

国内压水堆核电核岛核1级铸钢件研发进展

刘仲礼

(烟台大学 核装备与核工程学院, 山东烟台 264005)

摘要: 中国核电建设的快速发展, 推动了核电设备的国产化进程。本文主要介绍国内压水堆核电站核岛核1级铸钢件研发的进展情况。核1级铸件, 主要包括主管道、主泵泵壳、爆破阀体等。由于其特殊的使用工况, 对铸件质量要求较高, 检测标准远高于一般铸件。核1级铸件基本采用不锈钢材料, 该类材料在凝固时, 由于凝固温度区间较宽, 容易产生缩松等凝固缺陷, 使制造的难度大大增加, 前期均需要进口。本文分析了以上铸件的材料、工艺等难点问题, 介绍了国内的研发情况。目前国内已经实现核1级铸件的产业化, 基本可以满足核电建设的需求。

关键词: 核1级铸钢件; 主管道; 主泵泵壳; 爆破阀体

核电发展迄今近60年的历史了, 核电技术已经发展到第四代, 出现了压水堆、沸水堆、重水堆、高温气冷堆、快堆等反应堆型, 核电效率及安全性不断提高^[1-4]。虽然前苏联的切尔诺贝利核电事故和日本福岛核电事故曾让核电的发展短期停滞, 有的国家甚至放弃发展核电^[5-6]。但不能否定核能依然是一种绿色能源, 是解决能源需求与环境保护非常有效的方案^[7]。我国核电发展虽然起步较晚, 但近10年发展迅速, 装机总量已经排到世界第二水平, 国家在2005年通过的《核电中长期发展规划》, 明确了要大力发展核电的方略, 通过引进和自主开发, 已经形成了具有独立知识产权的“华龙一号”核电技术, 核能也是解决“碳中和、碳达峰”目标的一种有效途径^[8-9]。

核电运营的安全性, 需要设备的可靠性来进行保障, 核电站的建设需要大量的铸锻件, 并且核岛内的铸锻件均要满足核1级安全要求。国内相关制造企业, 通过多年的攻关, 目前基本能够满足国内核电建设的设备需求, 本文主要介绍压水堆核电站核岛内核1级铸钢件的研发及制造情况。

1 核岛内铸钢件

图1所示为典型压水堆核电站功能示意图。核电站与常规火电站的区别在于提供能量的方式不同, 核电是以原子裂变能产生能量来替代煤或石油燃烧产生的能量。由于原子裂变反应所带来的辐射等安全问题, 原子裂变装置(反应堆)放置在核岛内, 核岛内的安全级别为1级, 所以对设备的质量要求及可靠性较高。

核岛内铸钢件主要包括: 主管道、主泵泵壳、爆破阀体、主泵导叶、主泵叶轮、燃料棒上下管座等。在福岛核电站事故之前, 国内CPR1000、CNP1000核电技术主要采用的是铸造主管道, 其来源于法国阿海珐的M310核电技术; 目前压水堆所采用主泵泵壳、导叶、叶轮均采用铸造成形, 只是核电技术不同, 泵壳尺寸与材料也有差别; 爆破阀是国内引进美国西屋公司AP1000核电技术所特有的产品; 燃料棒上下管座一直是采用锻件进行机加工, 但由于机加工难度大、成本及工期等原因, 正在研究采用熔模铸造的方法来生产。目前, 制造以上产品依据的是法国RCCM标准和美国ASME标准, 国内相关的标准正在建设中。

作者简介:

刘仲礼(1973-), 男, 博士, 高级工程师, 主要从事核电核岛主设备材料及成形工艺、新型Fe-Cr-B高硼耐磨白口铁以及高硬度、高韧性合金钢的研究工作。E-mail: liuzhonglimanoir@163.com

中图分类号: TG26

文献标识码: A

文章编号: 1001-4977(2021)10-1162-07

收稿日期:

2021-09-12。

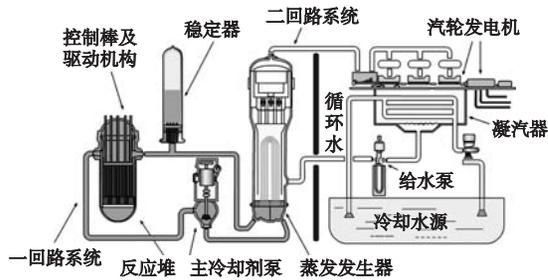


图1 压水堆核电站功能示意图

Fig. 1 Functional schematic diagram of pressurized water reactor nuclear power station

2 主管道

主管道是核岛内的“主动脉”，其主要功能是将反应堆产生的热量通过冷却剂输送到蒸汽发生器中，产生高温、高压蒸汽，从而推动汽轮机发电。铸造主管道起源于法国的M310核电堆型，国内已经投入使用的秦山二期、大亚湾、福清、宁德、红沿河等核电站均采用铸造主管道。百万千万级核电站主管道一般包括三个回路，每个回路包括热段、冷端段和过渡段，每段均是由直管和弯头焊接而成，其上焊接若干工艺接管嘴。主管道尺寸规格包括27.5”、29”、31”，图2所示为即将交货的主管道热段，其制造过程均依据法国RCCM标准。

主管道材质采用奥氏体-铁素体不锈钢，化学成分如表1所示。这种材质是304L不锈钢的一个变种，成分中提高了铬含量，从而使组织中存在一定量的铁素体（标准要求：15%~18%），部分铁素体的存在不但提高了材料的屈服强度、耐腐蚀性能，而且也提高了焊接性能，使其焊前焊后不需要热处理^[10]。

每个段由直管和弯头焊接而成，其中直管采用离心铸造工艺；弯头采用砂型铸造工艺。弯头与直管在

焊接前均要进行100%射线探伤，直管要满足RCCM标准1级探伤要求，且不能补焊；弯头需满足RCCM标准2级探伤要求，可以补焊。

对于主管道材料的研究，主要集中在科研院所，如北京科技大学^[11-12]主要研究了铸造主管道用不锈钢材料中的金属间相的析出以及热老化对主管道材料热抗点蚀性能的影响；钢铁研究总院^[13]则对主管道材料性能进行了研究。主管道工艺的研究，则主要集中在企业，如大隆机械厂^[14]、四川化工机械厂^[15]分别发表了主管道工艺难度最高的90°弯头的研究论文。四川化工机械厂后期改名为四川三洲川化核能设备制造有限公司，取得了制造许可证，成为国内主要的供货商之一。烟台台海玛努尔核电设备有限公司、江苏标新久保田工业有限公司均是从国外引进技术，先后取得了制造许可证。

直管是采用卧式离心机（图3）成形的。制造工艺难度最高的是27.5”直管，其铸造长度近7 m，壁厚将近120 mm，浇注钢液量12 t左右。厚壁直管的离心铸造，主要易产生分层、夹杂等缺陷。主要控制工艺参数：浇注温度、浇注速度、铸模转速、铸模涂料种类及厚度、铸型加热温度等。

对于该类大壁厚不锈钢直管的离心铸造工艺，国内外未见相关文献，其工艺作为核心机密主要由各个企业掌握。其中，四川三洲核能是自主开发，烟台台海玛努尔为法国引进，江苏标新久保田为日本引进。从工程公司反映的情况来看，直管的质量基本都能过关，图4和图5所示为离心铸造直管的宏观组织与微观组织。

弯头均采用砂型铸造，弯头中工艺难度最高的是过渡段90°弯头，其内径尺寸为31”，成品重量接近



图2 主管道热段

Fig. 2 Hot section of primary coolant pipe



图3 卧式离心铸造设备

Fig. 3 Horizontal centrifugal casting equipment

表1 主管道直管和弯头的化学成分

Table 1 Chemical composition of tube and elbow for primary coolant pipe

C	Mn	Si	S	P	Ni	Cr	Cu	Co	$w_B/\%$
≤0.040	≤1.50	≤1.50	≤0.015	≤0.030	8.00~11.00	19.00~21.00	≤1.00	≤0.20	

注：直管C含量，包内样≤0.038%，成品≤0.040%

5 t, 如图6所示。90°弯头毛坯最大壁厚达到140 mm, 浇注钢液重量近20 t。由于弯头材料的凝固温度区间较宽, 处于“粥状凝固”, 凝固时间较长, 易产生疏松缺陷, 所以铸造工艺设计的核心是如何设计良好的补缩系统。四川三洲核能采用自主开发的铸造工艺, 采用水玻璃砂造型, 从工程公司反馈的信息来看, 总体缺陷较多, 补焊工作量较大, 影响成本及效率; 烟台台海玛努尔引进法国玛努尔铸造工艺, 采用呋喃树脂砂造型, 曾生产出多个零补焊的弯头, 但也存在工艺出品率较低的问题; 江苏标新久保田引进日本铸造工艺, 亦采用呋喃树脂砂造型, 虽然其获得了国家核安全局颁发的制造许可证, 但未有供货业绩, 所以其质量水平不得而知。

中国广核研发的CPR1000核电技术和中核研发的CNP1000技术均采用以上所述的铸造主管道, 应用机组超过20个, 主要由烟台台海玛努尔和四川三洲核能来制造, 其中烟台台海玛努尔占据了60%以上的市场。



图4 直管的宏观组织

Fig. 4 Macrostructure of straight pipe

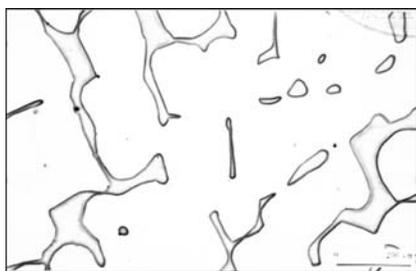


图5 直管的微观组织

Fig. 5 Microstructure of straight pipe



图6 90°弯头

Fig. 6 90° elbow

在日本福岛核电事故发生以后, 我国引进消化美国西屋公司AP1000核电技术而形成的CAP1000核电技术与“华龙一号”核电技术均采用锻造主管道, 铸造主管道的市场基本消失, 但烟台台海玛努尔曾接到法国核电站延寿项目的主管道合同, 未来国内也存在类似市场。

3 主泵泵壳

主泵系统被称为核岛的“心脏”, 连接主管道系统, 提供冷却系统循环的动力。泵壳是主泵系统中的“外壳”, 也是系统中最大的部件, 如图7、8所示。前期采用CPR1000、CNP1000以及AP1000核电技术的核电站, 主泵均从国外采购, 主要来源于意大利的“SAFAS”公司和英国的“Sheffield Forgemaster”公司。由于国外公司的产能问题, 极大地影响了我国核电建设的速度。

中国自主开发的“华龙一号”泵壳与CPR1000、CNP1000泵壳基本相同, 均采用法国RCCM标准, 材料与铸造主管道相同, 成品重量37 t, 要求100%探伤, 满足探伤RCCM标准2级, 可以补焊; AP1000泵壳采用美国ASME标准, 材料采用CF8A(表2), 成品重量17 t, 材料也是含有一定量铁素体的奥氏体不锈钢, 要求100%探伤, 满足探伤ASME标准2级, 可以补焊。

两类泵壳热节的最大厚度分别超过440 mm和384 mm, 由于不锈钢凝固特性问题, 如何解决热节疏松问题是关键。有关泵壳材料及铸造工艺的文献未见报道。为了实现泵壳的国产化, 国内烟台台海玛努尔和安徽应流集团对该类产品进行了研发, 均取得了国家核安全局颁发的制造许可证, 已经可以稳定供货,

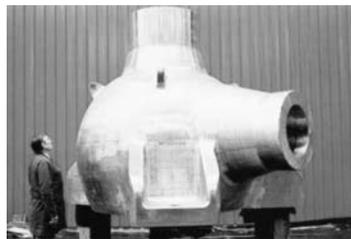


图7 CPR1000、CNP1000主泵泵壳

Fig. 7 Primary pump casing of CPR1000 and CNP1000



图8 AP1000主泵泵壳

Fig. 8 Primary pump casing of AP1000

表2 AP1000 主泵泵壳化学成分
Table 2 Chemical composition of primary pump casing for AP1000

C	Mn	Si	P	S	Cr	Ni	Mo	Co	$w_B/\%$
≤0.08	≤1.50	≤2.00	≤0.030	≤0.005	18.00~21.00	8.00~11.00	≤0.50	≤0.05	

但都存在表面点状缺陷过多的情况，至今尚未完全得到解决。

烟台台海玛努尔在法国玛努尔的支持下自主设计的铸造工艺是采用呋喃树脂砂造型，安徽应流自主设计的铸造工艺是采用酚醛树脂砂造型，对于热节部位的补缩，冒口安放部位大同小异（图9），主要是顶冒口与内冒口（图中未显示）。其他细节部分，均属于各企业机密，不得而知，但泵壳能实现国产化并批量供货，对于核电建设的贡献是巨大的。

4 爆破阀体

爆破阀是AP1000核电技术中特有的设备（图10），爆破阀运用于AP1000 核电机组第4级自动泄压系统、低压安注系统以及安全壳循环系统中，其主要功能是在核电厂处于事故工况下，通过开启阀门信号触发爆破单元，产生高压气体推动阀门内的活塞运动，切断阀门通径的剪切盖，使阀门进出口接通，实现系统泄压及堆芯冷却的安全功能。爆破阀的功能是在发生事故时，能自动引爆火药，产生压力使阀门自动打开^[6]。

爆破阀体包括14"和8"两种尺寸（图11、12），成品重量分别为3.5 t和2.3 t，阀体采用的材料如表3所

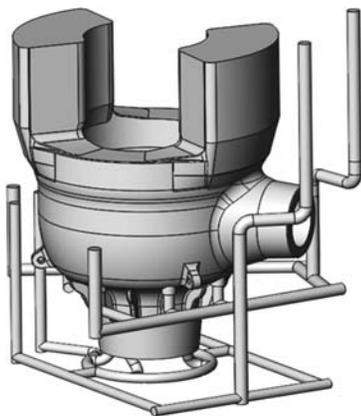


图9 主泵泵壳铸造工艺简图
Fig. 9 Sketch of casting process for primary pump casing

示。爆破阀体需要进行100%射线探伤，满足ASME标准2级探伤要求，不能进行补焊。

对比主泵材料，爆破阀体所采用材料的Mo含量比较高，它也是含有一定量铁素体的奥氏体不锈钢，国内对该类材料的研究未见报道。

爆破阀体的铸造工艺难度在于不允许进行补焊，如果有不满足标准要求的缺陷，则需要报废，而两类阀体的热节最大厚度分别为380 mm和260 mm，这对铸造工艺设计提出了很大的挑战，工艺的重点还是关注如何有效进行补缩。国内企业烟台台海玛努尔和安徽



图10 14"爆破阀
Fig. 10 14" squib valve



图11 14"爆破阀体
Fig. 11 14" squib valve body

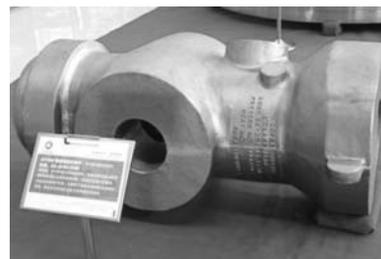


图12 8"爆破阀体
Fig. 12 8" squib valve body

表3 爆破阀体化学成分
Table 3 Chemical composition requirement of squib valve body

C	Mn	Si	S	P	Cr	Ni	Mo	Co	$w_B/\%$
≤0.03	≤1.5	≤1.5	≤0.040	≤0.040	17.0~21.0	9.0~13.0	2.0~3.0	≤0.2	

应流进行了该产品的研发，两者都采用呋喃树脂砂造型，先后取得了制造许可证，目前都有供货业绩。

5 其他铸件

以上核1级铸件在进行正式供货前，均需要取得国家核安全局所颁发的制造许可证，还有其他核1级小铸件，可以由有核资质的企业制造，包括主泵导叶、叶轮等，如图13、14、15所示。燃料棒上、下管座由锻造改为铸造，研发已经成功，但尚未供货，如图16、17、18所示。

目前，几种核电技术所采用的导叶与叶轮是一种马氏体不锈钢（含Cr13%、Ni4%），重量一般不超过1 t，热节部位需要100%探伤。由于形状比较复杂，并且对流道尺寸要求比较严格，所以在制芯时，基本采用3D

打印；另外由于马氏体不锈钢良好的淬透性，为了防止裂纹，要合理采取防裂纹工艺措施及合理的打箱时间。目前，主要是烟台台海玛努尔和安徽应流在生产供货。

上、下管座是用来安放支持燃料棒的，原来一直采用锻件，然后进行机加工，由于其形状复杂，所以机加工的工期及费用偏高，所以设计者提出能否采用熔模铸造的方法进行生产。上、下管座材料采用传统的304L不锈钢，上管座重量约8 kg，下管座约30 kg。烟台台海玛努尔和安徽应流同时进行了工艺研发，都取得了成功。其工艺的核心问题是热节部位的补缩及尺寸控制。

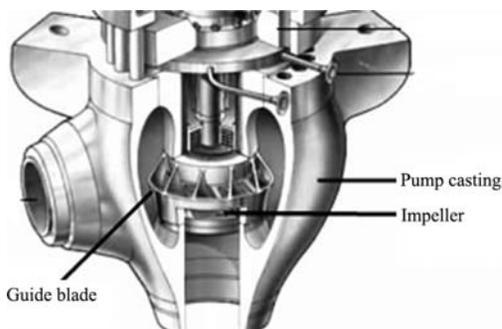


图13 导叶、叶轮在主泵泵壳中的位置示意图

Fig. 13 Positions of guide blade and impeller in primary pump casing

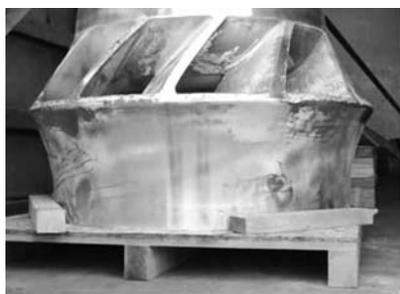


图14 导叶

Fig. 14 Guide blade



图15 叶轮

Fig. 15 Impeller

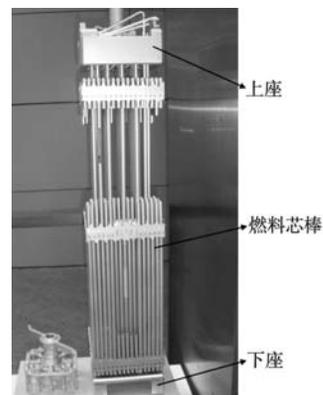


图16 燃料棒上、下管座位置图

Fig. 16 Positions of upper and bottom sockets for fuel rod unit



图17 上管座

Fig. 17 Upper socket



图18 下管座

Fig. 18 Bottom socket

6 结束语

以上所述基本包含了核岛内所有的铸钢核1级产品, 由于材料都是标准化的, 研发重点主要是工艺开发, 所以大学与科研院所参与的较少, 基本都是企业完成, 工艺基本都作为企业的机密, 具体细节不得而知, 以下几点值得我们思考。

(1) 国内核电事业的大发展, 推动了核1级主管道、泵壳、爆破阀体等铸件的国产化, 没有巨大市场的支持, 企业缺乏技术攻关的动力。即使如此, 能参与的企业寥寥无几, 除了工艺难度的问题, 国内铸造人才的匮乏问题也凸显的越来越明显。

(2) 核1级铸件质量要求较高, 材料以不锈钢为

主, 合金含量超过30%, 其凝固特性决定了缩松缺陷控制难度较大, 而且随铸件重量的增加, 难度递增。铸件的制造是一个系统工程, 除了铸造工艺设计, 其它工艺如冶炼、热处理、机加工、检测等都不可或缺。各企业在研发过程中, 耗费了大量的物力、财力, 而科研院所人才集中的地方参与度较少, 这也增加了研发的时间与成本, 如何建立起一个联合研发的机制, 是提高研发效率的一个有效途径。

(3) 国产化不是终点, 现在核电设备制造所引用的标准基本都来自于国外, 加大基础材料学科的研究, 建立国内自己的标准, 才是提高我国核电材料技术水平的关键。

参考文献:

- [1] LIU Z, YANG B, TIAN L. Development and outlook of advanced nuclear energy technology [J]. Energy Strategy Reviews, 2021, 34: 1-4.
- [2] 杜祥琬, 叶奇蓁, 徐铄, 等. 核能技术方向研究及发展路线图 [J]. 中国工程科学, 2018, 20 (3): 17-24.
- [3] 欧阳予. 国际核能应用及其前景展望与我国核电的发展 [J]. 物理通报, 2007 (1): 5-10.
- [4] IOANNIS N. KESSIDES. The future of the nuclear industry reconsidered: Risks, uncertainties, and continued promise [J]. Energy Policy, 2012, 48: 185-208.
- [5] ROGNER Hans-Holger. World outlook for nuclear power [J]. Energy Strategy Reviews, 2013, 1: 291-295.
- [6] VIVIANNE HM, VISSCHERSA, LASSE Wallquist. Nuclear power before and after Fukushima: The relations between acceptance, ambivalence and knowledge [J]. Journal of Environmental Psychology, 2013, 36: 77-86.
- [7] IOANNIS N. KESSIDE. Nuclear power: Understanding the economic risks and uncertainties [J]. Energy Policy, 2010, 38: 3849-3864.
- [8] 傅翠晓. 碳达峰、碳中和的五大重点关注领域 [J]. 张江科技评论, 2021 (4): 66-68.
- [9] 欧阳志远, 史作廷, 石敏俊, 等. “碳达峰碳中和”: 挑战与对策 [J]. 河北经贸大学学报, 2021, 42 (5): 1-11.
- [10] GUNN R N. Duplex stainless steels: microstructure, properties and applications [M]. Cambridge, England: Abington, 1997: 175-177.
- [11] 王永强, 韩军, 杨滨, 等. 核电站主管道不锈钢中金属间相的析出行为 [J]. 金属学报, 2013, 49 (4): 415-420.
- [12] 王永强, 董芳, 杨滨. 热老化对核电主管道 Z3CN20.09M 不锈钢点蚀性能的影响 [J]. 北京科技大学学报, 2014, 34 (5): 644-649.
- [13] 李颖, 刘涛, 栾培锋, 等. 核电厂压水堆主管道材料性能的研究 [J]. 物理测试, 2006, 24 (5): 12-13.
- [14] 孟铄, 李锡年, 徐荣法. 1 000 MW核电站主管道90°弯头的铸造 [J]. 铸造工程·造型材料, 1998 (1-2): 55-59.
- [15] 曾正涛, 陈勇. 压水堆核电站不锈钢主管道铸造 [J]. 核动力工程, 1999, 20 (4): 357-359.
- [16] 熊冬庆, 卫东, 王闯, 等. AP1000 核电厂爆破阀研制技术难点分析 [J]. 核科学与技术, 2018, 38 (5): 855-859.

Research and Development of Nuclear Class 1 Steel Castings in Pressurized Water Reactor Nuclear Power Station Island of China

LIU Zhong-li

(School of Nuclear Equipment and Nuclear Engineering, Yantai University, Yantai 264005, Shandong, China)

Abstract:

The rapid development of nuclear power station construction has promoted the home-manufacturing process of nuclear power equipment. In this paper, the research and development of Nuclear Class 1 steel castings in the pressurized water reactor nuclear power station island was introduced and analyzed. The Nuclear Class 1 castings mainly include primary coolant pipe, primary pump casing, squib valve body, etc. Because of their special application conditions, the casting quality requirements are higher, and the testing standard is stricter than the general castings. Generally, for the Nuclear Class 1 castings, the materials adopted are stainless steels. During solidification, such materials are easy to produce casting defects such as shrinkage porosity due to their wide solidification temperature ranges, which greatly increases the manufacturing difficulty of castings. And at the early stage, they needed to be imported. In this paper, the difficulties of materials and casting methods for the castings were analyzed, and their research and development conditions in China were also introduced. Up to present, all the Nuclear Class 1 castings have been successfully manufactured in China and they can satisfy the requirements of nuclear power station construction in China.

Key words:

nuclear class 1 steel casting; primary coolant pipe; primary pump casing; squib valve body
