

《压水堆承压部件 设计与制造 第 4 部分：钢制安全壳及贯穿件标准》编制说明

（征求意见稿）

一、工作简况

1、任务来源

本标准按照核协科发【2019】556 号文件“关于 2019 年度中国核能行业协会首批团体标准审批通过项目公示的通知”要求进行编写。

本标准由上海核工程研究设计院有限公司主编，将按计划完成征求意见稿、送审稿和报批稿。

2、主要工作过程

2.1、总体过程

本标准的制定过程主要分为起草准备、征求意见稿编写阶段、送审稿编写阶段和报批稿编写阶段。

2.2、前期准备

主要任务是成立标准编制小组，明确分工要求，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，开展调研和文件收集工作。根据依托项目实施经验，确定了本标准编制的主要依据为 ASME 规范 NE 分卷，并参考国内压力容器设计规范（GB 150-2011）。此外还参考了相关的 SRP 及 RG 导则进行规范的编制工作。

根据核电标准体系研究的前期工作分析结果，确定本标准的最初框架结构为：前言、目次、范围、术语和定义、总论、材料、设计、制造和安装、检测、试验、超压保护和附录。之后根据多次讨论和修改进行了必要的调整。

2.3 征求意见稿编写

标准编制组在对参考文件进行详细分析的基础上，结合我国现状起草了本标准的工作组讨论稿，并在院内征求了专家意见。在具体章节编写过程中，对于标

准内容的定位和合理安排问题征求了有关专家的意见，最终形成本标准征求意见稿。

2020 年 4 月 29 日，上海核工程研究设计院有限公司组织召开了《压水堆承压部件 设计与制造 第 4 部分：钢制安全壳及贯穿件》团体标准组内讨论视频会。共有来自山东核电设备制造有限公司，中机生产力促进中心，深圳中广核工程设计有限公司，中国机械工业联合会，核工业标准化研究所，中国核工业第五建设有限公司，中广核工程有限公司等 8 家单位共 12 位专家和代表参会。期间，与会专家和标准编制人员就前期各参编单位反馈的评审意见逐一进行了讨论与答复，与会专家对标准的适用范围、框架结构、标准草案内容等提出了具体的修改意见和建议。

编制组根据会议意见和建议对标准进行了修改和完善，在此基础上形成征求意见稿。

2.4 送审稿编写

待广泛征求行业内的专家意见后，标准编写组将根据收到的专家意见对征求意见稿再进行深入地讨论，并对征求意见稿进行修改，按要求形成并提交送审稿。

2.5 报批稿编写

届时根据标准《压水堆承压部件 设计与制造 第 4 部分：钢制安全壳及贯穿件标准》送审稿的审查情况，标准编写组将根据审查意见修改送审稿，完成了报批稿编写。

3、主要参加单位和工作组成员及其所作的工作等

本标准主要参加单位名单及各个参与单位所开展的具体工作，详见表 1。

表 1 标准主要参加单位及其工作

序号	单位名单	具体工作
1	中机生产力促进中心	校核、全文
2	深圳中广核工程设计有限公司	校核、全文
3	山东核电设备制造有限公司	校核、全文
4	中国机械工业联合会	校核、全文
5	核工业标准化研究所	校核、全文

6	中国核工业第五建设有限公司	校核、全文
7	中广核工程有限公司	校核、全文

二、标准编制原则和主要内容

1、标准编制原则

（1）科学性

本标准通过分析研究 ASME NE 规范及 RG 1.57 的相关要求，结合三门、海阳依托项目 AP1000 机组和示范项目国和一号机组建造过程中的经验反馈，及监管部门对于钢制安全壳的监管要求，对本团体标准进行编写。

（2）实用性

本标准主要规定了钢制安全壳用材料技术要求、钢制安全壳设计技术要求和钢制安全壳建造技术要求，用于指导压水堆承压部件钢制安全壳及贯穿件的材料、设计、制作、检测、试验和验收。

2、标准主要内容的依据

本标准主要技术内容包括钢制安全壳用材料、设计、建造的技术要求，从而保证在核电厂寿期内可能发生的所有荷载条件下，保持安全壳结构的完整性和限制安全壳的泄漏。本标准中的主要设计要求和技术参数指标体现最新的研究成果，符合目前国内压水堆核电厂法律、法规和监管的要求。

本标准共分 11 章，附带四个规范性附录。

第一章为范围

本标准规定了压水堆承压部件钢制安全壳及贯穿件的材料、设计、制作、检测、试验和验收要求。

第二章为规范性引用文件，主要是本标准所引用的参考文件。

第三章为术语和符号。

第四章为总则，主要规定了不同单位的职责及人员资格，本标准的管辖范围。

第五章为材料，主要规定了承压材料的要求，包括试验、力学性能要求、检测和修补要求；焊接材料的要求等。

第六章为设计，主要规定了公式法设计、分析法设计、开孔补强设计及设计过程中的一些特殊要求等。

第七章为制造和安装，主要规定了制造和安装的总要求，包括成形、装配和对中要求、焊后热处理规定及要求、焊接及工艺评定要求等。

第八章为检测，主要包括无损检测的通用性要求、焊缝检测要求、验收准则、无损检测人员资格等。

第九章为试验，规定了压力试验的基本要求、结构完整性试验和泄漏率试验的基本要求及验收准则。

第十章为超压保护，规定了压力泄放装置及外压保护和内压保护等内容。

第十一章为铭牌，规定了钢制安全壳容器铭牌的要求。

附录 A 为材料的补充规定。

附录 B 为材料的许用应力及许用应力强度值。

附录 C 为外压计算用图表。

附录 D 为设计疲劳曲线。

3、解决的主要问题

我国是从 AP1000 技术引进时，开始接触钢制安全壳这种设备，在之前的核电机组中，我国没有采用过钢制安全壳这种形式，国内相关法规及标准都未有涉及。当前我国第三代先进非能动核电站如依托项目（AP1000）、后续项目和示范项目（国和一号），都采用钢制安全壳设计。钢制安全壳是压水堆核电厂事故发生后的最后一道安全屏障，其功能包括非能动冷却及放射性废物的包容。因此，在事故工况下需要保证结构完整性，并且其整体泄漏率要符合核安全法规的规定。

因此，满足上述要求，需要进行可靠的结构设计，以及可控的建造。通过本标准制定、发布、实施，有利于国内核电行业对钢制安全壳的设计、制造、安装等进行指导，有利于进一步完善我国核电标准体系，有利于推动我国自主研发的先进核电设计走出去。

三、主要试验（或验证）情况

暂无。

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

通过本标准制定、发布、实施，有利于国内核电行业对钢制安全壳的设计、制造、安装等进行指导，有利于进一步完善我国核电标准体系，有利于推动我国自主研发的先进核电设计走出去。

六、与国际、国外对比情况

本标准主要基于 ASME NE 规范及 RG 1.57 的相关要求，并参考了 GB150-2011 的相关要求。

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

暂无。

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，主编单位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。

十三、参考资料清单

- (1) HAF 102-2016, 核动力厂设计安全规定
- (2) HAD102/06-1990, 核电厂反应堆安全壳系统的设计
- (3) ASME BPVC Section III Division 1 Subsection NE, Class MC Components, 2010 Edition
- (4) ASME BPVC Section III Division 1 Subsection NE, Class MC Components, 2017 Edition
- (5) RG1.57-2013, Design Limits and Loading Combinations for Metal Primary Reactor Containment System Components
- (6) GB 150-2011 压力容器
- (7) SRP3.8.2-2007, Steel Containment, March 2007, Rev.2
- (8) ASME BPVC Section III Subsection NCA, General Requirements for Division 1 and Division 2, 2010 Edition
- (9) ASME BPVC Section II, Materials, 2010 Edition
- (10) ASME BPVC Section III, Appendices, 2010 Edition