 禁止连续提棒的措施。