



中华人民共和国国家标准

GB/T 47508—2026

压水堆核电厂非能动安全壳热量导出 设计要求

Design requirements for passive containment heat removal of pressurized
water reactor nuclear power plants

2026-04-30 发布

2026-11-01 实施

国家市场监督管理总局
国家标准化管理委员会 发布

前 言

本文件按照 GB/T 1.1—2020《标准化工作导则 第 1 部分：标准化文件的结构和起草规则》的规定起草。

请注意本文件的某些内容可能涉及专利。本文件的发布机构不承担识别专利的责任。

本文件由全国核能标准化技术委员会(SAC/TC 58)提出并归口。

本文件起草单位：中国核电工程有限公司、生态环境部核与辐射安全中心、哈尔滨工程大学、中国中原对外工程有限公司、华龙国际核电技术有限公司、上海核工程研究设计院股份有限公司、中广核工程有限公司、核工业标准化研究所。

本文件主要起草人：胡宗文、黄伟峰、高力、蒋慧黠、毛亚蔚、李力、于勇、袁霞、李京彦、李丽娟、郑云涛、王湘怡、豆朝宗、曾庆珠、李春、赵丹妮、孙中宁、丁铭、张楠、赵光辉、潘新新、黄镜宇、周绍飞、顾明洲、王智超。

压水堆核电厂非能动安全壳热量导出 设计要求

1 范围

本文件规定了压水堆核电厂非能动安全壳热量导出的总体设计要求,包括安全壳热量导出,安全分级,单一故障准则,内、外部事件,以及试验与维修等。

本文件适用于压水堆核电厂非能动安全壳热量导出功能与系统的设计。

2 规范性引用文件

本文件没有规范性引用文件。

3 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。

3.1

非能动安全壳热量导出系统 **passive containment heat removal system**

基于对流、冷凝、热传导和重力等机理,通过自然循环的方式执行安全壳热量导出功能的系统。

4 系统与功能

4.1 非能动安全壳热量导出系统

针对混凝土安全壳和钢制安全壳特点,为实现非能动安全壳热量导出功能,可设计不同的非能动安全壳热量导出系统,通过水冷或空冷等方式实现。典型的非能动安全壳热量导出系统见附录 A。

4.2 主要功能

4.2.1 非能动安全壳热量导出系统用于事故工况下安全壳的热量导出,防止安全壳压力、温度超过规定限值,保持安全壳完整性。

4.2.2 本系统构成安全壳边界的部分,应满足放射性物质包容功能的要求。

5 设计准则

5.1 安全壳热量导出

5.1.1 执行事故后安全壳热量导出功能时,系统将安全壳温度和压力降低并维持在设计限值内。

5.1.2 执行设计基准事故后安全壳热量导出功能时,系统在事故后 24 h 内应将安全壳压力降低到设计压力(表压)的 50% 以下。如果分析表明,计算的安全壳压力在 24 h 内无法降至设计压力的 50%,则需要评估压力对放射性后果的影响。

5.1.3 当冷却水箱作为安全壳热量导出的热阱时,其水装量应能保证事故后一定时间内的冷却要求。