

特种压力容器译文集

第一集

《特种压力容器译文集》翻译组 译

上海化学工业设计院石油化工设备设计建设组

特种压力容器译文集

第一集

《特种压力容器译文集》翻译组 译

上海化学工业设计院石油化工设备设计建设组

一九七七年

216588

特种压力容器译文集

第一集

上海化学工业设计院石油化工设备设计建设组
(上海南京西路1856号)

上海商务印刷厂印刷

一九七七年一月

工本费: 3.00元

编 者 的 话

在化工、原子能等高温、高压系统中,压力容器是一项技术复杂的部件。由于容器承受高温高压,对容器的设计、材料、加工、检验、使用等都提出了一系列严格的要求。核反应堆压力容器由于裂变反应在其中进行,除了承受高温高压外,还须承受中子的辐照,这是与其它压力容器不同的特殊处。随着各种工业规模的增加,压力容器的尺寸也愈来愈大,其工艺技术也愈来愈复杂。

许多国家对压力容器进行了大量的研究、试验工作,并编制了压力容器规范。

遵照伟大领袖毛主席关于“洋为中用”的教导,我们从国外公开发表的书刊中,选取有关特种压力容器的文章,基本上全文照译,汇编成这本译文集。译文集分两集出版,本册为第一集,包括特种压力容器的研究,设计、材料、工艺等方面共 23 篇文章。本集文章除辐照这一特殊问题是针对核反应堆压力容器外,其它内容同样可供化工、机械、冶金、动力、造船等部门从事压力容器研究、设计,制造、使用的同志参考。

本译文集由傅晋良、刁温堂两同志担任审校,在译文集的翻译出版过程中叶昭煦等同志曾作了大量的工作。在此一并表示感谢。

由于我们水平有限,本译文集的错误和不妥之处在所难免,请读者批评指出。

《特种压力容器译文集》翻译组

一九七六年六月

目 录

水冷反应堆钢质压力容器的技术问题·····	G. D. 惠特曼·····	1
核容器规范介绍·····	L. E. 斯普赖·····	14
大型反应堆容器的设计和制造问题·····	A. L. 盖恩斯 L. 波尔斯·····	22
水冷动力反应堆高压容器·····	B. B. 斯捷科列尼科夫 A. A. 霍赫拉契夫等·····	31
捷克斯洛伐克第一个核动力电站的压力容器·····	J. 豪尔 St. 内夫尔等·····	41
林根核电站的反应堆压力容器·····	W. 乌尔里希·····	57
“奥托·哈恩”号核动力研究船的反应堆压力容器·····	G. 迈因赫特 D. 魏伯·····	68
考虑辐照效应的反应堆容器的设计·····	L. 波尔斯·····	78
反应堆压力容器的设计制造和试验·····	L. 波尔斯·····	88
水冷反应堆的法兰密封·····	G. P. 法根斯·····	96
核反应堆容器的制造·····	J. A. 乔治·····	105
核压力容器的材料成型和焊接·····	W. B. 布恩 D. D. 伦道夫·····	112
影响核反应堆压力容器性能的重要材料参数·····	R. D. 怀利·····	120
商用核动力反应堆压力容器用钢·····	R. H. 小斯特内 L. E. 斯蒂尔·····	129
水冷反应堆压力容器制造中的材料问题·····	W. 布罗尔·····	178
日本反应堆压力容器用钢(A533B-1 材料)的现状·····	泽田昭二·····	189
压力容器的低循环疲劳设计·····	B. F. 兰格·····	215
大直径螺栓的低循环疲劳·····	A. L. 斯诺 B. F. 兰格·····	231
断裂力学技术在厚壁核压力容器中的应用·····	E. T. 瓦塞尔 T. R. 马杰·····	246
线弹性断裂力学在厚壁核反应堆压力容器安全分析中的应用 ·····	T. R. 马杰 P. C. 里卡德拉·····	259
压水反应堆压力容器的安全分析·····	G. 巴托洛梅 H. 多纳·····	269
反应堆压力容器接管的三维分析·····	Y. R. 拉希德 J. D. 吉尔曼·····	281
具有曲率过渡的厚壁管道-接管连接的三维有限单元体分析·····	N. 克里什纳默锡·····	291

水冷反应堆钢质压力容器的技术问题

G. D. 惠特曼*

提 要

本文评论了美国目前在商用轻水反应堆电站钢质压力容器的设计和制造中所采用的方法。对规定的使用条件和预计的环境条件进行了归纳,并评论了这些条件对材料性能的影响。文章讨论了压力容器制造中所关心的材料性能。对与压力容器有关的规范和标准进行了归纳,并讨论了压力容器的检验方法。此外,本文还对辐照监督方法,以及运行后和使用中的检验技术作了概括的叙述。

引 言

对商用沸水堆和压水堆装置的主压力容器的要求是确定这些装置尺寸限制时的主要考虑因素。除了基本费用和构件的制造进度必须考虑之外,压力容器的可靠性对装置的安全运行来说也是极为重要的。从10年前的150~200兆瓦电功率的轻水反应堆原型装置到目前美国正在建造的电功率超过1500兆瓦的装置,这种功率上的增加反映了装置尺寸的显著增长。目前正在研究1500兆瓦和更大功率装置的工艺技术^[1]。

对这些装置中的反应堆容器的严格要求不仅仅是基于尺寸和重量的考虑,还由于存在着和破坏相联系的潜在的安全复杂性,以及在装置投入运行后接近容器进行检查所受到的限制。商用压水堆和沸水堆的压力容器继承了一条使用良好和运行安全的设计路线。核动力装置这一主要设备的渊源可以追溯到海军反应堆计划,它使人们认识到在设计和制造这种重要设备时保证质量的重要性。初期的海军和商用反应堆容器是按美国机械工程师协会(ASME)锅炉和压力容器规范第I章和第VIII章设计制造的。目前的适用于核反应堆容器的标准是ASME锅炉和压力容器规范第III章(核容器)。第III章的规定主要适用于工作温度低于800°F(所用材料的蠕变限)的压力容器。其中包括限制一次应力、二次应力、其它应力和应力集中,以及控制应力循环疲劳的有关规定。对外部影响和环境因素(如腐蚀和辐照)没有规定,但设计者和用户有责任给予考虑。

使 用 条 件

在轻水反应堆的发展过程中,设计和运行条件已经发生了相当大的变化。表1列出了商用动力反应堆压力容器的工作条件和设计数据。

* 美国国立橡树岭实验所。

表 1 轻水反应堆压力容器设

反 应 堆	堆 型	反应堆功率 (兆瓦)		工作压力 (磅/吋 ²)	工作温度 (°F)	设 计 压 力 (磅/吋 ²)	设 计 温 度 (°F)	内 径 (吋)	总 高 ^a (吋)
		热功率	电功率						
希平港	压水堆	525	150	1985	512.1~599.9	2500	600	109	378
德累斯顿-1	沸水堆	700	200	1000	546~621 ^b	1250	650	146	489 ^{5/8}
杨基	压水堆	540	155	2000	499~609 ^b	2500	650	109	378
萨克斯登	压水堆	23.5	5	2000	550 ^b	2485	650	58	216
印第安角-1	压水堆	585	151	1500	486.5~519	1800	650	117	441 ^{3/16}
大岩角	沸水堆	240	70	1035~1485 ^b	593	1700	650	106	344.4
埃尔克河	沸水堆	58.2	15	936	425~536	1250	650	84	300
亨博尔特湾	沸水堆	240	69	1000~1150	561	1250	650	120	486
波多黎各沸水过热反应堆	沸水堆	50	17	975	540	1150	600	84	319
帕思菲恩德尔	沸水堆	188.9	59	600	489	700	500	132	378
拉克罗斯	沸水堆	165	50	1285	578	1400	650	99	444
圣奥诺弗莱	压水堆	1210	450	2050	549~595	2485	650	142	532 ^{3/8}
康涅狄格-杨基	压水堆	1473	646	2050	569	2485	650	154	498 ^{1/8}
牡砺湾	沸水堆	1600	515	1000	546	1250	575	213	734
九哩角	沸水堆	1538	500	1000	530~546	1235	575	213	734
德累斯顿-2	沸水堆	2300	715	1000	547	1250	575	251	816
马利勃	压水堆	1473	550	2050	546~592	2485	650	154	558 ^{1/8}
磨石	沸水堆	1727	549	1000	546	1250	575	224	776
京纳	压水堆	1300	420	2235	581	2485	650	132	468
印第安角-2	压水堆	2758	873	2235	570	2485	650	173	508
帕利塞兹	压水堆	2200	710	2085	545~591.1	2500	650	172	480 ^{3/4}
土耳其角-3	压水堆	2097	652	2235	574	2485	650	155.5	492
布朗兹弗里	沸水堆	3293	1075	1005	547	1250	575	251	870 ^{1/2}

a. 上下封头内径切线间的距离。b. 最大。c. 最大。d. 多层壁。

目前,压水堆容器的设计以温度 650°F、压力 2500 磅/吋²为基准;沸水堆容器的设计以温度 575°F、压力 1250 磅/吋²为基准。这些参数的确定考虑了运行的机动性和瞬态,以及泄放阀和安全阀的启动范围。动力反应堆的设计寿命是从经济的观点来决定的,一般为 20~40 年。

容 器 的 特 点

和沸水堆相比,压水堆由于工作压力高,内部附件少和活性区功率密度大,因而容器的壁较厚,直径和高度比较小。表 1 中的德累斯顿 2 和帕利塞兹是两个功率相近的沸水堆和压水堆,其容器尺寸可以进行比较。在容器设计方面的进展已制造出了壁厚约 12 吋,重 900 吨的容器。总高 70 呎,内径超过 20 呎的容器正在专用设备上加工。为了直接从容器内部换燃料,利用法兰螺栓连接结构提供了全直径的开孔。在顶盖和封头上,以及容器筒体的端部区域布置有供冷却剂循环、控制和仪表测量用的接管(其中大部分是控制棒驱动接管)。正对活性区的容器筒体中段没有接管和结构上的不连续,这样就避免了这一区域在设计分析、制造和检验上的复杂性,因为该区域的材料由于承受中子辐照而受到损害。

计条件和工作条件资料汇总

壁		厚		(吋)		容 器 设 计 规 范
顶 盖		底 封 头		筒 体		
本 体	覆盖层	本 体	覆盖层	本 体	覆盖层	
10	1/4	6.2	0.2	8 ³ / ₈	1/4	ASME 规范第 I 章
7 5 ¹ / ₄	0.109 ^c	3 ⁷ / ₈ 4 ¹ / ₂ 6 ¹⁵ / ₁₆	0.109 ^c 0.109	5 ¹ / ₄ , 9 ⁹ / ₈	3/8, 1/4	ASME 规范第 I 章
				7 ⁷ / ₈	0.109 ^c	ASME 规范第 VIII 章
				5 ^d		ASME 规范第 VIII 章
				6.94	0.109 ^c	ASME 规范第 I 章和海军规范
3 ¹ / ₂ 5 2 ³ / ₈	1/4 ^d 1/4 1/8	3 ⁵ / ₈ 2 ³ / ₁₆ 3	1/4 ^d 1/4 1/4	5.25	5/32 ^c	ASME 规范第 I 章和海军规范
				3.0	0.109 ^c	ASME 规范第 VIII 章和规范条例 1234
				锥 体 4 ³ / ₄ , 4 ⁵ / ₁₆	1/4 ^c , 1/4 ^c	ASME 规范第 I 章和第 VIII 章及规范条例; 海军规范
				3 ¹ / ₈	1/4	ASME 规范第 VIII 章和海军规范
7 ¹ / ₄ 7 ³ / ₄ 8 ¹ / ₄	7/32 7/32 1/4	5 5 ³ / ₁₆ 8 ¹ / ₄	7/32 7/32 1/4	3	1/4	ASME 规范第 VIII 章和规范条例; 海军规范
				4	0.188	ASME 规范第 VIII 章和规范条例; 海军规范
				9 ³ / ₄	7/32 ^c	ASME 规范第 VIII 章和规范条例 1270N 和 1273N
				10 ⁵ / ₈	7/32 ^c	ASME 规范第 VIII 章和规范条例 1270N 和 1273N
7 ³ / ₄ 5 ³ / ₈ 7	7/32 5/32 7/32	5 ³ / ₁₆ 4 ¹ / ₈ 5 ⁵ / ₁₆	7/32 5/32 7/32	7 ¹ / ₈	1/4	ASME 规范第 I 章和第 VIII 章
				6 ¹ / ₈	1/8	ASME 规范第 I 章和第 III 章及规范条例
				9 ⁵ / ₁₆	7/32	ASME 规范第 III 章
				5 ¹¹ / ₁₆	1/8	
7 ³ / ₈ 6 ³ / ₁₆ 4	1/4 5/32 0	4 ³ / ₈ 4 ³ / ₄ 8	1/4 5/32 3/16	6 ¹ / ₂	5/32 ^c	ASME 规范第 III 章
				8 ⁵ / ₈	5/32 ^c	ASME 规范第 III 章
				8 ¹ / ₂	3/16	ASME 规范第 III 章
				7 ³ / ₄	5/32 ^c	ASME 规范第 III 章
				6 ¹ / ₈	3/16	ASME 规范第 III 章

材 料

适用于水冷反应堆核压力容器的材料很多, 但实际使用的和准备使用的材料却很少。材料的选择受到许多因素的限制, 如合适的机械和物理性能、可加工性、可焊性、生产设备的能力、材料费用和制造费用, 以及制造者所具有的材料生产经验。这些因素的综合平衡(即材料鉴定)需要制造者花费大量的时间和资金。因此, 任何新的或非通用的材料必须表明具有真正的经济效益, 或者具有由工艺技术的进展所要求改进的性能, 才能为人们所采用。表 2 表明了这种保守和谨慎的作法对材料选择的影响。

某些早期的反应堆容器是用碳-硅型的 A212-B 钢板材制造的。由于这种钢在大厚度情况下的韧性相当差, 因此以后的容器采用了加镍改进的锰-钼型的 A302-B 钢板材。这种钢的现在的牌号是 A533, 相应的锻钢是 A508-2。目前正在制造和计划制造的反应堆容器采用了这种钢。

由于 A533 钢的性能对于将来的 1500 兆瓦或功率更大的反应堆容器已显得不足, 因此目前正在研究两种新牌号的高强度钢^[2]。一种是符合 ASTM 技术条件 A542(板材) 和

表 2 轻水反应堆压力容器材料资料汇总

反 应 堆	板	锻制法兰	锻制接管	螺 栓	母 材	支 座	管 子	焊 条	覆 盖 层
希平港 德累斯顿-1 杨基	A302-B	A105-II 改进	A182 改进为 A302-B	SA-193-B16	AISI4340	A212-B	A106-C	覆盖 308L	不锈钢
	A302-B	A35Q-58T	A35Q-58T	AISI4340	AISI-4340	A212-B	A376-316	覆盖 308L	不锈钢 SA240-S (薄板点焊)
	A212-B	SA336 改进	SA336 改进	SA-193 符合 AISI4340	SA194 符合 AISI4340	304(内件)		覆盖 308, 309, 因科镍	不锈钢
	A212-B	A105-II	A105-II	SA193-7			B167	E7016, 覆盖 A371, 308L, 309	A264-44- T-3, 304
萨克斯登 印第安角-1 大岩角	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA193-7					SA264-3
	A302-B	A105-II	A105-II	SA193-7					304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA193-7					304
	A212-B	A105-II	A105-II	SA193-7					304
亨博尔特湾 波多黎各沸水过热反应堆	A302-B	A336 改进	A336 改进	A437	A437	A212-B	A213, B167 A240-304, A312-304, A106-B, A376-304 A155-KC70	E7016, 覆盖 A371, 308L, 309	304L
	A302-B	A336 改进	A336 改进	A437-B4	A194-4		B166, B167, A312-TP304	覆盖 308L	804L
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA193 符合 AISI4340	SA194 符合 AISI4340	A302-B	A376-316	覆盖 309	不锈钢
	A302-B 改进	A336 改进	A336 改进	SA320-143	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
圣奥诺弗莱 康涅狄格-杨基 杜尔湾 德累斯顿-2	A302-B	SA336 改进	A182-F304, A336-F8, F8m, A105-II	A193-B16, A320-L43 改进	SA194 符合 AISI4340	A276-TP304 A240-TP304	A213, A249 A312, A376 TP304, 316	A233, A298 A316 覆盖 A371 ER-308L, ER-309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43-3	SA320-L43-3	SA336 改进	A376-316	覆盖 308L	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
卡罗莱纳 磨石 京纳	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
印第安角-2 帕利塞兹	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
土耳其角-3 布朗兹弗里	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304
	A302-B	SA336 改进	SA336 改进	SA320-L43	SA320-L43	SA336 改进	A376-316	覆盖 308, 309	304

A541-7(锻材)的铬-钼钢($2\frac{1}{4}\%$ Cr-1%Mo), 另一种是符合 ASTM 技术条件 A543 (板材) 和 A508-4 或 A541-8(锻材)的镍-铬-钼钢(3%Ni-1.75%Cr-0.5%Mo)。

由于对板材和锻材的优良的低温韧性和性能均匀性的要求, 因此促使一些为人们所承认的能提高所需要的机械性能的加工工艺技术的发展。

对机械性能数据的分析表明, 对于厚度 12 吋的断面, 标准材料 A533 一般是能满足所提出的要求的^[3]。在更厚断面的情况下, 由于 A533 钢的缺口韧性已达极限, 因此下一代的轻水反应堆容器将采用 A542 和 A543 钢。这两种钢经受快速冷却和回火处理, 能达到高强度范围的机械性能。

有证据表明, A542 钢的缺口韧性对回火温度比较敏感, 从而使试验数据出现了难以处理的分散^[3]。A543 钢是一种比 A533 钢或 A542 钢具有更高合金含量的钢, 而合金化的材料可能会给焊接上带来较大的困难。

腐 蚀 和 氢 脆

承压回路构件的结构可靠性——从而核反应堆装置的运行安全性——和结构材料的腐蚀特性有着密切的关系。一次回路冷却剂的最重要的参数是它的 pH 值和含氧量, 虽然为特定目的加入水中的其它物质对腐蚀亦有影响。

有关反应堆水系统中使用的碳钢、低合金钢和不锈钢的腐蚀, 在过去的 10~15 年中无论是在实验或运行方面都已积累了大量的资料。已经研究了各种因素对这些材料的腐蚀性能的影响。这些因素包括 pH 值、温度、时间、流速、材料成分、应力、热处理、水的电阻、水中含氧量、含氢量和其它气体含量。此外, 还有不少有关间隙腐蚀和电化学腐蚀的资料可供使用。为了减轻腐蚀问题和腐蚀产物进入水循环系统的问题, 在大多数水冷反应堆设计中, 一般的作法是在一次回路侧覆盖奥氏体不锈钢。奥氏体不锈钢在某些条件下对应力腐蚀破裂比较敏感。但总的来说, 在反应堆应用中不锈钢具有良好的耐蚀性能。降低成本的动机促使对碳钢和低合金钢取代不锈钢的可能性进行了研究。但至目前为止, 这种研究的结果还不能为在反应堆一次回路系统中使用这类材料提供一个可靠的基础^[4]。主要的问题是这类材料对局部腐蚀比较敏感, 有可能发生氢脆, 以及由于处理大量的腐蚀产物所带来的附加费用抵销了在材料和制造费用上的节省^[5, 6]。

已经确定, 在 500~600°F 温度下运行的水冷反应堆系统中, 氢主要是由水和碳钢或低合金钢的压力容器间的腐蚀反应产生的。杨基反应堆的情况表明, 在高温水中的腐蚀速度和氢通过容器壁的扩散速度使底封头钢中的最大含氢量约为 0.3 ppm^[7]。这一数值即使在低温下也比能引起塑性下降的氢浓度至少低一个数量级。相对于这一浓度的氢的分压力只有 21 磅/吋², 因此用不着担心脱碳反应。而且, 经验已经表明, 在低于 600°F 的温度下在低合金钢 (如 A302-B) 结构中没有发生过由氢引起的损坏。在反应堆停堆期间, 钢中氢的浓度没有显著的变化, 因此不存在氢的损害问题。

文献指出, 在高强度钢中氢可能引起损害, 而对于 A302-B 钢和抗拉强度约 80000 磅/吋²的其它低合金钢, 氢脆很难发生。此外, 这些低合金钢承压的工作应力约为屈服强度的 2/3, 而由氢脆引起的延迟破坏即使在高强度钢中也需要极高的应力。因此, 对有效资料的分析表明, 在水冷反应堆的工作条件下, 用低合金钢制造的压力容器不会发生如脆化、起

表3 轻水反应堆压力容器

反 应 堆	压力容器材料	反应堆寿命期内容器内表面正对活性区中央处的积分通量 (中子/厘米 ² , >1 兆电子伏)	原始的监督材料*
希平港	A302-B	6×10^{19}	b
德累斯顿-1	A302-B	9.2×10^{18}	V, W, HAZ(1 个炉号) ^o , GE
杨基-罗	A302-B	7.6×10^{18}	V(1 个炉号), R
萨克斯登	A212-B ^a	9.5×10^{18}	V(1 个炉号), R
印第安角-1	A212-B	7.6×10^{18}	无监督计划
大岩角	A302-B		V, W, HAZ(3 块板), GE
埃尔克河	A302-B	2.3×10^{19}	g, R
亨博尔特湾	A302-B	$<1.0 \times 10^{19}$	V, W, HAZ(3 块板), R
波多黎各沸水过热反应堆	A212-B	1.65×10^{18}	V, W, HAZ
帕思菲恩德尔	A212-B	2.0×10^{18}	V, R
拉克罗斯	A302-B	9.6×10^{18}	V, R
圣奥诺弗莱	A302-B		V(3 块板), W, HAZ(1 块板), R
康涅狄格-杨基	A302-B		V(3 块板), W, HAZ(1 块板), R
牡蛎湾-1	A302-B	$<1 \times 10^{19}$	h
九哩角	A302-B	3×10^{18}	h
德累斯顿-2	A302-B	1×10^{17}	h
磨石	A302-B	4×10^{17}	h
京纳	A302-B		i
印第安角-2	A533-B		i
帕利塞兹	A302-B 改进 ^j	$<1.5 \times 10^{19}$	V, W, HAZ
土耳其角-3	A508-II ^k		i
布朗兹弗里-1, -2	A302-B 改进	$<5 \times 10^{17}$	h
德累斯顿-3		1×10^{17}	h
			h
方城-1, -2		2.5×10^{17}	h
蒙蒂塞洛			h
土耳其角-4	A508-II ^k		i
哈茨维累	A533-B		i
尖角滩	A533-B		i
奥康尼-1, -2	A302-B 改进	3×10^{19}	b

a. V=压力容器基板; W=容器板焊缝; HAZ=焊缝热影响区; R=ASTM 标准板的试样; GE=取自亨博尔特湾钢试样数。e. 多层压力容器。f. 取自多层容器材料的小尺寸试样。g. 化学成分和压力容器钢相似的钢。h. 见原

皮或破裂这种由氢引起的损害。

辐 照 效 应

核反应堆压力容器几乎完全处于核辐射场中,即遭受高能粒子的轰击。

核辐照能使金属的机械性能发生具有工程意义的变化。大多数辐照引起的机械性能变化的基本原因是位错和辐照产生的晶格缺陷、空位、缺陷群、移位峰、位错环等的相互作用。这些缺陷阻碍了位错在金属晶格中的移动,宏观现象是金属流动应力或屈服强度增加。其它机械性能的变化亦可能是这一主要效应的不同表现。

器材料的监督计划汇总

靠近活性区的试样		压力容器壁处的试样		热 控 制 试 样		备 注
拉 力	夏比冲击	拉 力	夏比冲击	拉 力	夏比冲击	
b	b	b	b	b	b	附加的结构材料正在辐照 监督试样在活性区1运行后加入
26	246	42	234	18	116	
16	56, 24 ^d	4	36, 8 ^d			
		40	192 ^f			
22, 2 ^d	96, 12 ^d	30, 4 ^d	135, 21 ^d	47, 4 ^d	195, 21 ^d	包括 156 个疲劳试样
132	280					
22, 2 ^d	96, 12 ^d	30, 4 ^d	135, 21 ^d	47, 4 ^d	135, 21 ^d	
			60			包括疲劳试样
28	80	14	40			
120	440, 120 ^d					
		40	192			包括 48 个 WOL 断裂力学试样
		40	192			包括 48 个 WOL 断裂力学试样
		h	h			
		h	h			
		h	h			
		h	h			
		i	i			
		i	i			
i	i	i	i	i	i	
		i	i			
		h	h			
		h	h			
		h	h			
		h	h			
		h	h			
		i	i			
		i	i			
		i	i			
b	b	b	b	b	b	

容器材料的 GE-APED 标准材料。b. 资料无效。c. 焊缝和焊缝热影响区试样于 1962 年末放入。d. 附加的标准文。i. 计划未经核实或目前尚未确定。j. 镍含量为 0.4~0.7%(同 A533-B)。k. 锻件。

与屈服强度增加的同时, 抗拉强度有较小的增加。结果使屈-强比接近于 1.0。在经受低于 400°F、 7×10^{18} 中子/厘米²(>1 兆电子伏)辐照的钢中, 曾经观察到高于 0.95 的屈-强比。当辐照温度为 550°F 时, 要得到 0.95 的屈-强比, 辐照剂量必须高于 1×10^{20} 中子/厘米²。

辐照一般使塑性下降。均匀延伸率(缩颈前的应变)的下降最大, 而总延伸率和断面收缩率的下降较小。只有在极高的剂量下, 断面收缩率才有显著的下降。辐照减小给定应变下的冷作硬化速度^[8]和冷作硬化指数^[9]。

这种辐照脆化的现象还表现在脆性转变温度或无延性转变温度 (NDT) 的变化上。目前还没有确立一种能在设计分析中考虑 NDT 温度变化的非常可靠的方法。在预知这种作

为积分中子通量的函数的变化时,一般的作法是收集整理在各种变量条件下获得的实验结果。

材料发生延-脆转变的温度并不是固定不变的。换句话说,延-脆转变温度和测量它所采用的试验方法和试样的形状有关。转变温度一般随加载速度和试样应力状态的三向性的增加而增加。已经设计了各种各样的试验来评定金属的脆裂特性。研究辐照对转变温度的影响,大多数采用夏比 V 型缺口冲击试验。其它的试验方法大都要求采用实际尺寸的试样,这对于反应堆辐照来说是太大了。在许多情况下,夏比 V 型缺口冲击试验测定的转变温度已经和实际使用建立了关系^[10]。转变温度随中子剂量的增加而增加是很明显的,而且不同钢种的辐照敏感性不一样,甚至在同一种钢的不同炉号之间也是如此。

有几种在核压力容器的运行上应用辐照引起的转变温度变化的有效数据的方法。最简单的方法是用所有实验结果的上限为压力容器制定运行限制。最好是采用实际运行温度下的和实际压力容器钢的辐照实验结果的上限。如果辐照数据对于实际压力容器所用钢种的炉号、热处理和使用温度是有效的,即可应用这些数据为反应堆容器制定运行限制。最后,在压力容器壁附近放置能严格表征实际压力容器用钢的试样,对容器进行监督。这种称作“监督试验”的方法消除了其它方法所固有的许多不可靠因素。表 3 归纳了水冷反应堆压力容器的监督计划。

设 计

ASME 锅炉和压力容器规范第 III 章——核容器——的颁布,使核压力容器的设计基础发生了重大的变化。以往的设计主要是根据半经验的规范规定、不太严格的计算方法、实验结果和实际的容器制造经验进行的。在新的设计规范中,设计的目的是对预计载荷的应力或应变状态随时间的变化进行详细的分析计算,以便对所有可能的破坏型式进行评定和选择符合预定要求的材料。但是,规范第 III 章并不是一部适合于各种载荷和环境条件的内容丰富的设计手册,它只是规定了为保证安全可靠的设计所必需的最低要求。第 III 章规定了分析的方法,虽然这些方法并不总是严格精确的,但却是简单而保守的。规范第 III 章引导设计者用理论分析的方法解决应力问题,但是由于严格的理论分析并不总是有效的,因此规范允许采用实用的解决方法。

一般来说,压力容器具有如下几种破坏型式:(1) 过量的塑性变形,包括塑性失稳和鼓胀;(2) 由初始裂纹或者由疲劳或腐蚀产生的裂纹增长所引起的破裂、漏泄和脆性破坏;(3) 弹性畸变;(4) 过量的蠕变变形或蠕变断裂。对于水冷反应堆压力容器,规范第 III 章只为前两种破坏型式规定了部分的理论分析方法,而完全的理论分析只对疲劳引起的裂纹扩展作了规定。对于脆性破坏没有给设计者作出任何规定。并且认为,对于目前和将来采用的容器结构形状,不会发生弹性失稳破坏。另外,在目前和最近的将来所预计的工作温度范围内,蠕变也不成为问题。但是,随着目前向高强度钢、薄壁大尺寸结构和更高运行温度方向的发展,这些破坏型式必须给予考虑。对于前两种破坏型式,第 III 章所规定的设计分析方法是以下的前提为基础的:

(1) 结构材料是延性的,而且在整个运行过程中始终保持着很高的延性。

(2) 采用最大剪应力理论(特雷斯卡理论)来描述极限的或最终的载荷状态。

(3) 采用普通弹性理论(包括特殊情况)和材料强度的近似方程式描述应力状态。

(4) 应力状态可以分为一次应力,二次应力,局部应力或峰值应力。后两类超过屈服的弹性计算应力可由材料的延性来吸收,并随后“安定”(“Shakedown”)到出现稳定的弹性状态为止。

(5) 抗疲劳破坏设计的合适性可以由确定峰值应力、并按迈因纳假设将峰值应力应用于修正的古德曼图和与控制应变疲劳数据进行比较的方法来评定。

(6) 薄壳理论、不连续分析和应力线性迭加的近似性是有效和保守的。

(7) 必须进行实验分析来证明其它未经证明的近似计算方法是保守的。

(8) 为使上述假设始终成立,对于由辐照、材料不稳定和加载效应造成的材料损害应给予考虑。

显然,如果基本的载荷条件估计得不准确的话,严格和仔细的应力分析将是无用的。虽然只有少数的压力容器是按 ASME 规范第 III 章设计的(因此没有倾向性可供利用),但列入表 4 的瞬态至少对于目前用作基本负荷装置的反应堆设计具有部分的代表性。

表 4 容器的设计瞬态

瞬 态	次 数
启动和停堆循环	
装置以 100°F/小时的速度从室温升温至设计工况	100~500
装置以 100°F/小时的速度从设计工况降温至室温	100~500
功率循环	
功率以 5%/分的速度从 0 提升至 100%	0~15000
功率以 5%/分的速度从 100% 降至 0	0~15000
功率以 15%/分的速度从 50% 提升至 100%	2000~15000
功率以 15%/分的速度从 100% 降至 50%	2000~15000
功率以满功率的 10% 逐级从 0 提升至 100%	0~2000
功率以满功率的 10% 逐级从 100% 降至 0	0~2000
功率以满功率的 50% 逐级从 100% 降至 50%	0~200
稳态波动,压力 $\pm 50 \sim 100$ 磅/时 ² , 温度 $\pm 5^\circ\text{F}$	300000~ ∞
安全、事故或试验瞬态	
反应堆停堆	200~400
汽轮机切断	0~40
水压试验	5~40
密封试验	5~300
安全阀和泄放阀跳动	0~200
活性区危急冷却系统启动	10

确定产生热载荷和压力载荷的瞬态是系统设计者和容器设计者之间最主要的协作问题之一。为了正确地解释所提出的要求,容器设计者和系统设计者之间的经常的协作和联系是必要的。

目前对于由事故工况引起的冲击载荷、热载荷或压力波动载荷的可能性及其后果特别关心。在现有的各种分析方法中,还没有一种为人们普遍接受的分析这种载荷的方法。对于这种载荷产生的可能性、它的特点及其对结构安全的影响目前还不清楚。

制 造

在核压力容器制造中采用的工艺技术和石油化学工业中厚壁压力容器的制造工艺技术似乎没有什么不同。初看起来,在切割、成型、焊接和机加工方面采用了相同的工艺方法,而且最后的总的形状也可能是十分相似的。但是,这种粗略的比较并没有反映出核压力容器是属于更高质量范畴的这一事实。这主要体现在为了保证在最终的产品中不存在任何有害的缺陷,在整个设计、制造、试验和检验过程中采取了更为严格的措施。

对所有的制造商来说,制造反应堆压力容器的基本方法是相似的,所不同的是在工厂制

造的容器和工地制造的容器所采用的装备和工艺技术的细节方面。采用的材料规格有板材、锻材、棒材和焊材。铸材、管材、型材、片材和带材用于附件、支承件和活性区内件。容器的主要构件是筒体、顶盖、封头、法兰、接管、螺栓、螺母、支座、控制棒管座和其它附件,如图1所示。图1是结合了两种堆型的主要特点的假想的反应堆容器。

筒体是由筒节用环焊缝连接而成。筒节是由板热成型并用纵焊缝连接制成的。焊缝的实际数量是一个在给定尺寸下材料的经济性和利用率的问题。筒节还可以由重达140000磅的环形锻件制成,这样可以取消纵焊缝。

纵焊缝的焊接可以采用两种不同的工艺,即电弧焊和电渣焊,这取决于制造者的观点。当采用电弧焊时,板在焊前进行调质处理。当采用电渣焊时,正火和调质处理必须在焊后进行,因为铸态的焊缝组织是不允许的。容器的筒体部分由筒节焊接而成。

顶盖和封头采用和筒体基本相同的制造方法。大容器的顶盖和封头由热成型的扇形板并焊而成,小容器的顶盖和封头可由一块板整体冲压而成。在美国,电渣焊工艺仅限于直的纵缝,因此在顶盖和封头的制造中扇形板的并焊采用电弧焊工艺。堆焊覆盖工艺应用于容器的内表面。对于筒体、顶盖、封头和接管,一般采用奥氏体不锈钢覆盖。对于法兰表面或承受挤压应力和对应力腐蚀比较敏感的缝隙和高应力区域,有时采用镍基合金堆焊覆盖。堆焊时,筒节或半组合件一般是在转台上绕水平轴转动。焊接机头悬挂在内部,并沿轴向移动。目前的堆焊覆盖是采用单层覆盖,最小厚度为 $1/8$ 吋,名义厚度为 $5/32$ 吋。容器采用堆焊状态的覆盖层,不进行打磨或机加工。

筒体法兰、顶盖法兰和接管一般采用锻件制造。锻件在发货到制造厂前,先在锻造厂进行热处理,粗加工至大体的轮廓尺寸,并进行试验和检验。制造厂的工序包括:堆焊覆盖准

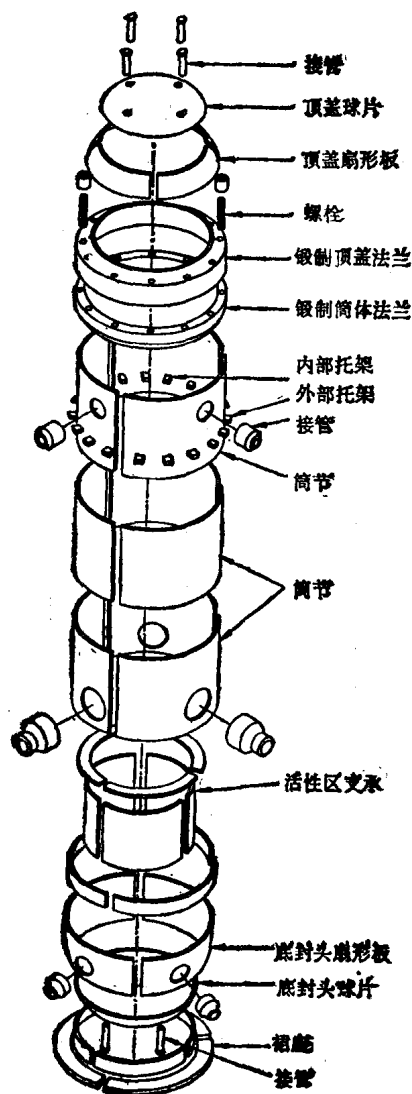


图1 反应堆压力容器构件

备、堆焊覆盖、焊接准备和锻件与筒体或顶盖的焊接,最后覆盖焊缝。

当装配、消除应力处理和尺寸检验完毕后,对两个主要组合件(壳体和顶盖)进行精加工。反应堆容器的机加工要求是根据构件的尺寸和重要部位的尺寸公差确定的。需要大型的机加工设备,特别是能加工大型容器的立式车床。为了装配和检验,需要精密量具和光学校正设备。对于总装和检验工段,要求对温度和清洁度有良好的控制。

容器完工后,进行密封和水压试验。由于在超压试验时,容器会产生局部屈服,因此试验后应对尺寸作进一步的检验。此外,在水压试验后,应对所有表面进行肉眼检查,容器外壁应用磁粉检查。

质量保证和裂纹检验

在整个生产组织过程中,质量标准的制定和实施可能是核反应堆压力容器最具有实际意义的一个重要方面。这一点已经反复得到证实,即在最后的产品验收中坚持最低的检验和试验标准还不能保证产品的质量。制定的质量标准必须丝毫不差地传达给管理人员、设计人员、技师和检验人员。为核反应堆容器花费的大部分精力和资金(比普通容器大得多)是和质量保证相关的。为了保证公众的安全,普遍认为这一额外开支是必要的。目前,制造者已经积累了大量的、有关材料的和制造的检验及试验所要求的质量控制方法及其和设计的关系方面的资料。

核压力容器在材料、焊接和构件的无损检验方面和普通容器所采用的方法相同,即超声波、射线、着色、磁粉和涡流,或其它电子方法。但是,核容器的检验要求比普通容器严格得多。在许多情况下,对制造者提出高于规范的要求也是常见的。由于在大量的资金可能由于结构的破坏而丧失之前,及早地发现和消除了危险的裂纹,因此在质量控制上的附加开支实际上带来了资金和时间上的节约。

尽管所采用的检验方法很普通,而且具有足以检出危险性缺陷的能力,但必须着重指出,这些方法必须以互相补充的方式来使用,而且应该在可能产生初始裂纹并使其扩展的成型和热处理工序之后使用这些方法。此外,为了以后进行有意义的检验,对某些加工方法须给予一些限制。

履行规范中的所有加工要求(如对成型、热处理、试验和检验的要求)属于制造中的质量保证范畴。虽然规范中规定了许多有关材料、制造、试验和检验的要求,但是保证规范要求得以实现的许多极其重要的具体细节问题却是由制造者自己考虑的。例如,规范对焊后热处理的要求,显然包含有要求所采用的热处理炉子必须具有满意的温度控制和不产生过量的温度梯度的意思。再如,规范对构件的尺寸公差规定了具体的要求,但实际采用的测量方法及其精度却是由制造者自由决定的。在许多情况下,规范中的这种省略是有意的,因为过分的限制会带来一些不必要的复杂性和经济上的损失,而对质量没有任何好处。一般来说,规范只提出了那些对质量保证必不可少的要求,因此要求工业部门给予遵守。

制造水平的标志之一是对所有的制造工艺作慎重而仔细的准备。对具体问题的预见和重视是避免重大差错的关键。大量暗示性的、未作明确规定、但对核容器来说又是非常重要的具体细节问题急待解决,但有能力解决这些问题的局限于少数几家公司。目前,制造质量的保证是依靠在挑选的几家公司中进行投标来实现的。目前正在研究为制造者制定标准的可

能性,以便将来能有一个更合理的质量评定基础。

现有的检验方法一般是能够检出危险的裂纹的。此外,这些方法还可以用来对含缺陷的材料进行早期判废,而且还可以作为一种约束手段来提高焊缝的合格率,从而将必要的焊补量减至最小。武断地说这些检验方法是绝对可靠的,或者说在判断缺陷的性质、大小和方向上没有很大的限制是不切实际的。这一点是确切无疑的,即每一种方法都有它的局限性。因此,要想得到最大的效果,这些方法必须互相配合使用。

试验和使用中的监督

为了证明继续使用不会发生灾难性的破坏,压力容器在其整个使用过程中习惯上须接受各种试验和检验。目前对核压力容器进行试验和检验所采用的大多数方法和非核容器一般所用的方法相同。考虑到核压力容器的重要性和运行后放射性给检验带来的巨大困难,强调一下这些试验和检验的意义是必要的。

水压试验作为压力容器的一种检验手段已有相当长的规范应用历史^[11]。一般把它看作是一项有效的密封和强度验证试验方法。通常用它来检验不合理的设计、比较大的裂纹和劣质材料,还用它来评定脆性破坏的敏感性。从塑性的再成形(Plastic Reshaping),机械的应力消除、应力的重新分布、裂纹的钝化和局部应变硬化等作用来看,认为水压试验对于防止脆性破坏是有利的。另一方面,由于这种试验所产生的过量变形和由过应力引起的金相损害(即脆化),认为它也有不利的一面。几年前压力容器研究委员会所作的一项调查认为,水压试验的有利的一面决定了它的继续应用^[12]。关于在接近运行温度的温度下利用水压试验进行“热的”预应力处理的利弊,近来引起了很大的争论。有人认为这种处理对于防止脆性破坏来说在金相学上是有利的,有人认为是有害的。

对非核容器进行定期的无损检验是例行的作法。通常采用的方法是肉眼检查,或辅以光学检查和着色检查。对于核压力容器也已经(或计划)采用这些方法,但侧重于肉眼检查。

核容器的定期检查在很大程度上受到下列因素的限制:(1)检查只能在计划中的停堆时进行,(2)反应堆活性区构件和容器内外构件妨碍或不可能靠近容器检查,(3)强的放射场限制了检查者的接近和肉眼检查方法的使用。这些限制和肉眼检查所固有的缺点导致对发展更有效的定期检验技术和运行中的连续检验技术产生了巨大的兴趣。

对于这种检验来说,最有希望的是声波和超声波技术,虽然射线技术和其它技术也曾考虑过。目前正在对无源系统(Passive System)的各个方面的研究投入巨大的力量,其中包括声发射系统。声发射被认为是最有希望的压力容器检验方法^[13]。

固定探头的或机械扫描探头的声发射系统都是可行的。但是,在机械扫描探头声发射系统能够作为运行后的标准检验方法之前,还必须进行大量的研究工作。

结 语

核反应堆压力容器的安全可靠是为这种容器的设计和制造制定验收标准时的主要考虑因素之一。为材料的选择和鉴定、设计方法、制造工艺、检验和试验所制定的标准仅仅提供了最低的质量保证。设计者和制造者所积累的经验 and 资料,以及对质量的重视才是安全可