

ICS 27.120.20  
F 69



# 中华人民共和国国家标准

GB/T 17569—1998

## 压水堆核电厂物项分级

Classification for the items of  
pressurized water reactor nuclear power plants

1998-11-17 发布

1999-07-01 实施

国家质量技术监督局发布

## 目 次

前言 .....	III
1 范围 .....	1
2 引用标准 .....	1
3 总则 .....	1
4 安全等级的划分 .....	2
5 抗震类别的划分 .....	6
6 规范等级的划分 .....	6
7 质量保证等级的划分 .....	7
附录 A(提示的附录) 压水堆核电厂一、二回路主要构筑物、系统和部件分级表 .....	9
附录 B(提示的附录) 核电厂物项分级清单实例 .....	17
附录 C(提示的附录) 各种分级之间关系的对照 .....	18
附录 D(提示的附录) 本标准的分级与国外对照 .....	19
附录 E(提示的附录) 参考资料 .....	19

## 前　　言

本标准是根据我国核电厂标准化工作经验以及核电厂设计和安全审评工作经验编写的,编写中参考了原先的核行业标准 EJ/T 313—1988《压水堆核电厂系统部件安全等级的划分》和国家核安全局最新研究成果 HAF·J 0066《压水堆核电厂物项分级的技术见解》。

本标准较之于 EJ/T 313—1988 更具适用性和可操作性。EJ/T 313—88 笼统地把核电厂物项分为安全 1、2、3、4 级;本标准只把承压设备划分为安全 1、2、3 级和非安全级而其余物项划分为安全级和非安全级两级。本标准中的“非安全级中有特殊要求的”物项就流体包容部件而言相应于 HAF 0201《用于沸水堆、压水堆和压力管式反应堆的安全功能和部件分级》中的安全四级。

本标准实施之日,EJ/T 313—1988 将同时废止。

本标准的附录 A、附录 B、附录 C 和附录 D 都是提示的附录。

本标准由全国核能标准化技术委员会提出。

本标准由核工业标准化研究所归口。

本标准起草单位:核工业标准化研究所。

本标准主要起草人:王继东、李士模、肖定生。

# 中华人民共和国国家标准

## 压水堆核电厂物项分级

GB/T 17569—1998

Classification for the items of  
pressurized water reactor nuclear power plants

### 1 范围

本标准规定了核电厂物项安全等级的划分要求,提出了相应的抗震分类和质量保证分级,并推荐了物项设计建造采用的规范、标准以及应赋予的规范等级。

本标准适用于压水堆核电厂构筑物、系统和部件的等级划分,可为核电厂设计者对核电厂物项进行分级提供指导。

### 2 引用标准

下列标准所包含的条文,通过在本标准中引用而构成为本标准的条文。本标准出版时,所示版本均为有效。所有标准都会被修订,使用本标准的各方应探讨使用下列标准最新版本的可能性。

- GB/T 15474—1995 核电厂仪表和控制系统及其供电设备的安全分级
- GB/T 15475—1995 核电厂仪表和控制系统及其供电设备质量保证分级
- GB/T 15761—1995 2×600 MW 压水堆核电厂核岛系统设计建造规范
- GB/T 16702—1996 压水堆核电厂核岛机械设备设计规范
- HAF 0200(91) 核电厂设计安全规定
- HAF 0400(91) 核电厂质量保证安全规定
- HAF 0101(1) 核电厂厂址选择中的地震问题
- HAF 0201—1986 用于沸水堆、压水堆和压力管式反应堆的安全功能和部件分级
- HAF 0215(1) 核电厂的抗震设计与鉴定

### 3 总则

#### 3.1 核电厂物项分级清单

核电厂设计者应对核电厂物项进行分级并编制核电厂物项分级清单。该清单应覆盖核电厂的所有系统,应说明各主要部件和构筑物的安全等级、抗震类别、质量保证等级以及规范等级或所采用的标准、规范。附录 A(提示的附录)的表 A1 提供了典型压水堆核电厂主要物项的分级概况,但它不能代替具体核电厂的物项分级清单。附录 B(提示的附录)是特定核电厂物项分级清单节录实例。

#### 3.2 确定安全等级的依据

在确定物项安全等级时,既要考虑物项承担的安全功能,又要考虑物项所承担安全功能的重要程度。HAF 0200(91)为保证核电厂的安全提出了三项总的设计要求:“(1) 必须提供安全停堆手段,使在运行状态中和事故工况期间及事故工况后的反应堆安全停堆,并使之保持在安全停堆状态。(2) 必须提供排出余热的手段,使停堆后(包括事故工况停堆后)从堆芯排出余热。(3) 必须提供减少放射性物质释放的可能性的手段,并保证任何释放量在运行状态期间低于规定限值,在事故工况期间低于可接受限值。”