



中华人民共和国国家标准

GB/T 47650—2026

压水堆核电厂严重事故分析指南

Guidelines for severe accident analysis of pressurized water reactor
nuclear power plant

2026-07-02 发布

2027-02-01 实施

国家市场监督管理总局
国家标准化管理委员会 发布

目 次

前言 III

1 范围 1

2 规范性引用文件 1

3 术语和定义 1

4 总则 1

5 严重事故分析的范围和原则 1

附录 A（资料性） 典型压水堆核电厂严重事故现象及缓解措施 5

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：上海核工程研究设计院股份有限公司、核工业标准化研究所、生态环境部核与辐射安全中心、中国核电工程有限公司、南华大学、深圳中广核工程设计有限公司、中国核动力研究设计院、中广核研究院有限公司。

本文件主要起草人：郑明光、严锦泉、曹克美、田林、王煦嘉、杨志义、黄高峰、王佳赟、张琨、芦苇、邓瑞源、种毅敏、王辉、赵鹏程、张娟花、罗跃建、陈鹏、郭宁、张梦威、李荏、王冉旭、李天泽、石雪焱、于涛、郭丁情、黄代顺、郭超、付廷造。

压水堆核电厂严重事故分析指南

1 范围

本文件确立了压水堆核电厂严重事故分析的范围和原则,提供了对严重事故分析的指导。
本文件适用于压水堆核电厂的严重事故分析。

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

一体化严重事故分析程序 integrated severe accident analysis code

采用简化的现象模型,或简化模型和综合模型相结合的程序,能相对快速完整地模拟整个核电厂对假想严重事故从始发事件到放射性物质释放到环境的响应过程。

4 总则

4.1 开展严重事故分析是核电厂设计中贯彻纵深防御理念的重要体现。缓解严重事故属于核电厂纵深防御的第四层次,目的是减轻第三层次纵深防御失效所导致的事故后果,避免早期放射性释放或大量放射性释放。

4.2 严重事故分析主要关注事故进程,包括从堆芯升温熔化、反应堆压力容器失效到安全壳失效过程中的相关现象,以及核电厂用于缓解这些现象和后果的措施有效性。这些现象和措施会影响安全壳状态,从而使得释放到环境的严重事故源项发生变化。

4.3 严重事故分析宜采用最佳估算方法,为了尽可能避免出现陡边效应,宜在分析中适当考虑不确定性和留有裕量。

4.4 本文件主要针对压水堆核电厂给出严重事故分析的范围和原则,包括严重事故序列分析、堆芯损伤及迁移分析、反应堆冷却剂系统卸压分析、安全壳降压分析、氢气行为分析、熔融物滞留分析、蒸汽爆炸分析、高压熔融物喷射分析、熔融物与混凝土相互作用分析、设备可用性分析和人员可达性分析、严重事故源项分析,附录 A 给出了目前已经识别的严重事故现象,宜根据这些现象开展分析与评估。对于一些特定堆型,例如浮动堆、陆基小堆等,需结合具体设计特征有选择性的开展分析。

4.5 基于确定论、概率论和工程判断,并结合各个现象和分析目的,筛选典型的严重事故序列。

5 严重事故分析的范围和原则

5.1 严重事故序列分析

5.1.1 严重事故序列分析的目的是获得核电厂严重事故下总体进程和释放到环境的严重事故源项,为