

超大型核电锻件

绿色制造技术

Green Manufacturing Technology for Super Heavy Nuclear Power Forging

© 王宝忠 等著



 机械工业出版社
CHINA MACHINE PRESS



超大型核电锻件绿色制造技术

王宝忠 刘 颖 等著



机械工业出版社

本书通过大量详实的试验数据，重点阐述了超大型核电锻件在从自由锻造向绿色制造（胎模锻造、近净成形）发展过程中的先进制造技术及工程应用，对研制过程中的经验教训进行了深入剖析。针对核电装备向大型化、长寿期发展的趋势，对超大型核电锻件未来的发展进行了展望。

本书含有 1300 余幅图表，内容包括超大型锻件 1:1 评定、解剖、制造等珍贵技术资料，是一代工程技术人员心血的结晶。在全球装备制造业因产能严重过剩而导致价格恶性竞争、质量波动的新形势下，对稳定和提高超大型核电锻件质量具有很高的参考价值。

本书可供从事锻造行业的生产、技术与研发人员使用，也可供高等院校相关方向的研究生和教师参考。

图书在版编目（CIP）数据

超大型核电锻件绿色制造技术/王宝忠等著. —北京：机械工业出版社，2017.1

ISBN 978-7-111-55619-0

I. ①超… II. ①王… III. ①核电厂—大型锻件—锻造—制造工艺—无污染技术 IV. ①TM623.4②TG316

中国版本图书馆 CIP 数据核字（2016）第 310981 号

机械工业出版社（北京市百万庄大街 22 号 邮政编码 100037）

策划编辑：孔 劲

责任编辑：孔 劲 王春雨

责任校对：张晓蓉 肖 琳 封面设计：张 静

责任印制：李 洋

北京新华印刷有限公司印刷

2017 年 1 月第 1 版第 1 次印刷

184mm×260mm·40.25 印张·2 插页·991 千字

标准书号：ISBN 978-7-111-55619-0

定价：198.00 元

凡购本书，如有缺页、倒页、脱页，由本社发行部调换

电话服务

网络服务

服务咨询热线：010-88361066

机工官网：www.cmpbook.com

读者购书热线：010-68326294

机工官博：weibo.com/cmp1952

010-88379203

金书网：www.golden-book.com

封面防伪标均为盗版

教育服务网：www.cmpedu.com

序

作为我国核电装备引进、消化、吸收、再创新的亲历者，很高兴应编者之邀为《超大型核电锻件绿色制造技术》一书做序。

核电锻件对核电装备的发展起着至关重要的作用，我国核电装备的发展实践证明，没有核电锻件就无法掌握发展核电的主动权。十几年前，按党和国家领导人的部署，在与美国、法国、俄罗斯等核电强国交流引进三代核电技术时，将核电锻件作为一个重要引进内容进行谈判。然而，外方就是不同意转让核电锻件制造技术，最后的谈判结果只是从美国西屋公司（WEC）引进了 AP1000 核电设计和制造技术。

为了推动核电锻件自主化，摆脱受制于人的被动局面，核电锻件的研发得到了科技部的大力支持。在“十一五”科技支撑计划中追加了核电锻件的研究内容。国内的核电锻件供应商与科研院所联合攻关，经过三年多的努力，基本解决了二代加核电锻件的供货问题。

在大型先进压水堆重大专项的资助下，由中国一重牵头，联合了中国二重、上海重型机器厂等国内知名企业及相关院所共同开展了超大型核电锻件的联合研制工作，以王宝忠为首的攻关团队不分昼夜潜心研究，耗费了大量的心血。经过多年的不懈努力，实现了三代核电核岛及常规岛锻件全部自主化，同时，制造技术达到国际领先水平，可以说是难能可贵的。

《超大型核电锻件绿色制造技术》一书通过大量详实的数据，列举了具有国际领先水平的制造技术，彻底改变了人们对大型锻件“傻大黑粗”的印象。事实证明，只要用心去做产品，中国制造不仅能解决有无的问题，同样也能实现绿色制造。

然而，涉及核电的产品最让人不放心的是质量的稳定性。产品制造之所以存在着“一好、二坏、三推倒、四重来”的怪现象，究其原因先进的制造技术不能很好地得以传承。《超大型核电锻件绿色制造技术》这本书既全面系统地介绍了研制过程中取得的成果，又总结了一些经验和教训，对稳定和提高超大型核电锻件的产品质量有着很好的指导与借鉴作用。

党中央国务院提出了核电装备“走出去”的发展战略，“一带一路”为我国核电装备的发展描绘了美好的发展前景。衷心希望《超大型核电锻件绿色制造技术》一书能成为核电装备设计、制造、监管者以及将要从事核电装备制造的学习者们的良师益友。

孙昌基

前言

为了适应核电装备长寿期、大型化等发展需求，超大型核电锻件应运而生。长期以来，我国重主机而轻配套的发展思路，致使超大型锻件依赖进口供货，国产件能力与质量难以满足要求，已成为重大装备业发展的瓶颈并受制于人。在第三代核电技术引进中，外方始终不同意转让大型锻件制造技术。为了突破国外的技术封锁，尽快实现超大型核电锻件生产的自主化并达到国际先进水平，在国家“十一五”科技支撑计划及大型先进压水堆核电重大专项等项目的资助下，由中国第一重型机械集团公司牵头，联合国内优势企业及科研院所，开展了长达十年的超大型核电锻件的研究与制造工作。

超大型核电锻件的绿色制造具体体现为锻件的近净成形与一体化锻造。超大型核电锻件的制造已很“难”；一体化超大型核电锻件的制造“更难”；而近净成形的一体化超大型核电锻件绿色制造难度则是“难以想象”。近乎“一穷二白”的超大型核电锻件研究与制造工作近乎“赤膊上阵”，为了对研制方案进行验证和积累大数据投制了大量1:1的试验解剖锻件，攻坚克难、屡败屡战。经过不懈努力，取得了世界领先水平的好成绩。

目前，全球经济发展进入新常态，导致了热加工产能严重过剩，根据国际锻造师年会资料统计，60MN及以上液压机开工率平均不足30%。虽然超大型核电锻件热火朝天、供不应求的局面可能一去不复返了，但能源装备清洁、绿色、高效的发展趋势，对超大型核电锻件的需求是永恒的。国家核电装备“走出去”战略的实施，也必将为超大型核电锻件的发展提供更加广阔的空间。因此，作者们利用热加工开工不足的“闲暇”时间，将十几年来在超大型核电锻件研究与制造方面的经验、体会和教训编撰成册，对如何进行系统性基础研究、如何进行低成本工程化试制以及怎样实现绿色化、产业化、批量化生产进行了阐述，对未来的发展趋势进行了展望。

本书共分8篇32章。第1篇从超大型核电锻件的重要性、主要特点、创新性研发以及国内外同类技术先进性对比等方面进行了综述；第2篇从设备与工装、研究方法手段以及超大型钢锭三个方面介绍了研制超大型核电锻件应具备的基础；第3~7篇分别对各种堆型的压力容器、蒸汽发生器、主管道等核岛锻件以及常规岛锻件研制进行了详细阐述；第8篇对超大型核电锻件研制中具有代表性的经验教训进行了介绍，对未来发展进行了展望。

本书是工程实践经验的总结与提炼，含有直径 $\phi 4000\text{mm}$ 的600t级超大型钢锭和直径 $\phi 3000\text{mm}$ 的汽轮机整锻低压转子锻件解剖等大量珍贵技术资料，希望能成为核电装备的设计、制造、质量管理人员，特别是超大型锻件研究制造工作者的技术工作指南。此外，由于本书涉及的内容突破了传统论述，亦可供高校及研究院所从事热加工理论学

习的人员参考。

本书由王宝忠执笔并统稿，刘颖（第1，2，3，4，5，6，8篇）、刘凯泉（第3，4，6篇）、曹志远（第7，8篇）、高建军（第2，7，8篇）、聂义宏（第2，5，8篇）、赵德利（第2，6，8篇）、金嘉瑜（第7篇）参与了部分章节的撰写；张文辉对初稿进行了审核。

在超大型核电锻件绿色制造技术研发工作中，得到了上海核工程研究设计院、清华大学、燕山大学、重庆大学、东北大学、太原科技大学、中科院金属研究所、钢铁研究总院、机械科学总院、中国第二重型机械集团公司、上海重型机器厂等院所和企业的大力支持，在此一并表示感谢！

由于我们的水平有限，书中难免存在缺点和错误，敬请读者批评指正。

编 者

目录

序
前言

第 1 篇 综 述

第 1 章 核电站与核电堆型简介	3	3.5 制造资质评定与生产许可	22
1.1 核电站种类及构成	3	3.5.1 取证	23
1.2 核电的堆型	4	3.5.2 评定	23
1.2.1 压水堆	4	3.5.3 核安全许可	25
1.2.2 沸水堆	4	3.6 制造过程控制要求	25
1.2.3 重水堆	5	3.6.1 评定/制造大纲	25
1.2.4 石墨水冷堆	5	3.6.2 质量计划	25
1.2.5 高温气冷堆	5	3.6.3 无损检测规程	26
1.2.6 快堆	5	3.6.4 先决条件检查	26
1.3 发展核电的目的与方向	6	3.7 产品质量的可追溯性	26
1.4 核电装备自主化及“走出去”	6	3.7.1 母材见证件	26
第 2 章 核电锻件的重要性	8	3.7.2 焊接见证件	26
2.1 核电锻件在核电装备中的地位与作用	8	第 4 章 设备与工装特点	27
2.2 历史重任及殷切期望	8	4.1 制造设备的大型化	27
2.3 不辱使命	9	4.1.1 超大型冶炼及铸锭设备	27
第 3 章 超大型核电锻件的主要特点及		4.1.2 超大型锻造设备	27
制造要求	12	4.1.3 超大型热处理设备	28
3.1 规格巨大且形状复杂	12	4.2 工装的大型化及复杂化	29
3.1.1 核电常规岛整锻低压转子	12	4.2.1 二代加 SG 水室封头管嘴翻边	
3.1.2 核电常规岛发电机转子	13	装置	29
3.1.3 核电一体化封头	13	4.2.2 改进型一体化顶盖模锻工装	30
3.2 技术要求高	14	4.2.3 超大型锻件坯料翻转装置	31
3.3 锻件向大型化及一体化方向发展	14	4.2.4 转子中心孔超声波检测装置	31
3.3.1 压力容器锻件的大型化及		4.2.5 超大型筒体锻件一次性浸水淬火	
一体化	15	装置	31
3.3.2 蒸汽发生器锻件的大型化及		第 5 章 创新性评定及验证	33
一体化	15	5.1 一体化锻件创新性验证	33
3.4 绿色制造	16	5.1.1 CAP1400RPV 一体化顶盖锻件	
3.4.1 胎模锻造	17	评定	33
3.4.2 近净成形	19	5.1.2 CAP1400RPV 一体化底封头锻件	

评定	34	6.3.2 SG 水室封头	62
5.2 超大型锻件的大数据积累	37	6.4 近净成形	63
5.2.1 CAP1400RPV 接管段1:1 解剖 试验	37	6.4.1 RPV 接管段	63
5.2.2 CAP1400SG 管板1:1 解剖试验	38	6.4.2 SG 锥形筒体	63
5.2.3 AP1000SG 水室封头1:1 解剖 检验	39	6.5 主管道空心锻造	64
5.2.4 华龙一号泵壳1:1 解剖评定	41	6.6 核电常规岛汽轮机整锻低压转子	66
5.2.5 AP1000RPV 接管段法兰全截面 测温及性能检验	45	6.6.1 锻件内部质量的纯净性	66
5.3 600t 级钢锭的试验验证	46	6.6.2 锻件性能的均匀性	67
5.3.1 600t 级钢锭的研制	46	第7章 理论与实践的反复完善	69
5.3.2 600t 级钢锭的解剖验证	48	7.1 模拟软件的选择及边界条件的 优化	69
5.4 常规岛汽轮机整锻低压转子评定	50	7.2 物理模拟及比例试验	70
5.4.1 锻造	50	7.2.1 整体顶盖物理模拟	70
5.4.2 热处理	51	7.2.2 水室封头管嘴翻边比例试验	70
5.4.3 解剖评定	52	7.2.3 水室封头近净成形比例试验	70
第6章 核电锻件的先进制造技术	56	7.2.4 主管道低熔点合金内支撑弯曲 比例试验	72
6.1 冶炼及铸锭	56	第8章 核电锻件制造的走向	73
6.1.1 低 Si 控 Al 钢的冶炼及铸锭	57	8.1 产品质量稳步提高	73
6.1.2 超大型钢锭	58	8.2 锻件标准的自主化	74
6.2 压力容器 (RPV) 一体化锻件	59	8.3 实现锻件的极端制造	75
6.2.1 RPV 顶盖	59	8.3.1 RPV 一体化接管段	75
6.2.2 RPV 底封头	61	8.3.2 CAP1700 常规岛汽轮机整 锻低压转子	75
6.3 蒸汽发生器 (SG) 锻件胎模锻造	61	8.3.3 600MW 快堆支撑环	76
6.3.1 SG 管板	61	8.3.4 沸水堆封头	76

第2篇 超大型核电锻件绿色制造的基础

第1章 主要设备与工装	79	1.4 热处理设备	90
1.1 冶炼设备	79	1.4.1 电炉	91
1.1.1 电弧炉 (EAF)	79	1.4.2 燃气炉	91
1.1.2 钢包精炼炉 (LRF)	79	1.4.3 淬火冷却设备	91
1.1.3 电渣重熔炉 (ESR)	80	1.4.4 热稳定试验机	94
1.1.4 真空感应熔炼炉 (VIM)	81	1.4.5 起吊吊具	94
1.2 铸锭设备	81	1.5 试样制备设备	95
1.2.1 上注	81	1.5.1 拉伸试样加工专机	95
1.2.2 下注	82	1.5.2 冲击试样加工专机	95
1.2.3 真空吸注	82	1.5.3 落锤试样制备设备	97
1.3 液压机	83	1.6 无损检测设备	98
1.3.1 水压机	85	1.6.1 超声波检测 (UT)	98
1.3.2 油压机	87	1.6.2 射线检测 (RT)	99
1.3.3 自由锻水压机与油压机的比较	88	1.6.3 渗透检测 (PT)	99
1.3.4 自由锻液压机未来发展方向	90	1.6.4 磁粉检测 (MT)	99

1.7 超大直径钢锭火焰切割设备 100

1.8 特殊工装 100

1.8.1 钢锭抬梁及吊钳 100

1.8.2 锻造起重机与翻钢机 102

1.8.3 坯料翻转机 103

1.8.4 坯料回转装置 105

1.8.5 水室封头管嘴翻边定位装置 107

1.8.6 双端不对称变截面筒体同步变形装置 108

第2章 研究方法与研究手段 110

2.1 材料基础研究 110

2.1.1 化学成分设计与优化 110

2.1.2 热物性参数测试 115

2.1.3 热加工图制定 118

2.1.4 相图与特性曲线测绘 119

2.2 工艺研究方法手段 121

2.2.1 冶炼与铸锭工艺研究 121

2.2.2 成形工艺研究 123

2.2.3 热处理工艺研究 126

第3章 超大型钢锭研究与制造 130

3.1 冶炼及铸锭工艺方法的创新 130

3.1.1 低Si控Al钢的冶炼 130

3.1.2 保护浇注 135

3.1.3 钢锭二次补浇 136

3.1.4 空心钢锭 137

3.2 优质耐火材料 141

3.2.1 水口砖 142

3.2.2 塞棒 144

3.2.3 导流管 145

3.3 中间包 146

3.3.1 传统中间包 147

3.3.2 新型中间包 153

3.4 长水口 166

3.4.1 实验研究 166

3.4.2 工程实践 171

3.5 超大型钢锭浇注与脱模 171

3.5.1 保护浇注 171

3.5.2 脱模 172

3.6 超大型钢锭的解剖 172

3.6.1 解剖方式 172

3.6.2 钢锭的纯净性 173

3.6.3 钢锭的致密性 174

3.6.4 制造技术的先进性 174

3.7 对传统观念的再认识 174

3.7.1 钢锭的横截面形状 175

3.7.2 钢锭模锥度及高径比 175

3.7.3 钢锭的纯净性及致密性 176

3.8 小结 176

第3篇 压水堆压力容器锻件

第1章 顶盖 183

1.1 分体顶盖 183

1.1.1 上封头 183

1.1.2 上封头法兰 184

1.2 整体顶盖 184

1.2.1 数值模拟 186

1.2.2 物理模拟 189

1.2.3 锻件评定 190

1.2.4 产品制造 195

1.3 一体化顶盖 209

1.3.1 数值模拟 209

1.3.2 附具研制 210

1.3.3 锻件评定 210

1.3.4 产品制造 219

1.4 顶盖制造方式对比 221

1.4.1 华龙一号顶盖 221

1.4.2 AP1000 顶盖 222

1.4.3 CAP1400 顶盖 223

1.5 顶盖制造过程中的经验教训及预防措施 224

1.5.1 EPR 上封头成分超标 224

1.5.2 整体顶盖冲形阶段吊耳开裂 226

第2章 接管段 228

2.1 分体接管段 229

2.1.1 接管筒体 229

2.1.2 接管法兰 239

2.2 整体接管段 239

2.2.1 覆盖式锻造 240

2.2.2 半仿形锻造 240

2.2.3 仿形锻造 240

2.2.4 近净成形锻造 240

2.2.5 热处理 241

2.2.6	CAP1400 整体接管段解剖	243	3.2.2	附具研制	257
2.2.7	国内外制造方式对比	247	3.2.3	锻件评定	259
2.3	半一体化接管段	248	3.2.4	补充评定	262
2.3.1	局部接管覆盖式接管段	248	3.2.5	产品制造	267
2.3.2	局部接管翻边式接管筒体	248	3.2.6	国内外制造方式对比	268
2.4	一体化接管段	249	第4章	其他锻件	271
2.4.1	数值模拟	250	4.1	堆芯筒体	271
2.4.2	比例试验	252	4.2	过渡段	271
第3章	下封头	255	4.3	进出口接管	272
3.1	分体下封头	255	4.3.1	自由锻造	272
3.2	一体化底封头	256	4.3.2	胎模锻造	272
3.2.1	数值模拟	256	4.4	安注接管	275

第4篇 压水堆蒸汽发生器锻件

第1章	上封头（椭球封头）	281	3.3.1	二代加蒸汽发生器管板锻件 评定	308
1.1	分体上封头	281	3.3.2	CAP1400 蒸汽发生器管板锻件解剖	313
1.1.1	椭球封头上部	281	3.4	国内外制造方式对比	314
1.1.2	椭球封头环	282	第4章	下封头（水室封头）	316
1.2	整体上封头	282	4.1	分体下封头	316
1.2.1	两步锻造	282	4.1.1	分体水室封头	317
1.2.2	胎模锻造	284	4.1.2	水室封头环	318
第2章	锥形筒体	296	4.2	整体下封头	319
2.1	覆盖式锻造	296	4.3	半胎模锻造	319
2.2	仿形锻造	297	4.4	胎模锻造	320
2.3	近净成形	298	4.4.1	数值模拟	320
2.3.1	成形工艺研究	298	4.4.2	比例试验	325
2.3.2	附具研制	300	4.4.3	附具研制	330
2.3.3	产品制造	301	4.4.4	产品制造	333
2.4	国内外制造方式对比	302	4.4.5	制造过程中的经验教训	338
第3章	管板	303	4.5	管嘴翻边	339
3.1	锻造	303	4.5.1	数值模拟	339
3.1.1	自由锻造	303	4.5.2	比例试验	340
3.1.2	胎模锻造	303	4.5.3	附具研制	340
3.2	热处理	306	4.5.4	产品制造	340
3.2.1	预备热处理	306	4.6	国内外制造方式对比	343
3.2.2	浸入式淬火	306	4.6.1	带非向心管嘴整体水室封头	343
3.2.3	喷水淬火	308	4.6.2	带向心管嘴整体水室封头	344
3.3	评定与解剖	308			

第5篇 主管道锻件

第1章	基础研究	348	1.2	有害相的成因及避免	348
1.1	成分优化	348	1.2.1	高温铁素体	349

1.2.2 Y相	353	2.1.2 评定锻件	383
1.2.3 共晶相	354	2.2 空心锻件	383
1.3 冶炼及铸锭	355	2.2.1 扁方管嘴	383
1.3.1 双真空	355	2.2.2 八方管嘴	384
1.3.2 电渣重熔 (ESR)	355	2.3 近净成形锻件	384
1.4 热塑性研究	356	2.3.1 高温扩散	384
1.4.1 热塑性试验材料制备	356	2.3.2 锻粗	385
1.4.2 热塑性试验方法	357	2.3.3 高温大变形量拔长	387
1.4.3 热塑性试验结果	357	2.3.4 低于二次再结晶温度拔长	388
1.4.4 分析讨论	358	2.3.5 差温锻造	389
1.4.5 结论	359	2.3.6 管嘴挤压	390
1.5 晶粒度影响因素研究	360	2.3.7 锻造过程中的裂纹清理	390
1.5.1 试验材料	360	2.4 国内外制造方式对比	392
1.5.2 试验方法	360	2.4.1 空心锻件与实心锻件对比	392
1.5.3 试验结果	361	2.4.2 管嘴覆盖式成形与近净成形 对比	392
1.5.4 分析讨论	366	第3章 弯制成形	395
1.5.5 关于二次再结晶	368	3.1 弯制方式	395
1.5.6 关于动态再结晶	369	3.1.1 压弯	395
1.5.7 结论	370	3.1.2 推弯	396
1.6 晶粒细化及均匀化比例试验	371	3.2 内部支撑	398
1.6.1 包套保温效果试验	371	3.2.1 钢质支撑	399
1.6.2 包套锻粗试验	372	3.2.2 低熔点合金支撑	399
1.6.3 不同锻造比包套拔长试验	375	3.2.3 不同支撑方式的对比	400
1.6.4 相同锻造比拔长后包套坯料与 裸料晶粒度对比试验	376	第4章 机械加工与固溶热处理	401
1.7 不锈钢的防污染	377	4.1 弯制前加工	401
1.7.1 气割	377	4.2 弯制后加工	401
1.7.2 气刨	377	4.3 固溶热处理	402
1.7.3 局部加热	378	4.3.1 晶粒度控制	402
1.7.4 内支撑材料	379	4.3.2 固溶强化温度选择	403
第2章 管坯锻造	381	4.3.3 变形控制	403
2.1 实心锻件	381	4.3.4 性能检验结果	405
2.1.1 等效直径试验锻件	382	4.4 固溶后加工	408

第6篇 其他核岛锻件

第1章 压水堆其他锻件	410	1.2.3 CMT下封头	423
1.1 稳压器锻件	410	1.3 堆内构件	424
1.1.1 PRZ上封头	410	1.3.1 堆芯支撑板	425
1.1.2 PRZ下封头	412	1.3.2 压紧弹簧	431
1.2 堆芯补给水箱	420	1.4 泵壳	434
1.2.1 CMT筒体	420	1.4.1 自由锻造	434
1.2.2 CMT上封头	422	1.4.2 半胎模锻造	437

1.4.3 仿形锻造	445
第2章 其他堆型锻件	453
2.1 快堆	453
2.1.1 堆容器	453
2.1.2 旋塞	456
2.2 高温气冷堆	457
2.2.1 压力容器锻件	457
2.2.2 蒸汽发生器锻件	457
2.2.3 堆内构件锻件	463
2.3 沸水堆	464
2.3.1 下封头	464
2.3.2 法兰	464
2.3.3 筒体	464
第3章 新型产品锻件	466
3.1 CENTER	466

3.1.1 超大型不锈钢锻件的研究内容	466
3.1.2 结论	476
3.2 改进型一体化顶盖	477
3.2.1 工艺性分析	477
3.2.2 主要研究内容	477
3.2.3 满足设计要求及保证质量的 分析	477
3.2.4 制造工艺	478
3.3 核废料罐	482
3.3.1 工艺性分析	482
3.3.2 满足设计要求和保证质量的 分析	483
3.3.3 制造工艺	484
3.3.4 性能结果	486

第7篇 核电常规岛锻件

第1章 汽轮机低压转子	489
1.1 整锻转子	489
1.1.1 首件评定	489
1.1.2 评定件解剖	530
1.1.3 产品制造	538
1.1.4 国内外制造方式对比	544
1.2 焊接转子	545
1.2.1 轮盘	545
1.2.2 轴头	548
1.2.3 整锻与分锻的对比	551
1.3 热装转子	553
1.3.1 转轴	553
1.3.2 叶轮	554
1.4 汽轮机低压转子的发展趋势	554
第2章 发电机转子	555
2.1 冶炼及铸锭	555
2.2 锻造	555
2.3 热处理	556

2.3.1 取样设计	556
2.3.2 锻后热处理	557
2.3.3 性能热处理	557
2.4 产品主要技术指标	558
2.4.1 化学成分	558
2.4.2 力学性能	559
2.4.3 无损检测	564
第3章 高压转子	566
3.1 冶炼及铸锭	566
3.2 锻造	567
3.3 热处理	567
3.3.1 锻后热处理	567
3.3.2 性能热处理	568
3.4 产品主要技术指标	568
3.4.1 化学成分	568
3.4.2 力学性能	568
3.4.3 无损检测	569

第8篇 问题与展望

第1章 问题与不足	572
1.1 钢锭的纯净性	572
1.1.1 接管段锻件检测缺陷超标	572
1.1.2 接管锻件冲击性能分散	580
1.1.3 汽轮机整锻低压转子锻件缺陷	

超标	586
1.1.4 发电机转子锻件缺陷问题	587
1.2 锻造及热处理问题	588
1.2.1 水室封头锻造裂纹	588
1.2.2 水室封头淬火裂纹	590

1.2.3 整锻低压转子轴身表面裂纹	602
1.3 现有标准的不适应性	604
1.3.1 M310 水室封头	604
1.3.2 M310SG 管板	605
1.4 热处理余量的不合理性	607
1.5 特殊性能试验的不完整性	608
1.5.1 辐照环境下性能试验	608
1.5.2 冷却剂环境下性能试验	609
1.6 材料成分的最佳组配与微合金化 研究	609
1.7 模拟软件边界条件的优化	611
1.7.1 超大型钢锭的凝固模拟	611
1.7.2 锻件成形模拟中成形力偏差	611
1.8 取样位置的代表性	612
1.8.1 压力容器封头	612
1.8.2 SG 管板	613
第 2 章 设备与工艺发展的设想与 展望	617
2.1 一体化与近净成形永无止境	617
2.1.1 CAP1700RPV 一体化接管段	617
2.1.2 CAP1700 常规岛汽轮机整锻低压	

转子	618
2.1.3 快堆支承环	619
2.1.4 沸水堆封头	621
2.1.5 主管道的挤压成形	621
2.1.6 封头及泵壳的挤压成形	622
2.2 设备与工装能力进一步加大	622
2.2.1 200~1000MN 液压机	622
2.2.2 超大直径锻件测量装置	623
2.3 千吨级钢锭不是梦想	623
2.3.1 钢锭模的参数	623
2.3.2 钢锭的纯净性及致密性	623
2.3.3 结论	624
第 3 章 材料开发与团队建设	625
3.1 材料的挖潜与研发	625
3.1.1 原有材料的挖潜	625
3.1.2 新材料的研发	626
3.2 团队建设	626
3.2.1 学习型团队	626
3.2.2 综合型人才	626
参考文献	627

第 1 篇

综 述

随着能源装备向大型化及长寿期方向发展,要求其基础零部件——锻件的规格也由大型化向超大型化方向演变;产品的技术条件也已超出相关标准和规范的要求,从而不断提出更高的目标。

为了满足对锻件的高端要求,主要工业化国家都纷纷进行热加工设备改造,并投入大量人力物力。在短短的几年时间里,就新增 60MN 及以上液压机 80 余台,使锻件供应商在超大型锻件产量提高的同时,装备的规格和档次也得到了极大的提升。

由中国第一重型机械集团公司(以下简称中国一重)牵头,联合国内优势企业及科研院所,承担了国家“十一五”科技支撑计划(2007BAF02B01)及大型先进压水堆核电重大专项(2008ZX06004-011、2013ZX06002-004、2014ZX06002-001)等项目的攻关任务,累计投入十多亿元科研经费,开展了长达十年的超大型核电锻件的研发、创新工作。

核电锻件研制分为三个主要阶段。第一阶段是在“十一五”科技支撑计划“百万千瓦级核电设备大型铸锻件关键制造技术研究”项目的实施过程中,按照 RCC-M 标准对二代加核电(M310 机型)锻件进行全面评定,在一穷二白的基础上解决了核电锻件的有无问题,扭转了核电锻件依赖进口供货并受制于人的被动局面。第二阶段是在 2008ZX06004-011 重大专项“核电关键设备超大型锻件研制”项目的实施过程中,首次提出了超大型锻件的概念,按照 ASME 标准和美国西屋公司(WEC)采购技术条件对三代核电 AP1000 锻件进行超大型化及一体化开发,使超大型核电锻件不仅全面实现了自主化,而且部分制造技术跃居到国际领先地位。第三阶段是在 2013ZX06002-004“CAP1400 反应堆压力容器研制”和 2014ZX06002-001“CAP1400 反应堆蒸汽发生器研制”重大专项的实施过程中,创造性地开展了超大型核电锻件的绿色制造研发工作,通过对大量 1:1 锻件的解剖评定及锻件各部位、全截面性能数据的检测、整理,不仅发明了具有完全自主知识产权的 CAP1400 压力容器一体化顶盖及一体化底封头锻件,而且积累了压力容器接管段及蒸汽发生器管板、水室封头等超大型核电锻件全截面性能的大数据。

通过长达十年的不懈研发,全面实现了超大型核电锻件自主化的目标,掌握了拥有完全自主知识产权的超大型核电锻件绿色制造技术,为核电装备“走出去”奠定了坚实的基础。超大型核电锻件绿色制造技术研发及应用,是一次具有重大意义,并取得了宝贵经验的工程实践。

本篇共分 8 章。首先对涉及的核电相关知识进行了简介;从核电锻件的重要性入手,回顾了我国核电锻件的研发历程与取得的重大成果;通过主要规格及相关参数的列举,简要叙

超大型核电锻件绿色制造技术

述了超大型核电锻件以及所需设备与工装的主要特点；用积累的大数据，简单介绍了具有代表性的创新性评定及验证工作；通过国内外同类技术先进性对比，展示了一批具有国际领先水平的超大型锻件绿色制造技术；通过具体案例，阐述了理论——实践——再理论——再实践的必要性；最后对产品质量的稳定提高、核电锻件标准的自主化及核电锻件的极端制造等提出了期望。

第 1 章

核电站与核电堆型简介

利用原子核内部蕴藏的能量所产生的电能称为核电。核电站以核反应堆来代替火电站的锅炉，以核燃料在核反应堆中发生特殊形式的“燃烧”产生热量来加热水使之变成蒸汽。蒸汽通过管路进入汽轮机，推动汽轮发电机发电。核电是目前唯一可以大规模利用的高效清洁非化石能源。

1.1 核电站种类及构成

第一代核电站：20 世纪 50 年代至 60 年代初，苏联、美国等国家建造了第一批单机容量在 300MW 左右的核电站，如美国的希平港核电站和英第安角 1 号核电站，法国的舒兹（Chooz）核电站，德国的奥珀利海姆（Obrigheim）核电站，日本的美浜 1 号核电站等。第一代核电厂属于原型堆核电厂，主要目的是通过试验示范形式来验证核电在工程实施上的可行性。

第二代核电站：20 世纪 70 年代，因石油涨价引发的能源危机促进了核电发展，世界上已经商业运行的 400 多台机组大部分在这段时期建成，称为第二代核电机组。第二代核电厂主要是实现商业化、标准化、系列化、批量化，以提高其经济性。第二代核电站是世界正在运行的 439 座核电站（2007 年 9 月统计数）主力机组，总装机容量为 3.72 亿 kW。此外还共有 34 台在建核电机组，总装机容量为 0.278 亿 kW。在三厘岛核电站和切尔诺贝利核电站发生事故之后，各国对正在运行的核电站进行了不同程度的改进，使其在安全性和经济性方面都有了不同程度的提高。由此产生了二代加核电站（代表机型为法国的 M310）。21 世纪初以来，二代加核电机组在中国得到了大量应用。

第三代核电站：通过总结经验教训，美国、欧洲和国际原子能机构都出台了新规定，把预防和缓解严重事故作为设计上的基本要求，堆芯熔化频率（Core Damage Frequency, CDF）不超过 1×10^{-5} 次/堆年，大量放射性释放频率（Large Release Frequency, LRF）不超过 1×10^{-6} 次/堆年。满足以上要求的核电站称为第三代核电站，主要有美国的 AP1000（压水堆）和 ABWR（沸水堆），以及欧洲的 EPR（压水堆）等型号，它们发生严重事故的概率均比第二代核电机组小 100 倍以上。美国、法国等国家已公开宣布，今后不再建设第二代核电机组，只建设第三代核电机组。中国未来重点放在建设第三代核电机组上，并开发出具有中国自主知识产权的第三代先进核电机组（CAP1400 及华龙一号）。

第四代核能系统（Gen-IV）概念最先由美国能源部的核能、科学与技术办公室提出，始见于 1999 年 6 月美国核学会夏季年会，同年 11 月的该学会冬季年会上，发展第四代核能系统的设想得到进一步明确；2000 年 1 月，美国能源部发起并约请阿根廷、巴西、加拿大、

法国、日本、韩国、南非和英国等 9 个国家的政府代表开会，讨论开发新一代核能技术的国际合作问题，取得了广泛共识，并发表了“九国联合声明”。随后，由美国、法国、日本、英国等核电发达国家组建了“第四代核能系统国际论坛（GIF）”，拟于 2~3 年内定出相关目标和计划；这项计划总的目标是在 2030 年左右，向市场推出能够解决核能经济性、安全性、废物处理和防止核扩散问题的第四代核能系统（Gen-IV）。

第四代核能系统包括三种快中子反应堆系统和三种热中子反应堆系统。

1.2 核电的堆型

核电的堆型根据慢化剂的不同分为：轻水堆、重水堆及石墨堆。重水及石墨是比较好的慢化剂，但石墨堆安全性差，重水价格高，故目前的核电以轻水堆为主。轻水堆又分为压水堆和沸水堆，由于沸水堆安全性较差，故压水堆是当前的主流机型。此外还有快中子反应堆（没有中子慢化剂）等堆型。目前，在以发电为目的的核能动力领域，世界上应用比较普遍或具有良好发展前景的主要有压水堆（PWR）、沸水堆（BWR）、重水堆（PHWR）、高温气冷堆（HTGR）和快中子堆（LMFBR）五种堆型。

1.2.1 压水堆（pressurized water reactor）

使用加压轻水（即普通水）作冷却剂和慢化剂，而且水在堆内不沸腾的核反应堆被称为压水堆。压水堆以低浓铀为燃料。20 世纪 80 年代，压水堆被公认为是技术最成熟，运行安全且经济实用的堆型。

压水堆核电站主要由核岛和常规岛组成。核岛中的四大部件是蒸汽发生器、稳压器、主泵和堆芯。在核岛中的系统设备主要有压水堆本体，一回路系统，以及为支持一回路系统正常运行和保证反应堆安全而设置的辅助系统。常规岛主要包括汽轮机组及二回路等系统，其形式与常规火电厂类似。

1.2.2 沸水堆（boiled water reactor）

沸水堆是以沸腾轻水为慢化剂和冷却剂并在反应堆压力容器内直接产生饱和蒸汽的动力堆。沸水堆只有一个回路，冷却水保持在较低的压力（约为 70 个大气压）下，水通过堆芯变成约 285℃ 的蒸汽，并直接被引入汽轮机，省去了容易发生泄漏的蒸汽发生器。由于沸水堆堆内产生的蒸汽直接进入汽轮机，汽轮机会受到放射性的沾污，所以在汽轮机的设计与维修方面比压水堆要麻烦一些。沸水堆核电站系统有：主系统（包括反应堆）、蒸汽-给水系统、反应堆辅助系统等。

沸水堆与压水堆的主要区别：沸水堆采用一个回路，压水堆有两个回路；沸水堆由于堆芯顶部要安装汽水分离器等设备，故控制棒需从堆芯底部向上插入，压水堆控制棒从堆芯顶部进入堆芯；沸水堆具有较低的运行压力（约为 70 个大气压），冷却水在堆内为气液共存状态，压水堆一回路压力通常达 150 个大气压，冷却水不沸腾。

压水堆相对沸水堆的优势：控制棒组件安装在堆芯上部，如果出现机械或者电气故障，控制棒可以依靠重力落下，一插到底，阻断链式反应。压水堆冷却动力丧失时，可以用应急水泵对蒸汽发生器进行喷淋，并调节稳压器压力，保证一回路系统不出现局部沸腾，依靠一