

**NB**

# 中 华 人 民 共 和 国 能 源 行 业 标 准

NB/T 20100—2016RK

代替 NB/T 20100—2012

---

## 压水堆核电厂反应堆冷却剂系统和 主蒸汽系统超压分析要求

**Requirements of overpressure analysis for reactor coolant system and main  
steam system for pressurized water reactor nuclear power plants**

2016 - 02 - 05 发布

2016 - 07 - 01 实施

国家能源局      发 布  
国家核安全局    认 可

目 次

前言 ..... II

1 范围 ..... 1

2 规范性引用文件 ..... 1

3 术语及定义 ..... 1

4 功率运行工况超压分析要求 ..... 2

5 低温超压分析要求 ..... 3

6 超压分析准则 ..... 4

## 前 言

本标准按照GB/T 1.1—2009给出的规则起草。

本标准代替NB/T 20100—2012《压水堆核电厂反应堆一回路系统和主蒸汽系统超压分析要求》，与NB/T 20100—2012相比，主要技术变化如下：

- 标准名称修改为《压水堆核电厂反应堆冷却剂系统和主蒸汽系统超压分析要求》；
- 修改标准适用范围（见第1章，2012版第1章）；
- 增加规范性引用文件NB/T 20035—2011（2014RK）、NB/T 20104（见第2章）；
- 删除“设计工况分类”（见2012版第3章）；
- 增加“术语及定义”（见第3章）；
- 修改了超压分析范围（见4.1，2012版4.1）；
- 修改了超压分析假设条件（见4.3，2012版4.4）；
- 增加低温超压分析要求（见第5章）；
- 修改超压分析准则（见第6章，2012版第5章）；

本标准由能源行业核电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：中国核动力研究设计院。

本标准主要起草人：方红宇、任春明、杜思佳、关仲华、黄代顺。

NB/T 20100于2012年1月首次发布。

本标准2015年3月17日，经国家核安全局审查认可。

# 压水堆核电厂反应堆冷却剂系统和主蒸汽系统超压分析要求

## 1 范围

本标准规定了压水堆核电厂反应堆冷却剂系统和主蒸汽系统超压分析的基本要求。  
本标准适用于压水堆核电厂反应堆冷却剂系统和主蒸汽系统的超压分析。

## 2 规范性引用文件

下列文件对于本文件的应用是必不可少的。凡是注日期的引用文件，仅所注日期的版本适用于本文件；凡是不注日期的引用文件，其最新版本（包括所有的修改单）适用于本文件。

NB/T 20035—2011（2014RK） 压水堆核电厂工况分类

NB/T 20104 压水堆核电厂未能紧急停堆的预期瞬态分析要求

## 3 术语及定义

下列术语和定义适用于本文件。

### 3.1

#### Ⅱ类工况 condition II

核电机组在一个日历年内可能发生的偏离正常运行的状态或故障。

### 3.2

#### Ⅲ类工况 condition III

核电机组在其寿期内可能发生但频率很低的事件。

### 3.3

#### Ⅳ类工况 condition IV

核电机组在其寿期内预计不大可能发生但应采取针对性设计措施的假想事故。

### 3.4

#### 反应堆冷却剂系统 reactor coolant system

用于导出反应堆堆芯产生的热量，并将其传给蒸汽发生器的二次侧的循环系统。

### 3.5

#### 主蒸汽系统 main steam system

用于将蒸汽由蒸汽发生器输送到其它设备的系统，包括蒸汽发生器二次侧、主蒸汽管道、主蒸汽大气释放阀、主蒸汽安全阀和主蒸汽隔离阀等。

### 3.6



### 反应堆冷却剂系统压力边界 reactor coolant system pressure boundary

反应堆冷却剂压力边界指包容反应堆冷却剂，承受系统设计压力 and 设计温度的最外层的实体边界。其范围通常止于辅助系统管道与主管道相连的第一道隔离阀。

#### 3.7

### 未能紧急停堆的预期瞬态 anticipated transients without scram (ATWS)

核电厂发生一种预期事件而使反应堆物理、热工参数发生变化，并达到停堆阈值，但当要求随后自动停堆时反应堆却未能停堆。又称为ATWT (anticipated transient without trip)。

#### 3.8

### 水密实 water solid

反应堆已停堆，余热排出系统投入并且稳压器满水的状态。

#### 3.9

### 低温超压 low temperature overpressure

在反应堆冷却剂系统处于低温，且稳压器处于水密实状态下，由于能量注入或质量注入可能导致的系统超压。

## 4 功率运行工况超压分析要求

### 4.1 分析范围

II、III、IV类工况分类应符合NB/T 20035—2011 (2014RK) 中4.2~4.4的规定。

应对可造成反应堆冷却剂系统或主蒸汽系统压力上升的II、III、IV类工况及未能紧急停堆的预期瞬态进行超压分析。

本标准4.2~4.3规定了II、III、IV类工况的分析要求。

未能紧急停堆的预期瞬态的超压分析应符合NB/T 20104的规定。

### 4.2 分析方法和计算机程序

分析应采用保守的分析方法。

所使用的计算机程序应经过验证和确认。

### 4.3 假设条件

#### 4.3.1 初始条件

应保守地选择初始条件：

- a) 功率取保守值，通常考虑正的最大稳态功率测量误差；
- b) 反应堆冷却剂平均温度应考虑最大稳态控制带和测量误差；
- c) 稳压器压力应考虑最大稳态波动值和测量误差；
- d) 稳压器水位应保守地考虑不确定性；
- e) 蒸汽发生器水位应保守地考虑不确定性；
- f) 反应堆冷却剂流量应采用保守值。

应对初始参数的正向和负向偏差进行敏感性分析，以得到最大的瞬态峰值压力。

#### 4.3.2 反应堆紧急停堆

在分析中，紧急停堆应保守考虑通道最长滞后时间和整定值最大不利偏差。

假定具有最大反应性价值的一束控制棒卡在堆芯外面，采用保守的停堆反应性引入曲线。

#### 4.3.3 中子学参数

采用的慢化剂温度系数、多普勒功率系数和缓发中子份额等中子学参数应是保守的。

#### 4.3.4 传热

传热应作如下假设：

- a) 燃料棒和冷却剂之间的传热最大；
- b) 反应堆冷却剂系统超压分析中，蒸汽发生器一次侧到二次侧的传热最小；
- c) 主蒸汽系统超压分析中，蒸汽发生器一次侧到二次侧的传热最大。

#### 4.3.5 单一故障

分析中应保守考虑能动部件的单一故障。

#### 4.3.6 控制系统

通常不考虑控制系统的作用，除非使事故后果更不利。

#### 4.3.7 专设安全设施

专设安全设施应考虑整定值最大不利偏差和最长通道滞后时间；应保守地考虑装置为实现其功能所需的时间。

### 5 低温超压分析要求

#### 5.1 分析范围

应对质量注入和能量注入造成反应堆冷却剂系统压力上升的工况进行超压分析，此时反应堆冷却剂系统处于低温，且稳压器处于水密实状态下。

#### 5.2 分析方法和计算机程序

分析应采用保守的分析方法。

所使用的计算机程序应经过验证和确认。

#### 5.3 假设条件

##### 5.3.1 初始条件

应保守地选择初始条件：

- a) 反应堆处于次临界状态；
- b) 初始反应堆冷却剂平均温度和蒸汽发生器二次侧温度采用保守假设；
- c) 对质量注入工况，采用最大质量注入流量；对能量注入工况，考虑蒸汽发生器一二次侧传热最大化。

##### 5.3.2 单一故障



分析中应保守考虑能动部件的单一故障。

### 5.3.3 控制系统

通常不考虑控制系统的作用，除非使事故后果更不利。

### 5.3.4 保护系统

保护系统应考虑整定值最大不利偏差和最长通道滞后时间；应保守地考虑装置为实现其功能所需的时间。

## 6 超压分析准则

针对功率运行的Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ类工况的超压分析，为确保维持系统压力边界的完整性，应保持反应堆冷却剂系统和主蒸汽系统的压力低于验收准则，通常验收准则为设计压力的110%，对于不同核电厂的设计，验收准则可以有所不同，但不应超过允许的应力限值对应的压力。

针对低温超压分析，为确保维持反应堆冷却剂系统的完整性，应使反应堆温度和压力不超过温度-压力曲线的限值，保证反应堆压力容器不发生脆性断裂。若超过温度-压力曲线的限值，应通过快速断裂分析验证反应堆压力容器不发生脆性断裂。

---

中 华 人 民 共 和 国  
能 源 行 业 标 准  
压水堆核电厂反应堆冷却剂系统和主蒸汽  
系统超压分析要求

NB/T 20100—2016RK

\*

核工业标准化研究所出版发行

北京海淀区骚子营 1 号院

邮政编码：100091

电 话：010-62863505

机械工业信息研究院印制部印刷

版权专有 不得翻印

\*

2016 年 7 月第 1 版 2016 年 7 月第 1 次印刷

印数 1—100

定价 21.00 元