

三代非能动核电项目 SA-508 国产大锻件性能不符合项探讨

杨义忠, 石悠

(上海核工程研究设计院有限公司, 上海 200233)

摘要: 三代非能动核电项目 RPV 和 SG 用 SA-508 Gr. 3 C. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件设计要求严格, 制造难度高, 在国产化制造过程中出现了诸多的性能不符合项。定量比较了三代非能动核电项目 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件的设计要求与 ASME 规范要求的差异, 并统计分析了 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件的力学性能实测值。结果表明, RPV 用 SA-508 Gr. 3 C. 1 锻件的不符合项的主要原因是低温韧性不足, SG 用 SA-508 Gr. 3 C. 2 锻件的不符合项的主要原因是低温韧性、室温和高温抗拉强度。最后研究了 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件化学成分和热处理工艺特点, 分析了造成国产化大锻件性能不稳定的原因。为克服 SA-508 大锻件的制造现状与设计要求的矛盾, 亟需对大锻件生产工艺进行优化或采用新型的制造工艺进一步提升大型锻件的性能。

关键词: 三代非能动核电; SA-508; 大锻件; 不符合项

中图分类号: TL364; F426

文献标志码: A

文章编号: 2095-8676(2017)03-0119-08

Research on NCRs of Domestic-Made SA-508 Heavy Forgings for the Third Generation Passive Nuclear Power Plant

YANG Yizhong, SHI You

(Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China;)

Abstract: SA-508 Gr. 3 Cl. 1 and Cl. 2 forgings for RPV and SG of the third generation passive nuclear power plant possess characters of top-level design requirements and high manufacturing difficulties. During the domestic production progress, a certain number of Non Conformance Report (NCR) on mechanical properties were submitted. Design requirements and deviations from ASME code about SA-508 Gr. 3 Cl. 1 and Cl. 2 forgings were studied. The quantitative analysis on the mechanical properties of the forgings was carried out. Results show that low fracture toughness accounts for the major parts of NCR for RPV forgings, while both the low fracture toughness and lower tensile strength are the main reasons of NCR for SG forgings. A research on chemical and heat treatment specialties of SA-508 Gr. 3 Cl. 1 and Cl. 2 forgings used for RPV and SG of was also carried out, in which the contributing factors and countermeasures on the quality instability of domestic-made heavy forgings were studied. In order to overcome the conflict between the manufacturing actuality and design requirements, it makes senses to optimize the process or develop a new process to improve the heavy forgings' properties.

Key words: the third generation passive nuclear power plant; SA-508; heavy forging; Non Conformance Report (NCR)

在三代非能动国产化设计中^[1], 反应堆压力容器 (reactor pressure vessel, RPV) 和蒸汽发生器

(steam generator, SG) 是核电站一回路冷却剂系统的两个关键设备^[2-3], 其设计的服役工况极为苛刻 (350 °C 的设计温度、23 MPa 的设计压强、60 年的设计寿命)^[1]。为了保证设备性能能够满足设计要求, RPV 和 SG 的承压边界均采用锻件结构^[3-5], RPV 和 SG 分别采用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 和 SA-508

收稿日期: 2017-08-18

作者简介: 杨义忠(1984), 男, 广西玉林人, 材料工程师, 硕士, 主要从事核电材料的设计工作 (e-mail) yangyizhong@snerdi.com.cn。

Gr. 3 Cl. 2 锻件^[6-8]。

三代非能动核电单台机组额定发电功率为 100 万 kW, RPV 和 SG 筒体段外径和厚度均较大; 同时, 对 RPV 和 SG 的设计结构进行了优化, 减少了环向 A 类焊缝。筒体段承压边界锻件的数量减少, 锻件的高度亦有所增加。由于锻件成品质量大, 筒体类锻件外径和锻件高度大, 冶炼和浇注时, 需采用 200 ~ 600 t 的大型钢锭。钢水冶炼和浇注过程, 影响因素多、钢水纯净度控制复杂^[9]。RPV 和 SG 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件属于低合金钢, 合金元素种类和含量控制严格, 而锻件力学性能中强度和韧性要求均很严格^[10-12], 钢水冶炼过程合金化控制难度较大; 加之锻件壁厚、锻件最大外径、锻件高度和质量均较大, 热处理的淬火过程中锻件整体淬透性和组织均匀性不易控制^[13]; 而且国内制造的三代非能动核电项目 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件尚属首次^[14-16]。在上述多种因素作用下, 国产化 SA-508 锻件的性能稳定性存在波动, 出现了较多性能不符合项报告(Non Conformance Report, NCR)。

RPV 和 SG 用 SA-508 大锻件的制造周期较长(订货期一般在 6 ~ 18 个月之间), 造价高昂。锻件 NCR 的出现, 一方面对设备的焊接组装、堆焊等后续加工工期造成严重影响, 另一方面也造成高昂的成本开销。因而, NCR 一直是业主、工程公司、设备制造厂和设计院、国家核安全局等多方关注的焦点。

1 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件设计要求

三代非能动核电项目材料的设计主要遵循 ASME 标准, 并参考国内相关标准及工程实践经验。

1.1 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件

RPV 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 锻件、SG 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件的特征尺寸和质量统计分别如表 1 和表 2 所示。RPV 和 SG 的主要筒体类锻件的最大外径约为 4 400 ~ 5 500 mm, 特征壁厚约为 150 ~ 250 mm, 高度约为 1 400 ~ 6 000 mm。精加工后锻件的成品质量均在 20 ~ 100 t 左右, 大多属于大型锻件。这些锻件由于外形、壁厚和质量均较大, 因而对锻件的钢水冶炼、浇注、锻造、淬火和回火热处理等过程的工艺控制提出了极高的要求。

表 1 RPV 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 锻件特征尺寸和质量统计

Tab. 1 The dimensions and weight of SA-508 Gr. 3 Cl. 1 forgings for RPV

锻件名称	最大外径/mm	特征壁厚/mm	高度/mm	质量/t
顶盖	Φ4 780	160	1 950	50
接管段	Φ4 780	210	3 720	90
筒身段	Φ4 050	210	4 370	100
过渡段	R2 010	150	1 410	20
底封头	R2 010	150	840	10

表 2 SG 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件特征尺寸和质量统计

Tab. 2 The dimensions and weight of SA-508 Gr. 3 Cl. 2 forgings for SG

锻件名称	最大外径/mm	特征壁厚/mm	高度/mm	质量/t
水室封头	R1 990	250	2 450	70
管板	Φ4 490	790	1 030	100
下筒体 A	Φ4 390	100	980	10
下筒体 B	Φ4 380	100	3 460	40
下筒体 C	Φ4 420	110	4 260	40
椎体	Φ5 580	120	2 490	40
上筒体 D	Φ5 580	120	5 950	100
上筒体 E	Φ5 580	120	5 950	100
上封头	Φ5 580	120	1 840	60

1.2 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件设计要求

RPV 和 SG 用 SA-508 锻件主要化学元素成分要求如表 3 所示。RPV 和 SG 用 SA-508 锻件力学性能要求如表 4 所示。

表 3 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件主要化学元素成分要求

Tab. 3 The requirements of main chemical composition of SA-508 forgings for RPV and SG

元素	RPV 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 锻件(堆芯区)		SG 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件	
	熔炼分析/%	成品分析/%	熔炼分析/%	成品分析/%
Co	≤0.02	≤0.02	≤0.25	≤0.25
Cr	≤0.15	≤0.15	0.10 ~ 0.25	0.10 ~ 0.25
Cu	≤0.06	≤0.06	≤0.15	≤0.15
Mn	1.20 ~ 1.50	1.12 ~ 1.58	1.20 ~ 1.50	1.12 ~ 1.58
Mo	0.45 ~ 0.60	0.40 ~ 0.60	0.45 ~ 0.60	0.40 ~ 0.60
Ni	0.40 ~ 0.85	0.40 ~ 0.85	0.60 ~ 1.00	0.57 ~ 1.03
Si	0.15 ~ 0.40	0.15 ~ 0.40	0.15 ~ 0.37	0.15 ~ 0.37

当采用真空碳脱氧时, Si 含量应不大于 0.1%。

三代非能动核电设计中, RPV 和 SG 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件的主要化学成

分要求基本相同, 仅有 Cu、Co、Cr 和 Ni 元素的含量差异较明显。Cu 和 Ni 对于 RPV 锻件来说, 是影响其抗辐照脆化能力的有害元素, 因而含量限制比 SG 锻件更低; Co 元素在与一回路冷却剂接触后会活化形成放射性污染, 因而 RPV 锻件限制其含量 $\leq 0.02\%$ 。Cr 是一种强碳化物形成元素, 与 C 容易形成硬质相, 有助于提高锻件的强度。SG 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件的强度要求值比 RPV 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 锻件要高 50~90 MPa, 其对 Cr 含量的要求也相应提高。RPV 和 SG 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件的韧性指标基准无塑性转变温度 RTNDT 的规定值非常接近, 这说明 SG 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件在保证韧性的情况下, 对其强度有着更高的要求。

表 4 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件力学性能要求

Tab. 4 The mechanical requirements of SA-508 forgings for RPV and SG

性能	RPV 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 锻件(堆芯区)		SG 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件	
	室温	350℃	室温	350℃
屈服强度 $R_p0.2/\text{MPa}$	≥ 345	≥ 285	≥ 450	≥ 370
抗拉强度 R_m/MPa	550~725	≥ 505	620~795	≥ 558
断后伸长率 $A/\%$	≥ 18	提供数据	≥ 16	提供数据
断面收缩率 $Z/\%$	≥ 38	提供数据	≥ 35	提供数据
基准无塑性转变温度 RTNDT/℃	≤ -23.3	—	$\leq -21^\circ\text{C}$	—

2 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件 NCR

2007—2012 年间, 随着三代非能动核电项目的推进, 各项目的 RPV 和 SG 用国产化 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件陆续出现了诸多性能不符合项。

2.1 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件 NCR 概况

图 1 所示为 2009—2012 年间三代非能动核电项目 RPV 和 SG 用国产化 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件不符合项的分类汇总。出现的不符合项中, SG 用锻件的不符合项所占比例是 RPV 用锻件的近 2 倍。落锤试验(用于测量基准无塑性转变温度 RTNDT)不合格造成的占近 60%, 强度不合格造成的占 25%, 两者相加占比超过 80%, 可见国产化 SA-508 锻件突出的问题是韧性和强度性能的稳定性无法保证。RPV 锻件中, 顶盖、接管段、筒身段、过渡段和底封头这些筒体类锻件的不符合项占全部锻件不符合项的近 60%, 其中接管段是筒体类大锻件不符合项出现最多的锻件。而在设计中, 接管段锻件由于有上部法兰面、接管开孔和开孔补强因素, 上部开孔区域厚度大下部筒体段厚度小, 加之整体锻件高度较大, 因而接管段锻件在淬火过程中组织均匀性不易控制, 锻件较易出现性能不符合的情况。SG 锻件中, 出现不符合项比例最高的依次是上筒体 D、锥形筒体、下筒体 A 和管板锻件, 加起来约 60%, 其他锻件出现不符合项的比例比较接近。

2.2 RPV 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 锻件 NCR

对 RPV 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 锻件(堆芯区)不符合项报告中无塑性转变温度(nil-ductility transition temperature, NDTT)分布进行统计, 结果如图 2 所示。从图 2 可以看出, NDTT 的实测值接近正态分布, 且最大值刚好出现在设计要求的上限值 -23°C 附近, 说明国产 RPV 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 锻件目前所能获得的 NDTT 值在 -25°C 附近存在一定的范围分布。随着锻件生产过程控制的差异, 其 NDTT 值存在一定的偏离。设计考核值上限 -23°C 正位于此分布范围内。

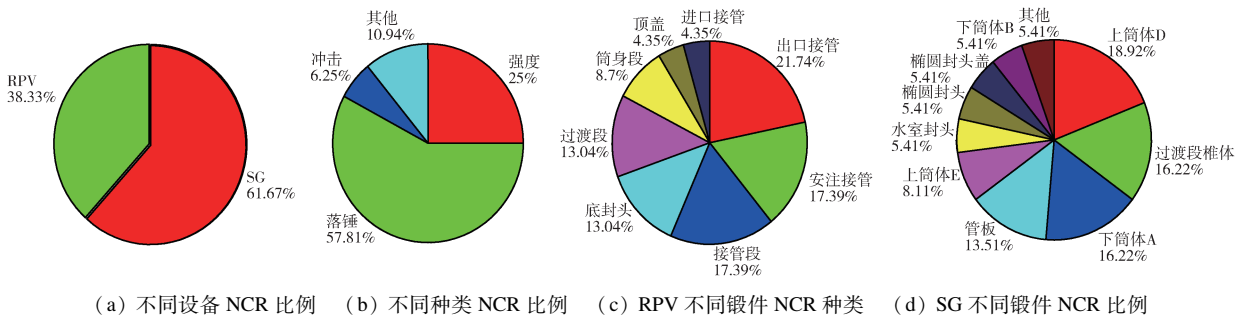


图 1 NCR 的分类

Fig. 1 The classification of the NCRs

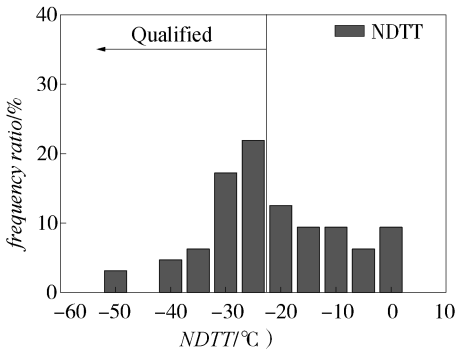
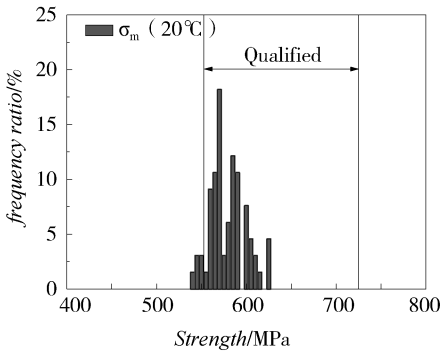


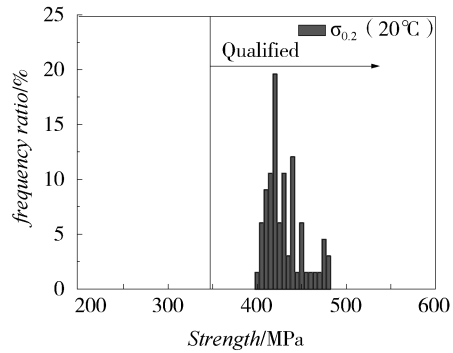
图2 RPV用SA-508 Gr. 3 Cl. 1的NDTT分布统计图

Fig. 2 The NDTT distribution statistics of SA-508 Gr. 3 Cl. 1 forgings for RPV

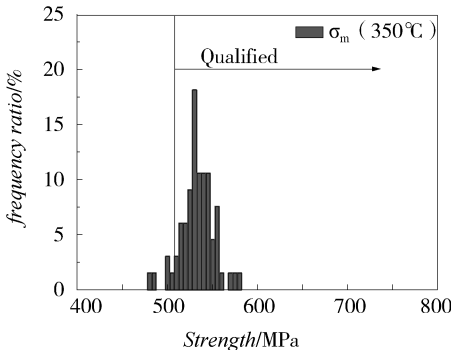
图3所示为RPV用SA-508 Gr. 3 C. 1锻件(堆芯区)强度分布统计。国产化RPV用SA-508 Gr. 3 C. 1锻件的强度分布呈现出明显的正态分布特征且分布范围较集中。室温和高温屈服强度均能满足设计要求,且实测值距离设计要求下限值有超过50 Pa的余量;与此同时,室温和高温的抗拉强度则有不到10%的锻件低于设计要求的下限值,而且超过的强度数值不大于20 MPa。可以看出,国产化



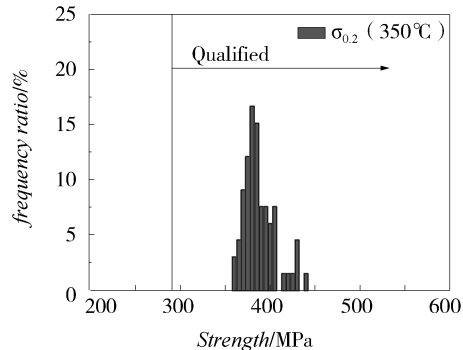
(a) 室温抗拉强度(20°C)



(b) 室温屈服强度(20°C)



(c) 高温抗拉强度(350°C)



(d) 高温屈服强度(350°C)

图3 RPV用SA-508 Gr. 3 C. 1的强度分布统计图

Fig. 3 The strength distribution statistics of SA-508 Gr. 3 Cl. 1 forgings for RPV

RPV用SA-508 Gr. 3 C. 1锻件基本可以满足设计要求。

2.3 SG用SA-508 Gr. 3 Cl. 2锻件NCR

图4所示为SG用SA-508 Gr. 3 C. 2锻件不符合项中无塑性转变温度(NDTT)分布统计。NDTT的实测值接近正态分布,且最大值在-20~-15°C之间。

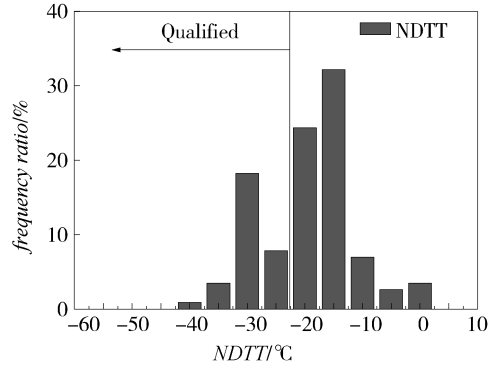


图4 SG用SA-508 Gr. 3 C. 2锻件的NDTT分布统计图

Fig. 4 The NDTT distribution statistics of SA-508 Gr. 3 Cl. 2 forgings for SG

图5所示为SG用SA-508 Gr.3 C.2锻件强度分布统计。国产化SG用SA-508 Gr.3 C.2锻件的强度分布呈现出明显的正态分布特征。SG用SA-508 Gr.3 C.2锻件的室温和高温屈服强度实测值中约有不到5%的情况低于设计要求的下限值, 室温和高温的抗拉强度实测值中约有10%~15%的情况低于设计要求的下限值。同时, 低于设计要求下限值的情况超过的数值基本在20~30 MPa之内。这说明, 目前SG用SA-508 Gr.3 C.2锻件的强度实测值与设计要求的差异虽然存在但并不明显, 而韧性则与设计值存在较明显差距, 对于三代非能动核电项目SG用SA-508 Gr.3 C.2锻件国产化过程, 仍需对锻件的韧性影响因素进行更深入的研究。

3 NCR 成因讨论

三代非能动核电项目RPV和SG用SA-508Gr.3 Cl.1和SA-508 Gr.3 Cl.2锻件的性能不符合项集中在强度和韧性两方面, 而这两者的关键影响因素包括锻件的设计要求、化学成分控制、热处理最大厚度、生产工艺稳定性等。

3.1 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件设计要求分析

三代非能动核电项目RPV和SG用SA-508Gr.3 Cl.1和SA-508 Gr.3 Cl.2锻件的力学性能的规定值与ASME规范的要求基本保持一致, 在某些元素的成分范围上要求控制得比ASME规范更严格。具体来说, 三代非能动核电项目RPV和SG用SA-508Gr.3 Cl.1和SA-508 Gr.3 Cl.2锻件对Mn、Mo、Si、C、Cr这5种主要合金元素的成分要求与ASME规范要求基本保持一致, 而Ni元素的成分范围比ASME规范的规定区间要小。对于RPV用SA-508Gr.3 Cl.1锻件, 设计要求的Ni元素含量范围较ASME规定值上限值下降了0.20%, 对于SG用SA-508Gr.3 Cl.2锻件, Ni元素含量比ASME规定下限值提高了0.20%且上限值下降了0.20%。

3.2 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件化学成分控制

图6和图7所示为三代非能动核电项目RPV和SG用SA-508 Gr.3 C.1和SA-508 Gr.3 Cl.2锻件主要合金元素化学成分测量值的统计。从分布结果来看, 各元素的分布接近典型的正态分布, 且分布范围集中、中值附近所占比率较高, 这也说明了国

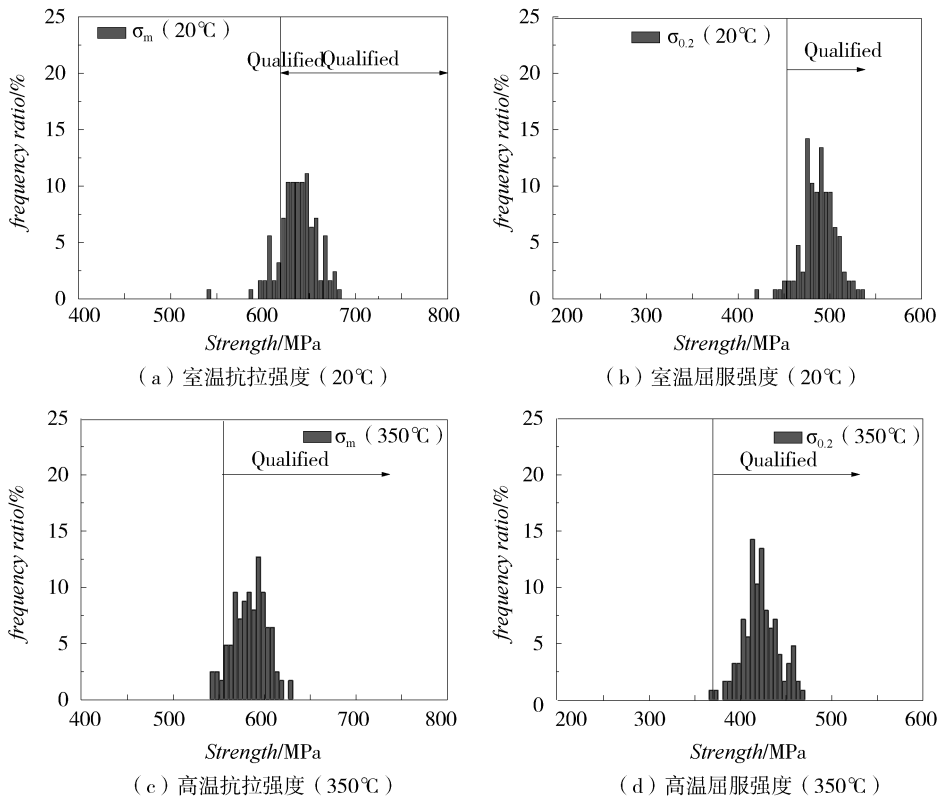


图5 SG用SA-508 Gr.3 C.2锻件强度分布统计图

Fig. 5 The strength distribution statistics of SA-508 Gr.3 Cl.2 forgings for SG

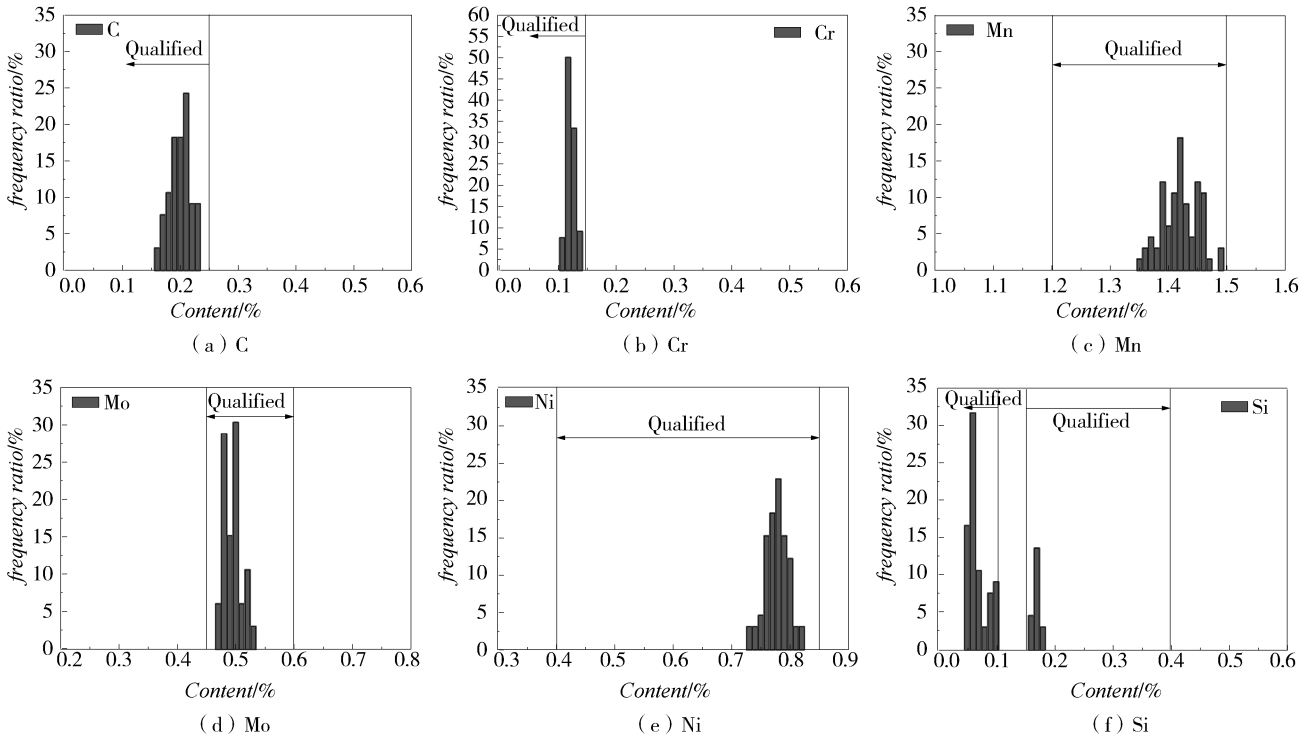


图 6 RPV 用 SA-508 Gr. 3 C. 1 锻件 (堆芯区) 主要合金元素化学成分统计图

Fig. 6 The statistical graph of the main chemical composition of SA-508 Gr. 3 Cl. 1 forgings for RPV

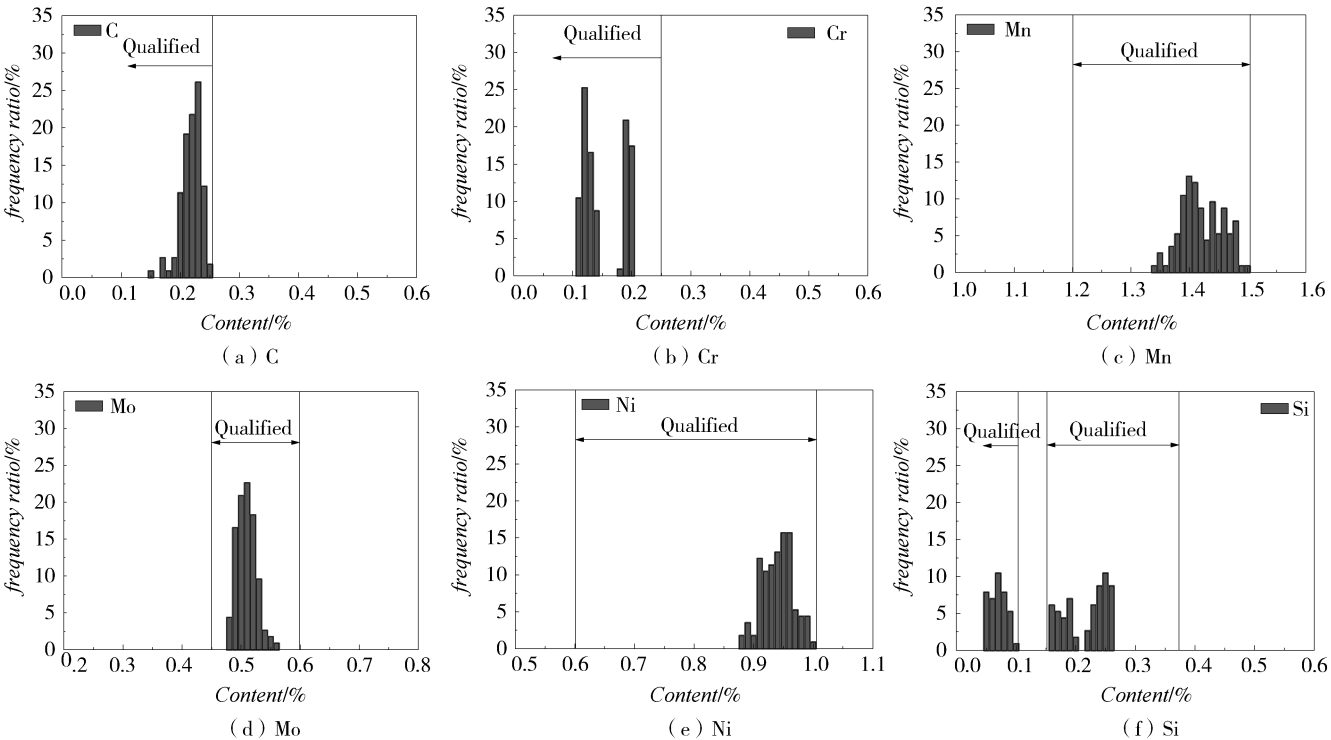


图 7 SG 用 SA-508 Gr. 3 C. 2 锻件主要合金元素化学成分统计图

Fig. 7 The statistical graph of the main chemical composition of SA-508 Gr. 3 Cl. 2 forgings for SG

产锻件目前化学成分控制的稳定性整体比较出色,国内 RPV 和 SG 用 SA-508 Gr. 3 C. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件的钢水冶炼和浇注技术水平亦得到良好体现。同时可以看到,几种合金元素的成分控制存在差异,C、Cr、Mn、Ni 元素的成分接近规定值的上限,Mo 元素位于规定范围的中值附近,Si 元素由于钢水冶炼过程中脱氧方式差异成分分布特点呈现分段集中特点。

根据 ASME 规范,SA-508 Gr. 3 Cl. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件的公称成分为 $3/4\text{Ni} - 1/2\text{Cu} - \text{Mo}$,Ni 和 Mo 是主要合金化元素。C 元素作为最重要的强化元素,含量在满足设计要求的前提下应尽可能高,以保证锻件的室温和高温强度;适量的 Mo 元素能提高锻件的高温强度,但是过量的 Mo 元素加入容易在锻件内部形成脆化的硫化物等析出相降低锻件韧性,因而 Mo 元素含量位于设计要求的中值;Mn 元素的加入可以提高锻件的淬透性,显著提高锻件的组织均匀性和力学性能,因而 Mn 元素的含量接近设计要求的上限值;Ni 元素能够显著的提高锻件的低温韧性,故锻件中 Ni 元素的含量都接近设计要求的上限值。

3.3 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件热处理难度

RPV 和 SG 用 SA-508 Gr. 3 C. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件均为调质热处理的低合金钢,除了钢水冶炼工艺、化学成分控制、锻造工艺等因素之外,锻件的调质热处理(淬火后回火)及试料模拟焊后热处理工艺对锻件的强度和韧性均有重要影响。表 5 为三代非能动核电项目 RPV 和 SG 用 SA-508 Gr. 3 C. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件热处理要求。三代非能动核电项目对于 RPV 和 SG 用 SA-508 Gr. 3 C. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件的最低回火温度严格限制,同时模拟焊后热处理的保温时间又比较长。这就使得锻件一方面无法通过较低的回火热处理进一步提升锻件强度,另一方面由于较长时间的模拟焊后热处理使得锻件的强度进一步下降。由此也就不难理解强度要求更高的 SG 用 SA-508 Gr. 3 C. 2 锻件更容易因抗拉强度不足而造成不符合项。

针对淬火不充分而导致锻件强度不足的情况,目前普遍采用在淬火槽里加冰块降低水温或加强冷却水搅拌的方法来改善淬火条件。但这种方式对达到一定深度的材料性能改善效果不明显;对于锻件韧性不足的情况,在保证强度足够的情况下,通常

采用提高回火温度或者延长回火保温时间来改善锻件的韧性。

表 5 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件热处理要求
Tab. 5 The heat treatment requirements for SA-508 forgings for RPV and SG

热处理要求	RPV 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 1 锻件	RPV 用 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件
回火保温温度/℃	≥635	≥620
回火保温时间/h	每 50mm 最大截面厚度至少 1 h	—
模拟焊后热处理保温温度/℃	595 ~ 620	595 ~ 620
模拟焊后热处理保温时间/h	40	48

3.4 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件国产化稳定性

图 8 所示为 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件制造流程示意图。

锻件从钢水冶炼、钢锭浇注、锻造到预备热处理、粗加工、中间热处理、调质热处理一直到性能检验、精加工和 UT、MT、PT 的无损探伤,整个制造流程复杂、工艺环节众多。加之 SA-508 锻件的成分控制和力学性能要求严格,锻件在制造过程中的质量控制和稳定性保证面临着各个制造环节交织形成的压力。

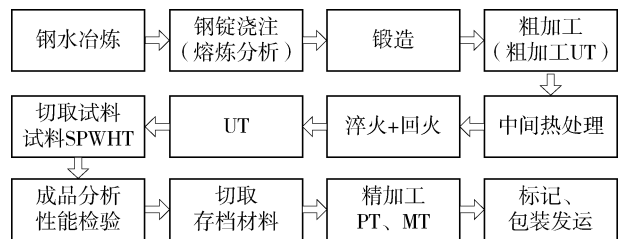


图 8 SA-508 锻件制造流程示意图

Fig. 8 The manufacture process diagram of SA-508 forgings

为配套三代非能动核电项目在国内的开展,国内一重、二重和上重相继开展了 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件的国产化研制,并由一重率先实现了国产锻件的供货。随着三代非能动核电项目的全面开展,二重和上重亦先后实现了技术攻关,具备国产化锻件的供货能力。但是目前,国内锻件厂在 SA-508 锻件的质量稳定性控制及锻件合格率方面与国外著名锻件厂仍有现实的差距。

基于传统锻件的制造工艺及生产设备的限制,三代非能动核电 RPV 和 SG 用大型锻件的性能要求考验了国内锻件制造厂的生产能力。SA-508 锻件质量稳定性难以控制的重要原因是其尺寸效应,大锻件截面组织及性能的均匀性难以有效控制,同时材料的淬透极限、芯部材料的冷却极限和偏析缩孔等缺陷,限制了大型锻件性能的进一步提高。研究人员从未停止针对大型或复杂铸锻件新工艺的研究,3D 打印、金属构筑成形^[9-17]、粉末冶金-热等静压(PM-HIP)等新型工艺为进一步提升大型锻件性能提供了可能性。鉴于对核电安全性和可靠性的关注,新型制造工艺必须要确保其制造的稳定性,还要保证其制造出来的大型锻件具备足够的性能,特别是力学性能、断裂韧性、疲劳性能和高温蠕变等性能。

三代非能动核电项目的后续机组建设以及 CAP1400 机组的开工建造对国产化 RPV 和 SG 用 SA-508 锻件的供货能力和锻件质量稳定性提出了新的挑战,需要后续对锻件性能影响因素和质量控制方面开展更全面和深入的研究。

4 结论

三代非能动核电项目中 RPV 和 SG 用 SA-508 Gr. 3 C. 1 和 SA-508 Gr. 3 Cl. 2 锻件具有最大外径大、壁厚大、质量大的特点,制造难度高,在国产化制造过程中出现了诸多的性能不符合项。SG 用锻件的不符合项占比例是 RPV 用锻件的近 2 倍。

对大锻件的不符合项进行统计分析,不合格检验项目中,落锤不合占比 60%,强度不合占比 25%;RPV 用 SA-508 Gr. 3 C. 1 锻件的不符合项集中在低温韧性不足,SG 用 SA-508 Gr. 3 C. 2 锻件的不符合项集中在低温韧性不足、室温和高温抗拉强度不足。

国产 SA-508 锻件化学成分控制稳定,主要化学元素呈正态分布。C、Cr、Mn、Ni 元素的成分控制在规定值的上限,Mo 元素控制在规定值的中值范围。

为克服 SA-508 大锻件的制造现状与设计要求的矛盾,亟需对大锻件生产工艺进行优化或采用新

型的制造工艺进一步提升大型锻件的性能。

参考文献:

- [1] 林诚格. 非能动安全先进核电厂 AP1000 [M]. 北京: 原子能出版社, 2006.
- [2] 郑明光, 杜圣华. 压水堆核电站工程设计 [M]. 上海: 上海科学技术出版社, 2013.
- [3] 杨文斗. 反应堆材料学 [M]. 北京: 原子能出版社, 2006.
- [4] 詹燕南. 核电站压力容器用钢及其性能 [J]. 大型铸锻件, 1984(12): 21-28.
- [5] 李承亮, 张明乾. 压水堆核电站反应堆压力容器材料概述 [J]. 材料导报, 2008, 22(9): 65-68.
- [6] 陈红宇, 杜军毅, 邓林涛, 等. 核反应堆压力容器锻件用 SA508 系列钢的比较和分析 [J]. 大型铸锻件, 2008(1): 1-3.
- [7] 吴祖乾, 顾永康. 核反应堆压力容器主焊缝和不锈钢堆焊层特殊性能研究 [J]. 压力容器, 2000, 17(5): 15-22.
- [8] 刘利钊. AP1000 核岛主设备用 SA508-3 钢锻件的监造 [J]. 中国核电, 2011, 4(3): 242-249.
- [9] 谢怀孔. 压力容器用 A508-3 钢的精炼与铸锭 [J]. 大型铸锻件, 1989(3): 41-46.
- [10] 王崇斌, 朱文健. 核电站反应堆压力容器壳用钢断裂韧性要求及安全可靠分析 [J]. 锅炉技术, 1994(6): 8-17.
- [11] ELLIS F V, BYNUM J E. Creep and tensile properties of SA-508 class 3 forging material [J]. American Society of Mechanical Engineers, Pressure Vessels and Piping Division (Publication) PVP, 1990(193): 37-46.
- [12] MILELLA P P, PINI A, MARSCHALL, et al. Radiation effects on the mechanical properties of SA-508 Cl. 3 forging [J]. ASTM Special Technical Publication, 1993 (1170): 227-237.
- [13] 刘同湖, 李家驹, 陈亚茹. 厚壁 SA508 C1.3 钢接管段锻件的热处理 [J]. 大型铸锻件, 2006(4): 9-11.
- [14] 凌进, 韩兆隆, 李爱平, 等. 反应堆压力容器模拟锻件用 SA508-3CL 钢性能研究 [J]. 金属热处理, 2006, 31(9): 14-16.
- [15] 施耀新, 田洪志. 反应堆压力容器母材 60 年寿命性能要求及工艺措施 [J]. 发电设备, 2012, 26(2): 134-137, 144.
- [16] FUJIMAKI H, TSUKAMOTO T, WATANABE S, et al. Development and manufacture of steel forgings of ASTM-A 508 Class 2 for nuclear reactor pressure vessels [J]. Nippon Steel Technical Report, 1975(7): 21-35.
- [17] 孙明月, 李殿中, 徐斌. 同质金属构筑成形方法: 201511026272.X[P]. 2016-04-27.

(责任编辑: 郑文棠)