

附件

核安全导则 HAD 102/06-2020

# 核动力厂反应堆安全壳 及其有关系统的设计

(国家核安全局 2020 年 12 月 30 日批准)

国家核安全局

# 核动力厂反应堆安全壳及其有关系统的设计

(2020年12月30日国家核安全局批准)

本导则自2020年12月30日起实施

本导则由国家核安全局负责解释

本导则是指导性文件。在实际工作中可以采用不同于本导则的方法和方案，但必须证明所采用的方法和方案至少具有与本导则相同的安全水平。

# 目 录

<b>1 引言</b> .....	<b>7</b>
1.1 目的.....	7
1.2 范围.....	7
<b>2 安全壳的安全功能和设计方法</b> .....	<b>8</b>
2.1 安全功能.....	8
2.2 放射性物质的包容.....	8
2.3 防御外部和内部危险.....	10
2.4 生物屏蔽.....	11
<b>3 安全壳结构和部件的设计基准</b> .....	<b>11</b>
3.1 总则.....	11
3.2 假设始发事件.....	12
3.3 内部危险.....	13
3.4 外部危险.....	14
3.5 事故工况.....	16
3.6 设计限值.....	21
3.7 可靠性.....	22
3.8 纵深防御.....	23
3.9 实际消除可能导致早期或大量放射性释放的工况.....	24
3.10 安全分级.....	25
3.11 环境鉴定.....	26
3.12 规范和标准.....	27
3.13 概率安全分析在设计中的应用.....	28
<b>4 安全壳及其有关系统的设计</b> .....	<b>28</b>
4.1 概述.....	28

4.2	安全壳结构设计	32
4.3	安全壳内部结构的设计	41
4.4	系统的结构设计	43
4.5	质能释放与控制	43
4.6	放射性释放的控制和限制	47
4.7	可燃气体管理	54
4.8	安全壳的机械设施	58
4.9	材料	64
4.10	仪器仪表	67
<b>5</b>	<b>试验和检查</b>	<b>76</b>
5.1	概述	76
5.2	建造期间的检查	76
5.3	调试试验	76
5.4	在役试验与检查	80

## 1 引言

### 1.1 目的

本导则是对《核动力厂设计安全规定》(HAF102)有关条款的说明和细化,其目的是给新建核动力厂反应堆安全壳及其有关系统的设计提供指导。本导则的主要内容可作为在役核动力厂设计修改和安全审查的参考。

### 1.2 范围

1.2.1 本导则中的核动力厂主要是指为发电或其他供热应用(诸如集中供热或海水淡化)而设计的,采用水冷反应堆的陆上固定式大型商用核动力厂。对于其他类型或采用革新技术的反应堆,本导则的一些建议可能不适用,或需要进行细致的评价和判断。

1.2.2 本导则提供的建议通常适用于大部分常规类型的安全壳结构和安全壳有关系统的设计。

1.2.3 本导则:

(1) 论述了在设计中考虑的核动力厂状态下用于质能释放与控制、放射性物质包容和可燃气体控制的安全壳及其有关系统的功能;

(2) 提出了用于缓解没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况和堆芯熔化的设计扩展工况的设备和系统设计的相关指导;

(3) 提出了安全壳及其有关系统的设计基准,特别是影响结构设计、构成不同防御层次的系统可靠性和独立性等方面的考虑。

1.2.4 本导则还提出了安全壳及其有关系统试验和检查方面的

指导，以保证在核动力厂的整个运行寿期内安全壳及其有关系统能够满足功能要求。

## 2 安全壳的安全功能和设计方法

### 2.1 安全功能

2.1.1 安全壳及其有关系统的设计应保证或有助于核动力厂实现以下安全功能：

- (1) 在运行状态和事故工况下包容放射性物质；
- (2) 在事故工况下支持堆芯长期冷却；
- (3) 保护反应堆使其免受外部自然事件和人为事件的影响；
- (4) 在运行状态和事故工况下屏蔽辐射。

2.1.2 应明确需实现上述安全功能的核动力厂运行状态和事故工况，并描述其特征，以便定义有关构筑物、系统和部件的设计基准。

### 2.2 放射性物质的包容

2.2.1 安全壳的设计必须能够保证，从核动力厂向环境的任何放射性释放是可合理达到的尽量低的水平，在运行状态下不高于监管排放限值，以及在事故工况下满足可接受的限值。

2.2.2 在运行状态下，居住在核动力厂临近区域的公众每年受到的剂量预计应与由于自然本底辐照水平而受到的有效剂量相当。对于计划辐照状态下的公众照射，在受到自然界存在的辐照源照射剂

量的基础上，增加量每年不超过 1mSv。

2.2.3 事故工况下放射性释放的要求如下：

(1) 对于设计基准事故和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况，放射性释放应不必采取场外防护行动（如疏散、掩蔽、服用碘片），并应最小化。

(2) 对于堆芯熔化的设计扩展工况，放射性释放应最小化，保护公众所采取的防护行动在持续时间和范围上必须是有限的，而且应有足够的时间采取这些防护行动。

(3) 可能导致早期放射性释放或大量放射性释放的事故序列，应通过采取适当的设计措施，满足“实际消除”的要求。

2.2.4 安全壳的密封性对包容放射性物质和放射性释放最小化而言至关重要。一般通过设定的最大泄漏率（安全壳的整体泄漏率和安全壳贯穿件、人员闸门、设备闸门和燃料传输通道的特定泄漏率）表征密封性，并通过保证在事故工况下不超过该泄漏率来保证安全壳的密封性。执行安全壳该预期功能的设备，应设计成能够承受支配性环境条件的影响，并应经过鉴定，使安全壳在设备投入运行过程中以及之前均保持其完整性和密封性。

2.2.5 事故工况下安全壳必须进行隔离，以便包容排放到安全壳大气空间的放射性物质。

2.2.6 应设置系统以保证事故工况下安全壳不会超过特定设计限值（如：与压力、温度和可燃气体有关的限值），从而保持安全壳的结构完整性。在事故工况下应采用多重手段导出安全壳内的热量。

用于应对堆芯熔化的设计扩展工况的安全设施，应尽实际可能地与安全系统独立。

2.2.7 在考虑危险导致的载荷或载荷组合，以及要求必需的缓解系统运行的核动力厂状态的支配性载荷情况下，应保证安全壳混凝土结构和缓解事故所必需系统的结构完整性，并具有适当的裕量。

2.2.8 尽管已采取了各种不同的设计措施用来预防事故发展成堆芯熔化的核动力厂状态，但仍应假设一组最可能代表堆芯熔化的事故工况。对于这些事故工况，应设计附加的安全设施，以使放射性释放最小化。

2.2.9 除了采取设计措施减轻假想事故工况的后果，还应考虑移动设施的使用，并且设置适当的连接点和接口，保证与核动力厂的连接，使得在超出设计中考虑的那些事故工况下避免放射性物质大量释放和不可接受的厂外污染。

2.2.10 事故工况下，高能载荷现象可能危及安全壳的结构完整性和密封性，应采用适当的设施加以应对，以满足“实际消除”要求。

## 2.3 防御外部和内部危险

2.3.1 安全壳或屏蔽结构应设计成能够保护位于安全壳内的安全重要物项，使其免受自然和人为引起的外部危险（这些危险通过厂址危险性评价识别得出，下同）的影响，并免受其他厂内设备引起的内部危险影响。应考虑组合发生的起因和可能性。

2.3.2 安全壳或屏蔽结构应防护可能直接针对设施的恶意行动

的影响。有关安保措施方面的建议和指导可参考我国相关的导则文件。

## 2.4 生物屏蔽

在运行状态和事故工况下，安全壳应保护核动力厂工作人员和公众免受来自安全壳内放射性物质不适当的直接辐射照射。剂量限值和剂量约束值以及“可合理达到的尽量低”原则的应用（用于辐射防护的优化），应包含在安全壳结构的设计基准中。混凝土、钢筋和其他材料的组合结构和厚度应保证工作人员和公众在核动力厂全寿期内受到的辐射剂量，在运行状态下不超过剂量限值，在事故工况下不超过可接受限值，并且可合理达到的尽量低。

# 3 安全壳结构和部件的设计基准

## 3.1 总则

3.1.1 安全壳及其有关系统的设计应同时考虑安全和安保方面的要求。安全措施和安保措施应采用一体化的模式进行设计 and 应用，并尽可能采用互补模式，保证互不影响。

3.1.2 安全壳及其有关系统的设计基准应考虑所有核动力厂状态，包括正常运行、预计运行事件、设计基准事故和设计扩展工况中出现的任何状态。内、外部危险引起的载荷组合也应包含在相关构筑物、系统和部件的设计基准中。

3.1.3 设计条件 and 设计载荷的计算应考虑由每个相关核动力厂

状态或危险确定的包络工况。

3.1.4 构筑物、系统和部件在运行状态下的必要性能，应基于以下要求：

- (1) 包容放射性物质；
- (2) 放射性释放最小化；
- (3) 有利于生物屏蔽；
- (4) 维持温度和压力在设定的范围之内；
- (5) 建立并维持工作区域的适当环境条件；
- (6) 为人员和设备提供必要的通道和出入口；
- (7) 开展安全壳结构完整性试验和密封性试验；
- (8) 承受运行瞬态中出现的载荷。

## 3.2 假设始发事件

3.2.1 针对安全壳及其有关系统的假设始发事件，应包括在事故工况下可能导致放射性物质大量释放或者安全壳内质能大量释放的设备失效和人因失误。同时也应该考虑在正常停堆模式，安全壳处于开口状态或者当某些系统由于维修而不可用时发生的假设始发事件。

3.2.2 安全壳及其有关系统的设计，应考虑下列假设始发事件：

- (1) 反应堆冷却剂系统的大、中和小破口；
- (2) 主蒸汽或主给水系统的大、中和小破口；
- (3) 安全壳内输送放射性液体或气体的系统设备失效；
- (4) 安全壳内燃料操作事故；

- (5) 稳压器安全阀或卸压阀误开;
- (6) 压水堆蒸汽发生器传热管破裂。

### 3.3 内部危险

3.3.1 安全壳及其有关系统设计中, 考虑的内部危险应是可能危及安全壳及其有关系统性能的可信危险, 典型的内部危险清单包括:

- (1) 安全壳内的高能系统破口或容纳减轻事故工况后果的系统的构筑物内的高能系统破口;
- (2) 安全壳内包含放射性物质的系统或部件破裂;
- (3) 燃料装卸设备故障;
- (4) 重物跌落;
- (5) 内部飞射物;
- (6) 火灾和爆炸;
- (7) 水淹。

3.3.2 应采取布置和设计措施保护安全壳及其有关系统免受内部危险的影响, 设计原则和要求如下:

(1) 应对安全壳及其有关系统进行保护, 以防受到高能冲击(内部飞射物、管道甩击、喷射流冲击、重物跌落等), 或设计成能够承受相关冲击以及爆炸产生的载荷。

(2) 系统的冗余列应尽可能隔离或完全分开, 并在必要时进行保护以防止系统安全功能丧失。

(3) 在隔离、分离和保护方面实施的设计措施, 应确保在考虑危险影响时系统的响应仍然有效。

(4) 单一危险不应导致应对设计基准事故的安全系统与应对堆芯熔化的设计扩展工况的安全设施之间的共因故障。

3.3.3 所采用的设计方法和施工规范应提供足够的裕量，以避免内部危险的严重程度轻微增加时出现陡边效应。

### 3.4 外部危险

3.4.1 安全壳和容纳减轻事故工况后果的系统构筑物的设计，应能承受外部危险施加的载荷，并防止对相邻的、设计上不能承受外部危险产生的载荷的构筑物造成任何影响。

3.4.2 应防止用于事故工况下质能释放与控制、放射性物质控制和可燃气体控制所必需的系统遭受外部危险的影响，或设计为能够承受外部危险引起的载荷。对于每种危险，应识别出在危险期间或之后需要保持可操作性或完整性的所有部件，并在这些部件的设计基准中进行规定。

3.4.3 设计方法应包含验证是否存在足够裕量的措施，避免外部危险的严重程度轻微增加时出现陡边效应。

3.4.4 在发生设计基准事故或设计扩展工况时，为满足安全壳的验收准则而必须采取的短期措施应由非临时的系统完成。

3.4.5 事故工况下用于质能释放与控制、放射性物质控制和安全壳内可燃气体控制的系统，其自持运行性能应能够维持比场外支援行动到达时间更长的运行时间。如果考虑对厂址内若干甚至所有机组同时造成影响的特定危险发生的可能性，则自持运行性能可置信机组上和厂址内采取的措施。

3.4.6 核动力厂设计还必须提供适当的裕量，在超设计基准自然灾害事件发生时，保护用于防止早期放射性释放或大量放射性释放所需的物项。

3.4.7 防止早期放射性释放或大量放射性释放所必要的构筑物、系统和部件，其设计应有足够的裕量，以便在自然灾害事件导致的载荷超过厂址危险评价中的载荷时，保持这些系统的完整性和可运行性。应考虑的典型的构筑物、系统和部件如下：

- (1) 安全壳结构；
- (2) 容纳熔融堆芯所需的设备或结构；
- (3) 排出熔融堆芯热量所需的系统；
- (4) 在设计扩展工况下，从安全壳内排出热量并将热量传递至最终热阱所需的系统；
- (5) 防止可燃气体燃烧、爆炸影响安全壳完整性的系统；
- (6) 安全壳排气系统（如果有）；
- (7) 安全壳隔离系统。

3.4.8 在外部水淹的情况下，所有容纳上述系统的构筑物的标高应高于厂址危险性评价得出的水位，否则应设置适当的工程安全措施（如水密门），保护这些构筑物以确保缓解行动得以维持。

3.4.9 表 1 列出了安全壳及其有关系统设计中应考虑的典型外部危险。通常需要考虑的典型外部危险及其组合的进一步指导见核动力厂设计相关的其他导则。

人为事件 <sup>1</sup>	自然灾害
飞机坠毁	地震
源于厂外或厂内贮存或运输的化学品爆炸或释放等（如航运事故、工业事故、管道事故或交通事故等）	暴雨
	洪水
	台风（或飓风）和/或热带气旋
	龙卷风
	强风
	外部飞射物的撞击
	海啸（潮汐）
	湖震（湖泊或水体水平面的波动）
	火山爆发
	极端气象条件（温度、雪、冰雹、霜冻、地下冻结和干旱）
地质灾害（与地震荷载无关）	

表 1 安全壳及其有关系统设计中应考虑的典型外部危险

### 3.5 事故工况

#### 3.5.1 总体要求

3.5.1.1 安全壳及其有关系统的设计中考虑的事故工况应包括可能导致过高机械载荷或危及限制放射性物质向环境释放能力的事故工况。

3.5.1.2 安全壳及其有关系统设计中的性能、载荷和环境条件应由事故工况确定，应基于但不限于以下要素：

- (1) 安全壳内质能释放（作为整体）的时间函数关系；

<sup>1</sup> 商用飞机恶意撞击并不作为一般的人为事件考虑，对安全壳及其有关系统的设计影响将单独考虑。

- (2) 保持足够的冷却剂装量;
- (3) 安全壳结构, 以及安全壳部件之间的热传递;
- (4) 安全壳结构及其部件上的静态和动态机械载荷;
- (5) 安全壳内放射性物质的释放;
- (6) 放射性物质释放到环境中的量;
- (7) 熔融堆芯的冷却、稳定和滞留(用于压力容器外滞留策略);
- (8) 释放到安全壳内的可燃气体的产生速率和数量。

3.5.1.3 在可行的范围内, 设计使用的软件工具和工程准则应得到证明和验证; 如果是新的设计软件, 则应根据最新的知识和公认的质量保证标准制定。设计软件的使用者应在软件的运用、限制、假设等方面获得培训并具有相关能力。

3.5.1.4 应记录设计基准事故和设计扩展工况的边界条件计算, 说明参数评估的相关假设、验收准则和使用的计算机程序。

3.5.1.5 计算机程序的使用不应超出其明确的和文件记录的验证范围。

## 3.5.2 设计基准事故

3.5.2.1 对于安全壳及其有关系统的性能, 设计基准事故的工况条件计算应考虑较不利的初始条件和设备性能, 以及对安全系统性能影响最大的单一故障。在引入适当的保守性时应特别注意:

- (1) 对于同一事件, 设计一个特定系统时被认为是保守的方法, 对另一个系统而言可能是不保守的;

(2) 采用过于保守的假设可能导致不具有代表性的分析或对部件和结构的应力的过度考虑。

3.5.2.2 安全壳及其有关系统的设计应确保在设计基准事故中不需要安全壳排气。

### 3.5.3 设计扩展工况

3.5.3.1 除了设计基准工况外，还应确定相关的设计扩展工况，并用于建立安全壳及其有关系统的设计基准，以满足为该类事故制定的目标。对于没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况，放射性后果应与设计基准事故的放射性后果相当。对于堆芯熔化的设计扩展工况，放射性释放应确保所采取的厂外防护行动在持续时间和范围上必须是有限的，并必须有足够的时间来采取这些防护行动。

3.5.3.2 为评价设计扩展工况而进行的计算，可采用比设计基准事故较少的保守性，但避免陡边效应所需的裕量应足以覆盖不确定性。开展敏感性分析有助于识别关键参数。

3.5.3.3 应在工程判断、确定论和概率论评价的基础上，确定与安全壳及其有关系统设计相关的设计扩展工况。

3.5.3.4 对于没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况，通常应考虑以下三种故障：

(1) 导致质能释放高于假想的设计基准事故（例如：冷却剂丧失事故或主蒸汽管道断裂事故）的设备故障；

(2) 安全壳有关系统中的多重故障（例如：冗余系列的共因故障）会阻止安全系统执行需求的预期功能；

(3) 导致正常运行中用于实现基本安全功能的安全系统(例如: 余热导出系统) 丧失的多重故障。

3.5.3.5 关联故障的发生可能引起多重故障, 并导致安全系统的失效。应对在设计基准事故工况下用于控制安全壳内压力升高或排出安全壳内能量的冗余系列之间的相关性进行分析, 该分析用以识别设计扩展工况的相关可能性。

3.5.3.6 对于设计扩展工况而言, 通常应考虑以下与安全壳及其有关系统设计相关的事故工况:

(1) 丧失所有交流电 (SBO)<sup>2</sup>;

(2) 在发生设计基准事故时, 设计用于限制安全壳压力升高的措施失效;

(3) 将热量从安全壳传递至最终热阱的传热路径失效;

(4) 丧失最终热阱。

3.5.3.7 应采用一组最有可能代表堆芯熔化事故的工况, 为安全壳和减轻堆芯熔化事故后果所需的安全设施设计提供输入。用作安全壳及其有关系统设计的边界条件的堆芯熔化工况, 应基于 2 级概率安全分析并辅以工程判断论证其合理性, 以便允许选择具有代表性的和最可能的适当工况。

3.5.3.8 设计应假设防止堆芯熔化的设计措施失效或无法发挥作用 (无需考虑其可能发生的频率), 从而使得事故发展至严重事故。

3.5.3.9 当确定堆芯熔化的设计扩展工况时, 需要考虑用于堆芯

---

<sup>2</sup> 核动力厂内重要的和非重要的配电装置母线全部失去交流电源 (即失去厂外电源同时汽机脱扣和厂内应急交流电源系统不可用)。

熔化的设计扩展工况的安全设施设计的包络工况。应考虑影响事故进程的因素，这些因素将影响安全壳的响应和源项，包括以下方面：

- (1) 安全壳状态（安全壳打开或旁路）；
- (2) 最初释放到安全壳的放射性物质的量；
- (3) 堆芯熔化开始时的安全壳压力；
- (4) 安全壳内释放的可燃气体的量和浓度；
- (5) 堆芯熔化的时间进程（应急堆芯冷却系统早期失效（注入阶段）与长期冷却失效）；
- (6) 安全壳专设安全设施的状态（安全壳冷却、喷淋、风机冷却器）；
- (7) 交流或直流电源的状态；
- (8) 压缩空气系统的状态；
- (9) 乏燃料水池系统（如果在安全壳内）的状态。

3.5.3.10 应采取设计措施，以防止在设计扩展工况下发生安全壳失效。这些措施的目的应是防止安全壳发生显著的超压、滞留熔融堆芯、排出安全壳内的热量，并防止气体燃烧方式对安全壳的完整性构成威胁。

3.5.3.11 应采用多种方法控制事故工况下安全壳内的压力升高，并且应将排气（如有）用作最后手段。

3.5.3.12 对于为保持安全壳完整性而需要安全壳排气的设计扩展工况，使用安全壳排气不应导致早期放射性释放或大量放射性释放。为此，设计应满足以下要求：

(1) 安全壳排气系统应配备足够容量的和高效的过滤器；

(2) 安全壳排气系统的设计应能承受外部危险（包括超出厂址危险性评价的自然灾害）载荷，以及安全壳排气系统运行时的静态和动态压力载荷；

(3) 应能可靠地打开和关闭安全壳排气系统阀门；

(4) 应采取措施防止安全壳大气负压超过设计限值。

### 3.6 设计限值

3.6.1 应根据一组明确定义和可接受的设计限值和准则对安全壳及其有关系统的性能进行评价。

3.6.2 应为安全壳及其有关系统建立一组基本的设计限值，以确保在所有运行状态和事故工况下实现安全壳的基本安全功能。设计限值通常表示为：

(1) 设计压力下安全壳总的泄漏率；

(2) 直接（未过滤）泄漏；

(3) 公众的剂量限值和剂量约束值，以及针对运行状态和事故工况规定的放射性释放限值；

(4) 工作人员的剂量限值和剂量约束值，以及用于屏蔽的最大剂量率。

3.6.3 应确定每个安全壳结构和部件的设计限值。

3.6.4 运行限值应适用于运行参数（例如：空气冷却器的最大冷却液温度和最小流量）和性能指标（例如：隔离阀的最长关闭时间和贯穿件的泄漏率）。

### 3.7 可靠性

3.7.1 为了使控制安全壳内质能释放、放射性物质和可燃气体所需的系统具有足够的可靠性，应考虑以下因素：

- (1) 安全分级及其相关的设计和制造工程要求；
- (2) 与系统相关的设计准则（冗余列的数量、抗震鉴定、与恶劣环境条件相关的鉴定和电源）；
- (3) 共因失效的考虑（多样性、隔离、独立性）；
- (4) 保护系统免受内部和外部危险影响的布置措施；
- (5) 定期试验和检查；
- (6) 维护；
- (7) 采用故障安全设计的设备。

#### 3.7.2 用于缓解设计基准事故的系统

3.7.2.1 如果发生设计基准事故，即使假设始发事件引起后续故障以及在完成功能所需的任何系统中假设发生单一故障，仍应维持质能释放控制、放射性释放控制、安全壳隔离以及氢气控制等安全功能。还应考虑由于维护或修理而导致的系统不可用。

3.7.2.2 应急电源应具备足够的容量，以便为设计基准事故下控制质能释放和放射性物质所必需的用电设备供电。

3.7.2.3 应识别安全系统冗余列之间易发生共因失效的薄弱点，并应采取设计或布置措施，使冗余列尽可能独立。

#### 3.7.3 用于没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况的安全设施

3.7.3.1 附加的安全设施的需求取决于反应堆技术和设计。应对

设计用于质能释放与控制的安全系统开展可靠性分析，以确定是否需要附加的安全设施保持安全壳的完整性。

3.7.3.2 应分析假设始发事件与安全系统冗余列之间共因失效的可能组合。如果事故后果超过了设计基准事故的限值，应消除导致共因失效的缺陷，或设计附加的安全设施以应对此类工况。用于质能释放与控制的附加安全设施的设计和安装，应确保不可能与相关安全系统发生共因失效。

3.7.3.3 附加的安全设施应具有足够的可靠性，以便有助于实际消除可能导致早期放射性释放或大量放射性释放的工况。用于减轻设计基准事故后果的安全系统的可靠性要求，通常认为也适用于应对没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况的安全设施，但不要求满足单一故障准则。用于没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况的附加安全设施可由不同的、多样化的动力源（如由安装在核动力厂的替代动力源）供电。

### 3.7.4 用于堆芯熔化的设计扩展工况的安全设施

3.7.4.1 专用的安全设施应具有足够的可靠性，以完成要求的安全功能。

3.7.4.2 为减轻反应堆堆芯熔化后果所需的设备应能够由任一可用动力源供电。

## 3.8 纵深防御

3.8.1 应采用不同的系统，用于不同的核动力厂状态下的质能释放与控制，压力和温度控制以及安全壳排热。

3.8.2 纵深防御的各层次之间必须尽实际可能地相互独立，避免一个层次防御的失效降低其他层次的有效性。有助于实现独立性的建议有：

(1) 应确定属于不同纵深防御层次的，用于控制安全壳内的压力或从安全壳中排出能量的必要物项。

(2) 应识别这些物项之间的共因失效缺陷，并评价其后果。如果认为安全壳完整性和放射性释放的后果不可接受，应尽可能消除这些共因失效缺陷。需注意的是，设计用于减轻堆芯熔化的设计扩展工况后果的专用安全设施，应与设计用于缓解设计基准事故引起的安全壳内状况的设备保持充分独立。

(3) 系统间的独立性不应因系统安全触发或安全壳状态监测所需的仪表和控制系统的共因失效缺陷而受到影响。

### 3.9 实际消除可能导致早期或大量放射性释放的工况

3.9.1 设计必须做到实际消除可能导致早期放射性释放或大量放射性释放的核动力厂工况发生的可能性。在本导则的范围内，这类可能性应包括：

(1) 涉及高能现象的工况，且其后果不能通过实施合理的技术手段加以缓解；

(2) 安全壳旁路下的堆芯熔化事故。

3.9.2 要求实际消除的典型工况通常包括：

(1) 由于安全壳直接加热、蒸汽爆炸或氢气爆炸而可能在早期阶段损坏安全壳完整性的严重事故工况；

(2) 由于底板或安全壳边界熔穿而可能在后期危及安全壳完整性的严重事故工况;

(3) 安全壳打开状态下严重事故工况, 尤其是在停堆模式下;

(4) 安全壳意外旁路的严重事故工况。

3.9.3 专用的安全设施应具有足够的可靠性, 以便实际消除可能导致早期放射性释放或大量放射性释放的工况。

### 3.10 安全分级

3.10.1 构筑物、系统和部件失效的后果应同时考虑功能的执行和放射性释放两个方面。对于两种后果都相关的物项, 应通过适当考虑这两种后果来确定达到预期可靠性所需的安全等级和相关质量要求。对于不包容放射性物质的物项, 安全等级和质量要求直接来自假设未成功能的后果。

3.10.2 安全壳及其有关系统的设计应满足以下安全分级要求:

(1) 设计为防止放射性释放的最后一道实体屏障的安全壳, 应设定为安全 2 级。

(2) 在设计基准事故工况下, 安全壳隔离所必需的系统、控制安全壳内的压力升高所必需的系统 (如安全壳喷淋系统)、或者从安全壳内排出热量所必需的系统, 通常应设定为安全 2 级; 将热量从安全壳输送到最终热阱所必需的热量传输系统, 原则上应设定为与从安全壳内排出热量所必需系统同样的安全等级。

(3) 在设计扩展工况下, 保持安全壳完整性所必需的系统 (如堆腔冷却系统、反应堆冷却剂系统快速卸压系统、安全壳热量导出

系统、氢气控制系统、热量传输系统), 可设定为非安全级, 但应具有与要求其实现的功能相符的可用性和可靠性。

(4) 安全壳及其有关系统的设计应满足安全分级的其他要求, 可参考国家核安全局发布的相关核安全导则。

### 3.11 环境鉴定

3.11.1 应对构筑物、系统和部件进行鉴定, 证明在其整个设计寿期内的环境条件下具备执行其功能的能力, 包括运行前或运行过程中可能出现的所有环境条件, 否则应充分保护其免受这些环境条件的影响。

3.11.2 在环境鉴定中应考虑事故发生之前、期间和之后可能出现的环境条件和地震条件, 以及构筑物、系统和部件在核动力厂全寿期内的老化、干涉效应和安全裕量。

3.11.3 环境鉴定应通过试验、分析和经验方法, 或这些方法的组合来完成。

3.11.4 环境鉴定应考虑诸如温度、压力、湿度、辐射水平、化学方面、放射性气溶胶的局部聚积、振动、水喷淋、蒸汽冲击和水淹等因素。还应考虑裕量和协同效应(在这种情况下由于各种效应的重叠或组合而造成的损伤可能会超过由各种单独效应造成的总损伤)。在可能产生协同效应的情况下, 材料应针对最严重的效应或最严重的效应组合或效应序列做鉴定。

3.11.5 对非金属材料(如橡胶密封、涂料和混凝土), 应在样品老化试验、核工业或非核工业的运行经验、公布的对于同样或相似

的材料在相同鉴定条件下的试验数据等基础上实施老化鉴定。应在鉴定中考虑在预计条件下所有显著的老化机理。若能证明其合理性，可以采用加速老化试验及其鉴定试验的技术。

3.11.6 对于受各种老化机理影响的部件，应确定其设计寿命和必要时的更换频率。对这些部件鉴定的过程中，在进行设计基准事故工况下的试验之前应使样品老化，以模拟它们在设计寿期末的状态。

3.11.7 已用于鉴定试验的部件，通常不应再安装到核动力厂内，除非能够证明试验条件和方法本身不会对其安全性能产生任何不可接受的劣化。

3.11.8 鉴定数据和结果应作为设计文件的一部分予以记录。

### 3.12 规范和标准

安全壳的结构和系统的设计，可采用国内的或国际的规范和标准，并应证明这些规范和标准的适用性和适当性。所选的规范和标准：

- (1) 应适用于特定的设计方案；
- (2) 应形成一套完整的、能充分理解的标准和准则；
- (3) 应优先采用设计和施工规范和标准的最新版本。但是，如果提供足够的合理性，可以使用其他版本；
- (4) 通常不应采用在国内难以获得的数据和知识，除非能通过分析说明这类数据与特定的设计有关，并且在安全壳的设计中采用这类数据有助于提高安全水平。

### 3.13 概率安全分析在设计中的应用

3.13.1 应通过概率安全分析识别附加的特性，对确定论方法进行补充，以达到设计的平衡。概率论分析的使用不应视为基于确定论要求的设计方法的替代，而应作为设计过程的组成部分，用来识别潜在的安全增强项并判断其有效性。

3.13.2 应采用概率安全分析来支持论证实际消除了那些可能导致早期放射性释放或大量放射性释放的工况。特别是，概率安全分析可用于分析安全壳隔离措施以防止安全壳旁通以及质能释放与控制系统的完全失效。

3.13.3 应采用概率安全分析证明用于堆芯熔化的设计扩展工况的措施失效的可能性非常低。该评价应包括对相关系统（如安全壳导热系统、安全壳过滤排放系统）的可靠性分析，以及二级概率安全分析中通常考虑的其他方面。

## 4 安全壳及其有关系统的设计

### 4.1 概述

4.1.1 核动力厂系统都依赖于反应堆设计，尽管设计原则可能有所不同，但在不同技术中实现相同安全功能的构筑物或系统的设计应满足相同的设计要求。无论用于设计基准事故和设计扩展工况的固定的安全设施如何设计，核动力厂设计都必须包含能够安全使用移动设备恢复安全壳排热能力的手段。

#### 4.1.2 安全壳及其有关系统的布置和配置

4.1.2.1 安全壳及其有关系统的布置和配置取决于反应堆安全设计，并依赖采用的安全壳类型。

4.1.2.2 在确定安全壳的布置和配置时，应考虑以下因素：

(1) 布置和配置应能容纳安全壳内大规模质能释放并有利于其扩散；

(2) 应为安全系统的系列之间和用于设计扩展工况的、冗余的安全设施之间提供充分的隔离（如果有关）；

(3) 安全重要物项的位置和保护措施应能够防止其受到内部危险的影响；

(4) 应提供足够的空间和屏蔽措施，确保在不造成人员过度辐射照射的情况下开展计划性维修和操作；

(5) 为人员进出以及监测、试验、控制、维护和设备移动提供必要的空间；

(6) 优化安全壳贯穿件的数量和位置，以防止发生未经过滤的泄漏并确保检查和试验的可达性；

(7) 在设备寿命周期内为设备的更换提供便利；

(8) 最大限度地减少水的局部滞留以便水和冷凝液回流到安全壳地坑；

(9) 安全壳的底部设计应便于收集和识别液体的泄漏；

(10) 限制安全壳空间的隔间划分，以便发生破口失水事故时使压差减到最小并能促进氢气混合，从而防止氢气的局部聚积。

### 4.1.3 可维护性和可达性

4.1.3.1 设计应考虑潜在的职业照射，包括执行应急操作规程或严重事故管理指南中的措施、连接移动设备，以及对事故发生后长期运行的系统进行维护。

4.1.3.2 设计中应考虑的和与维护有关的因素包括：

(1) 提供足够的工作空间、屏蔽、照明、呼吸用空气，以及工作平台和出入通道；

(2) 为工作人员提供并控制适当的环境条件；

(3) 提供危险标识；

(4) 提供声光警报；

(5) 提供通讯系统。

4.1.3.3 应考虑在各种运行状态下安全壳及其有关系统的可达性。工作人员的辐射照射剂量保持在剂量限值之内的能力，决定是否允许在功率运行期间进入内层和/或外层安全壳，或者是否要求核动力厂停堆允许人员进入内层和/或外层安全壳。

4.1.3.4 若在功率运行期间进入安全壳，则应对采取必要的辐射防护措施和确保工作人员适当的工作条件做出规定。

4.1.3.5 应至少设置一条安全壳应急逃生路线，使用该路线时应能够保持安全壳的完整性。

### 4.1.4 操纵员动作

如果发生事故，在一定的宽容时间内无需操纵员采取任何动作。对于任何必要的手动干预，在采取行动之前操纵员应有足够的信息

和时间来诊断和评估核动力厂内的状况。

#### 4.1.5 机组之间共用的安全壳系统部件

4.1.5.1 多机组核动力厂中的每台机组，必须具备各自的安全系统和用于设计扩展工况的安全设施（如安全壳过滤排放系统（如果有）不应共用事故工况下的排气管线）。

4.1.5.2 只有在特殊情况下多机组核动力厂中可共用安全物项。对于这种特殊情况，对于全部反应堆来说，应证明在所有的运行状态和事故工况下所有安全要求都得到满足。

4.1.5.3 应适当考虑允许核动力厂多机组之间相互连接的措施，以便对未在设计中考虑的事故进行管理。

#### 4.1.6 老化效应

4.1.6.1 应在设计中识别并考虑影响安全壳及其有关系统的所有老化机理，并纳入老化管理大纲。安全壳可能会经受多种老化效应，包括：金属部件的腐蚀、钢束的蠕变和预应力的损失（在预应力安全壳中）、弹性密封弹力的下降，混凝土的收缩、开裂以及碳化。

4.1.6.2 应采取措施来控制安全壳老化，识别非预计的劣化和安全壳行为。应在可能的位置对部件进行试验和检查，并定期更换易于因老化导致性能劣化的物项。

#### 4.1.7 退役

核动力厂的设计应包含有利于设备退役和拆卸的特征，并使产生的放射性废物最小化。

## 4.2 安全壳结构设计

### 4.2.1 总的设计流程

4.2.1.1 在所有的核动力厂状态下，核动力厂安全壳可能达到的温度和压力是设计安全壳及其有关系统的基本参数。这两个参数的数值来自在各状态下对核动力厂安全壳条件的评价，并考虑相关的评价方法和规则。

4.2.1.2 设计压力应比设计基准事故中考虑最严重的质能释放时的峰值压力更高（即设计基准事故峰值压力叠加裕量，在能够通过详细的安全分析和准确的计算来确定设计压力之前，确定的设计压力宜比具有最严重的质能释放的设计基准事故产生的峰值压力至少大 10%）。

4.2.1.3 设计温度应定义为设计基准事故中最严重的质能释放下采用保守计算方法所得到的最高温度值。

4.2.1.4 载荷组合中使用的所有压力、温度值，确定时应具有适当的裕量，以避免陡边效应，并考虑以下因素：

（1）质能释放总量和流体释放速率的不确定性，包括金属-水反应产生的化学能量；

（2）结构公差；

（3）余热计算相关的不确定性；

（4）部件储热；

（5）热交换器的传热；

（6）与传热率相关的不确定性；

(7) 保守的初始条件。

4.2.1.5 特定的最大泄漏率的设计不是一个直接或简单的定量过程，应考虑多种因素，包括事故工况下应力限值、部件（如隔离阀）的选择、密封材料的选择、安全壳贯穿件数量的限制以及施工质量的控制。应尽可能使用现有的运行数据、经验和实践。

4.2.1.6 根据设计压力和温度初步确定的安全壳机械性能（应力和变形），应对所有载荷组合进行核实，并且应符合安全壳完整性和密封性的相应工程准则。

4.2.1.7 应根据事件的预计范围和核动力厂全寿期内的预计发生概率，评价安全壳及其有关系统的机械承载力，包括定期试验的影响。

4.2.1.8 钢制安全壳的结构应满足承受载荷和密封的功能要求。应采取保护措施，防止金属结构受到核动力厂内、外部危险导致的火灾和飞射物的影响。

## 4.2.2 载荷与载荷组合

4.2.2.1 应在运行经验和工程判断的基础上，确定预计载荷（静态和动态）（见表 2 和表 3），并按照其发生概率进行分类。

载荷类型	载荷	备注
正常载荷	永久载荷 ( $D$ )	包括结构的自重、液体静压力、土压力、固定设备载荷以及混凝土的收缩和徐变等
	活载荷 ( $L$ )	包括可移动的设备载荷及其他可变载荷（例如人员重量、建造载荷、吊车载荷等）
	由施加预应力而产生的载荷 ( $F$ )	仅适用于预应力混凝土结构
	正常运行或停堆期间的温度载荷 ( $T_0$ )	在正常运行期间，包括瞬态工况和停堆
	正常运行或停堆期间管道和设备的反力 ( $R_0$ )	在正常运行期间，包括瞬态工况和停堆

载荷类型	载荷	备注
正常载荷	由于安全壳内、外压力差而产生的载荷标准值效应 ( $P_v$ )	内层安全壳内、外压力波动引起的载荷
	由启动卸压阀或其他高能装置而引起的载荷 ( $G$ )	
	结构完整性试验和泄漏率试验期间的压力 ( $P_t$ )	
	结构完整性试验和泄漏率试验期间的温度作用 ( $T_t$ )	
异常载荷	由 DBA 引起的相对压力载荷 ( $P_a$ )	
	由 DBA 引起的温度作用 ( $T_a$ )	包括 $T_o$
	由 DBA 的温度效应引起的管道和设备反力 ( $R_a$ )	包括 $R_o$
	由 DBA 引起的局部载荷 ( $R_r$ )	包括: 1) 由高能管道破裂而产生的反力 ( $R_{rr}$ )、2) 由高能管道破裂所产生的喷射冲击载荷 ( $R_{rj}$ ) 及 3) 由高能管道破裂所产生的撞击载荷 ( $R_{rm}$ )
	内部水淹作用于安全壳的载荷 ( $H_a$ )	
严重环境载荷	风载荷 ( $W$ )	与厂址相关的最大风速
	SL-1 对应的运行安全地震作用 ( $E_1$ )	包括由运行安全地震动引起的管道和设备的地震作用
极端环境载荷	设计基准龙卷风载荷 ( $W_t$ )	包括龙卷风风压载荷 ( $W_{tg}$ )、大气压迅速变化引起的压差载荷 ( $W_{tp}$ ) 及龙卷风的飞射物载荷 ( $W_{tm}$ )
	SL-2 对应的极限安全地震作用 ( $E_2$ )	包括由极限安全地震动引起的管道和设备的地震作用
飞射物或外部人为事件引起的载荷	内部飞射物所产生的撞击载荷 (A1)	例如由控制棒或阀门部件等飞出而引起的载荷、乏燃料容器坠落而引起的载荷等
	外部爆炸引起的冲击波载荷 (A2)	
	除龙卷风飞射物以外的外部飞射物引起的载荷及飞机撞击产生的载荷 (A3)	
DEC 载荷	由 DEC-A 引起的相对压力载荷 ( $P_{DA}$ )	最严重工况下产生的压力和温度等效效应引起的载荷和作用
	由 DEC-A 引起的温度作用 ( $T_{DA}$ )	
	由 DEC-B 引起的相对压力载荷 ( $P_{DB}$ )	最严重工况下产生的压力和温度等效效应引起的载荷和作用
	由 DEC-B 引起的温度作用 ( $T_{DB}$ )	

注: DBA: 设计基准事故; DEC: 设计扩展工况; DEC-A: 没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况; DEC-B: 堆芯熔化的设计扩展工况; SL-1: 运行安全地震动; SL-2: 极限安全地震动。

表 2 在设计阶段应考虑的作用于预应力混凝土安全壳的一组典型载荷

载荷类型	载荷	备注
正常载荷	永久载荷 ( $D$ )	恒定荷载;
	活载荷 ( $L$ )	包括可移动的设备载荷及其他可变载荷 (例如人员重量、建造载荷、吊车载荷等);
	正常运行或停堆期间的温度载荷 ( $T_0$ )	在正常运行期间, 包括瞬态工况和停堆
	正常运行或停堆期间管道和设备的反力 ( $R_0$ )	在正常运行期间, 包括瞬态工况和停堆
	由于安全壳内部或外部压力变动而引起的安全壳的外压 ( $P_0$ )	
	结构完整性试验和泄漏率试验期间的压力 ( $P_t$ )	
	结构完整性试验和泄漏率试验期间的温度作用 ( $T_t$ )	
	由安全卸压阀动作引起的压力, 包括水池溢水及其产生的动压头引起的荷载 ( $P_s$ )	
	由安全卸压阀动作引起的管道反力, 包括水池溢水及其产生的动压头引起的荷载 ( $R_s$ )	
	由安全卸压阀动作引起的温度作用, 包括水池溢水及其产生的动压头引起的荷载 ( $T_s$ )	
异常载荷	由 DBA 引起的相对压力载荷 ( $P_a$ )	
	设计内压 ( $P_i$ )	不小于 $P_a$
	由 DBA 引起的温度作用 ( $T_a$ )	包括 $T_0$
	由 100% 锆水反应产生的氢气释放引起的压力 ( $P_{g1}$ )	
	由氢气爆燃产生的压力 ( $P_{g2}$ )	
	事故后假定在安全壳内充二氧化碳惰化而产生的压力 ( $P_{g3}$ )	
	由假想管道破裂 (包括管道小破口、中等破口)、水池溢水及其产生的动压头引起的反力 ( $R_a$ )	包括 $R_0$
	由 DBA 引起的局部载荷	包括: 1) 由破管反力产生的等效静力荷载 ( $Y_r$ )、2) 由破管喷射产生的等效静力荷载 ( $Y_j$ ) 及 3) 由破管甩动产生的飞射撞击等效静力荷载 ( $Y_m$ )
	冷却剂丧失事故后内部水淹作用于安全壳的载荷 ( $F_l$ )	

载荷类型	载荷	备注
严重环境 载荷	风载荷 ( $W$ )	与厂址相关的最大风速
	SL-1 对应的运行安全地震作用 ( $E_1$ )	包括由运行安全地震动引起的管道和设备的地震作用
极端环境 载荷	设计基准龙卷风载荷 ( $W_t$ )	包括龙卷风风压载荷 ( $W_{tg}$ )、大气压迅速变化引起的压差载荷 ( $W_{tp}$ ) 及龙卷风的飞射物载荷 ( $W_{tm}$ ) ;
	SL-2 对应的极限安全地震作用 ( $E_2$ )	包括由运行安全地震动引起的管道和设备的地震作用
DEC 载荷	由 DEC-A 引起的相对压力载荷 ( $P_{DA}$ )	最严重工况下产生的压力和温度等效效应引起的载荷和作用
	由 DEC-A 引起的温度作用 ( $T_{DA}$ )	
	由 DEC-B 引起的相对压力载荷 ( $P_{DB}$ )	最严重工况下产生的压力和温度等效效应引起的载荷和作用
	由 DEC-B 引起的温度作用 ( $T_{DB}$ )	

注：DBA：设计基准事故；DEC：设计扩展工况；DEC-A：没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况；DEC-B：堆芯熔化的设计扩展工况；SL-1：运行安全地震动；SL-2：极限安全地震动。

表 3 在设计阶段应考虑的作用于钢制安全壳的一组典型载荷

#### 4.2.2.2 载荷和载荷组合应考虑：

- (1) 载荷类型（如静态或动态、整体或局部）；
- (2) 载荷是因果关系，还是同时发生（如破口失水事故下的压力和温度载荷）；
- (3) 保护设备免受灾害影响的实体屏障；
- (4) 每一载荷的时程（避免对那些不可能同时发生的载荷峰值进行不切实际地叠加）。

4.2.2.3 在分析后期，可通过适当的分组来减少载荷和载荷组合的数量，仅对最严重的工况进行分析。

4.2.2.4 安全壳金属衬里应能够承受作用于其上的载荷的影响，且金属衬里与安全壳混凝土之间的相对变形不应危及安全壳的密封

性。安全壳承载能力的结构评价中不应考虑金属衬里的有利作用。

4.2.2.5 应考虑事故工况下由于金属衬里的瞬时温升而对安全壳混凝土产生的任何附加压力载荷。

4.2.2.6 应对安全壳的金属衬里、贯穿件和隔离阀进行保护，以免受到内部危险的影响，否则应设计成能够承受相应的载荷。

4.2.2.7 若不能排除高能管道破裂，则应考虑由于双层安全壳之间高能管道破裂引起的环形空间的压力升高。

### 4.2.3 验收准则

4.2.3.1 应根据不同载荷组合的应力和变形限值，确定安全壳及其附属物（贯穿件、隔离系统、人员闸门和设备闸门）的密封性和完整性的验收准则。满足核安全监管部門认可的规范和标准中确定的准则，即可保证结构和部件能够执行其预定功能。

4.2.3.2 应证明结构完整性和密封性满足验收准则，并有足够的裕量，以便考虑不确定性和避免陡边效应。裕量通常应通过设计基准事故和设计扩展工况所选用的分析方法，以及使用确定结构极限应力的、经验证的规范来提供。

4.2.3.3 应根据预期性能确定设计限值，由下列一项或两项来实现设计裕量：

- (1) 将应力和变形限制在该材料极限的某一特定份额；
- (2) 使用载荷系数法（利用一特定系数来提高施加的载荷）。

4.2.3.4 对于安全壳的结构完整性设计，应考虑下列等级：

I级：弹性范围。安全壳结构没有发生永久的变形或损伤。结构

完整性能得到保证，且具有较大的裕量。

II级：小的永久变形。可能存在局部永久变形。尽管小于I级应具有裕量，但是结构完整性仍能得到保证。

4.2.3.5 对于密封性设计，应考虑下列等级：

I级：密封结构。安全壳的泄漏低于设计值<sup>3</sup>，其泄漏率与内部压力相关，并可根椐分析、经验和试验结果确定。

II级：泄漏率可能有限的增大。泄漏率可能会超过设计值，但可根据分析、经验和试验结果来充分评价其密封性。

4.2.3.6 详细的载荷组合取决于设计。表4和表5列出了压水堆典型安全壳推荐的载荷组合和最低验收准则。

4.2.3.7 为提供安全裕量，即使地震不会引发设计基准事故（由于反应堆冷却剂系统的压力边界设计成能够承受由SL-2地震产生的载荷），由SL-2地震和设计基准事故产生的载荷应进行适当的载荷组合（如使用平方和的平方根）。

4.2.4 局部应力和疲劳

4.2.4.1 应评价焊接区域、支撑附近和几何形状变化区域的局部应力及其对结构力学性能和泄漏率的影响。

4.2.4.2 对于预应力混凝土安全壳，应特别注意：

（1）确定低预应力区域，如大型贯穿件周围的连接区域和圆柱面与基础底板之间的过渡区域；

（2）贯穿件附近和钢束锚具附近的应力集中；

---

<sup>3</sup> 设计值是指作为设计目标而建立的泄漏率数值，并被用于在设计压力和设计温度下确定放射性释放的安全分析中。

## (3) 建造期间的张拉顺序。

4.2.4.3 对于具有金属衬里的安全壳，衬里与混凝土的锚固区以及衬里同其它金属结构（如贯穿件）的连接处也是关键区域。应分析和考虑这些区域的局部应力效应。

工况	以下载荷应进行载荷效应组合	预应力混凝土安全壳 验收准则（结构完整性）	金属衬里 验收准则
施加预应力 阶段	$D, L, F, W, T_0$	I	I
结构整体性 试验阶段	$D, L, F, P_t, T_t$	I	I
正常运行	$D, L, F, G, T_0, R_0, P_v$	I	I
施加预应力 力前	$D, L, W$	I <sup>1</sup>	I
正常运行加 严重环境	$D, L, F, G, T_0, E_1, R_0, P_v$	I	I
	$D, L, F, G, T_0, W, R_0, P_v$	I	I
正常运行加 极端环境	$D, L, F, G, T_0, E_2, R_0, P_v$	II <sup>2</sup>	II
	$D, L, F, G, T_0, W_t, R_0, P_v$	I	I
异常运行	$D, L, F, G, P_a, T_a, R_a$	I	I
	$D, L, F, G, P_a, T_a, R_a$	I	I
	$D, L, F, G, P_a, T_a, R_a$	I	I
异常运行加 严重环境	$D, L, F, G, P_a, T_a, E_1, R_a$	I	I
	$D, L, F, G, P_a, T_a, W, R_a$	I	I
	$D, L, F, G, T_0, E_1, H_a$	I	I
	$D, L, F, G, T_0, W, H_a$	I	I
异常运行加 极端环境	$D, L, F, G, P_a, T_a, E_2, R_a, R_r$	II	N/A <sup>3</sup>
正常运行 加外部人为 事件	$D, L, F, G, T_0, R_0, P_v, A_2$	II	N/A
	$D, L, F, G, T_0, R_0, P_v, A_3$	II	N/A

工况	以下载荷应进行载荷效应组合	预应力混凝土安全壳 验收准则（结构完整性）	金属衬里 验收准则
异常运行加 飞射物	$D, L, F, G, Pa, Ta, Ra, A_l$	I	I
DEC-A	$D, L, F, G, P_{DA}, T_{DA}$	II	II
DEC-B	$D, L, F, G, P_{DB}, T_{DB}$	II	II

注：DEC-A：没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况；DEC-B：堆芯熔化的设计扩展工况。

1 应适用 I 级准则；

2 应适用 II 级准则；

3 不适用。

表 4 预应力混凝土安全壳载荷组合和验收准则

工况	以下载荷应进行载荷效应组合	结构完整性	密封性
试验工况	$D, L, P_t, T_t$	I <sup>1</sup>	I
设计工况	$D, L, P_i, T_a, R_a$	I	I
运行工况 (A级使用限制)	$D, L, T_0, R_0, P_0$	I	I
	$D, L, T_s, R_s, P_s$	I	I
	$D, L, P_i, T_a, R_a$	I	I
	$D, L, P_i, T_a, R_a, T_s, R_s, P_s$	I	I
	$D, L, T_0, R_0, P_0, P_{g3}$	I	I
	$D, P_{g3}$	I	I
运行工况 (B级使用限制)	$D, L, T_a, R_a, E_1, P_a$	I	I
	$D, L, T_0, R_0, P_0, E_1$	I	I
	$D, L, T_s, R_s, P_s, E_1$	I	I
	$D, L, P_i, T_a, R_a, T_s, R_s, P_s$	I	I
运行工况 (C级使用限制)	$D, L, T_a, R_a, P_i, E_2$	II <sup>2</sup>	II
	$D, L, T_0, R_0, P_0, E_2$	II	II
	$D, L, P_i, T_a, R_a, T_s, R_s, P_s, E_2$	II	II
	$D, P_{g1}, P_{g2}$	I	I
	$D, P_{g1}, P_{g3}$	I	I

工况	以下载荷应进行载荷效应组合	结构完整性	密封性
运行工况 (D级使用限制)	$D, L, T_a, R_a, P_i, E_2, Y_r, Y_j, Y_m$	II	II
	$D, L, T_a, R_a, P_i, E_2, Y_r, Y_j, Y_m, T_s, R_s, P_s$	II	II
	$D, L, F_L, E_I$	I	I
DEC-A	$D, L, P_{DA}, T_{DA}$	II	I
DEC-B	$D, L, P_{DB}, T_{DB}$	II	II

注：DEC-A：没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况；DEC-B：堆芯熔化的设计扩展工况。

1 应适用 I 级准则；

2 应适用 II 级准则。

表 5 钢制安全壳载荷组合和验收准则

#### 4.2.5 极限承载力和失效模式

4.2.5.1 应对安全壳结构性能进行全面评价，确定极限承载力和包容能力。应考虑静态载荷（压力、温度和管道作用）和动态载荷（地震），并确定最薄弱部分以评价其裕量。

4.2.5.2 应考虑局部效应、温度梯度和设计细节，确定大量放射性泄漏的可能机理。对此，应特别关注管道贯穿件、柔性密封材料、电气贯穿件和结构突变处的情况。

4.2.5.3 应分析如衬里撕裂、贯穿件损坏、钢筋断裂、局部混凝土失效和钢束断裂等失效模式。在可能的范围内，这类失效不应是灾难性的，且不应造成包容放射性物质的系统和部件额外的损坏。

### 4.3 安全壳内部结构的设计

#### 4.3.1 概述

4.3.1.1 安全壳内部结构的设计应考虑安全壳内可能的大规模质能释放以及承受不同隔间之间压差的需求。对于每个隔间，应考虑

最不利的破口位置。在设计阶段应通过采用保守的方法来考虑隔间之间的开口，并且在建造完成后应验证其不会受到非计划障碍物的影响。

4.3.1.2 安全壳内部结构应考虑承受事故工况相关载荷的需求，包括由高能喷放或管道破裂引起的动力载荷。

4.3.1.3 对于堆芯熔化的设计扩展工况，安全壳内部结构的载荷取决于具体设计中采取的应对熔融堆芯的策略。

4.3.1.4 若发生堆芯熔化的设计扩展工况，应满足表 4 或表 5 所示的密封性和完整性验收准则，且任一熔融堆芯滞留设计策略（压力容器内滞留或压力容器外滞留）应实际消除安全壳边界和底板熔穿的工况。

#### 4.3.2 堆芯熔融物压力容器内滞留策略

4.3.2.1 采用堆芯熔融物压力容器内滞留策略，要求熔融堆芯的能量由压力容器壁导出。这要求反应堆堆腔被淹没，实现反应堆压力容器的外部冷却。应考虑堆腔壁的机械载荷和热载荷，包含从堆腔导出热量，以及避免堆腔和安全壳加压的设施。

4.3.2.2 用于压力容器内滞留策略的堆腔结构和系统，应考虑作为避免大量放射性释放的最终需要的物项，因此应具有应对超过 SL-2 地震载荷的足够的设计裕量，避免产生陡边效应。

#### 4.3.3 堆芯熔融物压力容器外滞留策略

4.3.3.1 在堆芯熔融物压力容器外滞留策略中，安全壳应设置相关的结构，专门用于容纳和冷却反应堆压力容器外熔融堆芯。

4.3.3.2 堆芯熔融物压力容器外滞留结构的设计，应使混凝土与熔融堆芯相互作用产生的可燃气体量最小。

4.3.3.3 压力容器外滞留策略所需的结构和冷却系统的设计，应能够稳定熔融堆芯并将其包容在里面。

4.3.3.4 用于压力容器外滞留策略的结构、部件和材料应能够承受熔融堆芯流入后产生的载荷和影响。

4.3.3.5 压力容器外滞留策略所需的结构和部件，应作为避免大量放射性释放的最终需要的物项。因此应具有应对超过 SL-2 地震载荷的足够的设计裕量，避免产生陡边效应。

#### 4.4 系统的结构设计

对于安全壳系统，应通过与安全壳结构设计相似的方法步骤建立一系列典型载荷、载荷组合，以及一系列适当的验收准则，同时要考虑相关的事故工况。

#### 4.5 质能释放与控制

4.5.1 质能释放与控制是用于描述安全壳内影响能量平衡并将压力和温度维持在可接受限值以内的安全壳设计特征的统称。

##### 4.5.2 运行状态下压力和温度的控制

在核动力厂正常运行期间，安全壳通风系统应能够维持安全壳内大气的压力、温度和湿度在相应的运行限值和条件之内。这些限值应与设备性能验证的环境状态参数相符。应对排放气体中的放射性物质进行适当的监测和过滤。

### 4.5.3 事故工况下压力和温度的控制

#### 4.5.3.1 总体要求

4.5.3.1.1 应确定质能释放与控制系统的的设计性能，以便一旦发生事故时有能力使安全壳内的压力和温度控制在规定的限值之内，并在其后一段合理的时间（通常是几天）内使安全壳达到稳定状态（此时安全壳内压力已降到可接受的水平）。

4.5.3.1.2 构筑物、系统和部件的设计应符合与其对应的核动力厂状态相关的规范要求。

4.5.3.1.3 事故工况下压力和温度的控制策略依赖于采用的固有安全特征，能动或非能动的安全系统或安全措施，或这些设计选项的组合。

#### 4.5.3.2 固有的质能释放与控制特征（大型干式安全壳）

4.5.3.2.1 安全壳内空间的自由容积是确定假想管道破裂事故后峰值压力的重要物理参数，因此可将它看作一项固有的设计安全措施，用于容纳安全壳内大规模的质能释放。如果安全壳的容积被分隔成许多隔间，则隔间之间应设置折叠面板或百叶窗。这些面板或百叶窗应设计成一旦发生质能释放事故后在设定压力时能够快速打开，使得不同隔间之间的压力快速达到平衡，并利用安全壳的全部自由容积。

4.5.3.2.2 安全壳及其内部结构和安全壳内贮存的水都可作为非能动热阱。在假想的管道破裂事故工况下，向结构及其部件传热的传热率和热容是确定压力和温度的重要参数。主要的传热机理是蒸汽在外露表面上的冷凝，同时结构的热传导率在确定传热率时也起

重要作用。所有可能影响向结构传热的条件（如涂层或间隙），应在设计中以保守的方式加以考虑，并且应留有适当的裕量。

#### 4.5.3.3 质能释放与控制系统

##### 4.5.3.3.1 安全壳喷淋系统

关于质能释放与控制，应设置安全壳喷淋系统用于限制事故工况下安全壳内的峰值压力和高压状态持续的时间。

（1）安全壳喷淋系统的设计，应保证水喷淋覆盖事故中蒸汽有可能进入的安全壳大部分自由容积。

（2）喷淋集管和喷嘴的设计应保证喷出的水滴足够小且均匀分布，以便在水滴降落过程中迅速与安全壳大气达到热平衡。

（3）安全壳喷淋系统的初始水源通常为大容量的贮水箱，此后可以从安全壳地坑的集水点取水以再循环模式运行。在确定这些集水点必需的容量时，应在设计中考虑保护安全重要设备免遭浸没，或者将其设计成即使被浸没仍能运行。

（4）当安全壳喷淋系统设计成以再循环模式运行时，喷淋喷嘴应设计成能够防止穿过取水口滤网到达喷嘴的碎片的堵塞效应。

##### 4.5.3.3.2 安全壳热量排出系统

安全壳热量排出系统应设计成从安全壳中排出热量，并将热量传递到传热路径或直接传递到最终热阱（如大气、海洋或河流）。贯穿安全壳的管道应视为安全壳的延伸部分，并应遵守与安全壳自身相当的结构完整性和密封性规范要求。

##### 4.5.3.3.3 事故工况下再循环模式运行的系统

事故工况下以再循环模式运行的系统，应设计成：

(1) 在需要泵再循环运行的任何事故工况下，应为再循环泵提供足够的净正吸入压头。最小净正吸入压头的计算应考虑碎片在滤网表面潜在的积聚。相应地，在设计再循环系统时也应考虑地坑水沸腾的可能性。

(2) 取水装置应设计成使气蚀减到最小，并能够防止可能导致堵塞或损害再循环系统的异物（如保温材料）进入。

(3) 为避免地坑滤网或过滤器的堵塞，应特别关注管道、部件保温层和取水口滤网或过滤器的设计，应考虑与地坑水的化学成分和温度相关的化学效应，以及金属部件的腐蚀/侵蚀及其与碎片的相互作用。另外，应考虑安全壳内使用的材料（如保温材料和油漆），设计也应避免可能导致地坑滤网或过滤器堵塞加剧的某些材料的组合。

(4) 关于堆芯冷却，应考虑碎片旁通地坑滤网或过滤器对燃料组件流道潜在堵塞的影响。

(5) 穿过安全壳墙体的管道，应设置安全壳隔离装置以及隔离安全壳外部再循环回路泄漏所必需的装置，从而维持用于冷却的、足够的水装量。应通过设计措施尽量防止无法隔离的泄漏（如安全壳贯穿件和隔离阀之间），如：

- 设置保护套管或在靠近贯穿件的位置设置隔离阀；
- 设备制造过程中的质量控制，对检查、维修和试验实施严格的质量控制。

#### 4.5.3.3.4 非能动安全壳热量排出系统

对于带有钢壳的安全壳，在事故工况下安全壳内的热量能够通过安全壳壳壁以非能动方式排出。外层安全壳设计成提供空气自然循环所必需的路径（烟囱效应）来排出热量。也可以通过在安全壳内壁上安装多个非能动换热器，通过自然循环方式把热量排出安全壳。如果采用非能动安全壳冷却方式，应考虑如下方面：

（1）换热面积应足以传递安全壳内产生的热量，以及安全壳内部大气和结构的储热，并应保守地确定传热系数；

（2）针对各种相关的核动力厂状态，以及厂址评价中识别的任何环境条件（如大气温度和湿度），应确保安全壳内部和向外部热阱进行非能动传热所必需的自然循环；

（3）对于所有的核动力厂状态，应考虑外部条件发生冰冻的可能性；

（4）应深入分析以确定并消除可能的有害效应和失效模式，从而能够高置信度地完成安全功能；

（5）应通过试验和/或分析手段，对整个系统进行充分的验证。

## 4.6 放射性释放的控制和限制

### 4.6.1 概述

4.6.1.1 安全壳及其有关系统的设计应满足对不同的核动力厂状态规定的、防止和限制放射性释放的目标要求。

4.6.1.2 应论证满足放射性释放的相关限值要求，且论证中假设仅置信为相关核动力厂状态设计的措施。应采用适用于核动力厂状态的模型和分析准则进行论证。

4.6.1.3 针对每个核动力厂状态的不同源项（放射性释放量的大小、放射性核素的同位素组成，及其物理、化学形态），应考虑采取必要的设计措施把辐射照射和放射性释放减到最小。

4.6.1.4 应评价设计基准事故和设计扩展工况下安全壳的潜在放射性释放，识别安全壳密封性方面的潜在弱项，并确定消除弱项的方法。

#### 4.6.2 安全壳源项

4.6.2.1 为设计安全壳的整体性能，特别是放射性物质的控制措施，应评价各种假想事故工况下放射性核素的总量及其同位素组成（源项）。

4.6.2.2 对于设计基准事故，应保守地分析堆芯和安全系统的预期响应，以核动力厂技术规格书允许的限值内最不利的参数（如系统中放射性核素总量和泄漏率）为初始条件。

4.6.2.3 应对安全壳内放射性核素预计的物理、化学形态变化加以评价。

4.6.2.4 已被滞留到安全壳内水池中的碘，如果不能维持适当的pH值条件，在中长期阶段可能再次挥发出来。因此有必要评价在事故期间所有能改变池水pH值的情况，并在必要时提供保持池水处于碱性的相应手段。

#### 4.6.3 安全壳的密封性

4.6.3.1 安全壳及其有关系统应设计成能够使泄漏最小化，且尽量避免可能造成未经过滤的向环境泄漏的路径。

4.6.3.2 有效限制放射性物质向环境释放的一个措施是在核动力厂全寿期内将泄漏率维持在低于保守的规定限值<sup>4</sup>水平。泄漏率应足够小，保证从核动力厂向环境的任何放射性释放是可合理达到的尽量低水平，在运行状态下不高于监管排放限值，以及在事故工况下满足可接受的限值。

4.6.3.3 在设计阶段，应设定一个适当的、低于泄漏率安全限值的泄漏率目标值，即适当的低于事故放射性后果评价中假定的泄漏率。该裕量有助于减少下面情况发生的可能性：由于设计或建造阶段所做的不可预见的变更，引起实际泄漏率达到泄漏率安全限值。

4.6.3.4 应优化安全壳贯穿件的数量，限制可能的泄漏路径。为减少放射性物质向环境的释放，应至少将贯穿件至第一个隔离阀的外部延伸部分安装在一个封闭的厂房内，以便收集和过滤从安全壳向外的任何释放。

4.6.3.5 考虑到隔离装置、闸门和贯穿件对于安全和安全壳整体密封性的重要性，应具体明确其泄漏率。

4.6.3.6 设计应包含适当的隔离装置，以保证事故工况下安全壳隔离。

#### 4.6.4 二次包容壳

4.6.4.1 一些核动力厂的设计包含二次包容构筑物，该构筑物是完全或部分包围主安全壳的二次包容壳。二次包容壳的设计不是在

---

4 对于钢制安全壳或具有钢衬里的混凝土安全壳，在设计压力下，每天的总泄漏量应为安全壳内包容的自由气体和蒸汽总量的 0.25 ~ 0.5%；对于没有钢衬里的预应力混凝土安全壳，每天的总泄漏量是 1.0 ~ 1.5%。

主安全壳失效时取代其功能，而是收集从主安全壳泄漏到两层安全壳之间空间的气体，并经过滤后从烟囱排放。二次包容构筑物也可作为安全壳的屏蔽结构。

4.6.4.2 当设置二次包容壳时，应尽可能防止直接泄漏（从安全壳直接到达环境的泄漏路径）。

4.6.4.3 当采用部分二次包容壳（没有完全包围主安全壳）时，结构上应包围有较大泄漏可能性的主安全壳区域（如贯穿件区域）。

4.6.4.4 应建立控制直接泄漏和二次包容壳壳体密封性的指标，并通过试验定期校验这些指标是否得到满足。

4.6.4.5 应设计二次包容壳的附属系统，用以收集、过滤和排放事故期间从主安全壳泄漏的放射性气体，并用泵将漏出的液体送回主安全壳。

4.6.4.6 为了使二次包容壳的功效达到最大，应设置一个过滤排气系统以维持内、外层安全壳之间空间（包容空间）在设计基准事故下处于负压（表压）。在设计扩展工况下，如果包容空间不能达到和维持负压（表压），在放射性后果的计算中应考虑由此导致的、未经过滤的向环境泄漏。

4.6.4.7 在正常运行中应保持包容空间的压力低于大气压，以便监测外层安全壳的密封性能。

#### 4.6.5 安全壳旁通

4.6.5.1 安全壳旁通是指一回路冷却剂和活化裂变产物未经处理就泄漏到外部的工况。

4.6.5.2 应采取适当的设计措施，保证涉及安全壳旁通并导致早期放射性释放或大量放射性释放的工况被实际消除。

4.6.5.3 位于安全壳外输送高放射性液体或气体的管道，应设计成事故工况下具有密封性，恰当考虑载荷和工艺条件的叠加。

4.6.5.4 对于安全壳打开（如设备闸门或燃料转运通道）的工况，应能够充分防止放射性向安全壳大气释放事故的发生，或者安全壳具备足够的快速关闭的能力。

4.6.5.5 应尽可能防止一回路接口系统导致的冷却剂丧失事故，可以采取将这些系统布置在安全壳内或者将低压系统的设计压力提高至一回路冷却剂系统的运行压力等措施。对于可能存在发生冷却剂丧失事故路径的其他接口系统，应采取可靠的手段预防或阻止泄漏到安全壳外。

4.6.5.6 在压水堆中，蒸汽发生器传热管破裂是一个可能导致放射性物质大量释放的安全壳旁通事故。应在蒸汽发生器内部设置预防性措施，使得这类事故的发生频率降到非常低。核动力厂的设计应能够在向环境释放的放射性物质达到规定限值之前快速隔离受损的蒸汽发生器，并使放射性释放最小化。

4.6.5.7 许多安全壳设计采用了再循环系统。该系统在事故工况下将安全壳内各收集点的水通过热交换器冷却后或直接再注入反应堆压力容器，或者用于长期运行阶段的喷淋系统或排热系统。这些再循环系统的部件可能位于安全壳外，可能导致放射性物质从安全壳外的泵、阀门或热交换器泄漏。在采用此类设计时，应制定相应

的措施，例如通过做定期泄漏率试验以及采用经鉴定的方法来监测和隔离意外的泄漏，将由此泄漏产生的放射性物质向环境不可控制的释放减到最小。

#### 4.6.6 减少安全壳大气中的放射性物质

##### 4.6.6.1 概述

4.6.6.1.1 作为纵深防御概念的应用，同时作为保证安全壳密封性措施的补充，应采取措施减少安全壳大气中放射性物质的总量。

4.6.6.1.2 一般而言，使用单一系统用来减少气载放射性物质的浓度是不够的，因而通常会采用若干系统的组合。在现有的和新设计的水冷反应堆中，用于减少气载放射性物质的方法有：

- (1) 表面沉积；
- (2) 喷淋系统；
- (3) 通风系统。

4.6.6.1.3 用于降低气载放射性物质浓度的能动系统，应设计成能在核动力厂正常运行期间，当其处于备用模式时进行试验。

##### 4.6.6.2 表面沉积

安全壳构筑物及其内部结构提供了去除气载放射性物质的第一种机理，即为沉积提供了很大的表面积。应根据有关放射性物质在表面沉积的最新认知水平来保守地确定安全壳构筑物的沉积因子和吸附因子。安全壳及其内部结构的表面应在最大可能程度上可去污。

##### 4.6.6.3 安全壳喷淋系统

4.6.6.3.1 安全壳喷淋系统的放射性核素控制功能，是从安全壳

大气去除放射性物质并将它们滞留在安全壳地坑水中，从而减少气载放射性物质的含量。这将限制从安全壳向大气泄漏的放射性物质导致的放射性后果。

4.6.6.3.2 安全壳喷淋系统设计需考虑的重要参数包括喷淋覆盖率、喷淋液滴尺寸、液滴下落时间以及喷淋介质的化学成分。并且，应关注以下方面：

(1) 喷淋水中通常要添加化学药剂，提高其去除安全壳大气中放射性物质的能力。因为碘在个人剂量中的潜在后果，放射性碘的去除具有特殊的重要意义。化学药剂添加系统的设计应能最大程度地溶解放射性碘，并控制地坑水的化学成分，使放射性碘在事故后长时间内不会从溶液中逸出。

(2) 在事故后的短期和长期阶段，应尽可能使喷淋水中添加的任何化学药品不对安全壳内的材料造成腐蚀。腐蚀不仅会降低重要结构部件的强度，也会对安全系统的运行造成影响，而且可能会产生可燃气体和其他有害物质。

#### 4.6.6.4 通风和排气系统

4.6.6.4.1 在采用通风系统净化排气以缓解事故后果时，过滤器的设计和维护应保证在其为缓解事故而投入运行之前，吸附的任何污染物质不会超过规定限值。

4.6.6.4.2 必要时应在通风系统中设置适当的设备（如过滤器前的除湿器和预热器），防止过滤器入口温度降到露点以下。

4.6.6.4.3 应在实验室用模拟事故工况的试验来证实碘过滤器中

材料的吸附效率。若需在现场做过滤器系统试验，应提供试验的措施。

4.6.6.4.4 通风系统通常用于从双层安全壳系统之间的环形空间或二次包容壳内收集、过滤和排放空气。在事故工况下，这里可能会被从安全壳泄漏出的气载放射性物质污染。

4.6.6.4.5 当设计有安全壳排气系统时，应使其向环境释放的放射性最小化。该系统的设计可包括一个过滤系统，如砂堆过滤器、多级文丘里净化器系统、高效粒子空气过滤器、活性炭过滤器或它们的组合。如果已采用水池作为空气净化的措施，则高效粒子空气过滤器、砂堆过滤器或活性炭过滤器可能不是必需的。

4.6.6.4.6 惰性气体无法过滤，应考虑采取措施延缓其释放，使放射性进一步衰减。

## 4.7 可燃气体控制

### 4.7.1 可燃气体的产生

4.7.1.1 应针对核动力厂不同的运行状态，识别相关事故工况造成的可燃气体潜在释放源，以及由此造成对安全壳和缓解系统的威胁。

4.7.1.2 应通过考虑以下现象识别可燃气体来源：

- (1) 堆芯内水的辐照分解；
- (2) 地坑中水的辐照分解；
- (3) 堆芯和反应堆压力容器内的金属-水反应；
- (4) 安全壳内各种材料的化学反应；
- (5) 溶解在一回路冷却剂中氢气的析出；

(6) 从用于控制一回路冷却剂化学性质的氢气罐泄漏;

(7) 堆芯熔融物和混凝土相互作用产生的氢气和一氧化碳。

4.7.1.3 应计算在设计基准事故和设计扩展工况下的可燃气体产生量。计算时应对各种可能的气体产生机理的不确定因素留有足够的裕量。对于堆芯熔化的设计扩展工况, 氢气产生的不确定性来自一些现象, 如高温下损毁堆芯的部分淹没、堆芯恶化的后期阶段熔融堆芯向压力容器下封头残余水中的滑落, 以及堆芯熔融物和混凝土之间的长期相互作用。

4.7.1.4 应评价气体燃烧对安全壳和事故缓解系统的可能影响。应尽可能地预防或者限制这些影响, 若这些影响不可能被缓解, 应实际消除燃烧发生的工况。

#### 4.7.2 堆芯熔化的设计扩展工况下可燃气体的威胁

4.7.2.1 可燃气体对安全壳的威胁与采用的反应堆技术和设计直接相关, 但这种威胁通常来自于大量不可凝结气体产生导致的高压和热载荷, 以及可燃气体的不同形式的燃烧。应在设计中考虑这些因素, 并对安全壳和事故缓解系统的影响进行评价。

4.7.2.2 尽管可以证明混合气体无法达到可燃条件(如氢气浓度低、蒸汽浓度高或氧气浓度低等), 但由于不可凝结气体导致的超压风险仍然存在。对于惰化安全壳, 正常功率运行期间由于惰性气体的存在和低的氧气含量低, 氢气燃烧的可能性低, 因此其主要威胁来自不可凝气体大量产生而导致的快速超压。

4.7.2.3 应评价整体和局部燃烧效应(静压载荷、动压载荷和热

载荷)对安全壳和用于堆芯熔化的设计扩展工况的安全设施的影响。

4.7.2.4 用于控制可燃气体的各种设计手段,其性能和效率设计的总体方法,应以限制气体浓度为基础,同时考虑下列建议:

(1)当达到可燃条件(如干空气中氢气体积浓度大于4%)时,应假设氢气燃烧;

(2)未达到火焰加速现象和高动态压力载荷的条件时,应采用氢气慢燃状态下绝热等容完全燃烧压力曲线来计算确定整体和局部的压力边界载荷;

(3)在可能积聚氢气的区域,应尽可能防止导致燃爆转变的火焰加速现象。对于可能达到这种条件的区域,应开展详细的分析和计算,证明燃爆转变或快燃不会对安全壳和/或有关系统的结构完整性造成威胁;

(4)为达到安全壳内的安全状态,消除可燃气体的设施的性能和效率,应设计成将此类气体在安全壳内自由体积中的平均浓度降低至燃烧限值之下。

4.7.2.5 计算和分析应包括气体生成、气体产生的时间历程和气体浓度分布,以评价各种燃烧状态(慢速扩散燃烧、有火焰加速的快燃或燃爆转变)发生的可能性。

4.7.2.6 应在安全壳热量排出系统的运行中明确并考虑蒸汽浓度降低时氢气燃烧的威胁。

4.7.2.7 在评价氢气燃烧危害时,应考虑从安全壳内泄漏和释放的可燃气体。

### 4.7.3 防止和缓解氢气燃烧对安全壳完整性威胁的措施

#### 4.7.3.1 总的要求

4.7.3.1.1 应采取措施（材料的选择、安全壳内的自由空间、消氢、均匀化和排气等）使氢气产生量最小和减缓氢气燃烧风险，并实际消除可能对安全壳完整性构成威胁的燃烧方式。

4.7.3.1.2 如果限制和消除氢气的措施是必需的，在堆芯熔化的设计扩展工况下限制氢气浓度的措施，应独立于缓解设计基准事故的措施。这些措施的性能和效率应确保满足氢气浓度限值的要求。此外，这些措施的性能和布置，应使安全壳完整性和密封性保持在安全论证中考虑的限值以内（见表 4 或表 5）。

#### 4.7.3.2 消氢

4.7.3.2.1 应提供足够数量的非能动设施（如非能动氢气复合器）和/或能动设施（如氢气点火器）来消除氢气。这些非能动和能动的消氢设施，应根据消氢效果在安全壳内适当地布置（如在释放位置附近、安全壳隔室、穹顶区域，以及大空间内不同高度之间对流的流动路径）以降低可燃气体的浓度。

4.7.3.2.2 应在充分、详细地分析可燃气体分布的基础上，确定非能动氢气复合器或氢气点火器的数量和位置。

4.7.3.2.3 应采取布置措施防止热负荷（来自燃烧火焰或来自非能动氢气复合器排出的热气体）损坏安全壳金属衬里（或安全壳钢壳）、安全壳贯穿件，以及缓解和监测堆芯熔化事故所必需的任何部件和电缆。

4.7.3.2.4 如果氢气浓度在长时间内缓慢升高,可考虑手动启动能动消氢设施。在这种情况下,假定这些能动设施可获得厂外电源支持。

#### 4.7.3.3 均匀化

4.7.3.3.1 安全壳设计应包括能动设施(如喷淋和用于可燃气体混合的搅混风机)或有促进自然搅混机理的效果,同时确保安全壳隔间有足够的开口并尽可能防止死区,提高隔间内和隔间之间的安全壳大气均匀混合。

4.7.3.3.2 应通过分析证明不会发生不可控的局部燃烧,否则,安全系统和部件应能够承受局部燃烧对其产生的影响。

#### 4.7.3.4 惰化

4.7.3.4.1 避免氢气燃烧的另一种方法是在反应堆运行期间使安全壳大气惰化(通常用氮气)。该方法主要适用于小型安全壳。

4.7.3.4.2 应采取以下措施防止氧气进入惰化的安全壳大气:保持安全壳内正压、限制降压或提供额外的氮气供应。

### 4.8 安全壳的机械设施

#### 4.8.1 概述

4.8.1.1 安全壳的机械设施包括最外层屏障的机械部件和该屏障延伸部分的机械部件(即管道、阀门、风道和贯穿件)。这些设施和安全壳构筑物一起构成安全壳壳体。

4.8.1.2 安全壳机械设施及其延伸部分的密封标准应与设计基准事故放射性后果分析中采用的假设一致。

#### 4.8.2 管道和风道系统的安全壳隔离设施

4.8.2.1 在不属于封闭环路<sup>5</sup>一部分的，并且（1）在正常运行期间或事故工况下直接与反应堆冷却剂连通的，或（2）在正常运行期间或事故工况下直接与安全壳大气连通的每根贯穿安全壳的管线上，应设置两个串联的隔离阀。每个隔离阀应是常关阀或自动阀。对于直接与反应堆冷却剂或安全壳大气连通的管线，应在安全壳内侧和外侧分别设置一个阀门。在特殊情况下，如果安全壳构筑物内侧（或外侧）的两个阀门能够提供相当的屏障（即能够符合所有的设计要求），也是可接受的。每个阀门应能可靠并独立地操作。隔离阀应安装得尽可能地靠近安全壳结构边界。

4.8.2.2 对于在安全壳内侧或外侧闭合的封闭环路，应至少在安全壳的每个贯穿件外侧设置一个隔离阀。该隔离阀应是一个自动隔离阀、一个常关阀、或是一个远距离操作阀<sup>6</sup>。当要求将封闭环路的失效看作一个假设始发事件或一个假设始发事件导致的后果时，则4.8.2.1适用于封闭环路的每一安全壳贯穿管线。

4.8.2.3 对于在安全壳内侧和外侧均为闭合的封闭环路，应至少在安全壳的每个贯穿件的外侧设置一个隔离阀。该隔离阀应是一个自动隔离阀、一个常关阀、或一个远距离操作阀。这些阀门位于安全壳外侧，并尽可能接近安全壳。

---

5 封闭环路是贯穿安全壳壳体的管道或风道系统，设计时应能使该系统在运行状态和事故工况下在安全壳内侧或外侧，或者在安全壳内侧和外侧形成一个封闭的回路。

6 自动阀门是指能由保护系统信号或其他仪表和控制线路触发而不需要操纵员操作的阀门或风门。由工艺介质自身驱动的阀门（如某些类型的逆止阀），也可看作自动阀。常关阀是指除为特殊目的（如监测、试验或取样）而间歇开启外，在严格的行政管理下（如被锁关或被持续监测以表明该阀是处于关闭位置）处于关闭状态的阀门。远距离操作阀门是指能由运行人员从控制室以及在某些情况下也可从辅助控制点操作的阀门或风门。

4.8.2.4 对于贯穿安全壳的具有盲端的仪表小管线应在安全壳外侧至少设置一个隔离阀。

4.8.2.5 对于在安全壳内侧和外侧均为封闭的（即不与大气连通），并在设计上考虑了能够承受安全壳系统的假设始发事件的那些仪表管线，可以不设安全壳隔离阀。装有这些管线的房间应安装过滤-通风系统以维持负压。这些房间和其中的设备应设计成能够承受由于这些管线可能的泄漏而导致较高的温度和湿度。

4.8.2.6 在事故工况下自动隔离安全壳的需求，不应妨碍缓解这些事故所必需的系统实现其预期的功能。如果安全壳内的隔离通过逆止阀实现，不应采用两个串联的逆止阀作为安全壳隔离设施。

4.8.2.7 对于贯穿安全壳的封闭系统以及在事故工况下可能由于安全壳内大气温度上升而导致超压的隔离管段，应提供超压保护。

4.8.2.8 安全壳壳体延伸部分的设计和建造应至少达到安全壳屏障自身的性能水平。

4.8.2.9 对于具体的运行状况（如安全壳打开工况，或禁止安全壳自动隔离工况），应评估安全风险，并在必要时执行临时措施，确保及时完成安全壳隔离功能。

4.8.2.10 以下系统的安全壳隔离设施应特殊考虑，这些设施可能会造成安全壳的旁路：

（1）在事故工况下可将放射性物质输送到安全壳之外的系统（如堆芯或安全壳的排热系统）；

（2）在事故工况下能够将气载放射性物质从安全壳大气输送到

安全壳之外的系统（即一些设计中设置的用来搅混安全壳内大气，防止氢气燃烧的系统）；

（3）一旦发生泄漏，可能会导致高放射性液体释放到安全壳外的安全重要系统（在安全壳内）的支持系统（如某些设计中的设备冷却水系统、安全壳地坑净化系统或取样系统）。

4.8.2.11 正常运行时与一回路连通的系统（如一回路净化系统或一些设计中的化学与容积控制系统）和与安全壳大气连通的系统，如果对安全不是必需的，事故工况下应自动隔离。

### 4.8.3 隔离阀

4.8.3.1 为实现限制放射性物质释放到安全壳外的目的，隔离装置应设计成具有要求的密封性和关闭时间。在确定密封性和关闭时间时，应考虑潜在的放射性物质释放量。在为阀门选择是采用电动还是气动的驱动机构时，应考虑即使失去动力源阀门到达安全位置和阀门关闭时间的要求。为了保证隔离装置正确地执行其功能并且有严格的密封性能，可能还需要限制阀门或风门（特别是用于大型贯穿件）的关闭速度。

4.8.3.2.应采取设计措施（如接管和仪表试验管线），以便可以对每个安全壳隔离阀做泄漏试验。任何例外都应充分证明其适当性。

### 4.8.4 贯穿件

#### 4.8.4.1 总体要求

4.8.4.1.1 安全壳贯穿件应设计成至少能够承受与作用在安全壳构筑物上相当的载荷和载荷组合，以及由于管道位移或事故载荷所产生的作用力。

4.8.4.1.2 安全壳贯穿件应具有可达性，在密封性试验中能够探测单个贯穿件的泄漏。

#### 4.8.4.2 管道贯穿件

包括安全壳隔离阀在内的管道贯穿件的机械设计，应考虑来自管道系统的载荷和安全壳的载荷。应对复杂设施（如金属波纹管）给予特别的关注。对于这类安全壳贯穿方案，应采取措施（如接管或双层密封）以允许对这类管道贯穿件单独进行密封性试验。

#### 4.8.4.3 电气贯穿件

4.8.4.3.1 穿过安全壳的动力电缆、仪表控制电缆和通信电缆的贯穿件，应是密封的。可采用以下方式确保这些贯穿件的密封性：

（1）承压玻璃贯穿件。承压玻璃由嵌入到安全壳法兰连结的加压玻璃盘内的螺柱组成。电缆连接到玻璃盘两侧的螺栓上，并提供电力连通。玻璃保证了螺栓之间的电气绝缘，同时起到密封材料的作用。这种设计应具有法兰的双面密封，保证装配的密封性。这些贯穿件应是可移动的，并应在设计压力下能够单独做密封性试验；

（2）加压并持续监测其压力的贯穿件。对于加压贯穿件，通过压力表可以连续地监测密封性；

（3）注入密封剂贯穿件。整体泄漏试验中，这类贯穿件应可做泄漏试验。

4.8.4.3.2 电气贯穿件的设计，应允许对每一个贯穿件进行单独试验。

4.8.4.3.3 电气贯穿件应具有与反应堆安全壳壳体一样的耐火极限要求。在选择电气贯穿件材料时，应考虑电气电缆产生的热量，

采用的材料应是绝热且不可燃的；采用密封剂注入的贯穿件，应至少是阻燃的。

#### 4.8.5 人员闸门和设备闸门

4.8.5.1 用于人员或小型设备进出安全壳的贯穿件，应采用相互联锁的双道气密闸门，保证在反应堆运行期间和事故工况下至少有一道闸门处于密闭状态。另外，应设计成可以在核动力厂运行状态中防止对工作人员的任何不适当的辐射照射。

4.8.5.2 双道气密闸门的设计，应采用与安全壳承载能力设计相当的核动力厂条件。外气密闸门不需要考虑局部瞬态效应（如暴露于氢气燃烧产生的开放式火焰）。

4.8.5.3 双道气密闸门之间的腔室，其大小应能够允许必要的维修设备和足够数量人员的通过，从而避免在核动力厂停堆和维修期间过于频繁地打开气密闸门。

4.8.5.4 气密闸门应采用承压密封设计。对于每道气密闸门都应提供双层密封，对于两道气密闸门以及两层密封之间的空隙应有密封性试验的要求。若采用膨胀密封，应提供低压报警。

4.8.5.5 设备闸门是安全壳构筑物中常关的大型开口设备。设备闸门的密封性通过柔软的弹性体密封来保证。在设备闸门设计中应考虑由压力和温度效应引起的载荷和变形。即使不在安全停堆状态，在某种安全风险足够低的反应堆状态下，为了运送大型部件，也可能需要打开设备闸门。仅在制定了迅速关闭设备闸门措施的情况下安全壳才能允许打开，这与针对核动力厂状态的设计基准中考虑的事故动力学相符合。

4.8.5.6 安全壳开口（贯穿件、人员闸门和设备闸门）通常应是关闭的。如果由于运行的需要，并且开口能够迅速可靠地关闭，满足相应事故工况的验收准则，可以允许例外。应详细规定设备闸门允许开启的条件，并在开启设备闸门前得到满足。应适当安装指示安全壳开启状态的设施。

## 4.9 材料

### 4.9.1 混凝土

4.9.1.1 混凝土应具有与其用途相匹配的质量和性能特征（强度和孔隙度）。用于安全壳构筑物的混凝土应具有与安全壳的安全功能相符的质量，设计方面的考虑取决于安全壳方案。预应力钢筋混凝土安全壳通常能同时保证强度和密封性；钢筋混凝土安全壳构筑物通常仅能保证强度，而其金属衬里保证密封性。

4.9.1.2 应考虑混凝土承受事故工况产生的载荷（压力载荷和热载荷）和环境条件（热、潮湿和辐射）的设计能力。这将导致对混凝土的强度和密封性方面提出严格的技术要求。

4.9.1.3 混凝土技术要求还应包括采取措施以保证避免由于材料的薄弱因素（如氯化物腐蚀、碱-混凝土聚集体反应和延迟钙矾石形成）可能导致的老化效应。

4.9.1.4 所有电气贯穿件、大型贯穿件（如设备闸门）以及与底板的接合处，应采用具有适当刚性、热膨胀性能和抗压强度的混凝土。

4.9.1.5 在未采用金属衬里密封的预应力安全壳中，即使在事故

工况下混凝土也应保持预应力状态。应采用能长期限制徐变或收缩以及孔隙度低的混凝土材料。应充分评价并在设计中考虑在核动力厂全寿期内安全壳预应力钢束可能的预应力损失。

4.9.1.6 套管与混凝土的结合面设计中，应注意避免存在经由结合面的直接泄漏途径，以便将泄漏减到最小。

4.9.1.7 在设计和建造过程中，应采取措施防止裂纹的扩展或高泄漏区的形成。

4.9.1.8 在设计和选择混凝土类型时，应评价老化效应，并制定监测老化效应随时间变化的管理程序。

#### 4.9.2 金属材料

4.9.2.1 包括焊材在内的、用于安全壳及其有关系统的金属材料，应采用高的质量，并经过鉴定和认证的、符合国家安全标准的材料。

4.9.2.2 在选择金属材料时，应考虑如下因素：

- (1) 热载荷和机械载荷；
- (2) 相互的化学作用，包括与安全壳喷淋系统中添加的化学药品之间的相互作用；
- (3) 老化效应的敏感性；
- (4) 抗脆性破裂；
- (5) 耐腐蚀。

4.9.2.3 在安全壳内不应采用与水或蒸汽接触后可能产生氢气的金属材料，如锌和铝。如果设计中这些材料是不可缺少的，则应限制其使用量并分析产生氢气的影响。

### 4.9.3 软密封材料

4.9.3.1 软密封材料通常在安全壳的多种应用中使用，如风门的密封、气密闸门的膨胀密封和非金属密封圈等。尽管在正常情况下这些材料有利于安全壳的高密封性，但应适当地论证其在事故工况下的特性。软密封材料的潜在破坏效应包括高温和辐射照射导致的脆化和破裂、潮湿和蒸汽导致的分解，以及温度波动导致的膨胀和收缩。对于这些材料，应特别考虑其保护措施，避免氢气燃烧和/或放射性气溶胶聚积的直接影响。在极端情况下，这种材料可能会劣化至机械特性发生改变的程度。

4.9.3.2 应评价软密封材料的预期寿命和影响其性能的老化机理，并确定适当的更换时间间隔。密封部件应设计成便于检查和更换。

### 4.9.4 覆盖、填充、保温和涂层材料

4.9.4.1 覆盖、填充、保温和涂层材料一旦劣化不应危及任何安全功能。其安装和固定方式应能防止松脱，避免对滤网和阀门造成堵塞。

4.9.4.2 应适当地选择和设计安全壳内管道和箱体的保温材料，实现如下目的：

- (1) 尽量减少聚积在安全壳底板上和堵塞地坑滤网或损坏再循环泵的碎片产生；
- (2) 易于去污（如果必要）；
- (3) 避免引起火灾危险；

(4) 尽量减少在核动力厂启动阶段受到加热而导致的有毒气体的释放量。

4.9.4.3 应评价高能管道破裂时产生并迁移至地坑的碎片量，并根据评价结果确定滤网的表面积，以免影响缓解事故后果所需泵的正常运行。

4.9.4.4 考虑到可能堵塞滤网或过滤器的碎片类型和数量存在较大的不确定性，可安装清洁滤网的系统。

4.9.4.5 如果采用有机衬里以提高安全壳的密封性，则应选择具有良好的粘附性和低的空气（气体）渗透性的有机衬里，并能承受热载荷和压力载荷，以及安全壳内的环境条件，而不会失去其安全功能（例如有机材料应具有良好的限制裂纹的能力，并能抵抗热老化后的起泡）。应对这些有机衬里的老化效应进行管理，包括维护和监督。

4.9.4.6 应选择不会造成火灾危险和安全壳地坑堵塞的油漆和涂层材料。

4.9.4.7 在选择油漆和涂层材料时，应考虑其在地坑内溶液的溶解对碘挥发性的影响。

4.9.4.8 应评价影响覆盖、填充、保温和涂层材料的老化机理，并确定适当的更换时间间隔。

## 4.10 仪器仪表

### 4.10.1 总的要求

4.10.1.1 应提供足够的仪器仪表，实现以下用途或目的：

- (1) 监测安全壳的稳定性;
- (2) 探测正常运行的偏差;
- (3) 定期试验;
- (4) 监测有关系统的可用性;
- (5) 为自动运行系统提供触发信号;
- (6) 事故后监测。

4.10.1.2 仪器仪表的不同用途可能导致为不同防御层次测量相同参数。应考虑为不同的目的或用途共用传感器的后果，以便在不同的纵深防御层次之间保持足够的独立性。应尽可能实施以下建议：

(1) 用于自动触发核动力厂系统运行和事故监测的传感器，应单独设置；

(2) 反应堆紧急停堆或自动触发安全系统运行的传感器应单独设置，并为其备用系统提供单独的传感器，以加强对堆芯熔化事故的预防；

(3) 应提供不同且专用的传感器，缓解堆芯熔化事故。

4.10.1.3 仪器仪表应经过运行前和/或运行期间的地震载荷和环境条件的鉴定。

4.10.1.4 设备鉴定试验的顺序应符合经验证的良好国际实践。

#### 4.10.2 监测安全壳的稳定性

4.10.2.1 在安全壳的全寿期内，应监测安全壳结构或安全壳壳体的变形（切向的、垂向的或径向的）或位移（如监测构筑物的沉降和不均匀沉降）。

4.10.2.2 对于预应力混凝土壳体，应提供探测预应力丧失的手段。还应测量混凝土结构不连续处的温度，协助分析打压试验结果。必要时，应确定混凝土的弹性模量和泊松比。

4.10.2.3 应记录监测安全壳稳定性和变形随时间变化的测量结果以显示趋势。

4.10.2.4 应在适当的位置（例如在安全壳底板和适当的楼板上）设置地震相关的测量仪表。

### 4.10.3 偏离正常运行的探测

#### 4.10.3.1 总的要求

4.10.3.1.1 应在安全壳内设置用于早期发现安全壳偏离正常运行的适当仪表，包括：

- (1) 放射性物质的泄漏；
- (2) 异常辐射水平；
- (3) 高能泄漏；
- (4) 一回路冷却剂的泄漏；
- (5) 火灾；
- (6) 部件失效。

4.10.3.1.2 对于检测扩展中的偏离情况的仪表，应通过适当的分析方法来估算其灵敏度和测量范围。

4.10.3.1.3 可通过单独的仪表或仪表的组合提供信息，充分探测不同的异常情况。

#### 4.10.3.2 安全壳大气的温度

4.10.3.2.1 监测安全壳大气的温度是有必要的，以便检查其是否在正常运行规定的范围之内，如下所示：

(1) 应安装足够数量的温度传感器，测量安全壳大气的温度；

(2) 测量安全壳空气冷却器的流体温度，可用于估算安全壳大气的温度。

4.10.3.2.2 应记录安全壳大气温度的测量结果，显示其变化趋势。

#### 4.10.3.3 安全壳压力

4.10.3.3.1 应建立安全壳压力的监测手段，检查安全壳压力是否在正常运行规定的范围之内（气动阀的操作、安全壳温度变化、压缩空气或氮气等流体泄漏可能导致压力的微小变化）。

4.10.3.3.2 对于二次包容壳或双层安全壳，应建立二次包容壳或环廊<sup>7</sup>内的压力监测，检查压力是否在正常运行规定的范围之内（应保持较小的负压）。

4.10.3.3.3 应记录安全壳压力的测量结果，显示其变化趋势。

#### 4.10.3.4 安全壳大气的气体成分

在可能出现高浓度可燃气体的位置，应监测安全壳大气的成分。

#### 4.10.3.5 不同位置的湿度

4.10.3.5.1 湿度是在运行状态下探测一回路泄漏的一个非常重要的因素。以下参数可用作测量湿度的基础：

(1) 安全壳大气的露点温度；

---

<sup>7</sup> “环廊”表示安全壳两壁之间的自由空间。

(2) 传感器的阻抗或电阻等电气参数;

(3) 安全壳空气冷却器中冷凝液的流量。

4.10.3.5.2 应记录测量结果以显示其变化趋势。

4.10.3.6 贮水箱和疏水地坑的水位

应在每个安全系统的贮水箱和疏水地坑, 以及每个空气冷却器冷凝液收集器中配备液位指示器。

4.10.3.7 辐射水平和放射性测量

4.10.3.7.1 应测量安全壳内不同位置的辐射水平, 以便对工作人员进行辐射防护, 并尽早发现任何异常情况。

4.10.3.7.2 作为一回路泄漏探测的补充手段, 应测量安全壳大气和水(贮水箱和疏水地坑)中的放射性水平。

4.10.3.8 可见的异常情况

4.10.3.8.1 在安全壳内预计会出现泄漏或其他故障和/或人员难以接近的场所(如反应堆冷却剂泵、设备闸门、人员闸门、反应堆水池), 应安装视频监测系统以探测异常情况。

4.10.3.8.2 应配置可移动的摄像机, 以便在需要时使用。

4.10.3.9 噪声和振动

应考虑利用对发自安全壳的噪声信号的测量和分析来检测异常情况(如采用频谱法和傅里叶转换法对噪声信号进行分析)。

4.10.3.10 火灾

应在有火灾危险的每个隔间内安装探测烟雾和/或火焰的探测器作为早期探测可能发生火灾的附加手段。

#### 4.10.4 安全壳泄漏率定期试验

为进行泄漏率定期试验，应在安全壳内布置适当的监测仪表。应把温度、压力、湿度和流量的测量值结合起来，用于定期计算安全壳大气的质量和估算泄漏率。对于钢制安全壳，还应测量钢板的温度。

#### 4.10.5 监测系统的可用性

4.10.5.1 应采用适当的仪表监测用于质能释放与控制、可燃气体控制，以及放射性释放控制的系统的可用性。

4.10.5.2 系统的可用性可通过以下方法进行确认或验证：

(1) 在主控室内连续监测和显示主要的安全重要参数（推荐对关键安全参数进行集成监测）。

(2) 执行要求的定期试验和检查；

(3) 用于质能释放与控制的系统，监测阀位、运行中部件的状态和流量；

(4) 用于放射性物质控制系统，监测隔离阀的阀位、人员闸门的状态、膨胀气密闸门的密封压力和系统运行所需水箱的液位。

#### 4.10.6 系统自动运行的触发

4.10.6.1 在发生质能或放射性物质大量释放到安全壳内的事故时，需要获得不同种类的信息，确保对释放到安全壳内的质能、放射性物质和可燃气体进行完全的、有效的控制。控制过程应当自动触发或者在时间足够的情况下由操纵员启动。

4.10.6.2 各种参数的监测信息应能证明安全壳内发生了大规模

质能的释放或大量放射性物质的释放。基于反应堆技术或设计，以下因素可能是相关的：

- (1) 安全壳内的压力高；
- (2) 安全壳内的放射性水平高；
- (3) 反应堆冷却剂系统的压力低；
- (4) 反应堆冷却剂系统的过冷度小；
- (5) 反应堆压力容器内的水位低。

4.10.6.3 除了那些要求对安全壳内质能释放、可燃气体和放射性物质进行全面有效控制事故外，有些事件可能仅需单独隔离受影响的管线，以限制放射性物质从安全壳向环境的释放。隔离装置的触发条件应根据适当的参数值来确定，如：

- (1) 剂量率和气载放射性污染物的浓度水平；
- (2) 受影响系统的压力变化；
- (3) 受影响系统的温度变化；
- (4) 受影响系统的水位。

#### 4.10.7 事故期间和事故后的监测

4.10.7.1 为确定发生事故时核动力厂的状态和管理事故，主控室和应急响应设施应提供适当的仪表显示和记录，以允许操纵员对状况进行诊断，并执行应急运行规程或严重事故管理指南中要求的动作。这类仪表提供的信息应包括以下方面：

- (1) 安全壳内的状态条件和气体组份（安全壳压力、温度、剂量率水平、气载放射性物质浓度，相关的蒸汽、氧气或氢气的浓度）。

(2) 核实要求的安全动作是否正在执行，显示要求的安全系统和用于设计扩展工况的安全设施的运行状态的工艺参数（如系统的流量、贮水箱和地坑的液位，以及运行压力）。

(3) 表征安全壳密封性可能劣化或丧失的工艺参数（例如安全壳隔离阀的阀位、通道和闸门的状态、安全壳压力和周围构筑物内气溶胶活度）。

(4) 应急运行规程或严重事故管理指南中明确的措施，执行操作所用的工艺参数（控制压力并保持安全壳内状态低于规定限值的工艺参数）。

(5) 快速评价放射性后果和辅助确定保护公众的长期行动（场外应急措施）的信息。用于评价放射性后果的仪表可能包括以下方面：

- 安全壳内、外围构筑物内气溶胶活度和剂量率的监测仪表；
- 监测安全壳地坑水状况的传感器（如温度和 pH 值）；
- 烟囱和安全壳通风管道中惰性气体、放射性碘和气溶胶的放射性监测仪表；
- 安全壳排气阀门的阀位指示器。

(6) 应设置专用仪表，以便在万一发生堆芯熔化事故时允许主控室人员采取维持安全壳完整性的长期措施。这类仪表应提供以下工艺参数的信息：

- 启动反应堆冷却剂系统快速降压（堆芯熔化前）和确认卸压阀处于开启位置的参数；
- 确认反应堆堆腔淹没（压力容器内堆芯熔融物滞留策略）或

压力容器外滞留构筑物淹没（压力容器外堆芯熔融物滞留策略）的参数；

- 定位熔融堆芯的参数（用于压力容器外熔融物滞留策略）；
- 启动和确认安全壳喷淋系统运行的参数；
- 启动和确认安全壳热量导出系统运行的参数；
- 启动安全壳排气系统或措施的参数（如果相关）；
- 控制氢气风险的参数。

4.10.7.2 安全壳内应设置监测或取样的系统，以评估可燃气体爆炸的风险。系统的设计应考虑以下因素：

- （1）可燃气体的可能来源，如包壳材料与水之间的相互作用，或熔融堆芯与混凝土之间的相互作用，或辐照分解；
- （2）是否存在氧气和惰性气体；
- （3）是否存在稀有气体和气溶胶；
- （4）设置的消氢装置，以及装置的类型（非能动或能动）；
- （5）充分搅混安全壳大气以避免氢气局部积聚。

4.10.7.3 可通过直接的气体浓度测量或取样实现监测。另一种可能的替代方式是通过测量温度评价复合器的复合活性。

4.10.7.4 应制定措施在适当位置对安全壳大气和地坑水进行取样。所采用的取样装置应经过预计的安全壳工况条件的鉴定，安装应避免一旦装置破裂时导致安全壳旁路。取样装置的设计，应保证对操纵员的辐射照射不会超过职业照射剂量限值。

4.10.7.5 把放射性物质输送至安全壳外的监测或取样管线应视

为安全壳的延伸部分，因此应满足与安全壳结构自身相类似的结构完整性和密封性要求。

## 5 试验和检查

### 5.1 概述

为证明安全壳及其有关系统符合设计和安全的要求，应根据经验证的规范和标准，在建造、调试和运行期间进行试验和检查，并考虑增强的建议。

### 5.2 建造期间的检查

5.2.1 应在建造的不同阶段进行检查，确保符合设计和建造的标准规范。应跟踪和报告缺陷、偏离和不符合项。建造期间应对构筑物、系统和部件进行检查，典型的区域或物项包括：

- (1) 竖向钢束锚固区；
- (2) 底板钢筋安装和混凝土浇筑工作；
- (3) 水平预应力钢束锚固区；
- (4) 预应力钢束管道布置；
- (5) 金属衬里；
- (6) 大型孔洞周围的钢筋布置。

5.2.2 应由具有资质的工作人员开展建造和检查工作。

### 5.3 调试试验

5.3.1 应在反应堆首次临界前进行安全壳及其有关系统的调试

试验，证明安全壳的结构完整性，并确定安全壳的泄漏率和确认系统和设备的性能。

### 5.3.2 结构完整性试验<sup>8</sup>

5.3.2.1 应进行压力试验，证明安全壳及其有关系统以及承压边界的结构完整性。

5.3.2.2 应在规定压力下进行压力试验，该规定压力至少是设计压力，并考虑所用材料的适用标准。压力试验的温度应高于金属材料韧脆转变温度。

### 5.3.3 安全壳的整体泄漏率试验

5.3.3.1 应进行整体泄漏率试验，证明安全壳泄漏率不超过规定的最大泄漏率。该试验应在安全壳部件处于胜任事故工况的代表性状态下（在可行范围内）进行，证明在这种状态下不会超过规定的泄漏率限值。

5.3.3.2 为了给后续的在役泄漏试验建立参考点，调试期间的泄漏率试验压力应与在役泄漏试验所选压力一致，并满足以下要求：

（1）若在役试验在低于设计压力的某个压力下进行，则应在在役泄漏试验压力 and 设计压力之间选定一组试验压力，在该组压力下执行调试期间泄漏率试验。

（2）若在役试验在设计压力下进行，则调试期间的泄漏率试验也应在此压力下进行。

### 5.3.3.3 为了可靠的验证泄漏率，选择试验压力时应考虑安全分

---

<sup>8</sup> 安全壳结构完整性试验，在有些标准规范中也叫“安全壳结构强度试验”或“安全壳结构整体性试验”。

析报告中对核动力厂全寿期内整个压力范围假定的安全壳泄漏率验证的需要。有两种验证方法，如下所示：

(1) 绝对法：可通过测量压力或干空气质量随时间而降低的函数关系来验证泄漏率。采用这一方法时，应连续测量安全壳大气的温度和压力、外部大气的温度和压力以及安全壳大气的湿度，并将这些作为评定中需要考虑的参数。应采取措施以保证安全壳大气的温度和湿度均匀分布。

(2) 参考容器法：参考容器法根据安全壳大气和参考容器大气之间的压差确定空气质量。压差由压力计确定，其中一端向加压安全壳开放，而另一端连接至安全壳中放置的管道密封加压系统。假设参考容器温度和安全壳温度相等。

5.3.3.4 在设计中应考虑调试和定期试验的需要，且应能鉴别在试验期间可能损坏的所有部件。设计中应包括使安全壳升压和降压的必要方法和用于试验的适当仪表。

5.3.3.5 为确定安全壳内不同区域中有代表性的大气状态，应永久地或根据需要临时在安全壳内适当的位置设置仪表。

5.3.3.6 对于双层安全壳，确定从安全壳向壳外的直接泄漏率<sup>9</sup>的一种方法是通过计算以下两项的差异：

(1) 由内层安全壳的泄漏试验确定的从内层安全壳的总泄漏率（包括由内层安全壳向环形空间的泄漏和从内层安全壳向外部大气的泄漏）；

---

<sup>9</sup> 指泄漏的水或气体不能在内层和外层安全壳壳体之间的环形空间内予以收集。

(2) 环形空间的通风停止后得到的从内层安全壳向环形空间的泄漏率(通常采用泄漏试验期间环形空间的抽气量减去正常运行条件下环形空间抽风量的计算方法确定)。

#### 5.3.4 隔离装置、闸门和贯穿件等部位的局部泄漏率试验

5.3.4.1 应进行局部泄漏率试验,建立每个隔离装置、闸门和贯穿件的泄漏率测量的基准。下列部件是安全壳壳体最为敏感的部分,应对其给予特别关注:

(1) 各系统中向安全壳大气开口的隔离装置。

(2) 贯穿安全壳的流体系统管道的隔离装置。

(3) 人员进出、设备吊运、燃料转运的闸门,包括:

— 人员闸门;

— 设备闸门;

— 燃料转运通道。

(4) 有弹性密封或充气密封件和膨胀波纹管的贯穿件,包括:

— 用螺栓封闭的备用贯穿件;

— 带弹性密封的电缆贯穿件;

— 用柔性膨胀波纹管与安全壳连接的管道贯穿件。

5.3.4.2 设计应允许对隔离装置、闸门、贯穿件和安全壳延伸部分开展泄漏率试验。

5.3.4.3 设计上应提供可达贯穿件的通道以及设置必要的连接和隔离阀,以便于开展局部试验。

5.3.4.4 为了在测量泄漏率时达到更高的精度以及提高对阀门泄漏的探测能力，设计应具有对单个阀门进行试验的能力。

### 5.3.5 安全壳内设备和布线的功能试验

5.3.5.1 应进行试验以验证有关系统的性能满足设计规范的要求，除非试验对安全有不利的影晌。

5.3.5.2 应对与安全壳有关系统的所有电缆布线进行试验，证明与设计没有偏差且所有的连接与设计一致。

## 5.4 在役试验与检查

### 5.4.1 总的要求

5.4.1.1 为了证明安全壳有关系统在核动力厂全寿期内始终满足设计和安全的要求，应定期进行整体泄漏率和局部泄漏率的在役试验与检查。

5.4.1.2 应规定在役试验的试验方法和时间间隔，其中应体现所关注物项的安全重要性。在设计试验方法和确定试验频率时，应考虑安全壳系统的性能和必要的可靠性水平。

5.4.1.3 应为调试阶段和在役期间的压力和密封性试验提供适当的设施，并在结构设计中考虑相应的载荷。

### 5.4.2 结构完整性试验<sup>10</sup>

应通过定期的结构完整性试验来证明安全壳结构能始终执行其预定的设计功能，试验压力应与调试试验的压力以及适用的设计规范中要求的压力相同。在设计中，应关注由试验施加的附加应力，

---

<sup>10</sup> 本节内容主要针对预应力混凝土安全壳，钢安全壳应参照相关规范标准。

并且确定试验压力时应防止试验时对安全壳产生过高的应力。在结构完整性试验期间均应进行密封性试验。对于配有不灌浆钢筋的预应力混凝土安全壳，可用监测预应力束的方法来代替压力试验，此时密封性试验仍然是需要的。

#### 5.4.3 安全壳的整体泄漏率试验

5.4.3.1 设计应提供定期进行在役泄漏率试验的能力，以证明在核动力厂全寿期内能维持在安全分析中假定的泄漏率以内。在役泄漏率试验可以在下述任一种压力条件下进行：

(1) 某一压力，根据该压力下所测得的泄漏率可以足够精确的外推到安全分析中考虑的事故工况下压力时的泄漏率；

(2) 安全壳设计压力。

5.4.3.2 还有一些方法可用来对核动力厂运行期间安全壳整体泄漏率进行连续评价以获得事故工况下安全壳泄漏率的大致指示。这些方法通常基于核动力厂正常运行期间安全壳内的压力变化或质量平衡。在某些情况下，通过采用这种连续监测方法和停堆换料期间大量的局部泄漏率试验，可以适当降低整体泄漏率试验的频率。

#### 5.4.4 目视检查

5.4.4.1 目视检查对于老化效应的监测和检测、裂缝的探测和变化监测都很重要，且可以验证结构监测的结果和仪表。

5.4.4.2 若技术上可行，应采取措施对安全壳构筑物（包括预应力钢筋混凝土安全壳的钢束）、贯穿件和隔离装置进行完整的目视检查。

5.4.4.3 对安全壳壳体的目视检查应与相关的试验协同进行。应

采用通过专门的、针对裂缝的类型、大小和/或其他对泄漏和结构完整性而言重要的缺陷检测鉴定的目视检查技术。