



工业和信息化部“十二五”规划教材

核反应堆 结构与材料

HEFANYINGDUIJIEGOUYUCAILIAO

主编 阎昌琪 王建军 谷海峰

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

核反应堆 结构与材料

HEFANYINGDUIJIEGOUYUCAILIAO

主编 阎昌琪 王建军 谷海峰

HEUP

哈尔滨工程大学出版社

内 容 简 介

本书比较全面地介绍了核反应堆结构与材料的基本知识。核反应堆结构部分的内容包括压水反应堆结构、沸水反应堆结构和重水反应堆结构,介绍了这几种反应堆的结构特点、技术要求及发展现状等;反应堆材料部分的主要内容有反应堆材料的性能要求,以及核燃料、结构材料、控制材料、慢化剂和冷却剂材料等。

注重知识的基础性、全面性和综合性,在有限的篇幅内涵盖了反应堆结构与材料的主要知识,使学生在较短的时间内对反应堆结构与材料知识有一个全面综合的了解。本书的内容涵盖专业面广、综合性强,适合于核工程与核技术专业的本科生使用。由于本书编写过程中考虑了尽可能大的读者使用范围,因此也适合从事核反应堆领域工作的技术人员培训使用

图书在版编目(CIP)数据

核反应堆结构与材料 / 阎昌琪, 王建军, 谷海峰主编. —哈尔滨: 哈尔滨工程大学出版社, 2015. 10
ISBN 978 - 7 - 5661 - 1151 - 7

I. ①核… II. ①阎… ②王… ③谷… III. ①反应堆结构②反应堆材料 IV. ①TL35②TL34

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2015)第 249946 号

选题策划 石岭
责任编辑 石岭
封面设计 恒润设计

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 787mm × 1 092mm 1/16
印 张 18. 25
字 数 453 千字
版 次 2015 年 11 月第 1 版
印 次 2015 年 11 月第 1 次印刷
定 价 42.00 元

<http://www.hrbeupress.com>

E-mail: heupress@hrbeu.edu.cn

前言

核反应堆的结构与材料是反应堆设计中一个很重要的内容,直接关系到反应堆性能的优劣,在反应堆技术发展中发挥着重要作用。目前全世界 31 个国家和地区有四百多座核电站在运行,在核电站反应堆迅速发展的同时,舰船用反应堆的应用得到扩展,核动力潜艇、核动力航母、核动力破冰船建造的规模和范围也在不断地扩大。目前的反应堆已有十几种不同的类型,它们的研发、设计和建造都涉及大量的反应堆结构与材料的问题,在很多情况下由于材料的限制一些先进的概念难以实现。

本书比较全面地介绍了目前使用的几种主要类型反应堆的结构与材料的专业知识,结构部分的内容包括压水反应堆结构、沸水反应堆结构和重水反应堆结构,介绍了这几种反应堆的结构特点、技术要求、发展现状等;在反应堆材料部分的主要内容有反应堆材料的性能要求,以及反应堆核燃料、反应堆结构材料、反应堆控制材料、反应堆慢化剂和冷却剂材料等。该书主要作为本科生的教科书,注重知识的全面性和综合性,在有限的篇幅内涵盖了反应堆结构与材料的主要知识,使学生在较短的时间内对反应堆结构与材料知识有一个全面综合的了解。教材的内容涵盖专业面较广、综合性强,适合于核工程与核技术专业的本科生使用。同时,本书考虑到尽可能大的读者使用范围,内容安排由浅入深,使其适合从事核反应堆领域工作的技术人员培训使用,使学员在较短的时间内对反应堆结构与材料知识有一个全面的了解。

全书共分 8 章,第 1 章至第 3 章介绍了压水堆、沸水堆和重水堆的结构,包括总体结构形式和堆内部件的结构;第 4 章到第 8 章介绍了反应堆材料,重点介绍反应堆建造所使用材料的基本性能与要求,运行使用中需要关注的问题等。

本书的第 1 章、第 2 章及第 3 章由王建军副教授编写,第 4 章和第 5 章由谷海峰老师编写,第 6 章、第 7 章、第 8 章由阎昌琪教授编写,全书由阎昌琪教授负责协调和统稿。在本书的编写过程中,研究生闫超星、杨光、王洋、田齐伟、田道贵等同学参加了本书的校对工作,在此表示衷心的感谢。

由于编者水平有限,本书难免存在不足和缺陷之处,希望读者批评指正。

编 者

2015 年 6 月

目录

第1章 压水堆结构	1
1.1 概述	1
1.2 反应堆压力容器	7
1.3 反应堆堆内构件	14
1.4 压水堆堆芯组件	22
1.5 API1000 反应堆结构简介	38
第2章 沸水反应堆结构	43
2.1 概述	43
2.2 沸水堆压力容器	46
2.3 堆内构件	50
2.4 反应堆内置泵	55
2.5 微动控制棒驱动机构(FMCRD)	59
2.6 安全/卸压阀和主蒸汽隔离阀	60
2.7 燃料组件	62
2.8 ABWR 堆芯和燃料管理	70
第3章 重水核反应堆结构	75
3.1 概述	75
3.2 重水反应堆本体结构	78
3.3 燃料元件	81
3.4 停堆装置	88
3.5 换料操作	92
3.6 堆芯布置优化	93
3.7 新一代先进重水慢化反应堆(ACR)的设计	94
第4章 材料性能	98
4.1 概述	98
4.2 材料的物理性能	99
4.3 材料的机械性能	102
4.4 材料的腐蚀性能	120
4.5 材料的辐照性能	128
第5章 核燃料	134
5.1 概述	134
5.2 金属型核燃料	135
5.3 陶瓷型核燃料	151
5.4 弥散型核燃料	160

第 6 章 反应堆结构材料	171
6.1 概述	171
6.2 燃料包壳材料	172
6.3 反应堆压力容器材料	192
6.4 堆内构件材料	199
第 7 章 反应堆控制材料	221
7.1 概述	221
7.2 反应堆控制方式和特点	222
7.3 控制棒材料的性能要求及其类型	225
7.4 主要控制材料性能及其特点	227
第 8 章 反应堆慢化剂和冷却剂材料	240
8.1 慢化剂材料	240
8.2 冷却剂材料	268
参考文献	283

第 1 章 压水堆结构

1.1 概 述

反谓的压水堆,是指反应堆中冷却剂采用高压水的反应堆。压水堆核电厂约占世界核电厂的 60%。尽管各压水堆核电厂在设计细节上略有不同,但在总体上已经基本定型。本章主要以大亚湾核电厂为例介绍压水堆系统结构。

核电厂利用核燃料发生的受控自持链式裂变反应所释放出的能量作为热源发电,反应堆堆芯就是放置核燃料,实现持续的受控链式裂变反应,从而不断释放能量的场所。它相当于常规电厂中的锅炉,故核反应堆有时也称为核锅炉。

压水堆动力装置基本配置如图 1-1 所示。

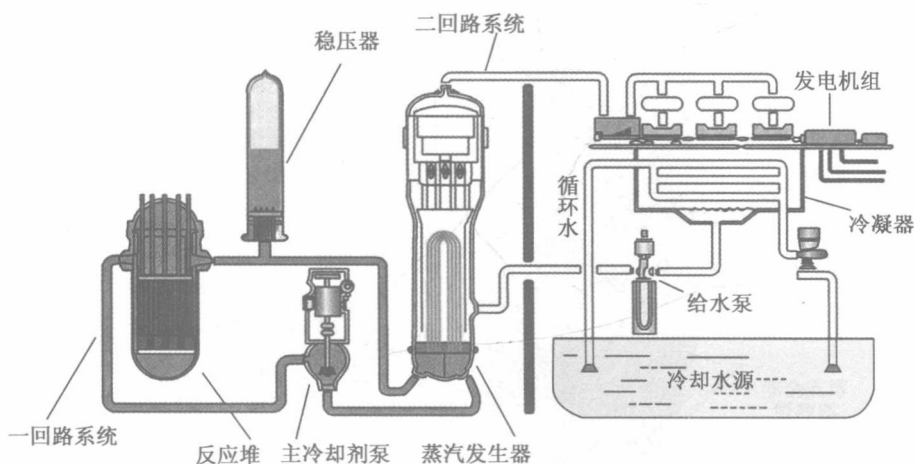


图 1-1 压水堆动力装置基本配置图

在压水反应堆中,一般都使用布置非常紧凑的压力容器,压力容器是放置反应堆堆芯和堆内构件,并防止放射性外泄的高压设备。压力容器需要在高温、高压和强辐照的条件下长期工作,其尺寸大,质量大,加工制造精度要求高,压力容器的完整性直接关系到反应堆的正常运行和使用寿命,因此是压水堆的关键设备之一。

压水堆压力容器运行在很高的压力下,容器内布置着堆芯和若干其他内部构件。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(兼作屏蔽层)支撑,可移动的上封头用螺栓与筒体固定,由两道自紧式“O”形密封圈密封,上封头有几十个贯穿件,用于布置控制棒驱动机构、堆内测温热电偶出口和排气口。典型的压力容器本体结构如图 1-2 和图 1-3 所示。

堆芯是反应堆的核心部分,从功能上相当于常规电厂中释放大量热量的锅炉。此外,堆芯又是强放射源,因此堆芯结构设计是反应堆本体结构设计中最重要的一环之一。

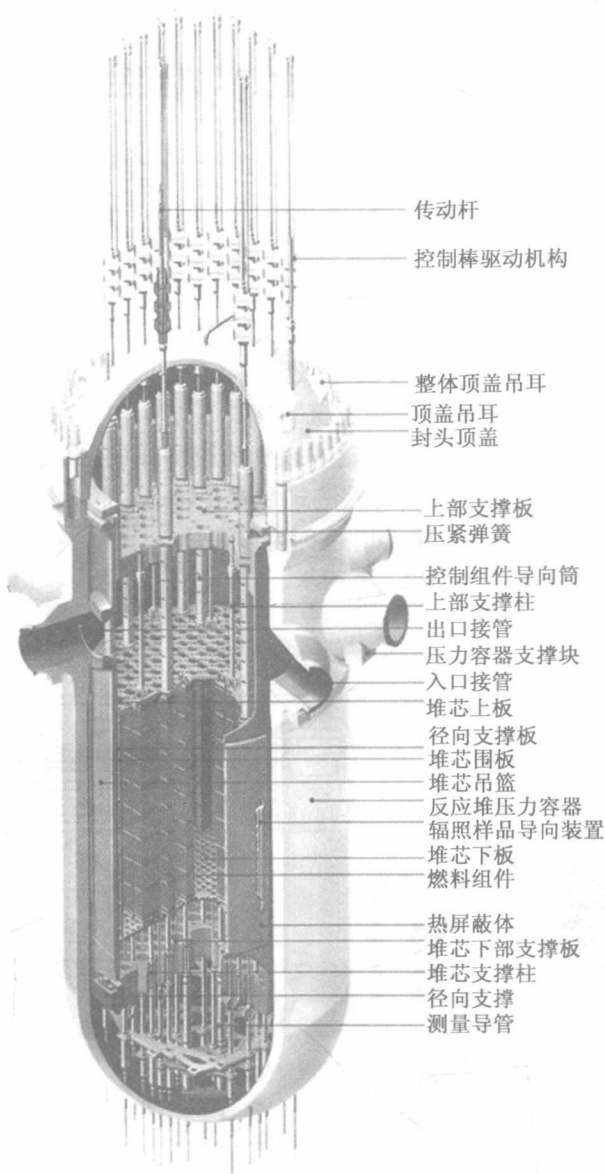


图 1-2 压力容器本体结构图

无论是哪种反应堆,反应堆堆芯作为裂变场所和能量源,都是影响整个动力装置安全性、经济性、先进性的关键。一般而言,反应堆堆芯的结构设计应满足下述基本要求:

- (1) 堆芯功率分布应尽可能均匀,以提高堆芯的功率输出或增加反应堆的安全裕度;
- (2) 堆芯冷却剂通道可对冷却剂流量进行合理分配,以使冷却剂流经堆芯时流动阻力小;
- (3) 反应堆堆芯的设计寿命长,换料次数少;
- (4) 堆芯结构紧凑,换料操作简单方便;
- (5) 尽量减少堆芯内不必要的中子吸收材料的使用,以提高中子的经济性。

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

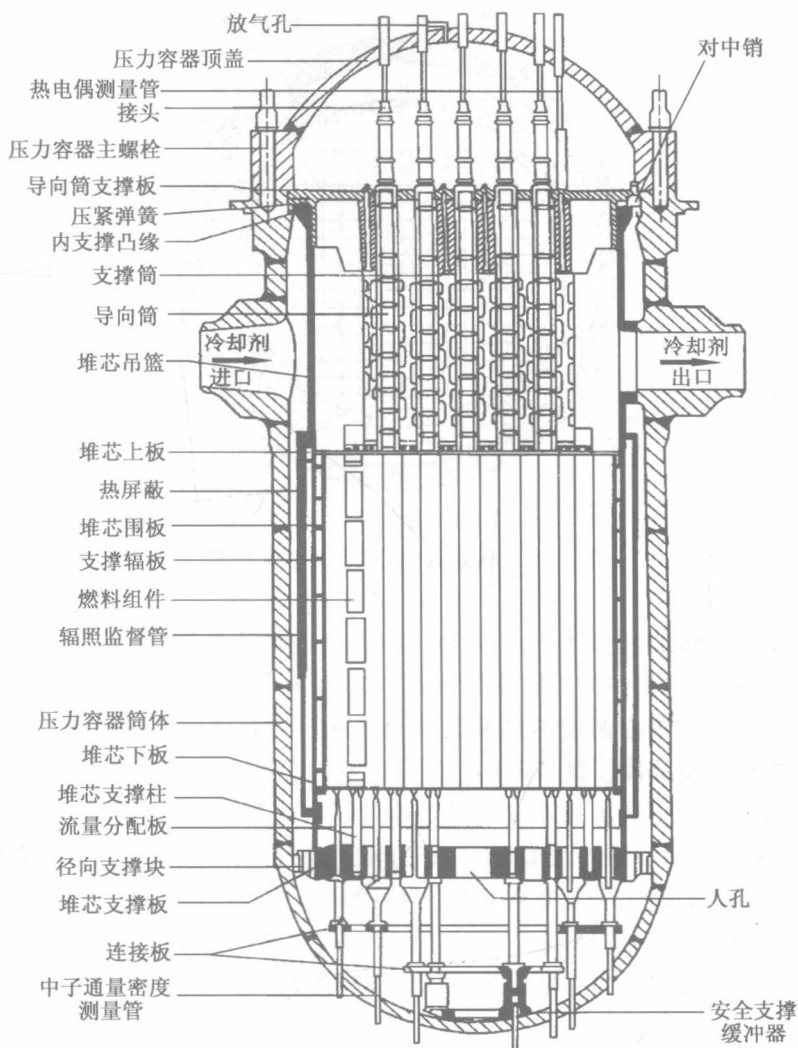


图 1-3 压力容器本体结构剖视图

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的冷却剂进出口管的下方。

反应堆堆芯在压力容器中一般处于进出口接管嘴以下,多数由 157 ~ 193 (相应于 900 ~ 1 200 MW) 组几何上和机械上都完全相同的燃料组件构成,例如大亚湾核电厂中的燃料组件数目为 157 组。在压水反应堆中,堆芯内的燃料组件不设元件盒,冷却剂可以发生径向交混。堆芯周围由围板束紧,围板固定在吊篮上。在吊篮外还固定有堆内热屏,其目的是减少压力容器可能遭受的中子辐照,提高压力容器的在役时间。在热屏的外侧,还固定着装有辐照样品的监督管。典型压水反应堆堆芯的剖视图如图 1-4 所示。

典型压水反应堆所使用的燃料组件由燃料元件棒、上管座、下管座、控制棒导向管、定位格架和压紧弹簧等部件组成。

燃料组件中的元件棒、导向管和堆内通量测量通道都处于 14×14 , 15×15 , 17×17 正

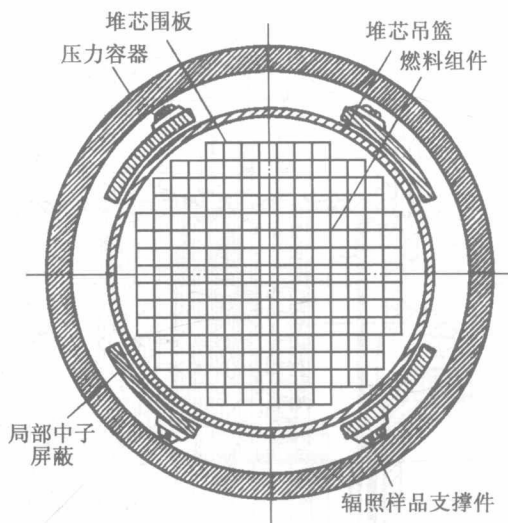


图 1-4 典型压水反应堆堆芯剖视图

形栅格的节点上,每个燃料组件中心均设有一根堆内通量测量管,另设有 16~24 根控制棒导向管,其中约 1/3 燃料组件的控制棒导管内布置有控制棒组件,控制棒组件可以从上部插入堆芯实现停堆。组件中心的堆内测量通道允许从压力容器底部将堆内中子通量测量探头伸入活性区内的任意高度。其他燃料组件导向管内可能布置有可燃毒物元件、中子源元件,凡是不布置控制棒、可燃毒物棒或中子源棒的燃料组件,均有节流组件(也称为阻力塞元件)插入导向管上端,以增加冷却剂流过导向管的阻力,从而减少冷却剂不必要的旁流。

整个反应堆堆芯的定位和支撑由堆芯支撑结构来实现。堆芯支撑结构由上部支撑结构和下部支撑结构(包含吊篮)组成。其中,吊篮以悬挂方式支撑在压力容器上部支撑凸缘上。吊篮与压力容器之间形成的环形腔室称为下降段,也是冷却剂在流入压力容器后的主要流动通路。

一般压水反应堆由 2~4 个冷却剂环路构成,在每一冷却剂环路中,冷却剂经由压力容器上的进口接管进入压力容器,绝大部分冷却剂沿堆芯吊篮和压力容器之间的下降段向下流动,直至进入压力容器下腔室后改变方向,然后向上流经反应堆堆芯被加热,被加热后的冷却剂进入上腔室,再经由压力容器上的出口接管流出压力容器,进入环路的热管段(也称为热腿),随后,冷却剂通过蒸汽发生器底部封头的进口接管进入蒸汽发生器的一次侧,流经蒸汽发生器的传热管放热后,由蒸汽发生器上的冷却剂出口接管流出,经过反应堆冷却剂泵升压后送入反应堆压力容器,构成冷却剂的封闭回路,如图 1-5 所示。

冷却剂除了上述主要流动外,还有几项重要的旁通流量。所谓旁通流量,是指不直接用来冷却燃料组件的冷却剂流量。这几项旁通流量包括以下几部分:

(1) 冷却剂经由进口接管直接沿下降环腔至出口接管流出压力容器。此部分旁通流量应尽可能少。

(2) 冷却剂经由进口接管、吊篮等进入压力容器的上封头,然后通过支撑管流回到上腔室,最后跟上腔室内的冷却剂混合后流出压力容器。这部分旁通流量对于保持上封头内的温度,防止冷却剂在此汽化具有重要的作用。

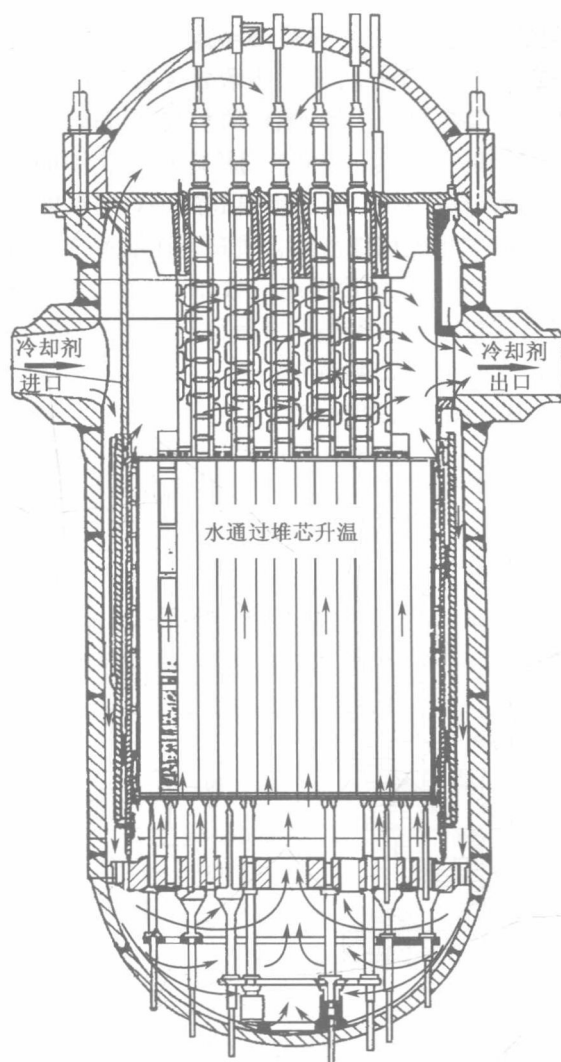


图 1-5 压力容器内冷却剂流动路线

(3) 冷却剂经由导向管流过反应堆堆芯。这部分流量对于控制棒、控制棒驱动机构等的冷却和降温具有重要的作用。

(4) 冷却剂经由吊篮与围板之间的间隙流过, 进入上腔室后流出压力容器。这部分旁通流量可以平衡一定的径向压差。

冷却剂的主要部分用于冷却燃料元件, 一部分旁流冷却控制棒和吊篮; 另一部分冷却上腔室和上封头, 使该处水温接近冷却剂入口温度, 防止上封头汽化, 这是非常重要的。

早期的反应堆一般采用均匀装载的燃料管理方案, 采用这种方案的反应堆堆芯中, 所有的燃料组件都采用相同富集度的燃料, 当达到一定燃耗深度后, 将所有燃料组件卸出, 并更换新的燃料组件。这种方案的好处是装卸料简单, 主要的缺点有以下几点:

(1) 反应堆堆芯的释热分布非常不均匀, 这将影响到反应堆的总功率输出或降低反应堆的安全裕度。

(2) 乏燃料的燃耗深度浅, 燃料利用率低。

(3) 经济性差。

为了解决燃料均匀装载方案存在的问题,提高燃料的利用率,使反应堆堆芯的释热更加均匀,设计者提出了燃料的分区装载方案。所谓分区装载是指在反应堆堆芯的不同位置采用不同富集度的燃料。对圆柱形反应堆,燃料的装载既可以沿反应堆堆芯的径向位置分区,也可以沿反应堆堆芯的轴向分区。以大亚湾核电厂所使用的反应堆为例,其初始堆芯采用三种不同富集度的燃料分区布置。富集度最高的燃料装在堆芯的外围,标记为3区,另外两种较低富集度的燃料以国际象棋棋盘的方式布置在堆芯内区,分别标记为1区和2区,如图1-6所示。各区所装燃料的富集度及组件数如下:

1区:53个燃料组件,富集度为1.8%;

2区:52个燃料组件,富集度为2.4%;

3区:52个燃料组件,富集度为3.1%。

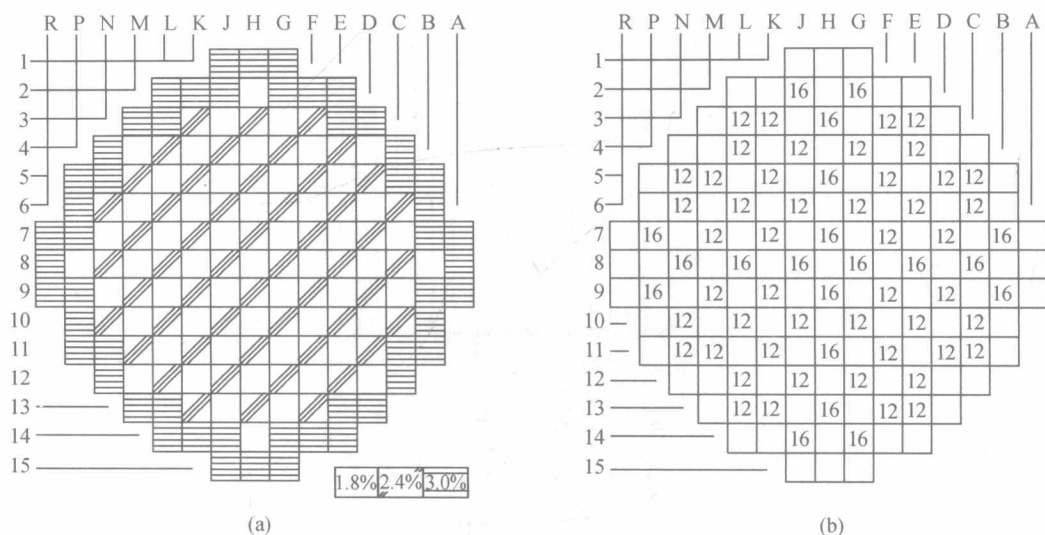


图1-6 堆芯布置图及首次循环堆芯内可燃毒物棒的分布

(a) 燃料堆芯布置图; (b) 首次装料可燃毒物分布图

从反应堆物理的观点看,采用燃料的分区装载可以显著改善反应堆堆内功率的不均匀性,其代价主要是倒换料的复杂性。对于目前商业运行最多的压水堆核电厂,一般采用分区倒料与棋盘式倒料相结合的换料方式,即每次换料时将1/3堆芯新燃料组件(初始富集度为3.2%)放在堆芯四周(也即3区),将1,2区燃耗较深的(即初始富集度为1.8%)1/3燃料组件取出,而将2,3区的燃料组件(初始富集度2.4%和3.1%)移向1区。

由倒换料方式可以看出,由于倒换到1区的燃料组件实际上已经在外区使用过,从而缩小了新旧燃料组件之间富集度的差别,且相比于均匀装载方式,燃料组件在堆内使用的时间更长,也具有较高的燃耗深度和较低的功率峰因子。

核反应堆分区装载的燃料管理方案构成了它所特有的运行和控制的复杂性,在一炉燃料的运行周期之初,核燃料所具有的产生裂变反应的潜力(称为后备反应性)很大,而新堆初始装料的后备反应性就更大,必须妥善地加以控制。

在商业运行的压水核反应堆中,反应性控制主要通过三种途径:控制棒、硼酸溶液和可

燃毒物。

其中,通过在作为慢化剂和冷却剂的水中添加硼酸的方式,可以控制部分后备反应性,在反应堆运行过程中,还可以通过调节硼浓度(硼质量分数),来补偿反应性的慢效应变化。

为了补偿由于运行负荷、燃料或冷却剂温度变化而引起的反应性的较快变化,以及提供反应堆在正常运行或事故情况下的停堆能力,控制棒是不可缺少的。控制棒作为控制棒组件的核心部分,主要用于较快的反应性控制。压水反应堆中常使用的棒束控制组件又分为功率控制组件、平均温度控制组件和停堆组件。设计上要求在反应堆紧急停堆时,控制棒组件可依靠自身重力作用落入堆芯。

在压水核反应堆中,可燃毒物以可燃毒物棒的形式存在于堆芯内,但只用于第一燃料周期。使用可燃毒物的目的有两个:一是补偿堆芯的部分后备反应性;二是使堆冷却剂中的含硼浓度可以减少到使慢化剂温度系数为负值,以保证反应堆具有固有安全性。在大亚湾核电厂中,可燃毒物棒的总数为 896 根,在第一次换料时全部卸出,如图 1-6(b)所示是首次循环堆芯内可燃毒物棒的分布。

中子源棒束组件是反应堆中另外一类必需的堆芯组件,其基本功能有两点:一是用于在反应堆达到临界增殖之前就产生一个可测量的中子通量,以便监测接近临界时的中子增殖状况;二是为反应堆启动提供“点火”功能,中子源组件有初级中子源组件和次级中子源组件两种,其主要区别在于两者使用的材料不同。其中,初级中子源提供首次装料后反应堆启动所需的源强,而次级中子源需要在反应堆运行中被活化而成为中子源,并在此后为反应堆启动提供稳定的中子源。

在反应堆堆芯中,在燃料组件的导向管内,凡是不装放控制棒、可燃毒物、中子源这三种元件的,均装设有阻力塞元件,其主要目的是堵塞空的导向管,防止或减少不必要的冷却剂流量旁通。

综上所述,与燃料组件相关的组件除了棒束控制棒组件外,还有可燃毒物组件、初级中子源组件、次级中子源组件和阻力塞组件 4 种。因为这 4 种相关组件都安置在燃料组件内部的导向管内,因此其几何结构都有相似之处。

1.2 反应堆压力容器

1.2.1 概述

在压水反应堆中,反应堆压力容器包容和支撑堆芯及反应堆堆内构件,一般工作在 15.5 MPa 左右的高压环境下,同时承受高温含硼酸水介质的冲刷浸泡,且处于放射性辐照条件下。在二代反应堆中,设计上一般要求压力容器的寿命不少于 40 a。

1. 反应堆压力容器的作用

(1) 反应堆压力容器用来固定和包容堆芯及堆内构件,限制核燃料的链式裂变反应在一个密封的金属壳内进行。如果说燃料元件包壳是防止放射物质外逸的第一道屏障,那么包容整个堆芯的压力容器就是第二道屏障。

(2) 反应堆压力容器和一回路管道是承受冷却剂重要的压力边界。

(3) 所有的堆内构件都是由压力容器支撑和固定,所以它又是一个承受很大载荷的构件。

2. 反应堆压力容器选材原则

正确地选择材料是设计反应堆压力容器成败的关键之一,必须根据它在核岛中的地位、作用、工作条件和制造工艺等全面考虑。

(1) 材料应具有高度的完整性

要求材质中的硫化物、氧化物等非金属夹杂物尽量少,保证材质纯度;要求材料具有很好的渗透性,最小的偏析,特别是磷、硫含量及低熔点元素应尽量少,且分布均匀,保证材料成分和性能的均匀性;要求材料具有很好的可焊性,具有最小的再热脆化倾向。

(2) 材料应具有适当的强度和足够的韧性

压力容器是反应堆中最重要的承压部件之一,必须保证压力容器可承受设计范围内的压力。所产生的应力不至于使压力容器产生塑性变形,是对压力容器材料强度的必要要求。脆性断裂是反应堆压力容器最严重的失效形式,材料对脆性断裂的基本抗力是材料的韧性,保证并尽力提高材料的韧性是防止脆性断裂的根本途径。

(3) 材料应具有低的辐照敏感性

反应堆压力容器在运行寿期内受中子辐照,特别是快中子累积剂量的辐照。一般而言,快中子辐照改变了钢材的晶格结构,使钢材的机械性能发生了变化。辐照使得钢材的脆性转变温度(NDT)升高,尽管这种效应提高了材料的强度,但却降低了钢材的韧性,因而增加了脆性破坏的可能性。为了防止出现脆性破坏的可能性,应尽可能控制和降低材料的辐照脆化倾向。

(4) 导热性能好

为了防止反应堆压力容器上产生明显的温度梯度,进而产生明显的热应力,希望压力容器材料的导热性能良好。

另外,选用的压力容器材料,要便于加工制造,且成本低廉。

3. 压水堆压力容器选材情况

当前压水堆压力容器普遍选用的是低碳合金钢,主要是锰-钼系列,这种钢材具有良好的导热性(导热系数是不锈钢的3倍),因而在温度变化时内部热应力较小;具有很好的可焊性;具有良好的抗辐照脆化能力;便于加工,成本较低。

目前,美国反应堆压力容器所使用的材料,其锻件材料标号为SA508-Ⅲ合金钢,所使用的相同材料的板材标号为SA533B-I合金钢。这些不同标号的钢材的主要材料相同,法国用的钢种与美国用的SA508-Ⅲ也是相似的。大亚湾核电厂反应堆压力容器材料的主要成分及其含量为:碳的含量小于0.25%;添加少量的合金元素锰(1.15%~1.5%);钼的含量为0.6%;镍的含量约为0.4%~1.0%。

研究表明,即便同一种钢材,不同工作温度下其韧性也有很大的差别,有的甚至能达到几十倍的差距。对钢材而言,存在所谓的脆性转变温度(NDTT, Nil Ductility Transition Temperature),即在低于该温度时,钢材的韧性突然下降,脆性上升,材料更可能发生脆性断裂。脆性断裂是材料还没有发生明显的塑性变形时的失效形式,甚至远远没有达到抗拉强度材料就发生了断裂。在脆性转变温度以下,材料会丧失其原来具备的优良力学和机械性能。

对于低碳合金钢及其焊缝而言,当其受到快中子积分通量大于 10^{18} cm^{-2} 的照射后,脆性转变温度会明显升高,显然这是危及反应堆压力容器完整性和反应堆安全的重要因素。在工程上,为了保证压力容器的设计寿期,需要防止压力容器材料的辐照脆化,或者改善低

合金钢抗辐照脆化特性。前者主要通过结构设计来实现,对于后者,采取的主要措施包括严格限制铜和磷这两个主要引起脆化的有害元素的含量($w(\text{Cu}) < 0.10\%$; $w(\text{P}) < 0.012\%$),添加少量铝、钒、铬、钼、镍等元素,以减少钢的辐照损伤。此外,钢应具有快速冷却的回火马氏体组织及细晶粒。

1.2.2 反应堆压力容器结构

反应堆压力容器在工程上也称为压力壳,是由两个组件构成的,即压力容器本体和用双头螺栓连接的反应堆压力容器顶盖。如前所述,一般压水反应堆压力容器是由低碳合金钢单个环形锻件焊接而成。这些无纵焊缝的单个锻制部件,逐一用全焊透的环焊缝连成一体。压力容器内包容堆内构件、堆芯,以及作为冷却剂、慢化剂和反射层的水。为了提高压力容器在设计寿命内抵抗冷却剂腐蚀和侵蚀的能力,凡是与回路冷却剂接触的容器内表面,都堆焊不锈钢覆面层,其厚度一般不小于5 mm。

1. 压力容器本体

图1-7展示了压力容器的剖面。如图所示,压力容器本体从上而下由一只上法兰、一个密封台肩、一节接管段、两节堆芯包容环段、一节过渡段和一只半球形下封头组成,其具

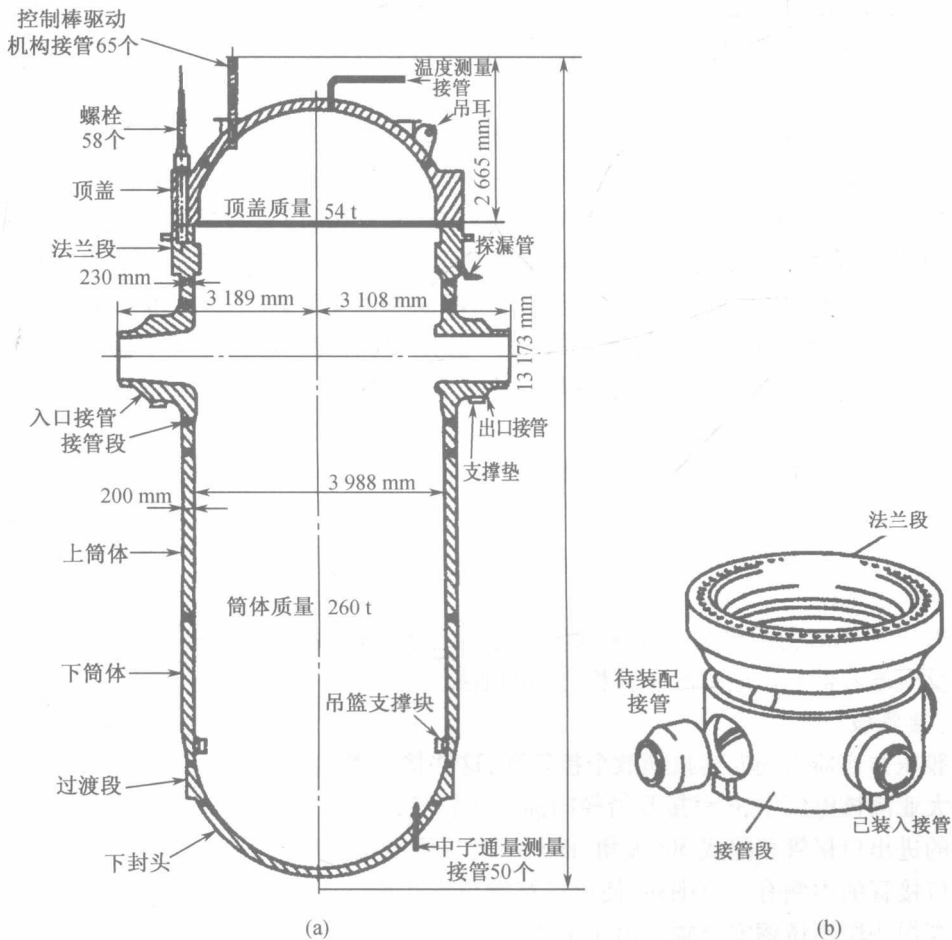


图1-7 反应堆压力容器本体结构

(a) 压力容器本体结构; (b) 接管段

体结构介绍如下。

(1) 上法兰

上法兰是指如图 1-7 所示的法兰段。上法兰通过法兰与顶盖组件连接。在上法兰上,为了装 58 只锁紧螺栓,钻有 58 个未穿透的螺纹孔。从结构上看,上法兰还包括以下结构部件:

① 不锈钢支撑面

与反应堆容器顶盖相配合的不锈钢支撑面。

② 两道自紧式“O”形密封装置

为了确保反应堆压力容器筒体与上封头之间的密封性,压力容器的上法兰与顶盖组件之间的连接处用两道“O”形密封圈密封。两道密封圈均布置在不锈钢支撑面上。从堆芯中心线方向看,靠近堆芯一侧的内“O”形密封圈的内侧表面上,沿周向开有一些均匀分布的小孔或细缝,这也构成了密封环内腔与压力容器内介质的连接通道。当一回路打压后,密封环内即充入高压冷却剂,使得密封环沿周向膨胀长大,从而使内密封圈外表面紧贴在连接处形成的密封面上,达到密封效果。远离堆芯的外密封圈也是环形,其结构为全封闭形式,内部充有氦气,这样即使有一部分冷却剂通过内密封圈泄漏,也会由于冷却剂温度较高而使外密封圈内部的氦气受热膨胀,从而达到密封效果。可见,这两道密封圈都可通过结构上的巧妙设计实现自紧功能。这两道密封圈也称为自紧式密封装置。

③ 一根泄漏探测管

为了能进行探漏,这根管子倾斜穿过上法兰后,头部露出在两只“O”形密封环之间的支撑面上。内密封环的泄漏由引漏管线上的一台温度传感器进行探测。当反应堆在额定功率下稳态运行时,内密封环不允许泄漏;在启动和停堆时,内密封环允许的最大泄漏率为 20 L/h,内密封泄漏由能触发高温报警的温度测量装置探测和记录,并且用设在目视水位指示器上的浮子开关进行泄漏率的测量和记录;温度和泄漏率的记录和报警都在主控室显示。若泄漏率大于 20 L/h 或泄漏流温度大于 70 °C,反应堆容器就应加以检查。外密封环也要经常进行目视检查,以便检出可能的泄漏。

④ 四个键槽

用来对准反应堆容器顶盖和堆内构件。

⑤ 一个支撑台肩

用来支撑堆内构件。

(2) 密封台肩

将锻压的环形密封台肩与反应堆压力容器上法兰焊接,密封台肩直接与密封环焊接,以防止反应堆容器与反应堆堆腔基板之间的泄漏。

(3) 接管段

一般压力容器沿周向连接偶数个接管嘴,这些接管嘴都与压力容器上的接管段一一相连。在大亚湾核电厂中,6 只接管沿径向插入接管段,并用全焊透焊缝加以焊接。每一条传热环路的进出口接管相隔成 50° 夹角,而每一对接管沿反应堆容器圆周成 120° 对称分布。

出口接管的内侧有一节围筒,使出口接管与堆芯吊篮开口之间形成连续过渡。每个接管的外端焊一段不锈钢安全端。由于采用同种材料,在现场就可以把一回路管道与堆容器接管焊接相连。为了把反应堆容器安放在支撑结构上,6 只接管底部有支撑座,它们放在整体支撑环的支撑导向板上。

(4)堆芯包容环段

在反应堆容器接管段下面,堆芯高度的圆筒形部分是由两段对接全焊透焊接的筒体构成,四个由因科镍材料制成的导向键焊在堆芯包容环段的下部,用来给堆内构件导向并限制不同方向的位移。

(5)过渡段

过渡段把半球形的下封头和压力容器筒体段连接起来。

(6)下封头

由热轧钢板锻压成半球形封头。下封头上装有 50 根因科镍导向套管,为堆内中子通量测量系统提供导向。利用部分穿透焊工艺将导向套管焊在下封头内。

2. 反应堆容器顶盖

反应堆容器顶盖组件是由顶盖法兰和顶盖本体焊接而成的,其具体结构如下。

(1)顶盖法兰

顶盖法兰与上法兰相互配合,在顶盖法兰上钻有 58 个锁紧螺栓穿过的通孔,法兰支撑面上加工有两道放置密封环用的槽。

(2)顶盖本体

在核电厂中,顶盖本体为球形结构。球形顶盖通常用板材热锻成形后焊接制成。焊在顶盖上的部件有下列几种:

- ①三只吊耳,供吊装用;
- ②一根排气管,位于压力容器的顶端,供压力容器充水时排气用;
- ③一块金属支撑板,用于支撑控制棒驱动机构的通风罩;
- ④控制棒驱动机构管座和热电偶管座。

在压力容器顶盖上,需要贯穿控制棒驱动机构和测温用的热电偶等部件。为了结构上的密封性和强度要求,在压力容器顶盖上焊接有由因科镍制成的管座,这些管座由套管和法兰组成。控制棒驱动机构或热电偶外壳用螺纹与法兰连接后再用密封焊与管座连接。

管座的热套管用来保护堆容器顶盖不受温度瞬态变化的影响。当束棒控制棒组件插入堆芯时,由于挤出的热水把堆容器比较冷的部位加热而出现温度的瞬态变化。在热套内侧端部装有一个锥形喇叭口,当反应堆容器顶盖安装在反应堆容器筒体上时,它能为控制棒传动轴插入导向套管提供导向。

表 1-1 示出了大亚湾核电厂反应堆压力容器的主要设计参数。

表 1-1 大亚湾核电厂反应堆压力容器的主要设计参数

概况	
形式	三环路
控制棒驱动机构管座数	61
堆内测量管座数	
下封头	50
顶盖	4
设计及运行工况	
设计压力/MPa	17.23