

· 工艺材料进展 ·

核电站反应堆压力容器用钢的研究与应用

李昌义 刘正东 林肇杰

(钢铁研究总院结构材料研究所, 北京 100081)

摘要 介绍了核反应堆压力容器用钢的国内外发展状况包括成分及性能要求、冶金工艺、热处理工艺、制造及应用现状。探讨了反应堆压力容器用钢的发展方向: 材料技术是核反应堆压力容器制造的关键技术, 随核反应堆压力容器向大型化和一体化方向发展, 具有更高强韧性和淬透性的 SA508Gr4N 钢将可能逐步替代目前使用的 SA508Gr3 钢。

关键词 核电站 反应堆压力容器用钢 热处理 性能

Research and Application of Steels for Reactor Pressure Vessel of Nuclear Power Station

Li Changyi, Liu Zhengdong and Lin Zhaojie

(Institute for Structural Materials, Central Iron and Steel Research Institute, Beijing 100081)

Abstract Developed status of steels for nuclear reactor pressure vessel at home and abroad is presented including requirement for analysis and properties, metallurgical process, heat treatment, and present situation of manufacture and application. The developed trend of steels for nuclear power station is discussed, as the structure material technique is key technique for manufacturing nuclear reactor pile, with development of reactor to large-scale and integration, the steel SA508Gr4N which has higher strength-toughness and hardenability shall replace the current steel SA508Gr3 step by step.

Material Index Nuclear Power Station, Steel for Reactor Pressure Vessel, Heat Treatment, Properties

作为一种相对清洁型能源, 核电正在世界范围内迎来了一次前所未有的建设高潮, 在中国尤其如此。为进一步提高单机效率和安全性, 设备大型化和设计一体化是核压力容器 (Reactor Pressure Vessel, RPV) 的技术发展趋势。设备大型化和设计一体化将导致压力容器的总重和锻件壁厚增加, 从而对压力容器用钢及其制造技术提出严峻挑战。

1 国外核反应堆压力容器用钢的发展

核反应堆压力容器用钢的选择需要同时考虑强韧匹配、可加工性、焊接性能、抗中子辐照性能等。第 1 代核压力容器用钢板, 是在当时石油化工压力容器技术基础上, 根据低合金钢的使用经验确定的。20 世纪 60 年代前期英国的气冷堆容器采用含碳 0.16% ~ 0.20% 和含锰 1.0% ~ 1.3% 的 C-Mn 钢。美国早期的压力容器采用具有良好焊接性能的锅炉钢板制造。1955 年选用 ASME SA212Gr. B 板材, 此钢可焊性好, 但常温和高温强度低, 不久后又发现其厚截面冲击韧性低。为改善强韧性和减薄壁厚, 美国采用了强度较高的 Mn-0.5Mo 钢 SA302Gr. B。随着

反应堆容量的增大, 压力容器壁厚增加, 加上轻水堆中子剂量的增大导致辐照脆化加剧, 壁厚超过 100 mm 的 SA302Gr. B 钢板低温韧性显得不足。为提高厚截面淬透性, 1964 年通过在 SA302Gr. B 中添加 Ni 开发了改进型 SA302Gr. B(0.40% ~ 1.00% Ni), 即后来的 SA302Gr. C 和 SA302Gr. D。然而正火或正火-回火后的 SA302Gr. C 及 D 厚板经焊后热处理后韧性下降, 且对中子辐照脆化敏感。1965 年起, 核压力容器用钢板采用调质热处理工艺, 开发了具有较高强韧性的钢种- SA533。SA533 按成分分为 A、B、C、D 四种, 按强度又分为 I、II、III 三级。其中 SA533Gr. Bcl1 是轻水堆压力容器大量采用的钢种^[1]。SA533Gr. Bcl1 与德国 TUV20MnMoNi55、日本 JIS SQV2A、法国 RCC-M 之 16MND5 大致相当。为进一步提高强韧性, 在 SA533Gr. Bcl1 中添加大量的 Ni、Cr 和 V 发展了 SA542、SA543。

核压力容器锻件的发展过程类似于板材。最初使用的是 C-Mn 钢锻件 SA105 和 SA182, 随后又被 Mn-Ni 钢锻件 SA350-82 和 Mn-Mo-Ni 钢锻件 SA336 取代。1965 年以后, 又出现了 Mn-Mo-Ni 锻件即

SA508系列钢。典型的RPV锻件用钢主要有美国的SA508Gr3、德国的20MnMoNi55、法国的16MND5、俄罗斯的15X2HMΦACL.1和日本的SFVV3等。在这些钢种中,美国的SA508Gr3被认为是目前最适于制造压水堆压力容器锻件的材料。20世纪60年代中后期,强劲的需求和冶金技术的进步推动RPV钢的研究取得了重大发展,特别在锻材的纯净度、均匀性、韧性、辐照后的性能、厚截面机械性能等方面都取得了重大成果。在此基础上,美国又开发了一种淬透性更强,低温韧性更好的钢种SA508Gr4N。SA508Gr4N钢与SA508Gr3相比,Mn含量显著降低而提高了Cr、Ni,Mn含量降低可以减少钢中偏析,降低回火脆化敏感性。Cr、Ni含量的提高降低了奥氏体向铁素体和碳化物的转变速度,使C曲线明显右移,从而也降低了淬火的临界冷却速度,致使钢的淬透性增加和获得空淬效应。

2 我国核反应堆压力容器用钢的发展

我国在20世纪60年代开始进行核反应堆压力容器钢的研制,当时主要用于我国第1代核潜艇反应堆压力壳。它是Cr-Ni-Mo-V系列高强度低合金钢,定名为645-3。但645-3钢锻造性能差,钢材利用率低,对白点缺陷较为敏感,锻造除氢处理时间长,具有较强的辐照敏感性,含镍量高,价格较贵^[2]。1973年我国参照美国SA508Gr3钢,在当时国内现有钢种18MnMoNb的基础上添加0.60%~0.90Ni,开始研制核电站反应堆压力容器用钢,定名为S271钢。该钢种与美国SA508Gr3钢不同之处在于采用的晶粒细化元素不同,前者添加微量0.02%~0.06%Nb,后者添加微量的V。其主要成

分C、Si、Mn、Ni、Mo的含量大致相同。1981年起,结合核电发展的需要,钢铁研究总院、中国第二重型机械集团公司、哈尔滨焊接研究所、中国核动力研究院设计院等单位经过10年的攻关共同仿制成功了国际上通用的SA508Gr3钢,其质量已达到20世纪80年代国际先进水平^[3]。2005年9月,我国第一重型机械集团公司(中国一重)采用国产SA508Gr3钢承制秦山核电站二期扩建工程650MW反应堆压力容器,这是首次完全由国内制造企业独立建造完成,即从原料的冶炼、锻造、热处理、机械加工、焊接到最终发运出厂均由国内企业独立完成。中国一重承制650MW反应堆压力容器对加速百万千瓦级核电站建设步伐、提高核电设备国产化率、降低工程造价具有重要意义。近年来,随着核电建设的逐步展开,我国对SA508Gr3钢的认识在不断进步,可以说基本上掌握了SA508Gr3钢的生产制造技术,但是与国外先进水平相比还存在着不小的差距。

3 核反应堆压力容器用钢成分及性能要求

世界各国典型核电站反应堆压力容器用钢的化学成分要求见表1^[2,4-6]。美国SA508Gr3钢与508-2相比,降低了C、Cr、Mo等碳化物形成元素的含量,以减少再热裂纹敏感性,使基体堆焊不锈钢衬里时,降低产生再热裂纹的倾向。我国的S271钢、德国的20MnMoNi55钢、法国的16MND5钢、日本的SFVV3钢与美国的SA508Gr3钢主要合金元素含量基本相同。不同点在于,我国的S271钢加入少量的Nb(0.02%~0.06%)作为晶粒细化元素,而美国的SA508Gr3钢通过微量的V($\leq 0.05\%$)作为晶粒细化元素,法国的16MND5钢和德国的20MnMoNi55

表1 核反应堆压力容器用钢的化学成分/%
Table 1 Chemical composition of steels for reactor pressure vessel / %

牌号	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Cu	Mo	V	Nb	Co	Al	Sn	As	Sb	B
中国 S271	0.17~0.11~1.20~0.23	0.30	1.50	≤0.012	≤0.015	0.57~0.93	≤0.25	≤0.05	0.45~0.65	≤0.01	0.02~0.06	≤0.02	-	≤0.01	≤0.01	≤0.005	≤5×10 ⁻⁴
中国 645-3	0.10~0.15~0.60~0.15	0.35	0.90	≤0.025	≤0.025	4.0~4.5	1.20~1.50	≤0.05	0.40~0.50	0.07~0.15	0.02~0.06	≤0.02					
美国 508-2	≤0.27	≤0.40	0.50~1.00	≤0.025	≤0.025	0.50~1.00	0.25~0.45	≤0.20	0.55~0.70	≤0.05	≤0.01		≤0.025				≤0.003
美国 SA508Gr3	≤0.25	≤0.40	1.50	≤0.025	≤0.025	0.40~1.00	≤0.25	≤0.20	0.45~0.60	≤0.05	≤0.01		≤0.025				≤0.003
美国 SA508Gr4N	≤0.23	≤0.40	0.40	≤0.020	≤0.020	2.75~3.90	1.50~2.00	≤0.25	0.40~0.60	≤0.03	≤0.01		≤0.025				≤0.003
德国 20MnMoNi55	0.17~0.15~1.20~0.23	0.30	1.50	<0.012	<0.015	0.50~1.00	<0.20	<0.12	0.40~0.55	≤0.01	≤0.02						
法国 16MND5	≤0.20	≤0.10~0.30	1.15~1.55	≤0.008	≤0.008	0.50~0.80	<0.25	≤0.08	0.45~0.55	≤0.01							
日本 SFVV3	0.15~0.15~1.40~0.22	0.35	1.50	<0.003	<0.003	0.70~1.00	0.06~0.20	0.02	0.46~0.64	0.007							

钢通过加适量的 Al 形成 AlN 来起到晶粒细化的作用,日本的 SFVV3 钢虽然不加这些细化晶粒的元素,但 P、S、Cu 等有害元素控制的很低,通过优异的炼钢水平减少钢中的偏析,减弱辐照脆化敏感性,提高钢的综合力学性能。中国早期开发的 645-3 钢因为 Ni 含量过高,锻造性能差,辐照敏感性高,后来已不再使用。

为了增加反应堆压力容器运行的安全可靠,从国外标准可以看出,RPV 用钢对力学性能的要求除了保证一定的室温和高温强度、塑性外,主要在冲击韧性和落锤试验方面,而且各国对取样部位都有严格的规定^[7]。如美国 ASME 规定,试样取自锻件两端的 $1/4T \times T$ 处(T 为锻件热处理的

最大厚度);法国 RCC-M 规定,试样取自水口端内的 $1/4T \times T$ 处;德国 KWU 规定,在距端部 80 mm \times 80 mm 处取样。要求纵向、切向甚至径向进行夏氏 V 型缺口冲击,还要求系列温度的冲击试验,确定钢材上下平台能量,测定冲击断口百分比和侧膨胀量。要求进行落锤试验(测 T_{NDT}),求出参考无延性转变温度(RT_{NDT})。表 2^[3-5,8,9]列出了几种典型反应堆压力容器用钢的力学性能要求。可以看出,我国的 S271 钢、德国的 20MnMoNi55 钢、法国的 16MND5 钢、日本的 SFVV3 钢与美国的 SA508Gr3 钢性能要求基本相当,但日本的 SFVV3 钢在低温韧性上要求更高。而美国 SA508Gr4N 钢在强度、低温韧性方面都优于 SA508Gr3 钢及其它同级钢种。

4 核反应堆压力容器用钢冶金工艺

冶炼出高纯度和内在质量优异的钢锭是保证核反应堆压力容器锻件质量的关键之一。为保证钢锭质量,要求使用从转炉出来的钢水或用精选的废钢炼成的钢水,经碱性电弧炉和钢包精炼。为了除掉有害气体特别是氢,在浇铸前或浇铸时,要对熔融钢水进行真空处理,或用惰性气体保护铸锭。在某些情况下,还将控制化学成分的几炉钢水通过中间包多次倒浇,避免钢锭产生偏析。

双真空冶炼浇铸法,即“钢包精炼 + 真空浇铸”,可以有效地控制 S、P 等杂质成分,提高钢锭质量。目前,世界上主要的大型锻件生产厂家均采用双真空冶炼浇铸制锭。电渣重熔(ESR)也是大型核

表 2 核反应堆压力容器用钢的性能要求

Table 2 Requirement of properties of steels for reactor pressure vessel

牌号	拉伸性能					冲击性能夏氏 V 型缺口/J			$RT_{NDT}/^{\circ}\text{C}$
	试验温度/ $^{\circ}\text{C}$	R_m/MPa	$R_{p0.2}/\text{MPa}$	A/%	Z/%	试验温度/ $^{\circ}\text{C}$	3 个平均	单个最低	
中国 S271	室温	552 ~ 739	≥ 345	≥ 18	≥ 50	-10	41	35	≤ -10
美国 508-2	350	≥ 508	≥ 345	≥ 16	≥ 45				
美国 SA508Gr3	室温	550 ~ 725	≥ 345	≥ 18	≥ 38	4.4	41	34	
美国 SA508Gr4N	350	≥ 505	≥ 345	≥ 16	≥ 45				
美国 SA508Gr4N	室温	725 ~ 895	≥ 450	≥ 16	≥ 35	-29	48	41	
德国 20MnMoNi55	350	≥ 500	≥ 350						≤ -12
法国 16MND5	室温	550 ~ 670	≥ 400	≥ 20		0	90*	70*	
	350		≥ 300	≥ 20		-20	70*	50*	
							50*	35*	
日本 SFVV3	室温	≥ 550	≥ 345	≥ 18	≥ 38	4	40.2	34.5	≤ -30
	350								

注: * 为周向, # 为轴向。

电锻件用钢锭冶炼的一种重要手段,在生产核电大型筒体锻件方面具有极大优势。为了得到高纯度的钢材,除了炼钢要采用特殊措施外,铸锭技术也不能忽视。大型钢锭存在的偏析,对锻件的冲击韧性造成较大影响。为了尽量减少偏析可以采用多炉合浇工艺 MP 法,或者采用空心钢锭和氩气保护底注法,或者采用定向凝固新锭型。

5 核反应堆压力容器用钢热处理工艺

为提高成分均匀性、降低偏析,调整和细化(锻后)组织,以及进一步降低钢中氢含量以防止残余的氢在偏析区诱发裂纹,反应堆压力容器用钢在性能热处理前应首先进行预备热处理。反应堆压力容器用钢一般采用正火 + 回火的预备热处理工艺。中国 645-3 钢采用的预备热处理工艺是三次等温起伏正火($890 \pm 10^{\circ}\text{C}$) + 长时间高温回火($640 \pm 10^{\circ}\text{C}$)。美国 SA508Gr3 钢及德国、法国、日本同级钢种的预备热处理工艺也采用多次正火($870 \sim 960^{\circ}\text{C}$) + 长时间高温回火($640 \sim 700^{\circ}\text{C}$)的预备热处理工艺。

反应堆压力容器用钢性能热处理一般采用淬火 + 高温回火的调质处理。在热处理过程中奥氏体化温度、回火温度以及相应的保温时间,尤其是奥氏体化后的冷却速度对钢的组织 and 性能会产生很大的影响。对于 SA508Gr3 钢来说,为了获得最佳的强度和低温韧性,淬火时必须进行快速冷却,在锻件整个截面上获得贝氏体组织,以利于回火后得到均匀

分布的回火贝氏体组织,其调质处理工艺一般为 870~960℃水淬+640~670℃高温回火。为了提高淬火冷却速度,应尽可能减小锻件淬火时的壁厚,在调质处理前对压力容器锻件要进行粗加工并进行超声波检测^[10]。为消除焊后冷却形成的残余应力,改善焊后金属的性能,消除热影响区的硬化,更重要的是防止焊缝裂纹和焊道下氢脆裂纹,需要进行焊后消除应力处理来确保压力容器的最终使用性能。

对不同反应堆压力容器钢种,不同截面厚度的锻件,美国 ASME、法国 RCC-M 在焊后消除应力处理时的加热和冷却速率、保温时间和时间都有严格的规定。例如,美国 SA508Gr3 钢焊后消除应力处理时,ASME 规定在 800 ℉(427℃)以上,加热速率和冷却速率不得超过 400 ℉/h(204℃/h)除以热处理材料的最大厚度的以英寸计的倍数,但不得超过 400 ℉/h,亦不低于 100 ℉/h(38℃/h)。在加热和冷却过程中,在任何 15 英尺长的焊缝间隔内,温度变化不得大于 250 ℉(121℃)^[11]。法国 16MND5 钢焊后消除应力处理时,RCC-M 中规定保温时间必须至少是制造过程中实际进行的各个热处理的保温时间总和的 80%^[12]。

6 核电站压力容器大锻件制造及应用现状

随着核电技术的进步(如第3代压水堆核电站 AP1000),核压力容器构件在尺寸不断加大的同时,性能要求也在不断提升,对核压力容器的制造提出了严峻的挑战。材料技术是核压力容器制造的关键技术。虽然我国生产 SA508Gr3 钢已多年,但在 AP1000 蒸汽发生器和管板等锻件的制造上仍然面临很大的技术挑战。近年,我国骨干重型机械制造

厂均进行了针对核电站大锻件生产的大规模技术改造,中国一重、中国二重和上海电气集团等企业的生产装备能力和装备水平均处于世界先进水平,在硬件上我国已经处于领先地位^[13]。国外反应堆压力容器大锻件制造商主要有日本制钢所(JSW)、法国克鲁索公司、韩国斗山重工等,其中 JSW 在大锻件整体技术方面处于遥遥领先地位,法国克鲁索公司拥有空心钢锭制造技术,斗山重工的大锻件制造技术近年进步极快。

SA508Gr3 钢目前仍是各国(除俄罗斯外)核电站压力容器建设的首选和通用材料,美国从 1967 年开始建造的 69 座压水堆核电站压力容器基本都采用 SA508Gr3 钢,欧洲的核电站建设也基本上采用 SA508Gr3 钢。但随着反应堆压力容器向大型化和一体化方向发展,SA508Gr3 钢难以保证特厚截面上的组织均匀性和性能稳定性。在此情况下,具有更高强韧性和淬透性的 SA508Gr4N 钢将可能逐步代替 SA508Gr3 钢而获得工程应用,对 SA508Gr4N 钢的应用研究和数据积累工作正在进行中。

7 结语

SA508Gr3 钢是目前核压力容器制造的通用选择,以 JSW 为代表的国外核压力容器制造企业已掌握了 SA508Gr3 钢大锻件的制造技术,我国基本上掌握了 SA508Gr3 钢大锻件的制造技术,但与国外先进水平相比还存在较大差距,需要继续努力。随着反应堆压力容器向大型化和一体化方向发展,SA508Gr4N 钢将会逐步获得工程应用。

国家自然科学基金委员会-中国工程院“中国工程科技中长期发展战略研究”联合基金资助(U0970132)

参考文献

- 1 杨文斗. 反应堆材料学. 北京:原子能出版社,2000
- 2 沈艳华. 645-III 钢大锻件的热处理工艺特点. 一重技术,1993(3):126
- 3 陈书贵. 核电站反应堆压力容器用钢和制造工艺. 大型铸锻件,1994(2):28
- 4 潘系人,张晨. 论压水堆核电站反应堆压力容器用钢的国产化. 核动力工程,1988,9(4):49
- 5 SA-508/SA-508M,压力容器用经真空处理的淬火加回火碳钢和合金钢锻件. ASME,2007
- 6 李承亮,张明乾. 压水堆核电站反应堆压力容器材料概述. 材料导报,2008,22(9):65
- 7 马飞良. 国外核反应堆压力容器用 A508-3 钢及其制造. 大型铸锻件,1990(4):35
- 8 王凤喜. 核电站压力容器材料的发展. 四川冶金,1993(2):40
- 9 和中宏树,朝生一夫. 核反应堆压力容器用锻钢的制造. 川崎制铁技报,1980(1):63
- 10 刘同湖,李家驹,陈亚茹. 厚壁 SA508Cl.3 钢接管段锻件的热处理. 大型铸锻件,2006(4):9
- 11 ND-4623, the Heating and Cooling Rate of PWHT. ASME,1995
- 12 M150, Heat Treatment. RCC-M,2000
- 13 刘正东. 钢铁材料技术国产化是实现核电产业自主化的基础. 中国冶金,2008,18(11):1

李昌义(1981-),男,博士,河南科技大学毕业,核电大锻件研究。

收稿日期:2010-01-18