

附件 3 ICS 27.120.20

F 65

备案号:

**NB**

# 中华人民共和国能源行业标准

NB/T 20XXX—2016RK

代替 EJ/T 1013—1996

## 压水堆核电厂安全壳压力和温度瞬态分析

Pressure and temperature transient analysis for pressurized water reactor  
containments

点击此处添加与国际标准一致性程度的标识

(报批稿)

(本稿完成日期: 2016-04-25)

XXXX - XX - XX 发布

XXXX - XX - XX 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 术语和定义 .....	1
4 安全壳最大压力和温度瞬态分析 .....	2
4.1 总则 .....	2
4.2 质量和能量释放 .....	2
4.3 最大压力和温度分析 .....	16
5 ECCS/PXS 最小背压分析 .....	19
5.1 总则 .....	19
5.2 初始条件 .....	19
5.3 结构热阱 .....	19
5.4 CHRS 运行参数 .....	19
5.5 ECCS/PXS 水溢出 .....	19
5.6 喷放的相分离 .....	20
5.7 安全壳吹扫阀功能 .....	20
5.8 大气-地坑交界面 .....	20
6 安全壳外部压力分析 .....	20
6.1 总则 .....	20
6.2 分析的持续时间 .....	20
6.3 初始条件 .....	20
6.4 结构热阱 .....	20
6.5 CHRS 运行参数 .....	20
附录 A (资料性附录) 安全壳压力和温度瞬态分析和应用 .....	22
参考文献 .....	28

## 前 言

本标准按照GB/T 1.1—2009给出的规则起草。

本标准代替EJ/T 1013—1996《轻水堆安全壳压力和温度瞬态分析》。与EJ/T 1013—1996相比，除编辑性修改外，主要技术内容变化如下：

——标准名称修改为《压水堆核电厂安全壳压力和温度瞬态分析》；

——调整了标准的结构。其中：

- 4.1 “总则”对应原标准5.1“概述”；
- 4.2 “质量和能量释放”对应原标准第4章“质量和能量释放”；
- 4.3 “最大压力和温度分析”对应原标准5.2“最大压力和温度分析”；
- 第5章“ECCS/PXS最小背压分析”对应原标准5.3“ECCS最小背压分析”；
- 第6章“安全壳外部压力分析”对应原标准5.4“干式安全壳最小压力分析”；

——修改了标准适用于能动安全壳系统的设计，非能动安全壳冷却系统可参考使用的描述（见第1章，1996年版第1章）；

——增加了“应急堆芯冷却系统”、“非能动安全壳冷却系统”和“非能动堆芯冷却系统”等术语（见第3章，1996年版第3章）；

——删除了沸水堆相关内容（包括抑压式安全壳和二次包容壳压力和温度瞬态分析）（1996年版第4章）；

——删除了参考标准中的英制单位及公式（见公式(2)，1996年版公式(2)等）；

——增加了非能动核电厂反应堆冷却剂系统破口质能释放分析方法（见4.2.1，1996年版4.2）；

——增加了非能动核电厂二回路系统破口质能释放分析方法（见4.2.2，1996年版4.3等）；

——修改了最大压力和温度分析中关于事故期间蒸汽区域的压力在24h内的降低要求，即从“降低到0.5P<sub>0</sub>”修改为“降低到0.5P<sub>0</sub>。”（见4.3.2，1996年版5.2.2）；

——增加了非能动电厂安全壳最大压力和温度瞬态分析方法（见4.3，1996年版5.2）；

——增加了非能动核电厂PXS最小背压分析方法（见第5章，1996年版5.3）；

——增加了非能动电厂安全壳外部压力分析方法（见第6章，1996年版5.4）；

——增加了“附录A.2.1.5非能动系统”。

——参考标准审查大纲（NUREG 0800—2007），对原文中部分不准确的描述进行了修改。

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。

本标准由上海核工程研究设计院负责起草，核工业标准化研究所、中国核动力研究设计院、中国核电工程有限公司参加起草。

本标准主要起草人：杨萍、王国栋、邓瑞源、倪陈宵、蒋孝蔚、陈巧艳。

EJ/T 1013于1996年4月首次发布，本次为第一次修订。

本标准2016年5月19日，经国家核安全局审查认可。

# 压水堆核电厂安全壳压力和温度瞬态分析

## 1 范围

本标准规定了在假想管道破裂事故下压水堆核电厂安全壳压力和温度瞬态分析的准则和方法。

本标准适用于能动安全壳系统的设计，非能动安全壳冷却系统可参考使用。本标准可为设备鉴定环境条件的确定提供参考。

## 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。

- GB/T 12727 核电厂安全系统电气物项质量鉴定
- GB/T 13626 单一故障准则应用于核电厂安全级电气系统
- NB/T 20311 压水堆核电厂安全壳喷淋系统设计准则
- NB/T 20031 压水堆核电厂事故后安全壳内氢气浓度的控制
- NB/T 20056 轻水堆核燃料衰变热功率的计算
- EJ/T 335 压水堆核电厂假想管道破损事故防护准则
- EJ/T 570 压水堆安全重要流体系统单一故障准则

## 3 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。

### 3.1

**安全壳** containment

包容反应堆及有关系统并在反应堆事故状态下，防止不可接受量的放射性物质向环境释放的构筑物。

注：安全壳是包容放射性物质的最后一道屏障，它还可以防止外部飞射物、爆炸等对反应堆的影响。

### 3.2

**安全壳大气** containment atmosphere

安全壳压力边界内净自由容积中的气体。

注：通常包括蒸汽和非凝结气体，在事故之后还包含悬浮于气体中的液滴。

### 3.3

**冷却剂丧失事故** loss-of-coolant accident (LOCA)

反应堆冷却剂流失速率超过正常补给系统补给能力的事故。

注：亦称失水事故。

### 3.4

**应急堆芯冷却系统** emergency core cooling system (ECCS)

正常堆芯冷却失效（例如冷却剂丧失事故）后，为确保余热从堆芯排除而设置的系统。

## 3.5

**非能动堆芯冷却系统** passive core cooling system (PXS)

使用非能动余热排出系统、非能动安全注射系统和自动卸压系统等控制反应性、保持足够的停堆裕度、排出堆芯衰变热的非能动安全设施。

## 3.6

**溢出** spillage

指LOCA事故后，液体从破口向安全壳地坑的流动。

注1：溢出类型1，在RCS被再灌水到破口高度以上时，液体从破口流出；

注2：溢出类型2，破口发生在ECCS/PXS管座处，液体直接从ECCS/PXS管线流出。

## 3.7

**非能动安全壳冷却系统** passive containment cooling system (PCS)

用于降低安全壳内温度和压力的非能动安全设施。

注：原理为在任何导致安全壳内温度和压力剧增的事故后，利用压缩空气膨胀、重力以及自然循环等自然驱动力排出安全壳大气中的热量并传递至环境。

## 3.8

**压力边界** pressure boundary

设计用于包容流体，并防止或限制其泄漏的封闭系统、部件或构筑物的那些部分。

## 3.9

**单一故障准则** single failure criterion

要求系统或设备组合在其任何部位发生可信的单一随机故障时仍能执行其正常功能的设计准则。

## 4 安全壳最大压力和温度瞬态分析

## 4.1 总则

应对假想的管道破口谱进行充分的分析，以确定安全壳大气压力和温度的响应。分析结果对确保为缓解事故后果所需要的安全壳结构和设备的完整性和可操作性提供重要的设计依据。

应采用本章所述的分析要求评定由假想管道破裂造成的压力和温度瞬态，以确定安全壳结构设计中破口所产生的最大内压和温度。

关于建模原理、假设和输入以及破口谱和所涉及事故，不管是否在本章中讨论，处理的方式都应该反映出每一分析对其目的是保守的。

影响安全壳最大压力和温度瞬态分析的系统或物项以及受该分析影响的系统或物项的相关说明见附录A。

## 4.2 质量和能量释放

## 4.2.1 反应堆冷却剂系统质能释放

## 4.2.1.1 质能释放阶段

反应堆冷却剂系统质量和能量释放分析可分为五个阶段：喷放、再灌水、再淹没、再淹没后和衰变热阶段（示意图见图1）。这张图及下列描述只适用于大破口情况，小破口有明显差别，可能不包括所有五个阶段。

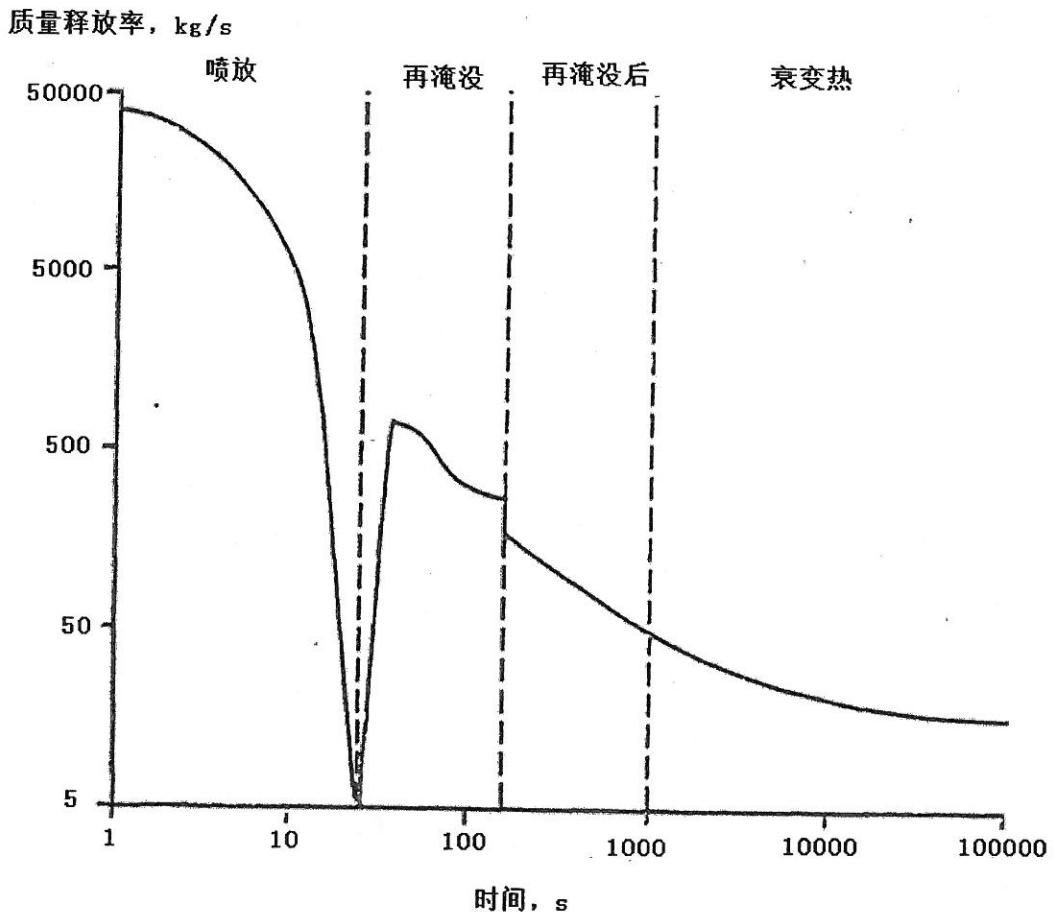


图1 典型的压水堆一回路系统大破口后质量释放率的变化(假定不存在再灌水阶段)

喷放阶段的时间从破裂开始一直延续到反应堆冷却剂系统的压力和安全壳的压力达到平衡。喷放期间，实际上是把反应堆冷却剂系统初始水装量释放到安全壳，在喷放后的各个阶段，释放到安全壳的水来自于应急堆芯冷却系统或非能动堆芯冷却系统(ECCS/PXS)。

热段破裂时，ECCS/PXS中的大部分水流过堆芯从破口流出到安全壳而不经蒸汽发生器。由于ECCS/PXS水不通过蒸汽发生器，因而不从蒸汽发生器带走热量。喷放后的质能释放通常不会使安全壳压力超过喷放阶段所经受的压力。然而，为确保识别这一设计基准事故，应对热段的破裂进行分析。

冷段破裂时，部分ECCS/PXS水流过堆芯和蒸汽发生器，从破口流出到安全壳。蒸汽发生器热量传递给ECCS/PXS水，增加了安全壳的压力，因此，对冷段破裂，应考虑喷放后的质能释放。

如果蒸汽发生器出口至反应堆冷却剂泵之间存在泵吸入段，那么泵吸入段破裂时，具有较高的堆芯淹没速率，并且离开堆芯的流体经过蒸汽发生器。因此，泵吸入段的破裂结合了热段破裂和冷段破裂的综合效应，应考虑喷放后的质能释放。

喷放后的第一阶段是再灌水。再灌水时，将ECCS/PXS水灌到堆芯底部。可以假设再灌水到堆芯活性区底部是瞬时发生的。

喷放后的第二阶段是再淹没。在再淹没期间，ECCS/PXS水再灌满堆芯。这一阶段是从再灌水结束算起，一直延续到堆芯水位达到液体基本上不被蒸汽夹带的一个高度。应根据试验数据选定这一高度。可以用距离堆芯活性区顶部以下0.61m的水位来定义再淹没的结束。在再淹没阶段，大量的液体伴随着由堆芯向冷却剂传热产生的蒸汽被带出堆芯。对冷段破裂，部分或全部的两相混合物通过蒸汽发生器，可

能转化为过热蒸汽释放到安全壳。然而，进入反应堆冷却剂系统的部分ECCS/PXS水可能被旁路，不通过堆芯或蒸汽发生器，这样，就可能没有明显地被加热。这些水将溢流到安全壳地坑。

喷放后的第三阶段是再淹没后阶段。再淹没后阶段是从再淹没阶段结束起一直到反应堆冷却剂系统的温度基本上与蒸汽发生器二次侧温度相等为止。在这一阶段，衰变热可能使堆芯产生两相混合物。由于下降段(指反应堆压力容器和堆芯支承吊篮之间的环形空间)中的ECCS/PXS水和堆芯两相混合物之间的密度差，在冷段破裂或泵吸入段破裂时，两相混合物可以一直延伸到蒸汽发生器传热管。在蒸汽发生器中两相混合物中的水将转变为蒸汽并释放到安全壳中。

喷放后的最后一阶段是释放衰变热的相对稳定的阶段。这一阶段从再淹没后阶段结束开始。在衰变热阶段，释放出衰变热和反应堆冷却剂系统以及二回路系统的流体与金属的显热。

#### 4.2.1.2 能量来源

##### 4.2.1.2.1 反应堆冷却剂系统水和金属

在反应堆冷却剂系统质量和能量释放计算中，取最大的反应堆冷却剂系统水装量和金属的能量是保守的。反应堆冷却剂系统水装量是一重要参数，应准确计算。在4.2.1.3.2给出的初始功率水平下，应包括因压力和温度升高引起的反应堆冷却剂系统体积的增加量。反应堆冷却剂系统压力边界内的贮能和与反应堆冷却剂系统水接触的内部构件金属的贮能也应包括在内。

##### 4.2.1.2.2 蒸汽发生器二回路水和金属

在反应堆冷却剂系统质量和能量释放计算中，取最大的蒸汽发生器二回路水装量和金属的能量是保守的。蒸汽发生器二回路水装量是一重要参数，应准确计算。在4.2.1.3.2给出的初始功率水平下，应包括因压力和温度引起的蒸汽发生器二回路体积变化量。蒸汽发生器二回路压力边界内的贮能和与蒸汽发生器二次侧水接触的内部构件金属的贮能也应包括在内。

##### 4.2.1.2.3 堆芯贮能

考虑了不确定性修正后的堆芯贮能和稳态温度分布应与初始条件和4.2.1.3.1中所要求的燃料循环寿期相一致。

##### 4.2.1.2.4 裂变热

应保守地计算裂变热。因温度和空泡引起的停堆反应性应取合理可行的负的绝对值最小值，所有反应性反馈系数应根据产生最大堆芯贮能的燃料参数取其最小值。紧急落棒和插入堆芯时刻假设与所分析的瞬态相适应。

##### 4.2.1.2.5 锕系元素的衰变

应根据燃料循环计算的结果计算运行期间锕系元素(包括镅、钷以及铀的同位素)产生的放射性衰变热。它应与产生最大堆芯贮能的燃料循环周期相一致。衰变热应按NB/T 20056中规定的方法计算，反应堆运行时间应计算到寿期末。

##### 4.2.1.2.6 裂变产物的衰变

应假设裂变产物的放射性衰变中释放的热量按NB/T 20056中规定的方法计算，反应堆运行时间应计算到寿期末。

##### 4.2.1.2.7 金属-水反应率

应按可燃气体控制系统的设计原则计算金属-水反应量。NB/T 20031给出了压水堆失水事故后氢气控制系统的设计原则。一般地,可以假设1%的燃料包壳在喷放阶段结束后不超过二分钟的时间内均匀发生金属-水反应。

#### 4.2.1.2.8 主蒸汽管线

应考虑在主蒸汽隔离阀或汽轮机截止阀关闭之前流到汽轮机的蒸汽流量。到汽轮机的流量应取最小值。延迟时间和阀门关闭时间应保守地取最小值。也可以保守地认为在破裂一开始就终止到汽轮机的蒸汽流量。

#### 4.2.1.2.9 主给水管线

应包括主给水流量,并且取其最大值,用于确定流量终止的延迟时间和阀门关闭时间应保守地取最大值。

#### 4.2.1.2.10 辅助给水系统

如果可以确认辅助给水系统投入运行,则在分析中可以包括流到蒸汽发生器的辅助给水,流量应取最小值。启动辅助给水系统的延迟时间应保守地取最大值。也可保守假设辅助给水流量为零。

#### 4.2.1.2.11 ECCS/PXS 流量

应包括来自ECCS/PXS系统(如安注箱、堆芯补水箱和换料水箱及地坑)的流量,并根据导致安全壳最高峰值压力的单一故障选择流量和延迟时间。

#### 4.2.1.2.12 安注箱氮气膨胀

计算中应适当考虑安注箱液体排空后从安注箱释放到安全壳的氮气。

### 4.2.1.3 初始条件

#### 4.2.1.3.1 寿期

堆芯的寿期应该是按4.2.1.3.2要求的功率水平下堆芯贮能和衰变热结合产生最大能量的时间。

#### 4.2.1.3.2 功率水平

初始功率水平至少为额定的功率水平加上不确定性影响。

#### 4.2.1.3.3 堆芯进口温度

堆芯的初始进口温度应等于初始功率水平下的正常运行温度再加上不确定性的影响。不确定性的考虑应使在整个事故中通过破口释放的能量最大。

#### 4.2.1.3.4 反应堆冷却剂系统压力

反应堆冷却剂系统的初始压力至少等于初始功率水平下的正常运行压力再加上不确定性的影响。

#### 4.2.1.3.5 蒸汽发生器压力

蒸汽发生器的初始压力至少等于初始功率水平下的正常运行压力再加上不确定性的影响。

#### 4.2.1.3.6 反应堆冷却剂系统稳压器水位



反应堆冷却剂系统稳压器的初始水位至少等于正常运行的最高水位再加上不确定性的影响。

#### 4.2.1.3.7 蒸汽发生器水位

蒸汽发生器的初始水位至少等于初始功率水平下正常运行的水位再加上不确定性的影响。

#### 4.2.1.3.8 堆芯参数

初始的堆芯参数(包括物理参数、燃料特性、气隙热导率)的选择应使堆芯贮能最大。

#### 4.2.1.3.9 安注箱

安注箱的初始水位、温度和氮气压力应是正常运行下的值,不确定性影响应使安全壳压力达到最大。

#### 4.2.1.3.10 堆芯补水箱和安全壳内置换料水箱水装量

堆芯补水箱和安全壳内置换料水箱的水装量应是正常运行下的值,不确定性影响应使安全壳压力达到最大。

#### 4.2.1.4 单一能动故障

在确定反应堆冷却剂系统破裂后的质量和能量释放中,应考虑最具有限制性的单一能动故障。应评价在没有发生能动故障时安全壳出现最高峰值压力的可能性。为缓解事故后果所需要的核电厂专设安全设施(包括安全壳排热系统,见4.3.5)只需要考虑一个单一能动故障。可能发生的单一能动故障可以包括应急柴油发电机、安注泵、应急给水泵或设备冷却水泵的故障。在非能动核电厂中,则应考虑PXS管线上的阀门失效。

如果非应急电源丧失会导致安全壳压力或温度更高(如延迟安全壳的冷却或延迟安全注入),则应假设非应急电源的丧失。

单一能动故障的考虑还应遵守GB/T 13626 和EJ/T 570的有关规定。

#### 4.2.1.5 模型

##### 4.2.1.5.1 节点划分

在反应堆冷却剂系统破口分析的不同阶段,几何节点的划分不必相同。在喷放阶段,破口节点处含汽率低使流量高,所以是保守的,因此,反应堆冷却剂系统的模型应足够详细,使破口位置处的含汽率不致被预测过高。还应提供足够详细的模型,使得堆芯-冷却剂、金属-冷却剂和蒸汽发生器-水的传热模型能保守地预测高的安全壳压力。应通过经验数据或模拟判断每一节点中的汽液相分离,以保守地预测高的安全壳压力。同时,应计算通过破口环路流经蒸汽发生器的堆芯流量的份额和通过没有破口的环路流经蒸汽发生器的堆芯流量的份额,以便保守地预测高的安全壳压力。

##### 4.2.1.5.2 热力状态

应用真实气体方程或认可的工业蒸汽表描述蒸汽和水的热力状态。

##### 4.2.1.5.3 流动模型

在流动模型中可考虑下列影响:

- a) 动量随时间的变化;
- b) 动量迁移;
- c) 壁面摩擦力;

- d) 流体压力;
- e) 重力;
- f) 形阻损失(如缩口、膨胀头、弯头和泵的压头损失)。

管道和其它部件中的摩擦损失可以采用考虑了摩擦系数随 $Re$ 数的实际变化和经与试验数据比较已证实的实际的两相流摩擦系数的模型进行计算,或可以采用经证实至少与质量和能量最大释放率有相同保守性的模型进行计算。

如果压力损失中存在不确定性,则应保守地取最小压力损失或进行分析以证明压力损失的取值导致更大的质量和能量最大释放率。

#### 4.2.1.5.4 泵特性

反应堆冷却剂泵的特性应从动态模型中测得,该模型考虑了流体和泵速可随时间变化的泵叶轮之间的动量传递。过冷的和两相区域的泵模型应采用适用于过冷的和两相区域的性能数据进行验证。通过与试验数据比较或与全动态泵模型比较能证实是保守的任何模型都可以用于代替全动态泵模型。

#### 4.2.1.5.5 破口流动

##### 4.2.1.5.5.1 破口尺寸和位置

对反应堆冷却剂系统进行分析时应考虑可能的管道破口谱。破口谱应包括各种截面积管道直到主管道的瞬时双端断裂。应根据EJ/T 335的规定确定管道破口的特性。应通过分析确定发生事故后产生最大安全壳峰值压力和峰值温度的位置。应通过管道破口的位置、类型和面积定义管道破口。

##### 4.2.1.5.5.2 破口流动模型

在适用范围(如过冷、饱和或两相临界流)内,可采用根据不同工况下的试验数据得到的经验性的破口临界流动模型。当紧邻破口的上游液体过冷时,可采用的破口临界流动模型包括Zaloudek和Henry-Fauske模型。当紧邻破口的上游流体是饱和的或两相时,可采用Moody临界流动模型。可以采用修正的破口临界流动关系式,以使得过冷和饱和流动区域之间有光滑的过渡。如果经分析或试验数据论证是合理的,则也可以采用其它的临界流动模型。

临界流动关系式的流量系数的选择应充分包络试验数据。

##### 4.2.1.5.5.3 ECCS/PXS 溢出

确定安全壳峰值压力时,对从ECCS/PXS溢出产生的质量和能量释放源项,应根据安全壳中的蒸汽分压选择流体含汽率,以使安全壳增压最大。

在确定用于计算泵的实际净正吸入压头(NPSH)的安全壳最高地坑水温时,关于产生的质量和能量释放源项和溢出源项的假设应有助于使地坑的温度达最大值。假设也应与4.3中安全壳压力和温度的分析相一致。另一种方法是取地坑温度等于峰值压力分析中再循环开始时在总的安全壳压力下水的饱和温度。

##### 4.2.1.5.6 安全壳背压

对喷放阶段的分析,由于在整个阶段破口流动实际上是临界流,所以安全壳背压是不重要的。

在再淹没和再淹没后阶段,安全壳背压影响反应堆冷却剂回路中的流动阻力(汽封),进而影响质量和能量释放率。质量和能量释放计算应与安全壳背压计算相耦合,或采用保守的高的背压(常量或随时间而变的量)。

##### 4.2.1.5.7 传热关系式

反应堆冷却剂系统破裂以后，存在下述的传热：

- a) 堆芯向反应堆冷却剂的传热；
- b) 一回路金属向反应堆冷却剂的传热；
- c) 蒸汽发生器传热管向反应堆冷却剂的传热；
- d) 蒸汽发生器二次侧水向蒸汽发生器传热管的传热；
- e) 蒸汽发生器金属向蒸汽发生器二次侧水的传热。

应根据经验数据确立传热关系式，或选取保守地预测高的安全壳压力的传热关系式。下列的传热模式和关系式都是可以采用的。

#### 4.2.1.5.7.1 堆芯向反应堆冷却剂的传热

从堆芯向两相的反应堆冷却剂传热可以假设是泡核沸腾传热。从堆芯向单相的反应堆冷却剂的传热可以假设是强迫对流传热。

#### 4.2.1.5.7.2 一回路金属向反应堆冷却剂的传热

从一回路金属向两相的反应堆冷却剂的传热可以假设是泡核沸腾传热。从一回路金属向单相的反应堆冷却剂的传热可以假设是强迫对流传热。

#### 4.2.1.5.7.3 蒸汽发生器传热管向反应堆冷却剂的传热

从蒸汽发生器传热管向两相的反应堆冷却剂的传热可以假设是泡核沸腾传热。从蒸汽发生器传热管向单相的反应堆冷却剂的传热可以假设是强迫对流传热。

#### 4.2.1.5.7.4 蒸汽发生器二次侧水向蒸汽发生器传热管的传热

从蒸汽发生器液体向蒸汽发生器传热管的传热可以假设是自然对流传热。从蒸汽发生器的蒸汽向蒸汽发生器传热管的传热可以认为是冷凝传热。

#### 4.2.1.5.7.5 蒸汽发生器金属向蒸汽发生器二次侧水的传热

蒸汽发生器金属向蒸汽发生器液体和蒸汽的传热可以假设是自然对流传热。

#### 4.2.1.5.7.6 可采用的传热关系式

下述的传热关系可适用于上面所讨论的范围：

- a) 单相强迫对流，Dittus-Boelter 关系式：

$$h = 0.023 \frac{k}{D_e} Pr^{0.4} Re^{0.8} \dots\dots\dots(1)$$

式中：

$h$ ——传热系数， $W/(m^2 \cdot K)$ ；

$k$ ——热导率， $W/(m \cdot K)$ ；

$D_e$ ——当量直径， $m$ ；

$Pr$ ——普朗特数；

$Re$ ——雷诺数。

- b) 泡核沸腾，Jens-Lottes 关系式(2)和 Thom 关系式(3)：

$$q = 33.12 \left[ \frac{1.8 \Delta T_{sat} e^{\frac{29}{180} P}}{1.9} \right]^4 \dots\dots\dots (2)$$

式中:

$q$ ——热流密度,  $W/m^2$ ;

$P$ ——压力, MPa;

$\Delta T_{sat}$ ——被加热的壁温和饱和温度 ( $P$ 压力下) 之间的差, K。

$$q = 10.22 \left[ \frac{\Delta T_{sat} e^{\frac{29}{252} P}}{0.072} \right]^2 \dots\dots\dots (3)$$

c) 自然对流:

当  $(Gr) (Pr) = 10^9 \sim 10^{12}$  时,

$$h = 0.13 \frac{k}{L} [(Gr)(Pr)]^{1/3} \dots\dots\dots (4)$$

当  $(Gr) (Pr) = 10^4 \sim 10^9$  时,

$$h = 0.59 \frac{k}{L} [(Gr)(Pr)]^{1/4} \dots\dots\dots (5)$$

式中:

$L$ ——垂直表面的高度;

$Gr$ ——格拉晓夫数。

d) 冷凝, 膜态冷凝:

$$h = 0.943 \left[ \frac{k^3 \rho^2 g x}{\mu L \Delta t} \right]^{1/4} \dots\dots\dots (6)$$

式中:

$\rho$ ——冷凝液膜的密度,  $kg/m^3$ ;

$x$ ——冷凝潜热, J/kg;

$\mu$ ——冷凝液膜的动力粘度,  $kg/m \cdot s$ ;

$\Delta t$ ——饱和温度和表面温度之间的差, K;

$g$ ——重力加速度,  $9.81 m/s^2$ 。

#### 4.2.1.5.8 堆芯模型

可以采用考虑了缓发中子和反应性反馈的堆芯平均点堆动力学模型计算裂变热。由温度和空泡引起的停堆反应性应取其可能的负的绝对值最小值, 其中包括导致堆芯最大贮能的功率分布形状和功率峰值因子的不确定性。如果计算中有紧急落棒和插入堆芯, 则应予以考虑。反应性的影响应与导致堆芯最大贮能的寿期相一致。

堆芯热工水力计算时, 堆芯模拟应足够详细, 以避免堆芯到冷却剂的传热预测不足。初始的堆芯贮能应为最大值。

#### 4.2.1.5.9 金属壁模型

应保守计算金属壁到冷却剂的传热。

#### 4.2.1.5.10 附加流量模型

在计算来自安注箱或堆芯补水箱等的流量时，应假设注入点背压小于或等于实际压力，这使得注射流量偏大。在计算来自安注泵的流量时，应根据预测的泵的特性计算流量，并根据使安全壳压力达到最大的原则估算不确定性。

如果计算中有辅助（应急）给水系统的投入，应保守假设给水流量最小化。可忽略其流量或根据预测的泵特性进行计算，并根据使流量达到最小的原则考虑不确定性。

如4.2.1.4中讨论那样，若考虑单一能动故障是保守的，则应予以考虑。

#### 4.2.1.5.11 喷放后模型

应采用考虑了一回路压力分布的重力反馈模型计算喷放后堆芯再淹没。应根据模拟LOCA事故条件下得到的再淹没传热试验数据或其它试验数据计算夹带份额确定带走堆芯中的再淹没水。确定夹带份额的参数，如堆芯的进口温度、线功率、堆芯压力、堆芯高度以及堆芯的进口速度应进行模拟以使得夹带份额达到最大。堆芯再淹没阶段结束时的水位高度应根据试验数据确定或可以假设再淹没高度在距离堆芯活性区顶部以下0.61 m处。

如果考虑了由ECCS/PXS水造成的蒸汽冷凝的影响，则应用试验数据说明其合理性。

### 4.2.2 二回路系统的释放

假设安全壳内的主蒸汽管线破裂(MSLB)或主给水管线破裂(MFLB)后，受影响的蒸汽发生器的流体释放到安全壳，其它蒸汽发生器的大部分流体一般认为被主蒸汽隔离阀(MSIV)和主给水隔离阀(MFIV)隔离。

二回路系统破裂后安全壳内的增压完全取决于有多少蒸汽进入安全壳大气中。进入安全壳大气的流体可以是单一的蒸汽或者是两相混合物。蒸汽喷放时，破口释放的全部流体进入安全壳大气。两相混合物喷放时，破口流量中的部分液体在安全壳内闪蒸，蒸汽进入安全壳大气，其余的液体进入地坑，对安全壳的压力没有显著的贡献。

对破口面积大的MSLB事故，蒸汽从破损的蒸汽发生器的两相区域中不能迅速分离，以致不能保持喷放流体完全是蒸汽。随着压力的降低，两相区域中的空泡迅速增大并在破口流量中夹带大量的液体。当假设的破口面积减少时，空泡增大和液体夹带的影响随之减少，一直到破口尺寸达到干蒸汽喷放。

由于能动和非能动安全壳热阱的作用以及主蒸汽和给水隔离对降低压力的影响，应分析破口谱以确保已确定了安全壳最高的峰值压力和峰值温度。在MSLB事故后，蒸汽发生器夹带液体的可能性会随着功率的降低而增加，而功率降低又可能使蒸汽发生器水装量增加。但随功率增加，一回路贮存能和通过蒸汽发生器的传热量增多，并且核燃料产生的热量也增加，发生破口时会导致更多的能量释放到安全壳内。因此，应分析功率谱以确定导致MSLB事故安全壳峰值压力和峰值温度的功率水平。

给水位置一般低于蒸汽发生器水位，MFLB总是伴随着两相喷放，因而不会产生像MSLB事故那样严重的安全壳峰值压力或峰值温度。所以，对安全壳压力和温度的长期分析，不必考虑MFLB的情况。

#### 4.2.2.1 能量来源

##### 4.2.2.1.1 反应堆冷却剂系统水和金属

反应堆冷却剂系统水装量和金属能量取最大值对二回路质量和能量释放计算是保守的。由于反应堆冷却剂系统水装量是一个重要的参数，所以应准确确定。应包括对应于4.2.2.2.2中定义的初始功率水

平的压力和温度的变化所造成的反应堆冷却剂系统体积的增加,还应包括保守估计的反应堆冷却剂系统压力边界内的贮能和与反应堆冷却剂系统的水接触的内部金属的贮能。

#### 4.2.2.1.2 蒸汽发生器二次侧水和金属

对某一给定的功率水平,蒸汽发生器二次侧水装量和金属能量取最大值对二回路质量和能量释放计算通常是保守。考虑到装量对夹带的影响,可保守假设破口蒸汽中无液滴夹带,以增加释放入安全壳的能量,使得安全壳的峰值压力和温度达到最大。由于蒸汽发生器二次侧水装量是一个重要的参数,所以应准确确定。应包括对应于4.2.2.2.2中定义的初始功率水平下的压力和温度变化所造成的蒸汽发生器二次侧装量的增加,还应包括蒸汽发生器二次侧压力边界内的贮能和与蒸汽发生器水接触的内部金属的贮能。

#### 4.2.2.1.3 堆芯贮能

考虑了不确定性修正后的堆芯贮能和稳态温度分布应与初始条件和在4.2.2.2.1中定义的燃料循环寿期相一致。

#### 4.2.2.1.4 裂变热

计算裂变热应保守地考虑反应性和反应堆动力学。由温度变化引起的停堆反应性应采用负的绝对值最大值。

如果紧急落棒和插入对瞬态分析是适合的,则可以假设紧急落棒和插入。棒价值和插入速率的不确定性根据使停堆速率最小的原则确定。应保守地计及由于反应堆环路的冷却引起的功率的回升。

#### 4.2.2.1.5 铀系元素的衰变

应根据燃料循环计算的结果计算在运行期间由铀系元素(包括镭、钍以及铀的同位素)产生的放射性衰变热。应考虑对应于使安全壳压力达到最大的燃料循环时间。衰变热应按NB/T 20056中规定的方法计算,反应堆运行时间应计算到寿期末。

#### 4.2.2.1.6 裂变产物衰变

由于裂变产物的放射性衰变产生的热量应按NB/T 20056中规定的方法计算,反应堆运行时间应计算到寿期末。

#### 4.2.2.1.7 主蒸汽管线

主蒸汽管线破裂时的能量来源应包括来自不受影响的蒸汽发生器蒸汽管线和在隔离以前到达安全壳的蒸汽流量。不能与安全壳隔离的任何一段蒸汽管线中的蒸汽应假设要被释放到安全壳的流量应取最大。主蒸汽管线隔离阀关闭的延迟时间应保守地取最大值。可以包括直到主蒸汽隔离阀或汽轮机截止阀关闭之前从蒸汽发生器流到汽轮机的蒸汽流量。汽轮机截止阀关闭延迟时间应保守地取最小值。也可以保守地认为在破裂一开始就终止到汽轮机的流量。

#### 4.2.2.1.8 主给水管线

流到蒸汽发生器的主给水应考虑到所计算的流量终止为止。采用的主给水流动的动态特性应考虑到受影响的和未受影响的蒸汽发生器的压力变化的作用。流量应取上限值,并应考虑泵吸入和排出压力的影响。如分析证明供给汽动给水泵的蒸汽会终止,则应考虑汽动泵给水流量的终止或下降。信号延迟和阀门关闭时间应保守地取最大值。还应包括不能与受影响的蒸汽发生器隔离的给水的闪蒸。

#### 4.2.2.1.9 辅助给水系统

如果计算指出辅助给水系统要投入，则在分析中应计入流到蒸汽发生器的辅助给水。采用的辅助给水流量的动态特性应考虑到受影响的和未受影响蒸汽发生器的不均匀压力变化的作用。流到受影响的蒸汽发生器的流量应取最大值。可以考虑流量随阀位的变化。辅助给水流量将持续到隔离阀自动动作或操纵员动作。如果存在此机理，则应考虑隔离后流到受影响的蒸汽发生器的流量。

#### 4.2.2.1.10 PXS 系统

如果计算指出PXS系统要投入，则应保守考虑PXS系统，使进入安全壳的蒸汽流量最大化。

#### 4.2.2.2 初始条件

##### 4.2.2.2.1 燃料循环寿期

燃料循环寿期应取导致安全壳压力最大时的燃料，应考虑堆芯贮能和瞬态时可能增加或保持裂变热释放率的反应性影响之间的可能存在的折衷选择。

##### 4.2.2.2.2 功率水平

通常，二回路系统破裂后导致安全壳最高压力或温度的功率水平不能在事先选定。在额定功率时，反应堆冷却剂系统能量和给水流量最高；零负荷时，液体夹带的可能性最高。除非能说明某一特定的功率水平对重要的参数可得到保守值，否则应分析从零负荷开始到额定功率（考虑不确定性）为止的功率谱。

##### 4.2.2.2.3 堆芯进口温度

堆芯的初始进口温度应取初始功率水平下正常运行的温度再加上不确定性的影响。不确定性的考虑应使整个事件中从破口释放的能量达到最大。

##### 4.2.2.2.4 反应堆冷却剂系统的压力

反应堆冷却剂系统的初始压力至少等于初始功率水平下正常运行的最大压力再加上不确定性的影响。

##### 4.2.2.2.5 蒸汽发生器压力

蒸汽发生器初始压力应取初始功率水平下的压力再加上不确定性的影响。

##### 4.2.2.2.6 反应堆冷却剂系统稳压器水位

反应堆冷却剂系统稳压器的初始水位至少等于初始功率水平下正常运行的最高水位再加上不确定性的影响。

##### 4.2.2.2.7 蒸汽发生器水位

蒸汽发生器初始水位至少等于初始功率水平下正常运行的最高水位再加上不确定性的影响。

##### 4.2.2.2.8 堆芯参数

堆芯的初始参数(包括物理参数、燃料特性、气隙热导率)的选择应使对应于所选定的燃料循环寿期下的安全壳压力达到最大。

#### 4.2.2.2.9 控制棒组件位置

如果技术规格书允许核电厂运行中有一束控制棒组件卡在堆外,则应假设反应性最大的那束控制棒组件卡在堆外。单一能动故障应考虑反应性次大的控制棒组件卡在堆外。

#### 4.2.2.2.10 硼浓度

反应堆冷却剂系统硼初始浓度的选择应使对应于所选定的燃料循环寿期和4.2.2.2.9中规定的控制棒组件假设下的安全壳压力达到最大。

#### 4.2.2.2.11 补水箱和安全壳内置换料水箱水装量

堆芯补水箱和安全壳内置换料水箱的水装量应是正常运行下的值,不确定性影响应使安全壳压力达到最大。

#### 4.2.2.3 单一能动故障

确定二回路破裂后的质量和能量释放时,应考虑最具有限制性的单一能动故障。应评价在没有发生能动故障的情况下出现安全壳最高峰值压力或温度的可能性。在缓解事故后果设置的核电厂专设安全设施(包括安全壳冷却系统,见4.3.5)只需要考虑一个单一能动故障。可能的单一能动故障包括应急柴油发电机、安注泵、应急给水隔离阀、主蒸汽隔离阀和主给水隔离阀的故障。

如果非应急电源丧失会导致安全壳压力或温度更高(如延迟安全壳的冷却或延迟安全注入),则应假设非应急电源的丧失。非应急电源的丧失可能造成反应堆冷却剂泵失效,所以,应评价泵失效对反应堆冷却剂向二回路系统传热的影响。

单一能动故障的考虑还应遵守GB/T 13626 和EJ/T 570的有关规定。

#### 4.2.2.4 模型

##### 4.2.2.4.1 节点划分

从安全壳峰值压力和温度的角度分析,纯蒸汽的喷放是保守的,因此,二回路系统的模型应足够详细,以使破口位置处的含汽率不致被预测过低。堆芯-冷却剂、金属-冷却剂以及蒸汽发生器-冷却剂的传热模型应足够详细,主蒸汽管线、主给水管线以及辅助给水/启动给水管线的模型也应足够详细,以使得不低估释放到安全壳的质量和能量。应考虑汽水分离器的效率和蒸汽发生器内部几何形状的影响。

##### 4.2.2.4.2 热力状态

应按4.2.1.5.2的规定确定热力状态。

##### 4.2.2.4.3 对泵所考虑的事项

反应堆冷却剂泵运行维持反应堆环路流动,把热量从未受影响的蒸汽发生器传递到反应堆环路和从反应堆环路传递到受影响的蒸汽发生器。因此,对于二回路系统的破裂,保持反应堆冷却剂泵流量是保守的。在确定单一能动故障时(见4.2.2.3)应考虑这一影响。如果假设反应堆冷却剂泵惰转,则应计及降低惰转减速速率的任何不确定性。

主给水泵、凝结水泵和加热器疏水泵的特性应从考虑了流体和叶轮之间的动量传递的动态模型中得到。还应包括主给水泵可变速度的影响。通过与试验数据比较或与全动态泵模型比较证实是保守的任何模型都可以用于代替全动态泵模型。

##### 4.2.2.4.4 破口流动



#### 4.2.2.4.4.1 破口尺寸和位置

对二回路系统进行质量和能量分析应考虑可能的管道破口谱。破口谱应包括各种截面积管道直到二回路系统中最大管道的瞬时双端断裂。分析还应包括破口面积等于管道横截面的最大管道的纵向破裂的影响。应根据EJ/T 335的规定确定管道破口的特性。应通过分析确定发生事故后产生最大安全壳峰值压力和峰值温度的位置。应通过管道破口的位置、类型和面积定义管道破口。

#### 4.2.2.4.4.2 破口流动模型

二回路系统质量和能量释放计算见4.2.2.1。

#### 4.2.2.5 安全壳背压

质量和能量释放计算应与安全壳压力计算相耦合，或保守地采用低的背压(常量或函数)。

#### 4.2.2.6 传热关系式

二回路系统破裂后，存在下述传热过程：

- a) 反应堆堆芯向反应堆冷却剂的传热；
- b) 一回路金属向反应堆冷却剂的传热；
- c) 反应堆冷却剂和未受影响的蒸汽发生器二次侧水之间的传热；
- d) 反应堆冷却剂向受影响的蒸汽发生器二次侧水的传热；
- e) 蒸汽发生器金属向蒸汽发生器二次侧水的传热。

应根据经验数据建立传热关系式，或保守地选取传热关系式预计高的能量释放。在4.2.1.5.7.6中输出的传热关系式可适用于上面所讨论的范围。

##### 4.2.2.6.1 反应堆堆芯向反应堆冷却剂的传热

反应堆堆芯向反应堆过冷液体的传热可以假设是强迫对流传热。

##### 4.2.2.6.2 一回路金属向反应堆冷却剂的传热

从反应堆金属向反应堆过冷液体的传热可以假设是强迫对流传热。

##### 4.2.2.6.3 反应堆冷却剂和未受影响的蒸汽发生器传热管之间的传热

从反应堆冷却剂向未受影响的蒸汽发生器传热管(如隔离前或在受影响的蒸汽发生器排空之后)的传热，可以假设是强迫对流传热。

从未受影响的蒸汽发生器传热管向反应堆冷却剂的传热(如在受影响的蒸汽发生器排空之前隔离)，可以假设是强迫对流传热。

##### 4.2.2.6.4 未受影响的蒸汽发生器二次侧水和传热管之间的传热

未受影响的蒸汽发生器传热管向未受影响的蒸汽发生器二次侧水的传热(如隔离前或在受影响的蒸汽发生器排空之后)，对于向两相冷却剂的传热，可以假设是泡核沸腾传热；对于向单相冷却剂的传热，可以假设是强迫对流传热。

未受影响的蒸汽发生器二次侧水向未受影响的蒸汽发生器传热管的传热(如在受影响的蒸汽发生器排空之前隔离)：对于液体向传热管的传热，可以假设是自然对流传热，对于蒸汽向传热管的传热，如果壁面温度低于饱和温度，可以假设是冷凝传热，否则，应假设是自然对流传热。

##### 4.2.2.6.5 未受影响的蒸汽发生器二次侧水和金属之间的传热

当热量从未受影响的蒸汽发生器金属向蒸汽发生器二次侧水传递时(如隔离前),对于两相冷却剂,可以假设是泡核沸腾传热;对于单相冷却剂,可以假设是强迫对流传热。

当热量从未受影响的蒸汽发生器二次侧水向蒸汽发生器金属传递时(如隔离前),对于液体向金属的传热,可以假设是自然对流传热;对于蒸汽向金属的传热,如果壁面温度低于饱和温度,可以假设是冷凝传热;否则可以假设是自然对流传热。

#### 4.2.2.6.6 反应堆冷却剂向受影响的蒸汽发生器传热管的传热

反应堆冷却剂向受影响的蒸汽发生器传热管的传热可以假设是强迫对流传热。

#### 4.2.2.6.7 受影响的蒸汽发生器传热管向受影响的蒸汽发生器二次侧水的传热

热量从受影响的蒸汽发生器传热管向其两相冷却剂传递时,可以假设是泡核沸腾传热。热量从受影响的蒸汽发生器传热管向蒸汽发生器蒸汽传递时,可以假设是强迫对流传热。

#### 4.2.2.6.8 受影响的蒸汽发生器金属向受影响的蒸汽发生器二次侧水的传热

热量从受影响的蒸汽发生器金属向其两相冷却剂传递时,可以假设是泡核沸腾传热。热量从受影响的蒸汽发生器金属向其蒸汽传递时,可以假设是强迫对流传热。

#### 4.2.2.7 堆芯模型

可以采用考虑了缓发中子和反应性反馈的点堆动力学模型计算裂变热。由温度引起的停堆反应性应取负的绝对值最大值。如果对所分析的瞬态是适合的,则可以假设紧急落棒和插入。不确定性的影响应是使棒的停堆价值最小和使延迟时间最长。

反应性的影响应与导致安全壳最大压力的燃料循环寿期一致。进行堆芯热工、水力计算时,模拟堆芯应保守地预计堆芯向反应堆冷却剂的传热。堆芯的初始贮能应取导致安全壳压力最大的燃料循环寿期下的最大值。

#### 4.2.2.8 金属壁模型

应保守计算金属壁到冷却剂的传热。

#### 4.2.2.9 附加流量模型

如要计算来自安注箱或堆芯补水箱等的流量,应假设注入点背压大于或等于实际压力,这使得注射流量偏小。在计算来自安注泵的流量时,应根据预测的泵的特性计算流量,并根据使安全壳压力达到最大的原则估算不确定性。

如果计算中有辅助(应急)给水系统的投入,应保守假设给水流量最大化。也可根据预测的泵特性进行计算,并根据使流量达到最大的原则考虑不确定性。

如4.3.3中讨论的那样,考虑单一能动故障是保守的,则应予以考虑。

#### 4.2.2.10 系统间作用

主蒸汽管线破裂后,安全壳的峰值压力或温度将取决于二回路系统的质量和能量的释放率和安全壳能动和/或非能动排热系统的动作。峰值压力和温度将取决于初始条件、应急电源、隔离和停堆的时间以及单一能动故障。对主蒸汽管线破裂进行分析的假设应确保获得最高的峰值压力或温度。

主蒸汽管线破裂的能量来源,除了来自反应堆冷却剂、二回路装量和金属外,还有堆芯功率和给水流量。到汽轮机的蒸汽流量减少了可释放到安全壳的能量。

堆芯的裂变功率取决于停堆时间。停堆可以根据稳压器低压、蒸汽发生器低压、蒸汽发生器低水位以及安全壳高压这些参数确定。

到汽轮机的蒸汽流量取决于汽轮机截止阀关闭的时间。该时间又将取决于稳压器低压、蒸汽发生器低压、蒸汽发生器低水位以及安全壳高压这些参数。

主给水流量取决于隔离时间、蒸汽发生器低压、安全壳高压以及流到主给水汽动泵（如有）的附加蒸汽流量。

辅助给水/启动给水流量取决于其它参数，比如蒸汽发生器低水位对应的给水流量。

如果安全壳高压导致了反应堆停堆、汽轮机截止阀关闭和主给水隔离逻辑线路触发，则可以考虑这些停闭的作用。然而，关于安全壳参数、安全壳排热系统的参数以及停闭逻辑线路的不确定性的选择应综合考虑，以使得安全壳的峰值压力或温度达到最大。

在隔离前，每一台蒸汽发生器中的压力将影响主蒸汽管线、主给水管线以及可能涉及的辅助给水管线的流量分布。蒸汽发生器之间在水力学原理上是耦合的。主蒸汽管线破裂模型应考虑这种水力耦合的影响。应综合考虑选择的假设，以使得安全壳的峰值压力或温度达到最大。

主蒸汽管线破口尺寸影响夹带量、隔离时间、停堆以及质量和能量的释放率。降低质量和能量释放率使安全壳能动和/或非能动热阱有更多的时间带走热量。在主蒸汽管线破口分析中选择破口谱时，应考虑每一种影响。

在主蒸汽管线破口分析中选择初始条件应考虑输入参数相互矛盾的影响，例如：

- 装量**。如果喷放的是纯蒸汽，则增加蒸汽发生器装量将会增加释放到安全壳的能量。增加装量也会增加液体的夹带。夹带能降低释放到安全壳蒸汽区域的能量；
- 安全壳参数**。对一组给定的质量和能量释放数据，可以选择使安全壳峰值压力或温度达到最大的安全壳参数。然而，由于安全壳参数影响了反应堆停堆和安全壳隔离的时间，因此，应综合考虑，保守地选择。

#### 4.3 最大压力和温度分析

##### 4.3.1 假想事故

分析安全壳最大压力和温度时，应考虑反应堆冷却剂系统和二回路核蒸汽供应系统(NSSS)中的高能管线破口谱。破口谱应包括破口大小、位置和按要求的功率水平的影响，以确保已确定了破口产生的最大压力和温度瞬态。4.2.1.5.5和4.2.2.4.4中详细讨论了产生质量和能量释放的管道破口准则。

##### 4.3.2 分析的持续时间

安全壳压力和温度分析确定系统设计工况。假想管道破口谱中的每一破口都应进行分析。每次分析都应有足够的持续时间，以确保已确定了最大压力和温度。对产生的最大峰值压力工况，应延长分析的持续时间，以验证在事故期间蒸汽区域的压力在24h内降低到 $0.5P_c$  ( $P_c$ 为通过计算获得的安全壳峰值压力)，并保持或低于这一压力水平。如果分析表明，计算的安全壳压力在24h内不能降低到 $0.5P_c$ ，那么应关注并解决该问题。

##### 4.3.3 安全壳分析模型

###### 4.3.3.1 瞬态分析模型的建立

为了跟踪假想管道破裂后安全壳大气的瞬态热动力响应，应建立安全壳系统的分析模型。模型的依据是安全壳系统的质量和能量守恒方程。建模中，在安全壳容积中一般存在两类不同的区域：大气区和地坑区，因此，在分析模型中应确定这两类区域。在确定模型的输入时应考虑的因素在4.3.3.2-4.3.3.4中给出。

### 4.3.3.2 热力状态

#### 4.3.3.2.1 安全壳大气区

组成这一区域的蒸汽和非凝结气体应认为是均匀混合的，相互间达到了热平衡。如果液滴的热性能和力学性能的处理是合理的，则在安全壳中可以考虑液滴的存在。蒸汽的热力状态应用真实气体方程或认可的工业蒸汽表描述。

非凝结气体的热力状态应用理想气体状态方程描述。

#### 4.3.3.2.2 安全壳地坑区

地坑区定义为在安全壳地面上聚集的水的容积。这一区域没有蒸汽空间。可以假设地坑区与安全壳大气区压力平衡，但并不一定要求两个区热平衡。应采用工业上认可的蒸汽表或正确的拟合曲线，以确定地坑水的热力状态。

### 4.3.3.3 质量和能量传递机理

#### 4.3.3.3.1 管道破口喷放

按最低要求，考虑分布时应假设从破口释放的质量和能量是直接进入安全壳大气区，但在4.2.1.5.5.3中考虑泵净正吸入压头(NPSH)时按溢出处理的那部分除外，那部分假设是和其有关能量一起立即进入地坑区。对直接释放到蒸汽区的那部分质量和能量，应采用相分离模型。这一模型应产生蒸汽附加量，这一附加量至少等于采用闪蒸到与安全壳大气瞬时蒸汽分压相应的饱和温度的假设计算得到的量。

#### 4.3.3.3.2 能量源项

应考虑在产生的质量和能量释放数据中(见4.2)没有预先计及的所有可信能量源对大气区压力和温度的影响。显热项和可能给安全壳系统增加显著附加能量的其它放热反应在分析中都应予以考虑。

#### 4.3.3.3.3 结构的热传递

在考虑安全壳结构热阱的排热能力时，分析中应采用结构热阱的数量和表面积的低限的估计值。在处理这种影响时，应考虑传热的三种方式，重要的传热方式应进行准确或保守模拟。安全壳区和其结构热阱之间的传热率根据传导体的实体布置、热特性、表面特性、传热系数以及热阱的边界条件确定。在一个热阱内，应根据解相应的瞬态导热方程确定温度分布。此外在需要考虑下列因素时，将其结合进去。

在两种不同材料的交界面，应考虑接触热阻及其对该热阱的传热能力的影响。这一热阻应选一可信值，以便对传递到该热阱的热量提供保守的低的估计值。应根据分析或试验研究或者两者的结合说明所选的接触热阻是合理的。在分析中可采用一定厚度的气隙来保守考虑热阻的影响。

应选择热阱材料的热特性，以提供在预期的状态中结构材料的热吸收性能并给出热阱贮存和传递能力的保守低值。

应考虑热阱表面上预期的传热现象，包括对流、冷凝和热辐射(如果有)。对于对流传热，可以考虑热阱表面流体速度的影响。选择冷凝传热系数应考虑液膜对滴状冷凝的影响以及存在的非凝结气体的影响。Tagami和Uchida关系式给出了可以用于安全壳压力和温度瞬态分析的膜状冷凝传热关系。应把安全壳大气蒸汽分压(露点)下的饱和温度作为冷凝传热的驱动温度。

除非通过分析或试验说明是合理的，否则应假设在结构热阱表面上凝结的蒸汽区的水蒸汽以相应条件下对应于液体水的比焓直接进入地坑区。

#### 4.3.3.3.4 安全壳喷淋系统/非能动安全壳冷却系统

可以计入由于喷淋带走的安全壳蒸汽区的能量。应按NB/T 20311的要求计算安全壳喷淋系统的喷淋效率。如果安全壳大气是饱和的,则喷淋液不再蒸发,但仍能吸收大气中的能量。如果安全壳蒸汽区是过热的,则可以假设落下的喷淋液滴的蒸发率不受限制。应假设未被蒸发的喷淋水在与安全壳蒸汽区达到平衡的温度下进入地坑。在计算与时间有关的安全壳性能时,可以假设喷淋液滴在蒸汽区中的滞留时间为零,即不必计算喷淋液滴的瞬态加热和运动。

在非能动核电厂中,PCS是重要的排热途径。应根据PCS系统特点,采用合适的模拟方法,建立保守的计算模型。例如针对采用钢制安全壳排热的设计,建立钢壳内壁面冷凝换热、外壁面液膜覆盖和蒸发换热,以及空气自然对流模型。此外,还应保守选择安全壳和PCS的计算条件,例如考虑建立稳定液膜覆盖的时间、液膜覆盖率、冷却水流量等参数对于换热的影响。

#### 4.3.3.3.5 安全壳排热系统(CHRS)运行参数

可以认为通过CHRS各组成部分能排出安全壳系统中的热量,但应考虑每一部分的热量排出的机理和效率以及在能量排出模型中包括的效应。

下述几方面应进行评定:

- a) CHRS 各组成部分的冷却源(如安全壳喷淋液、空气冷却器和 PCS 冷却水储存箱等)应假设在整个事故期间都处于其最高的可信温度。可以用瞬态分析保守地预测冷却源温度,从而放松这一限制。事故期间被消耗的冷却源,应采用初始容积的下限值进行分析。
- b) CHRS 各组成部分排出能量的能力应通过试验确定。此外,模拟且还应结合污垢、冷凝造成的或在核电厂寿期内可以合理地预期会发生的任何其它情况以及事故期间该部分工作能力降低的影响。CHRS 各部分的质量和能量排出速率应选择有代表性的使分析是保守的该部分的运行参数。
- c) 对于由不同的敏感元件或其它装置的信号触发的部件和系统,在确定它们的启动时间时应考虑信号延迟、系统从启动开始到完全发挥功能所需的时间以及仪表误差对 CHRS 延时投入的影响。

#### 4.3.3.3.6 大气-地坑交界面

除了地坑区的体积平均温度超过大气区总压力下的饱和温度外,都不必考虑经大气-地坑交界面由蒸发引起的质量和能量传递。对于“池式沸腾”的情况,应考虑大气-地坑交界面的质量和能量传递。

#### 4.3.3.4 模拟考虑的事项

时间步长的选择和热阱几何节点的划分应足够细,以确保得到一个描述安全壳系统的有代表性的解。

#### 4.3.4 初始条件

选择初始条件,应使能得到保守高的安全壳大气区的峰值压力和温度。一般,要求安全壳初始压力和温度的上限值、相对湿度和净自由容积的下限值以及在特定厂址和有关电厂预计遇到的环境温度和压力的上限值。在选择安全壳大气初始条件和结构温度时,应综合考虑初始的空气质量(在峰值压力时影响空气分压)和能动、非能动热阱储热等对安全壳压力的相互影响。

#### 4.3.5 单一故障准则

安全壳的压力和温度瞬态分析应包括最严重的单一故障的影响。GB/T 13626、EJ/T 570给出了单一故障准则的要求,假设单一故障可以发生在应急电源系统(如柴油发电机故障)、CHRS(如风机、泵或阀故障)或堆芯冷却系统(如泵或阀故障)中。单一故障不应限于发生在这些系统中。选择的故障应导致安全壳大气最高的计算压力和温度(对假想的破裂)并且与产生质量和能量释放数据(见4.2)所选择的故障

一致。此外，如果核电厂所有的非应急电源丧失与管道破裂同时存在的事件会造成更严重的后果，则应假设它们同时存在。

#### 4.3.6 换热原理和模型

根据换热原理，设计中采用的换热形式和结构应当被证明是合理可行的，分析中采用的传热关系式应当是经过试验验证的，并且保守的考虑其中的不确定性。

### 5 ECCS/PXS 最小背压分析

#### 5.1 总则

应进行ECCS/PXS最小背压分析，以便为评定ECCS/PXS性能提供输入。要求保守低的估计安全壳大气区峰值压力。此外，影响安全壳最小背压分析的系统或物项以及受该分析影响的系统或物项的相关说明见附录A。

在进行安全壳关于ECCS/PXS最小背压分析时考虑的反应堆系统管线破口谱应与为确定ECCS/PXS性能和峰值包壳温度要分析的破口谱一致或包括它们。

#### 5.2 初始条件

选择初始条件，应使能得到保守低的安全壳大气区压力。一般，要求安全壳初始压力和温度的下限值、相对湿度和净自由容积的上限值以及在特定厂址和所考虑的电厂预计遇到的环境温度和压力的下限值。

#### 5.3 结构热阱

分析中，结构热阱的数量、表面积、表面传热系数、热容、热导率以及热阱的接触热导应采用上限值。

#### 5.4 CHRS 运行参数

CHRS各部分的质量和能量排出速率应选择有代表性的并使分析是保守的该部分的运行参数，例如：

- a) CHRS 各组成部分的冷却源(如安全壳喷淋液和空气冷却器等)应假设在整个事故期间都处于其最低的可信温度。可以用瞬态分析保守地预测冷却源温度，从而放松这一限制。事故期间被消耗的冷却源，应采用初始容积的上限值进行分析；
- b) CHRS 各组成部分热量排出的能力应进行模拟，以得到其最大性能和利用率；
- c) 对由不同敏感元件或其它装置的信号触发的部件和系统，在确定其启动时间时，应考虑信号延迟、使系统完全有效所需的时间以及仪表误差的影响，以使 CHRS 热量排出部件的启动时间最短；
- d) 应假设非应急电源可用以使排热最大。

在非能动核电厂中，PCS是重要的排热途径。应根据PCS系统特点，采用合适的模拟方法，建立保守的计算模型。或者采用其它更保守的方式模拟PCS的排热能力。

#### 5.5 ECCS/PXS 水溢出

对ECCS/PXS的分析应审查溢出对安全壳压力的影响。过冷的ECCS/PXS水溢入安全壳时与安全壳蒸汽混合形成了附加的热阱。在ECCS/PXS分析中，计算安全壳压力时应考虑蒸汽-水混合的影响，不确定性的考虑应使压力达到最小。

## 5.6 喷放的相分离

破裂管道中的质量和能量的释放应采用相分离模型,该模型产生的蒸汽附加率不大于由于假设安全壳大气区瞬态总压力下闪蒸成饱和温度的蒸汽附加率。

## 5.7 安全壳吹扫阀功能

应考虑到某些瞬态安全壳吹扫阀局部打开或完全打开对安全壳大气增压的影响。这种情况提供了向环境排气的途径,因而,降低了安全壳增压的速率。

## 5.8 大气-地坑交界面

除了地坑区的平均温度低于大气区蒸汽分压下的饱和温度外,都不必考虑大气-地坑交界面由冷凝引起的质量和能量传递。对“过冷”的情况,应考虑大气-地坑交界面的质量和能量传递。

# 6 安全壳外部压力分析

## 6.1 总则

应分析安全壳的最大的外部压力,以确定安全壳结构在最恶劣情况下的负压差(即环境压力超过安全壳大气区压力)。要求用分析结果验证在负压差情况下安全壳结构设计满足要求。该类事故通常由内部或外部因素作用导致安全壳内降温降压,例如安全壳喷淋系统的误触发、安全壳循环冷却系统(VCS)误触发、非能动安全壳冷却系统(PCS)误触发或丧失交流电(LOAC)等。4.3所述的方法也适用于安全壳外部压力分析,但应考虑(但不局限于)下述的初始条件、边界条件以及为提供保守低的安全壳压力所选择的值。

## 6.2 分析的持续时间

分析应有足够的持续时间,以确保已得到了安全壳大气的最小压力。

## 6.3 初始条件

对喷淋系统的误启动瞬态,应采用安全壳压力的下限和大气温度的上限(或搜索温度谱)以确定安全壳最小压力。对用真空隔离装置缓解负压瞬态的安全壳,应假设初始的相对湿度是其最低的可信值。此外,初始的相对湿度应从产生最低的安全壳大气压力的可信值范围中选取。

如果频繁(大于1%的电厂运行时间)使用安全壳吹扫系统,则应考虑吹扫工作的影响而调整这些初始条件。

## 6.4 结构热阱

考虑把现有的结构热阱作为热源时,应选取结构热阱数量和表面积的下限值。此外,对这些热阱,应采用表面传热系数的下限值。

## 6.5 CHRS 运行参数

除了安全壳喷淋液滴的蒸发可以采用机理性处理外,分析采用的CHRS运行参数应按第5章的要求选择。

针对非能动核电厂,当环境温度低于安全壳内大气温度时,会通过屏蔽厂房环形通道内空气对流途径冷却安全壳壳体和大气。当空气带走热量大于安全壳内热负荷时,将导致安全壳内大气温度降低从而引起压力降低。在进行安全壳外部压力分析时,应建立安全壳真空卸压阀模型(包括确定阀门

尺寸、开启压力整定值和开启延迟时间等)。应选取照明热负荷、泵运行热负荷和主冷却剂系统热负荷等的下限值，以及环境的降温速率和风速等参数的上限值。



附录 A  
(资料性附录)  
安全壳压力和温度瞬态分析和应用

## A.1 引言

本附录讨论了与安全壳压力和温度瞬态分析有关的系统以及分析结果在系统设计中的正确应用。有两类系统或物项与分析有关：

- a) 影响分析的系统或物项；
- b) 受分析影响的系统或物项。

为评定受影响的系统和参数设计的充分程度，应了解输出变量(压力和温度)设计值和其最佳估计值之间的裕度。本附录给出了确定裕度的方法。

## A.2 与分析有关的系统和物项

### A.2.1 影响分析的系统或物项

这些系统和物项通过限制和(或)控制结果影响分析。本附录分别列举和讨论通过限制和(或)控制结果影响分析的各个系统和物项。

#### A.2.1.1 喷放

在许多情况下，喷放瞬态(高能管道破口的质量和能量释放率)是安全壳分析者无法控制的。例如，喷放取决于RCS、二回路系统以及ECCS/PXS的设计，也取决于根据假想的管道破口的类型和尺寸的核安全管理要求。二回路系统中破口的喷放因流动和下列设备的相互作用而受影响：

- a) 流量限制器(喷嘴、孔板、文丘利管)；
- b) 阀(包括关闭时间和信号延迟)；
- c) 汽水分离器；
- d) 正常的和应急的给水泵；
- e) 管道尺寸、管系布置以及管道支撑。

喷放的速率和持续时间取决于能量源的初始条件(压力和温度)以及破口的尺寸和流体装量。因此，常需要考虑不同的功率水平、破口尺寸和位置以确定安全壳设计最受限制的喷放(见4.2.2)。然而，考虑到喷放对分析结果的主要影响，分析者应了解影响或控制分析的所有系统。

例如，在确定安全壳最大压力和温度时，认为主蒸汽管线中的限流器与分析安全壳内蒸汽管线破裂有关。在管道破裂事故中，通过限流器的喷放宜以考虑制造公差的最大节流面积为依据。相反，喷放计算先于硬件设计，如果保持了分析的有效性，则设计应确保节流面积不超过分析中采用的面积。

又如，在确定安全壳最大压力和温度(见4.3)时，认为应急给水系统(EFS)的设计是与分析安全壳内蒸汽管线破裂有关。在RCS能量可达的范围内，供给受影响的蒸汽发生器的全部应急给水将被沸腾并蒸发为蒸汽释放到安全壳。因而，流到受影响的蒸汽发生器的应急给水采用最大流量和最长持续时间对于分析是保守的。

为确定它们，宜考虑下述设计特性：

- a) 应急给水泵最早可能的启动;
- b) 应急给水管道系统流动摩阻的下限;
- c) 允许一台以上应急给水泵向受影响的蒸汽发生器供水的管系布置;
- d) 受影响的蒸汽发生器中低的背压倾向于增加到受影响的蒸汽发生器的流量而不是到未受影响的蒸汽发生器;
- e) 应急给水贮存箱最大容量和预期的最大温度;
- f) 流到受影响的蒸汽发生器的应急给水的隔离时间的上限。

### A. 2. 1. 2 几何配置

#### A. 2. 1. 2. 1 净自由容积

安全壳的净自由容积(气体空间)可以从总容积中减去内部结构和设备的体积得到。虽然核电厂设计过程中安全壳自由容积决不会准确地知道,但计算的自由容积的置信度随着设计进程而不断提高。在一给定时间,通过估计净自由容积的下限和上限,确定可能值的范围。根据总容积的下限值和所包括的内部结构和设备的容积的上限值的结合确定下限。上限用相反的方法得到。

对于为求得安全壳最高峰值压力或温度的计算,采用净自由容积的下限值是合适的(见4.3.4)。

另一方面,在为ECCS/PXS设计而计算燃料包壳温度时,低的安全壳压力是保守的,即产生高的峰值包壳温度。因而,在这种情况下,采用安全壳净自由容积的上限值是合适的(见5.2)。

#### A. 2. 1. 2. 2 热阱

安全壳内非能动热阱由混凝土及涂漆和未涂漆的金属表面组成。金属表面暴露于安全壳大气,在核电厂正常运行期间约处于安全壳环境温度下。像净自由容积一样,热阱的表面积有上限、下限的可能值的范围。对于安全壳最大压力和温度分析(见4.3.3.2.3),下限是保守的;而对于ECCS/PXS安全壳最小背压分析(见5.3),上限是保守的。

净自由容积或热阱的布置都不会是由安全壳分析者确定的,除非分析者确认越过了设计限制。例如,安全壳总容积是由按抗震要求确定的直径和允许移走蒸汽发生器的高度确定的。如果发现计算的安全壳峰值压力超过安全壳设计压力,则可以增加安全壳设计压力或者可以增加净自由容积,如增加安全壳高度。

#### A. 2. 1. 3 初始条件

安全壳大气的初始条件影响本标准所涉及的瞬态。在核电厂正常运行期间,下列每一参数的允许值都有一范围。不管是这一范围的上限还是下限,都宜作为分析的初始条件,使分析更保守和影响是重要的。

##### A. 2. 1. 3. 1 安全壳压力

较高的安全壳初始压力使计算的瞬态压力较高。因此,对于安全壳设计,高的初始压力是保守的(见4.3.4),而对于ECCS/PXS安全壳背压分析,低的初始压力是保守的。

##### A. 2. 1. 3. 2 安全壳大气温度

对一给定的压力,较低的温度意味着有较大的空气量。实际上在第一峰值压力分析中,当峰值压力在事故后不久就出现时(即在反应堆冷却剂初始喷放末),较大的空气量产生了较高的峰值压力。

由于采用的安全壳模型中,取所有非能动热阱的初始温度等于安全壳大气的初始温度,可能产生相反的影响。高的安全壳大气初始温度降低了热阱的吸热能力。对限制二次峰值压力的分析(即峰值压力

发生在堆芯再淹没时或发生在再淹没以后),这一影响占优势,使初始温度的上限更保守(见4.3.4)。对ECCS/PXS设计计算,在堆芯再淹没阶段对安全壳压力的影响使初始温度的下限更保守(见5.2)。

#### A.2.1.3.3 安全壳露点(湿度)

对于给定的总压力和安全壳大气温度,较低的露点(即低的蒸汽含量)意味着有较大的空气量。由于蒸汽的比热大于空气的比热(约2倍),用于计算高的压力和温度的分析中,使用露点(湿度)的下限是更保守的(见4.3.4和5.2)。

#### A.2.1.4 能动系统

这一范畴包括事故后起限制或控制安全壳压力和温度作用的所有的系统和设备。分析中应模拟影响分析的设备的性能,从计算考虑,影响性能的参数应是保守的(见4.3.3.2.5)。能动系统包括下述四类系统。

##### A.2.1.4.1 安全壳喷淋系统

在“注入阶段”,这一系统将贮存箱中的水喷入安全壳大气中;以后,在“再循环阶段”,根据不同的系统设计从安全壳地坑中吸水或通过其它途径补水。

##### A.2.1.4.2 安全壳排热系统(CHRS)一次侧

安全壳排热系统(CHRS)一次侧系统包括:

- a) 余热排出(RHR)热交换器。在某些设计中,由低压安注泵供给的ECCS水可以先经过RHR热交换器。在再循环阶段,从安全壳地坑中泵入到ECCS或(和)安全壳喷淋系统的水通过RHR热交换器排出热量;
- b) 再循环喷淋热交换器。如果在安全壳设计中包括了这些热交换器,则热交换器应放置在通向安全壳喷淋集管的管线上并且在再循环阶段排出安全壳地坑水的热量;
- c) 安全壳空气冷却器(风冷器)。如果正常运行期间用于冷却安全壳的空气冷却器是专设安全设施,则可以认为在假想事故后空气冷却器直接从安全壳大气排热是有效的。

##### A.2.1.4.3 安全壳排热系统二次侧

安全壳排热系统二次侧包括:

- a) 设备冷却水。在某些设计中,采用设备冷却水环路排出RHR热交换器和安全壳空气冷却器二次侧的热量并送到设备冷却水热交换器中;
- b) 厂用水。厂用水系统吸收再循环喷淋热交换器、安全壳空气冷却器(在某些设计中)或设备冷却水热交换器中的热量,或其结合的热量。

##### A.2.1.4.4 真空释放阀

如果假想事故使外部边界间外压差的设计值超过安全壳的范围,则应设置真空释放阀(真空开关)。在安全壳快速降压事件中,允许空气流入安全壳以限制安全壳外压差的量值。

上述四类能动系统的每一设计参数对应于最严峻的安全壳分析。该分析或是为其值确定基准,或是说明按其它基准确定的值的适用程度。分析中用于表征系统性能的这些参数的实例有:

- 起始时间;
- 流量;
- 喷淋液热效率;
- 热交换器尺寸和热导率;

——冷却水温度。

分析中采用的参数值相对于要计算的压力和温度应是保守的，并且是考虑下述影响的值：

——损耗；

——表面结垢；

——喷淋液滴直径；

——摩擦压降的不确定性；

——阀门驱动时间的不确定性；

——摩擦效应；

——泵加速时间的不确定性。

#### A. 2. 1. 5 非能动系统

##### A. 2. 1. 5. 1 非能动安全壳真空卸压系统

若安全壳内真空度过高（接近安全壳设计压力），安全壳真空卸压系统执行安全壳真空卸压功能，打开安全壳内外侧的真空卸压阀门组，缓解安全壳内真空度，保护安全壳完整性。该系统贯穿安全壳，位于安全壳内侧的真空卸压管线上并联设有2只常闭的止回阀，位于安全壳外侧的真空卸压管线上并联设有2只常闭的隔离阀（由1E级电源供电）。

在安全壳外部压力分析时，应保守模拟安全壳真空卸压系统，并且考虑下述影响的值：

——真空卸压隔离阀门尺寸；

——真空卸压隔离阀门开启压力整定值；

——真空卸压隔离阀门开启延迟时间；

——真空卸压管线的阻力系数。

##### A. 2. 1. 5. 2 非能动安全壳冷却系统

针对在非能动核电厂中，非能动安全壳冷却系统（PCS）是重要的排热途径。分析中应模拟影响分析的设备性能。

###### A. 2. 1. 5. 2. 1 冷却水供水系统

非能动核电厂安全壳压力达到高压整定值后，将触发非能动安全壳冷却系统（PCS）触发非能动安全壳喷淋系统。PCS启动后，非能动安全壳冷却水箱中的冷却水依靠重力流向安全壳穹顶外表面，从而在外表面上形成水膜。冷却水流量的改变由安装在水箱内的4根处于不同标高的立管实现。

为尽可能确保水膜均匀覆盖安全壳外表面，设置分水斗和水分配围堰系统。PCS冷却水通过管线输送到安全壳穹顶中央上方的分水斗，均匀地分配到安全壳穹顶。穹顶的冷却水在流动过程中被收集和再分配，从而提高水膜覆盖率。

###### A. 2. 1. 5. 2. 2 非能动安全壳冷却系统（PCS）内壁钢壳侧

非能动核电厂通过安全壳内蒸汽在钢壳热阱内壁面冷凝、对流和辐射等途径将热量传至安全壳二次外部侧。在确定内壁钢壳传热量时，应保守建立安全壳钢壳内壁冷凝、对流和辐射换热模型。

###### A. 2. 1. 5. 2. 3 非能动安全壳冷却系统（PCS）外壁钢壳侧

冷却水洒湿安全壳外壁面后，热量通过冷却水显热、蒸发换热和对流/辐射等途径将热量传递至由导流板和安全壳钢壳围成的环形空间。环境中的冷却空气在密度差的驱动下（环腔内的空气密度小于环

境空气密度)，通过一个常开的空气流道流过该环形空间，然后返回到环境中从而带走安全壳的热量。安全壳钢壳外表面未蒸发的冷却水向下流至安全壳环腔底部，通过环腔疏水管排出，防止其聚集。

#### A. 2. 1. 6 流出量

考虑到压力释放，如果破裂管道中喷放的容积被排放，则应分析排气道系统以及流过排气道的流量，以便在与分析有关的容积中产生保守地高的压力。为此，应考虑与分析有关的容积的流出量方面的所有的不确定性并应采用下限流动模型。

#### A. 2. 2 受分析影响的系统和物项

分析的主要结果是假想的高能管道破裂后安全壳大气的压力和温度瞬态。分析结果适用于安全壳结构设计以及材料和设备的环境鉴定。

##### A. 2. 2. 1 影响结构设计的瞬态

###### A. 2. 2. 1. 1 压力

安全壳边界间的压差，即以正表压和负表压表示的安全壳压力计算的两个峰值，应在安全壳结构的设计压力范围内，以便在最严重工况下，确保安全壳结构的完整性(见第5章)。安全壳结构通常由一钢内衬和一预应力混凝土或钢筋混凝土的外墙组成或是一钢容器组成，这一结构应能经受住计算的正压和负压峰值。

###### A. 2. 2. 1. 2 温度

钢制安全壳容器，或具有钢内衬以及内墙和底的钢内衬混凝土安全壳应能经受住安全壳大气最严重的温度瞬态造成的热应力而不丧失其完整性。

混凝土墙的设计通常还考虑其它因素，如压力、地震、飞机撞击或其结合，因而，可对温度的影响作保守的假设而对设计没有大的影响。例如，可以假设在安全壳内边界上的温度瞬时就达到设计温度，而且保持相对长的一时间，如一小时。因为这样的瞬态包络了最严重的计算瞬态，其应用是保守的。如果这一保守的包络对设计没有大的影响，则不需其它的改进。

如果需要对混凝土墙中的最大热梯度作更多的力学计算，则应以不同的方式对安全壳进行分析。这种情况下，相应的假设是内衬和混凝土之间是完全的热接触(间隙热阻为零)、安全壳大气和内衬表面间的冷凝传热是上限值(如4倍Tagami)。设计计算时，没有必要把不是同时出现的峰值作用(如安全壳压力和混凝土墙的热梯度)结合考虑，而是可以考虑时间的偏移。

##### A. 2. 2. 2 设备鉴定

安全壳材料连同安全壳内的设备和在较小范围的从安全壳内抽水、事故后应起安全和监督作用的安全壳外的设备应能经受预期的事故后的环境，其中包括压力、温度、湿度、喷淋和辐射的作用。喷淋液的化学成分取决于它是否用于去除裂变产物(见NB/T 20311)。

应经受事故后安全壳环境鉴定的物项实例如下：

- a) 材料，如结构钢、油漆、镀锌等；
- b) 电气设备，如电机、动力电缆等；
- c) 仪器，如压力、温度传感器、电缆等；
- d) 安全壳贯穿件；
- e) 阀；
- f) ECCS 泵和安全壳排热系统泵。

按GB/T 12727的要求，压力、温度、湿度和喷淋期间的环境要求应取分析结果的保守值。安全壳内的温度可以出现分层，如果设备设置在安全壳上部，应考虑这一现象。对于隔间内的设备，应确认其用于鉴定的参数曲线已包络了最极限的情况。

如果安全壳大气温度出现短时超过设计温度的瞬态(可能从很保守的蒸汽管线破裂分析中得到)，则设备不需要在那样严重的环境下试验。如果通过保守的传热分析，设备达到的峰值温度比安全壳大气的温度低，这种情况下，对特定类的设备，可以采用较低温度的鉴定环境。

在确定从安全壳地坑吸水的泵的有效净正吸入压头(NPSHA)时，考虑偏差的计算使温度尽可能高(见4.2.1.5.5.3)以得到保守的下限。

#### A.2.2.3 裕度

为评定根据保守分析结果进行设计的适用性，考虑设计基准事件最可能的后果同样是重要的。在这方面，有关定义如下：

- 裕度是设计值和 DBA 发生时适当确定的参考值间的差；
- 设计值是发生 DBA 时不会被超过的、结构和(或)功能设备设计能承受的压力和温度值；
- 参考值是根据试验测量或最佳估计计算的预期的压力或温度峰值；
- 不确定因子是反映条件和现象的不确定性的因子。当用于数学模型中输入变量和常量时，不确定因子和单一故障假设共同作用使输出从参考值向设计值偏移。

显然，为确定某一设计的裕度，需要确定相应的参考值。这样的计算有输入方面和数学模型方面的复杂性。

只根据安全壳分析者的输入数据的变化确定参考值是较容易的。几何形状、初始条件、能动系统和流出量的参数值可以在预期值内选取。这些值可能是预定的设计值，和(或)是预期范围的中值(不包括单一故障假设)。

同样地，根据计算机程序数学模型的变化确定参考值是更难确定的。通常由不同于分析者的单位提供的喷放率应该以最佳估计的模型和参数为依据。对冷凝传热系数和凝结水质量传递这样的参数，也可能需要改变分析者的计算机程序。

然而，只有在确定得到了适当的参考值后，才能正确地估计裕度。

参 考 文 献

- [1] NUREG-0800 SRP (2007) 6.2.1 CONTAINMENT FUNCTIONAL DESIGN.
  - [2] EJ/T 1013 轻水堆安全壳压力和温度瞬态分析
-