

《压水堆承压部件 设备设计制造 第1部分：反应堆压力容器》编制说明

（征求意见稿）

一、工作简况

1、任务来源

《压水堆承压部件 设备设计制造 第1部分：反应堆压力容器》是《压水堆承压部件》系列标准设备设计制造专篇的第1部分，由上海核工程研究设计院有限公司等单位编制。

该标准经过中国核能行业协会评审并经过公示后予以立项，并由上海核工程研究设计院有限公司与中国核能行业协会签订《中国核能行业协会团体标准制（修）订专项技术服务合同》。

团体标准《压水堆承压部件 设备设计制造》系列标准编制周期为 18 个月，自 2020 年 1 月 1 日至 2021 年 6 月 30 日，其中项目的节点要求如下：

- 2020 年 6 月 30 日前，完成项目征求意见稿。
- 2020 年 10 月 30 日前，完成项目送审稿。
- 2021 年 2 月 28 日前，完成项目报批稿。

2、主要工作过程

（1）标准起草阶段（2020 年 1 月 1 日至 2020 年 2 月 28 日）

主要任务是成立标准编制小组，分解工作任务、文件收集和调研分析、明确标准编制的进度控制。

在前期准备阶段成立标准编制小组和明确工作任务后，首先消化吸收上海核工程研究设计院牵头的中国先进核电标准体系研究课题的研究成果；收集了有关的美国 ASME 标准、法国 RCC-M 标准、国标（GB）和能源标准（NB），并对上述所有标准与反应堆压力容器设计和制造相关的分容进行了研究和分析，确立编制标准的构架以及技术内容。

根据核电标准体系研究的前期工作分析结果，确定了本标准编制的进度安排。

在上述调研分析的基础上同时结合国内实际情况和设计制造实践经验,起草了本标准的初稿。

(2) 征求意见阶段

征求意见待反馈。

3、主要参加单位和工作组成员及其所作的工作等

主要参编单位和工作组成员见表 2。

表 2 主要参编单位和工作组成员

序号	姓名	单位	职务/职称	负责编写内容
1	刘润发	上海核工程研究设计院有限公司	工程师	全文编制
2	陶宏新	上海核工程研究设计院有限公司	高工	力学章节编制
3	梅乐	上海核工程研究设计院有限公司	工程师	焊接章节编制
4	王秉熙	上海核工程研究设计院有限公司	工程师	材料章节编制
5	史志龙	上海核工程研究设计院有限公司	高工	全文校核
6	林绍萱	上海核工程研究设计院有限公司	研高	全文审核
7	刘振忠	中国一重集团有限公司	研高	制造章节参编
8	李家驹	中国一重集团有限公司	研高	制造章节参编
9	和广庆	上海电气核电设备有限公司	高工	制造章节参编
10	吴小奎	上海电气核电设备有限公司	高工	制造章节参编
11	梁化	东方电气（广州）重型机器有限公司	高工	制造章节参编
12	阳淇合	东方电气（广州）重型机器有限公司	高工	制造章节参编

二、标准编制原则和主要内容

1、标准编制原则

本标准的修订符合核电行业设备可靠性评价方法发展的原则，本着先进性、科学性、合理性和可操作性的原则以及标准的目标、统一性、协调性、实用性、一致性和规范性原则来进行本标准的制定工作。

(1) 科学性

本标准借鉴了 ASME B&PV 规范 2007 版及 2008 补遗第 III 卷 NB 分卷和 RCC-M 2007 版第 I 卷 B 篇，同时结合我国工业标准体系的实际情况对本团体标准进行编写。

(2) 实用性

本标准规定了压水堆核电厂反应堆压力容器的设计、制造、检验和试验的基本要求，通过前期对不同规范体系的设计、制造技术要求的分析比较和国内核电实践经验以及三大主要反应堆压力容器制造厂的调研和经验反馈，提炼出对于压水堆核电厂反应堆压力容器的通用的基本要求，具备一定的普遍适用性。

2、标准主要内容的依据

本标准按照 GB/T 1.1—2009 给出的规则起草。

设计部分基于秦山核电厂和 CAP1000 反应堆压力容器的设计特点及总结提炼的压水堆核电厂反应堆压力容器设计经验进行编写，并融合了 M310 和华龙一号反应堆压力容器。制造部分主要由国内三家具有反应堆压力容器制造经验的制造厂编写，制造厂总结不同堆型反应堆压力容器的制造要求，并进行融合，最后将通用的要求写入标准。本标准的主要章节内容见附录 A，主要内容的说明如下。

(1) 材料

5.1 节提出了反应堆压力容器零部件材料的总体要求，参考了核电项目的经验，包括断裂韧性、奥氏体不锈钢的敏化控制、低熔点金属成分控制等相关要求。

5.2 节对反应堆压力容器主要零部件的选材提出了要求。为使标准具备较好的通用性，5.2 节主要介绍反应堆压力容器主要零部件包括承压壳体、紧固件等的选材通用要求和推荐的材料牌号，推荐的材料标准和牌号，以资料性附录的形式给出。根据材料化学成分，依据 GB/T 221.1 中的命名规则确定材料牌号。

5.3 节对反应堆压力容器用主要焊接材料提出了要求。为使标准具备较好的通用性，5.3 节主要介绍反应堆压力容器用主要焊接材料的选材要求和推荐焊接材料型号，并以资料性附录的形式给出。

(2) 设计

6.1 节给出了反应堆压力容器设计的通用要求。

反应堆压力容器等核承压设备设计的方法有两大类，即分析法设计和规则法设计，后者通常也称之为常规设计。规则设计不能独立完成的设计（如疲劳分析、复杂几何形状和载荷情况），可以用分析法设计来补充完成。分析法设计是以详细的应力分析为基础的设计方法，计算采用的方法是以线性的应力-应变本构关系为基础的线弹性理论，即无论计算应力是否超过材料的屈服限，始终采用线弹性应力-应变关系求得“弹性名义应力”或称为“虚拟应力”，同时借用塑性理论中的基本概念与结论，用塑性理论准则对弹性名义应力进行评定。分析法设计的基本思想是适当考虑材料的塑性行为对结构强度的影响，从应力分类到各种使用限制，充分挖掘了材料的塑性潜能，从而使设计更合理。

6.2 节针对反应堆压力容器，在《压水堆承压部件 设计与制造》系列标准的基础上，结合国内三代核电实践的经验，对反应堆压力容器通用主要结构（包括筒体、接管、顶盖、底封头及主螺栓）的常规结构设计提出了通用的要求。其中如壳压壳体的壁厚及开孔补强等核 1 级承压设备通用的要求主要引用《压水堆承压部件 设计与制造》系列标准，不再重复具体的条款。针对《压水堆承压部件 设计与制造》系列标准对 1 级容器通用要求以外，反应堆压力容器具体功能要求，包括如顶盖贯穿件的设计、主螺栓的磷化、辐照监督等提出了具体的要求。

6.3 节提出了反应堆压力容器分析法设计的要求。反应堆压力容器分析法设计应满足《压水堆承压部件 设计与制造》系列标准的要求，对于《压水堆承压部件 设计与制造》系列标准规定的内容，引用相关的内容。对于《压水堆承压部件 设计与制造》系列标准未规定的要求，如密封、承压热冲击计算等内容，在本标准中规定。

（3）制造

第 7 章中对反应堆压力容器完整的制造过程提出了具体的要求。

7.1 “通则”、7.2 “机加工”、7.3 “成形、装配与对中”、7.7 “污染预防”、7.8 “返修”提出了相关制造环节的原则性要求。

7.4 节、7.5 节对反应堆压力容器产品焊接及热处理提出了要求，除了引用产品焊接和检验标准的相关要求外，还结合国内核电设计和制造工程经验，给出了反应堆压力容器制造的一些特定要求，如顶盖贯穿件的焊接模拟件制作等。

7.6 节对反应堆压力容器的母材和焊接见证件提出了要求，除了引用产品焊接和检验标准的相关要求外，还结合国内核电设计和制造工程经验，给出了反应堆压力容器推荐设置的母材和焊接见证件。

7.9 节根据《压水堆承压部件 设计与制造》系列标准的规定提出了反应堆压力容器具体的无损检测要求，并且针对反应堆压力容器的特点，补充了一些《压水堆承压部件 设计与制造》系列标准要求以外的重要无损检测要求，如规范性附录 E 中顶盖贯穿件的特殊无损检测要求。

7.10 节提出了反应堆压力容器水压试验的要求，对试验的介质、压力表、试验压力、试验温度、升降压速率以及检查等相关要求进行了规定。

3、解决的主要问题

核电标准体系是一项需要长期持续投入的系统工程，其通过不断地建设、完善和优化，来适应需求的变化和技术发展。核电标准体系的成长历程既是对当前技术成果固化和产品标准化的过程，同时也是一个随技术和安全理念的发展不断地动态更新的持续过程。

在我国众多核电厂中，以 ASME 规范和 RCC-M 标准进行建造的核电厂，占据了主导地位。众所周知，压水堆核电站起源于美国西屋公司，西屋公司的核电站设计采用 ASME 规范体系。而 RCC-M 标准，是为适应法国核安全管理的要求并根据工业实践经验和业主（EDF）对制造和检测的要求，在 ASME 规范的基础上，由法国 AFCEN 协会负责编写的。该标准以 ASME 设计规范为基础，加入了西屋的设计规范的要求，并融入了法国与欧洲核电厂建造规定、规范和管理办法，最终形成了日趋符合法国工业和审管要求的压水堆技术。因此在以 RCC-M 为基础设计压水堆核电站中，可以发现大量源自 ASME 规范的要求。但是，由于两个规范标准的深度、结构、框架，配套法规、标准体系等多个方面的不同，在具体的技术实施层面，仍有许多明显的技术差异。

由于存在上述的技术差异，核岛机械设备现阶段采购、制造仍以具体项目的规格书、技术条件为主，不同堆型、不同项目之间，同类设备的技术要求存在差异，这对设备制造厂的制造、管理以及成本控制，造成较大的影响。

因此，核电业界，尤其是材料、设备制造单位，对核岛机械设备规范标准统一提出了需求，各方都期望能结合我国核电的发展方向和技术路线，立足于总结

提炼并固化压水堆的技术实践成果，包括最新的重大专项实施成果，兼容并蓄我国既有标准规范、监管体制和工业基础实际以及实践经验，研究并构建适应我国工业体系、能够满足我国自主化核电建设和技术发展需求、具有自我完善和发展能力的压水堆核电厂核岛机械设备标准体系。

针对上述需求，大型先进压水堆核电站重大专项——中国先进核电标准体系研究（第二阶段）课题开展了核承压边界设备设计建造、材料、焊接、无损检验统一规范研究，形成具有跨堆型适用的核岛机械设备统一规范草案。本团体标准是在上述研究成果基础上，通过核能行业协会牵头，凝聚全行业专业技术力量形成的标准。其中《压水堆承压部件 设备设计制造》基于国内产业分工、标准使用能力和习惯，补齐针对特定核承压设备制造活动的指导性，并衔接设计要求形成主设备的设计制造通用标准。

三、主要试验（或验证）情况

无。

四、标准中涉及专利的情况

本标准不涉及专利问题。

五、预期达到的社会效益、对产业发展的作用等情况

说明标准制定后产生的社会效率，对产业发展的促进作用，例如产业结构的优化升级、推动行业发展、引领技术进步等。

六、与国际、国外对比情况

与本部分标准关系最密切的有国家核安全法规和国家能源行业核电体系标准。本部分标准是为贯彻我国核安全法规精神、积极推进压水堆核岛机械设备的国产化进程，而制定或修订的系列标准中的重要组成部分。核安全法规针对核安全设备行政管理包括对核设备制造和安装活动的行政管理提出的法律要求，明确了与核安全设备相关的核设备制造和安装活动的法律责任。本部分标准贯彻核

安全法规精神，针对压水堆核电厂核岛机械设备制造活动所要遵循的明确而细致的技术规范，标准与法规要求是协调一致的。

七、在标准体系中的位置，与现行相关法律、法规、规章及标准，特别是强制性标准的协调性

本标准是《压水堆承压部件》系列标准中设备设计制造专篇的第 1 部分。

本标准与现行相关法律、法规、规章及相关标准协调一致。

八、重大分歧意见的处理经过和依据

无。

九、标准性质的建议说明

建议本标准的性质为团体标准。

十、贯彻标准的要求和措施建议

标准发布后，上海核工程研究设计院有限公司将配合中国核能行业协会组织行业召开标准宣贯会，开展培训活动，促进该标准更好的贯彻实施。

十一、废止现行相关标准的建议

无。

十二、其他应予说明的事项

无。

附录 A 标准目录

前言.....	III
1 范围.....	1
2 规范性引用文件.....	1
3 术语和定义.....	2
3.1 计算厚度 required thickness.....	2
3.2 名义厚度 nominal thickness.....	2
3.3 有效厚度 effective thickness.....	2
3.4 堆芯区 beltline region.....	2
3.5 参考无塑性转变温度 reference nil-ductility transition temperature (RT_{NDT})	2
4 通用要求.....	2
4.1 通则.....	2
4.2 职责.....	3
4.3 设备范围.....	3
4.4 功能与分级.....	3
5 材料.....	4
5.1 通则.....	4
5.2 母材.....	4
5.3 焊接材料.....	6
6 设计.....	6
6.1 通则.....	6
6.2 结构设计.....	6
6.3 分析法设计.....	9
7 制造.....	14
7.1 通则.....	14
7.2 机加工.....	14
7.3 成形、装配与对中.....	15

7.4	焊接.....	15
7.5	热处理.....	15
7.6	见证件.....	16
7.7	污染预防.....	16
7.8	返修.....	17
7.9	无损检验.....	17
7.10	水压试验.....	19
7.11	标识与标记.....	20
7.12	铭牌.....	20
7.13	清洁、包装、运输与贮存.....	20
附录 A（资料性附录）	典型反应堆压力容器主要零部件	23
附录 B（资料性附录）	反应堆压力容器推荐母材	25
附录 C（资料性附录）	反应堆压力容器推荐焊接材料	26
附录 D（资料性附录）	反应堆压力容器载荷组合	27
附录 E（规范性附录）	顶盖贯穿件无损检验要求	29