

附件

核安全导则 HAD 102/08-2020

核动力厂反应堆冷却剂系统 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

核动力厂反应堆冷却剂系统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

1 引言	8
1.1 目的	8
1.2 范围	8
2 反应堆冷却剂系统及其有关系统的范围	9
2.1 概述	9
2.2 反应堆冷却剂系统	9
2.3 停堆工况下排出热量的系统	10
2.4 运行状态下控制反应堆冷却剂装量的系统	10
2.5 运行状态下控制堆芯反应性的系统	10
2.6 事故工况下冷却堆芯和排出余热的系统	10
2.7 事故工况下控制堆芯反应性的系统	11
2.8 所有核动力厂状态下的最终热阱和余热传输系统	11
3 反应堆冷却剂系统及其有关系统的通用设计准则	11
3.1 概述	11
3.2 安全功能	13
3.3 假设始发事件	13
3.4 内部危险	13
3.5 外部危险	14
3.6 事故工况	15
3.7 设计限值和验收准则	18
3.8 可靠性	18
3.9 纵深防御	21
3.10 安全分级	21
3.11 安全重要物项的环境鉴定	21
3.12 载荷和载荷组合	22

3.13	材料	24
3.14	制造和安装	26
3.15	试验、维护、修理、更换、检查和监测	27
3.16	超压保护	29
3.17	布置	30
3.18	辐射防护	31
3.19	正常运行时可燃气体的积聚	31
3.20	排气和疏水	31
3.21	反应堆冷却剂系统和有关系统的接口	32
3.22	安全壳隔离	33
3.23	仪表	33
3.24	多堆厂址	34
3.25	标准和规范	34
3.26	概率论方法在设计中的应用	35
4	反应堆冷却剂系统的设计	35
4.1	反应堆冷却剂系统	35
4.2	结构设计	36
4.3	设计基准载荷和载荷组合	38
4.4	运行状态下冷却条件控制	39
4.5	压力控制和超压保护	39
4.6	反应堆冷却剂压力边界的隔离	42
4.7	假设始发事件	43
4.8	内部危险	44
4.9	外部危险	45
4.10	布置	45
4.11	设计限值	46
4.12	安全分级	46
4.13	环境鉴定	47
4.14	压力试验	47

4.15	排气	48
4.16	具体部件的设计	48
5	最终热阱和余热传输系统	56
5.1	最终热阱	56
5.2	余热传输系统	60
6	压水堆核动力厂反应堆冷却剂系统有关系统的设计	63
6.1	运行状态下控制冷却剂水装量和堆芯反应性的系统	63
6.2	运行状态下导出热量的系统	65
6.3	事故工况（除堆芯熔化的设计扩展工况外）下冷却堆芯和排出余热的系统	68
6.4	事故工况下控制堆芯反应性的系统	76
6.5	堆芯熔化的设计扩展工况下反应堆冷却剂系统的快速卸压	76
7	重水堆核动力厂反应堆冷却剂系统有关系统的设计	77
7.1	反应堆冷却剂系统有关系统的范围	77
7.2	运行状态下控制堆芯反应性的系统	78
7.3	运行状态下导出热量的系统	78
7.4	事故工况下控制堆芯反应性的系统	82
7.5	事故工况下导出热量的系统	84

1 引言

1.1 目的

本导则是对《核动力厂设计安全规定》(HAF102, 以下简称《规定》)有关条款的说明和细化, 其目的是给新建核动力厂反应堆冷却剂系统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 本导则主要适用于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核动力厂。其他类型或采用革新技术的反应堆设计可参考本导则, 但应经过细致的评价和判断。

1.2.2 本导则适用于包括最终热阱在内的核动力厂反应堆冷却剂系统及其有关系统。考虑到各种堆型反应堆冷却剂系统及其有关系统的具体设计存在差异, 本导则针对设计用于执行某一特定功能的系统, 给出了各堆型都适用的设计指导。

1.2.3 设计限值、设计准则以及用以证明这些限值和准则的系统参数与核动力厂的具体设计有关, 不包括在本导则的范围内, 但本导则对上述内容给出了定性的指导。

2 反应堆冷却剂系统及其有关系统的范围

2.1 概述

本导则针对执行如下功能的反应堆冷却剂系统及其有关系统的设计提出指导和建议：

(1) 提供放射性物质的屏障，保护工作人员、公众和环境免受放射性物质危害；

(2) 在运行状态下提供和维持足够的堆芯可冷却条件，以满足燃料设计限值要求；

(3) 维持足够的冷却剂水装量以及冷却条件，以防止设计基准事故下出现明显的堆芯损伤，并在一定程度上减轻设计扩展工况的后果；

(4) 在运行状态和事故工况下带走堆芯衰变热以及反应堆冷却剂系统的余热，并传递到最终热阱；

(5) 防止反应堆冷却剂压力边界不可控的水装量丧失；

(6) 在运行状态、设计基准事故和未发生堆芯明显损伤的设计扩展工况下限制反应堆冷却剂系统超压；

(7) 在运行状态和事故工况下停堆并控制反应性，以保证满足相应的燃料设计限值要求；

(8) 在堆芯熔化的设计扩展工况下进行反应堆冷却剂系统的快速卸压。

2.2 反应堆冷却剂系统

2.2.1 反应堆冷却剂系统包括在功率运行工况下提供和维持足够的堆芯冷却条件（压力、温度、冷却剂水装量和流量、冷却流道）所必需的部件，但不包括燃料元件和用来控制反应性和停堆的控制棒。

2.2.2 对于水冷反应堆，反应堆冷却剂系统压力边界一直延伸至并包括最外侧的隔离装置。

2.2.3 对于间接循环堆型（如，压水堆），反应堆冷却剂系统压力边界还包括蒸汽发生器的一次侧。

2.3 停堆工况下排出热量的系统

设计用于在停堆工况下带出反应堆冷却剂系统余热的系统，包括压水堆中设计用于将反应堆带到冷停堆工况（包括带到换料工况）的系统。

2.4 运行状态下控制反应堆冷却剂装量的系统

设计用于在各种运行状态下控制反应堆冷却剂水装量并补偿冷却剂泄漏的系统。

2.5 运行状态下控制堆芯反应性的系统

设计用于在功率运行条件下应对反应性的缓慢变化（包括控制堆芯功率分布）和在停堆工况下维持次临界状态的系统。

2.6 事故工况下冷却堆芯和排出余热的系统

这些系统包括：

（1）设计用于在有或无反应堆冷却剂系统完整性丧失的事故工况下带走堆芯余热的系统；

(2) 设计用于在事故工况下冷却反应堆冷却剂系统直至达到安全停堆状态的系统，以及导出反应堆冷却剂系统余热到最终热阱的系统；

(3) 设计用于在长期阶段维持反应堆安全停堆状态的系统。

2.7 事故工况下控制堆芯反应性的系统

这些系统执行以下功能：

(1) 停堆；

(2) 停止由于事故引入的不可控的或过多的正反应性；

(3) 在未能紧急停堆的预计瞬态（ATWS）工况下限制堆芯损伤；

(4) 事故工况下控制反应性确保反应堆达到安全停堆状态。

2.8 所有核动力厂状态下的最终热阱和余热传输系统

2.8.1 最终热阱定义为即使所有其他的排热手段已经丧失或不足以排出热量时，总是能够接受核动力厂所排出余热的一种介质。最终热阱通常为水体（包括地下水）或大气。

2.8.2 余热传输系统指设计用于将余热从余热排出系统传递到最终热阱的系统。

3 反应堆冷却剂系统及其有关系统的通用设计准则

3.1 概述

3.1.1 本章给出了反应堆冷却剂系统及其有关系统的通用设计准则。

3.1.2 由于不同堆型的设计差异，反应堆冷却剂系统及其有关系统可以有不同的设计配置（如，使用能动或非能动系统进行应急堆芯冷却或余热排出），但是实现相同安全功能的系统的不同设计应符合通用的设计准则。

3.1.3 反应堆冷却剂系统及其有关系统的设计应综合考虑核安全和实物保护方面的要求。安全措施和实物保护措施的设计和实施应统筹考虑，并尽可能互补，以使上述两方面不互斥。

3.1.4 反应堆冷却剂系统及其有关系统的设计应满足下列要求：

（1）在所有核动力厂状态下保护工作人员、公众和环境免受电离辐射的危害；

（2）各系统应具有适当的可靠性；

（3）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。

3.1.5 应确定每个构筑物、系统和部件的设计基准，包括：

— 构筑物、系统和部件执行的功能；

— 应对的假设始发事件；

— 构筑物和部件可能承受的载荷和载荷组合；

— 抵御内部危险影响的措施；

— 抵御外部危险影响的措施；

— 适用于构筑物、系统和部件的设计限值和验收准则；

— 可靠性；

— 防止系统内共因失效以及属于纵深防御不同层次的系统间共因失效的设计措施；

- 安全分级;
- 用于鉴定的环境条件;
- 监测和控制能力;
- 材料;
- 试验、检查、维护、更换和退役的考虑。

3.2 安全功能

应详细描述系统要完成的安全功能和每个主要部件的贡献，以便对其进行合理的安全分级。

3.3 假设始发事件

3.3.1 应从核动力厂设计确定的始发事件清单中识别出可能会影响反应堆冷却剂系统及其有关系统设计的假设始发事件，并根据其可能的发生频率进行分类。

3.3.2 针对每个假设始发事件导致的工况，应列出该工况下将核动力厂带到安全稳定的停堆状态所必需的反应堆冷却剂系统及其有关系统。

3.3.3 应确定由假设始发事件导致的包络性条件，以确定反应堆冷却剂系统及其有关系统和相关设备的能力和性能。

3.4 内部危险

3.4.1 应根据相关导则中的指导来确定反应堆冷却剂系统及其有关系统设计中应考虑的内部危险。

3.4.2 应按照管理程序将确定内部危险的筛选过程形成文件。对于安全重要的系统、构筑物和部件（如用于反应堆安全停堆和减轻

事故后果的), 应能抵御内部危险的影响。对于未设计成能抵御内部危险影响的物项, 还应考虑其失效对安全重要物项的影响。

3.4.3 核动力厂应采取适当的布置和防护措施, 以确保即使受到内部危险影响, 在假设始发事件分析中用到的反应堆冷却剂系统及其有关系统的响应仍然有效。

3.4.4 核动力厂针对安全系统冗余措施的布置和保护应是适当的, 以确保内部危险不会导致系统因共因故障而完全丧失其既定的安全功能。

3.4.5 所使用的设计方法、设计建造规范和标准应能保证足够的设计裕量, 以避免在内部危险加剧的情况下产生陡边效应。

3.5 外部危险

3.5.1 应根据相关导则的要求识别反应堆冷却剂系统及其有关系统设计中应考虑的外部危险, 并充分保护系统免受相应外部危险的影响。

3.5.2 针对设计考虑的外部危险, 应尽可能采取防护措施以避免其对安全重要的反应堆冷却剂系统及其有关系统(如, 用于反应堆安全停堆和减轻事故后果的系统)的损坏。防护措施可以依赖于适当布置和对厂房的保护, 当防护措施无效时, 构筑物、系统和部件应设计成能够承受危险载荷及其可能的载荷组合。

3.5.3 反应堆冷却剂系统部件应设计成能抵御厂址评价中确定的外部危险的影响, 应保证即使该危险发生也不会导致事故工况。

3.5.4 针对每个相关的危险或可能的危险组合, 应识别出那些在

危险导致的事件发生期间或之后需要维持可运行性或完整性的部件，并在这些部件的设计基准中进行说明。

3.5.5 反应堆冷却剂系统及其有关系统的构筑物、系统和部件应根据有关导则的要求进行适当的抗震分类。属于反应堆冷却剂压力边界一部分的部件、蒸汽发生器二次侧壳体以及设计用于缓解设计基准事故后果的安全系统，应被设计成能够承受极限安全地震动（SL-2）载荷。

3.5.6 所使用的设计方法以及设计和建造规范、标准应能保证足够的设计裕量，以避免在外部危险加剧的情况下产生陡边效应。

3.5.7 在外部危险条件下，为保持反应堆冷却剂压力边界的完整性和防止事故恶化到堆芯熔化的设计扩展工况所必需的短期行动，应由厂内可获得的系统来完成。

3.5.8 应维持足够的堆芯冷却能力，直至可信的厂外服务就位。

3.6 事故工况

3.6.1 事故工况的一般考虑

3.6.1.1 与反应堆冷却剂系统及其有关系统设计相关的事故工况应是可能对反应堆冷却剂系统及其有关系统造成过大机械载荷的工况，或者是燃料冷却和反应堆停堆功能无法依靠在运行状态下使用的系统来完成的工况。

3.6.1.2 在设计中应以事故工况作为输入，来确定反应堆冷却剂系统及其有关系统、构筑物和部件的能力、载荷和环境条件。反应堆冷却剂系统及其有关系统设计中要考虑的事故工况包括但不限于：

- 冷却剂丧失事故；
- 反应堆冷却剂向二次侧的泄漏；
- 主蒸汽管道破裂或蒸汽发生器给水管道破裂；
- 停堆工况下丧失余热排出；
- 反应性和堆芯功率分布异常。

3.6.1.3 应在相关文件中记录反应堆冷却剂系统及其有关系统设计和分析中使用的计算机程序和设计准则，以及设计基准事故和设计扩展工况分析中所使用的边界条件、相关假设和验收准则。

3.6.1.4 计算机程序的使用不能超出其已被确定和文件化的验证范围。

3.6.2 设计基准事故

3.6.2.1 应确定设计基准事故，并对事故下反应堆冷却剂系统的状况进行分析，以确定安全系统适当的性能要求。

3.6.2.2 为了确保反应堆冷却剂系统及其有关系统适当的性能，计算与设计基准事故相关的条件时，应考虑最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，应注意对于同一事件，设计某个特定系统时认为保守的方法，对于另一个系统可能是不保守的。

3.6.3 未造成堆芯明显损伤的设计扩展工况

3.6.3.1 应基于工程判断、确定论和概率论的分析确定相应的设计扩展工况。

3.6.3.2 通常应考虑下列三种类型的设计扩展工况：

— 发生频率极低的事件，但导致的情况超出了用于满足设计基准事故相关验收准则的安全系统的能力；

— 多重失效（如冗余系列的共因故障），导致安全系统无法执行其既定安全功能来应对假设始发事件；

— 正常运行工况下，发生导致丧失传热到最终热阱的多重失效。

3.6.3.3 多重失效一般由可能引起安全系统失效的多个有关联的故障导致，因此应对安全系统的冗余列的相关性，或用于停堆、排出堆芯余热和传输热量到最终热阱的多样性系统之间的相关性进行分析，以确定相应的设计扩展工况。

3.6.3.4 应确定未造成堆芯明显损伤的设计扩展工况，并用于确定防止多重失效的假设序列升级到堆芯熔化所必需的系统的设计基准。适用的设计扩展工况举例如下：

- 丧失所有交流电（SBO）¹；
- 未能紧急停堆的预计瞬态；
- 完全丧失给水；
- 一回路小破口叠加部分应急堆芯冷却系统（如中压安注）失效；
- 丧失传递热量到最终热阱的余热传输系统；
- 丧失最终热阱。

¹ 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）。

3.6.3.5 相比于设计基准事故，在确定用于设计扩展工况所必需的反应堆冷却剂系统及其有关系统的性能时，分析可具有较少的保守性。可通过敏感性分析来确定哪些关键参数的不确定性应在设计中予以考虑。

3.6.3.6 设计分析中应尽可能采用永久设置的冷却系统来减轻设计扩展工况的后果。短期行动应通过永久安装的设备来执行。

3.6.4 堆芯熔化的设计扩展工况（严重事故）

应有设计措施防止在堆芯熔化的事故中发生高压熔融物喷射。

3.7 设计限值和验收准则

3.7.1 为满足一套明确和可接受的²设计限值和验收准则，应确定反应堆冷却剂系统及其有关系统的性能，包括以下方面：

— 反应堆冷却剂系统部件的设计应能够保证工艺参数、应力和累计疲劳损伤系数的相应限值不被超过，以确保部件的完整性和可用性；

— 反应堆冷却剂系统的有关系统的设计应保证与燃料相关的设计限值和验收准则不被超过；

— 反应堆冷却剂系统的有关系统的设计应保证不会对反应堆冷却剂压力边界造成不可接受的应力。

3.7.2 应给每个核动力厂状态定义相应的设计限值和验收准则。

3.8 可靠性

3.8.1 为了保证用于控制反应性，维持反应堆冷却剂系统足够的

² “明确和可接受的”一般指被监管机构认可的。

水装量，以及排出堆芯余热并传递热量到最终热阱的反应堆冷却剂系统及其有关系统具有足够的可靠性，应考虑下列因素：

- 安全分级以及相应的设计和制造要求；
- 系统相关的设计准则（如，单一故障准则、抗震鉴定、严酷环境条件鉴定和动力供应）；
- 通过适当的方法如多样性、实体隔离和功能独立性来防止共因故障；
- 采取布置措施以保护系统免受内部和外部危险的影响；
- 定期试验和检查；
- 老化效应；
- 维护；
- 故障安全。

3.8.2 设计用于应对设计基准事故的系统

3.8.2.1 设计应保证即使在考虑假设始发事件的继发故障和完成安全功能所需的任一系统的单一故障时，仍能保证在设计基准事故下停堆、冷却堆芯、控制堆芯反应性、排出余热并传输热量到最终热阱。应考虑由于维护或修理导致的系统不可用。

3.8.2.2 用于在长期阶段维持堆芯在安全状态的系统，其设计应保证即使在假设这些系统中任一系统的单一故障（能动或非能动）时，仍然能够执行既定安全功能。在说明其合理性的前提下，可不必假设某些部件的故障（如某些非能动故障）。

3.8.2.3 厂内电源（即应急柴油发电机或蓄电池）应有足够能力

向在设计基准事故工况下必须运行的用电设备供电，这些设备执行停堆、冷却堆芯、排出余热并传输余热到最终热阱以及维持反应堆长期安全状态的功能。

3.8.2.4 应识别安全系统冗余列共因故障的薄弱环节，并采取设计或布置措施尽实际可能保证冗余列的独立性。特别是，安全系统冗余列之间应采取足够的实体隔离，以尽量减少设计考虑的危险导致共因故障的可能性。

3.8.3 用于没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况的安全设施

3.8.3.1 应对用于排出余热并传输热量到最终热阱的安全系统进行可靠性分析，以确定是否需要设计附加的用于设计扩展工况的安全设施，以增强防止堆芯熔化的能力。

3.8.3.2 应对假设始发事件和安全系统冗余列之间的共因故障的可能的组合进行分析，相关的分析可采用最佳估算的方法。如果后果超过了相关要求，则应提高安全系统的可靠性（例如，应降低共因故障的可能），或者应采取附加的用于设计扩展工况的安全设施，以防止此类事件升级为堆芯熔化事故。应保证同一原因不会导致执行排出余热和传输热量到最终热阱功能的安全系统和附加安全设施同时失效。

3.8.3.3 附加的用于设计扩展工况的安全设施应有足够的可靠性，以满足堆芯损伤频率准则。

3.8.3.4 附加的用于设计扩展工况的安全设施可由替代交流电源或蓄电池供电。

3.9 纵深防御

3.9.1 根据纵深防御概念，应有相应的后备措施，在核动力厂不同状态下实现停堆、维持堆芯次临界或排出余热并传输热量到最终热阱的功能。

3.9.2 应识别 3.9.1 所述各层次措施之间易发生共因故障的薄弱环节，并对发生共因故障的后果进行评价。如果其后果可能导致事故恶化至堆芯熔化，则应尽实际可能避免此类共因故障。

3.9.3 应保证仪表和控制系统之间或仪表和控制系统启动和运行所必需的支持系统之间的独立性，以使其不受共因故障的影响。

3.9.4 用于安全系统触发的仪表应尽可能独立于用于监测核动力厂状态的仪表。

3.10 安全分级

3.10.1 应识别反应堆冷却剂系统及其有关系统的所有安全重要物项，并根据其功能和安全性对其进行分级。安全分级可参考相关核安全导则。

3.10.2 安全级的承压设备应根据核工业界广泛使用的经验证的规范和标准进行设计和制造。

3.11 安全重要物项的环境鉴定

3.11.1 必须对反应堆冷却剂系统及其有关系统的部件和仪表进行鉴定，以确保其能够在运行前或运行过程中支配性的环境条件下执行功能。否则应对这些部件和仪表进行充分保护，以使其免受这些环境条件的影响。

3.11.2 在环境鉴定中应考虑在事故发生之前、期间和之后可能出现的支配性的环境条件，以及构筑物、系统和部件在核动力厂整个寿期内的老化。

3.11.3 可通过试验方法、分析方法、运行经验或上述方法的组合来实施环境鉴定。

3.11.4 环境鉴定应考虑的因素有温度、压力、湿度、辐照水平以及介质等。还应考虑裕量和协同效应（其中，叠加效应或组合效应造成的损伤可能超过单独效应造成的损伤总和）。在可能产生协同效应的情况下，应针对最严酷的效应或效应组合、或最严酷的环境条件顺序对材料进行鉴定。

3.11.5 在说明其合理性的前提下，可对老化和鉴定试验使用加速试验进程的技术。

3.11.6 应确定可能受到各种老化降质机理影响的部件的设计寿命，必要时还应确定更换频率。对这些部件进行鉴定时，在相关事故条件下进行试验之前，应对样品进行加速老化，以模拟其寿期末的状态。

3.11.7 用于鉴定试验的部件通常不应在随后的工程建造中使用。

3.11.8 环境鉴定的记录、适用的参数和确定的鉴定需求应包含在设计文件中，或在设计文件中参考引用，并在设备的整个使用寿期内保存完好以便审查。

3.12 载荷和载荷组合

3.12.1 反应堆冷却剂系统及其有关系统的每个部件和构筑物的

设计基准应包括：对应于每个核动力厂状态和使用条件，由于建造施工、吊装提升和建筑物内的环境条件以及内部和外部危险导致的载荷和载荷组合，以及在这些载荷条件下必要的稳定性、完整性、功能性和可运行性要求。

3.12.2 应使用适当的且被接受的方法和规范计算载荷条件、载荷和应力，来保证设计的稳健性，并提供足够的裕量以覆盖不确定性和避免陡边效应。应考虑下列不确定性：

- 工艺参数的不确定性；
- 初始条件以及系统、部件性能的不确定性；
- 模型引入的不确定性；
- 结构公差；
- 衰变热计算的不确定性。

3.12.3 分析确定载荷时应考虑下列方面：

- 载荷类型（即静态和永久载荷，或瞬态和动态载荷，以及总体或局部载荷）；
- 每种载荷发生的时间（如果不会同时发生，则应避免载荷峰值的不现实叠加）。

3.12.4 应根据其预估的发生频率，或根据公认的标准或规范，将设计基准荷载条件（包括内部和外部危险的荷载）分成不同的类别，并与不同的核动力厂状态和/或使用条件相对应。

3.12.5 为了保证部件和构筑物的完整性，应根据载荷条件类别给每类载荷或载荷组合定义适当的验收准则（如设计压力和温度、应力限值）。

3.12.6 不同失效模式（如渐进性变形和疲劳，或过度变形和塑性失稳）的应力水平可能不同。应确保防止脆性断裂。若部件有屈曲的可能，还应考虑部件的临界屈曲应力。

3.12.7 为合理保证构筑物、系统和部件能够执行预定功能，其设计应满足公认的规范和标准给出的准则。当需要证明构筑物、系统和部件的可运行性时，应进行额外的分析或试验。

3.12.8 应通过现实条件下的核动力厂响应来确定运行状态下的载荷条件。

3.12.9 事故工况下载荷条件的确定应足够保守（如，考虑初始条件和系统性能的不利不确定性，以及不考虑会对事故起缓解作用的用于正常运行的系统和控制功能）。

3.12.10 缓解事故后果必需的构筑物、系统和部件应能够承受自然现象的影响，以保证其执行既定安全功能的能力。结构、系统和部件的设计基准中应考虑运行状态或事故工况与自然现象影响的适当组合。

3.12.11 设计用于在事故工况下执行功能的构筑物、系统和部件应满足适当³的限值要求，以确保这些物项在承受需要其响应的假设始发事件产生的持续荷载时必要的完整性和可运行性。

3.13 材料

3.13.1 材料特性

3.13.1.1 应规定反应堆冷却剂系统及其有关系统承压边界所用

3 某些情况下，仅满足规范中针对事故工况提出的应力限值是不够的。

的材料在化学成分、晶相组织、机械-热工性能、热处理、制造要求和材料活化（如适用）等方面的要求。材料应尽量均质化，并应与冷却剂、连接材料（如焊接材料）以及邻接部件或材料（如滑动面、主轴和填料函、堆焊层或辐照分解产物）相容。

3.13.1.2 应制定用于部件制造或维修的焊接材料技术规范，以保证焊缝具有足够的强度和韧性。

3.13.1.3 反应堆冷却剂系统及其有关系统使用的材料应符合所用规范中适用的规定，主要包括下列特性：

- 耐热性能；
- 强度、蠕变和疲劳特性；
- 腐蚀和侵蚀特性，包括抗应力腐蚀开裂的特性；
- 耐辐照性能；
- 抗热脆特性；
- 抗氢脆性；
- 延展性；
- 断裂韧性特性（包括脆性和延性断裂韧度）；
- 易加工性（包括可焊接性能）。

3.13.1.4 用于反应堆冷却剂系统及其有关系统的材料应选用不易辐照活化的材料。

3.13.1.5 选择的材料应适合核动力厂寿期内预计的使用条件以及所有运行状态和事故工况。应通过分析、试验、运行经验的反馈和分析，或这些方法的组合，对其进行鉴定。

3.13.2 与放射性流体相接触的材料

在所有的运行状态下，材料应具有良好的耐腐蚀性，包括能够抵抗由于流体腐蚀和悬浮固体的磨蚀作用导致的任何劣化。使用的材料应便于去污。

3.13.3 暴露于高中子通量的材料

3.13.3.1 选择使用的材料应考虑下列效应：

- 中子辐照导致的脆化；
- 辐照促进应力腐蚀开裂；
- 中子辐照引起的肿胀；
- 中子活化；
- 辐照蠕变。

3.13.3.2 考虑到反应堆压力容器脆断的风险，应制定反应堆压力容器的辐照监督大纲，监督大纲的制定应基于制造反应堆压力容器所用材料的样品试验。样品应安装在反应堆压力容器中，并按计划取出进行机械性能试验，包括拉伸强度和夏比冲击试验或断裂韧性试验。应对未进行机械性能试验的其余样品进行试验分析，以测量反应堆压力容器壁和样品受到的中子辐照通量。应规定上述所有相关试验的验收准则。

3.14 制造和安装

应建立制造过程的质量保证体系，包括材料的标识和可追溯性，所制造部件的焊接、吊装和储存等。在用于制造的规范和标准中提供了更详细的准则。

3.15 试验、维护、修理、更换、检查和监测

3.15.1 需要采取一系列措施（如检查和/或定期试验）来确保安全重要的构筑物、系统和部件在其使用寿命内保持其执行预期功能的能力。

3.15.2 设计应为需要在役检查、检测、试验、维护和监测的构筑物、系统和部件建立相应的技术基础。

3.15.3 设计应制定措施以便于在建造、调试和运行阶段进行检测、试验、在役检查、维护、修理和监测。

3.15.4 安全重要的构筑物、系统和部件的设计和布置应便于监测和维护，应允许及时可达，并在故障的情况下允许对其进行诊断和修理，同时将维护人员的风险降至最低。

3.15.5 应制定对反应堆冷却剂系统及其有关系统进行检查、试验、在役检查、维护和监测的策略和大纲。计划实施的策略和大纲应考虑人因工程，以便于活动的有效开展，并尽量减少人因失误的影响。

3.15.6 如果核动力厂设计中采用了无法进行现场试验的安全设备（如爆破阀），应制定并实施适当的监督大纲，监督大纲应包括与役前和在役相关的规定。

3.15.7 应在对每种无损检测方法预先确定验收准则的基础上，对焊缝进行无损检测，以确保其结构完整性是可接受的。在进行无损检测之前，人员和设备应具备相应资质，程序应经过评定。

3.15.8 反应堆冷却剂压力边界的部件的设计、制造和安装应允许在核动力厂寿期内对压力边界、支撑结构和部件进行充分的检查和试验。

3.15.9 设计应允许接近必须在核动力厂寿期内进行检查的反应堆冷却剂系统中的任何部分，尤其是焊接部位。应在设计阶段确定受循环载荷和中子辐照影响的特定区域，并应进行专门监测，以确认不会因老化效应、热疲劳和/或中子辐照而产生不可接受的损伤。

3.15.10 役前和在役检查中可使用国家和国际规范标准中给定的相关的方法和准则。

3.15.11 役前检查和试验

3.15.11.1 在投运前，应制定大纲以实施役前检查。

3.15.11.2 应对反应堆压力容器和反应堆冷却剂压力边界进行测试、检查和试验，以确保容器和部件已正确制造和安装。包括以下检查和试验：

(1) 利用体积和表面检查，对反应堆压力容器和反应堆冷却剂压力边界焊缝及其他代表性区域进行无损检测。这些检查对于建立基准状态非常重要，以便与在役检查结果进行比较。

(2) 对反应堆压力容器和反应堆冷却剂系统进行水压试验（根据设计和制造规范）。

在役前检查大纲的执行过程中，应确定便于和简化运行期间在役检查大纲实施的设计特性。应考虑到一旦开始运行，许多区域将不可达。在这种情况下，应在可行范围内为这些区域的检查考虑适当的措施。

3.15.12 在役检查和试验

3.15.12.1 反应堆压力容器和压力边界的设计应考虑进行整个焊

缝范围的体积检查和/或表面检查。例如，可使用超声波、涡流或磁通量法。

3.15.12.2 应尽可能避免不能在运行中检查的反应堆压力容器和反应堆冷却剂压力边界的焊缝，并应分析此类焊缝失效的后果。

3.15.12.3 在确定检验准则时，应考虑下列因素：

- (1) 无损检测的最小可探出显示；
- (2) 核动力厂运行状态和事故工况下的预期裂纹扩展和断裂韧性；
- (3) 代表反应堆压力容器相关检查区域以及需定期进行超声检测的其他主要部件（如焊接接头和带覆层的母材、异种金属焊缝、管嘴区域）的焊材和母材的试件的来源，这些试件用于进行超声检查校准；
- (4) 运行状态下的最大允许缺陷；
- (5) 调试期间的水压试验；
- (6) 定期的泄漏率和水压试验；
- (7) 相应规范要求的定期在役检查计划；
- (8) 制造过程中的所有控制应在其整个运行寿期内可被查询和追踪。

3.15.13 蒸汽发生器的检查

蒸汽发生器的设计应允许对蒸汽发生器传热管进行整个管长范围内的检查。传热管检查使用的设备和程序应确保重大缺陷能够被探测到并定位。

3.16 超压保护

3.16.1 设计应考虑反应堆冷却剂系统及其有关系统的所有承压部件的超压保护，以应对由部件失效、预计运行事件或事故工况导致的所有超压工况，保证在上述工况下承压部件的完整性符合适用的经验证的标准和规范。

3.16.2 超压保护装置的安装位置应尽量靠近被保护的部件。

3.16.3 超压保护装置应有足够的排放能力，以使得被保护的所有部件在使用条件下的应力限值不被超出。

3.16.4 某一特定部件的设计、制造和超压分析应使用同一规范体系。

3.17 布置

3.17.1 反应堆冷却剂系统及其有关系统的布置设计应考虑：

- 场内人员的辐射防护；
- 对管道失效后果（如压力波、管道甩击、水淹、高压射流冲击以及潜在的冲击波）的防护；
- 对内部飞射物的防护；
- 反应堆冷却剂系统疏水和排气的措施；
- 防止热分层和气体积聚的措施；
- 防止腐蚀的措施；
- 防止水锤的措施；
- 地震事件的考虑；
- 管道应力最小化的措施（包括热膨胀的考虑）；
- 便于试验、检查、维修和更换的措施。

3.17.2 布置应尽可能避免系统中不可凝气体积聚。如无法通过布置来避免,则应对这种积聚进行评价或在设计、运行管理等方面采取措施,以保证不可凝气体的积聚不会影响系统执行其既定的安全功能。

3.18 辐射防护

3.18.1 关于辐射防护设计措施的详细指导可参考相关导则。

3.18.2 反应堆冷却剂系统及其有关系统的布置应考虑在对部件进行检查、维护、修理和更换活动中的辐射防护最优化,并将辐射照射控制在可合理达到的尽量低的水平。

3.18.3 应实施适当的设计措施(例如,屏蔽、远程控制阀),以便在运行人员不受过度辐射照射的情况下执行事故管理必要的就地动作。应实施类似的设计措施,以便恢复维持长期安全状态所需的系统,同时确保防护和安全的最优化。

3.18.4 应尽量减少与反应堆冷却剂接触的材料中钴、铈、银和其他易活化元素的含量,以减少活化腐蚀产物(如 CO-60、SB-124 和 AG-110)的产生。

3.19 正常运行时可燃气体的积聚

应采取设计和布置措施来防止部件(如反应堆压力容器、稳压器和安全阀)上部和管道上部可燃气体的积聚。

3.20 排气和疏水

3.20.1 应采取对反应堆冷却剂系统及其有关系统进行排气和疏水。

3.20.2 应采取对正常运行时冷却剂的泄漏进行收集和管理。

在反应堆运行期间，泄漏可能来自于各种部件，包括阀杆、阀座、泵密封和垫圈等。

3.21 反应堆冷却剂系统和有关系统的接口

3.21.1 应为属于不同安全等级的系统或部件之间的连接设置适当的隔离装置。这些装置应能防止某个系统或部件故障导致更高安全等级的系统或部件安全功能的丧失，并限制放射性物质的释放。隔离装置的安全等级应与其所连接系统或部件中的较高安全等级相同，典型的隔离装置有：

— 非能动屏障（如热交换器传热管），当传热管在事故工况下可能承受冲击载荷，或假定传热管破裂为非能动单一故障时，应确定传热管作为唯一屏障是否合适并在必要时采取附加措施；

— 自动操作阀门，常开阀门的关闭时间应能保证安全等级较高的部件的安全功能，在设计中必须规定这种阀门（例如蒸汽和给水管线的阀门）的关闭时间；

— 手动操作阀门，应有行政管理措施保证其正确操作，还应有手段检测装置是否意外处在错误状态，并应能在产生不可接受的后果之前恢复其状态；

— 流量限制装置，以保证反应堆冷却剂系统流出的冷却剂在设计正常补给能力范围内。

3.21.2 与反应堆冷却剂系统及其有关系统相连的结构应为安全重要物项，并进行适当设计，以确保其应有的完整性和性能。此类结构包括：

- 阻尼器及其锚固件；
- 管道甩击限制件；
- 厂房贯穿件；
- 防护结构（如屏障、保护罩等）。

3.22 安全壳隔离

贯穿主安全壳的管道应设置适当的隔离装置。隔离阀之间的管道应按相应导则中的指导进行设计。

3.23 仪表

3.23.1 反应堆冷却剂系统及其有关系统应设置适当的仪表，以用于下列目的：

- （1）监测工艺参数（如压力、温度、水位、流量），以指示系统或部件是否在为正常运行所定义的范围内工作；
- （2）异常运行工况的早期探测；
- （3）缓解事故后果必需系统的自动运行；
- （4）给主控室和技术支持中心等提供事故管理所需的正确和可用的信息；
- （5）系统和部件的定期试验；
- （6）便于了解结构、系统和部件的维护状态。

3.23.2 传感器的设置应考虑不同层次的纵深防御的独立性，对不同纵深防御层次的传感器的共用应进行充分的评价。

3.23.3 仪表传感器线路的设计应确保测量参数（如幅度、频率、响应时间、化学特性）不会发生畸变。

3.23.4 应监测反应堆冷却剂系统及其有关系统中放射性物质可能的漏入和漏出。

3.23.5 应通过布置措施和故障安全的设计概念来保护仪表，以确保事故期间能够触发必要的自动动作。

3.24 多堆厂址

3.24.1 多堆核电厂址的每个机组应设置其自身的安全系统以及用于设计扩展工况的安全设施。

3.24.2 为进一步提高安全性，设计应适当考虑允许多机组核动力厂各机组间相互连接的手段。

3.25 标准和规范

3.25.1 在反应堆冷却剂系统及其有关系统的设计中，应使用经过验证和被广泛接受的规范和标准。选定的规范和标准应适用于特定设计，并应完整和全面。对于设计和施工，应尽可能采用适用规范和标准的最新版本。当引入未经验证的设计或设施，或存在偏离已有工程实践的情况时，必须借助适当的支持性研究计划、特定验收准则的性能试验，或通过其他相关应用中获得的运行经验的检验，来证明其安全性是合适的。新的设计、设施或实践必须在投入使用前经过充分的试验，并在使用中进行监测，以验证达到了预期效果。

3.25.2 营运单位应提供安全等级与相关设计和制造规范(包括适用于每个构筑物、系统和部件的规范和/或标准)之间的对应关系，并对其合理性进行说明。相关规范和标准包括以下方面：

— 材料；

- 制造（如焊接）和建造；
- 土木结构；
- 压力容器和管道；
- 仪表和控制；
- 环境和抗震鉴定；
- 役前/在役检查和试验；
- 质量保证；
- 防火。

3.26 概率论方法在设计中的应用

3.26.1 应结合概率论方法和确定论方法，从防止堆芯明显损伤的角度，来确定反应堆冷却剂系统及其有关系统的可靠性，并用于确定发生频率较高的共因故障和多重失效，以作为设计扩展工况的考虑。

3.26.2 应使用概率分析来优化设计方案和判断其有效性。

3.26.3 概率论方法可支持反应堆冷却剂系统及其有关系统中安全重要物项的分级。

4 反应堆冷却剂系统的设计

4.1 反应堆冷却剂系统

4.1.1 反应堆冷却剂系统构成反应堆冷却剂的承压边界，承压边界是核动力厂正常或事故工况下防止放射性释放的一道屏障。反应堆冷却剂系统将冷却剂输送至蒸汽发生器，从而将热量从堆芯传递

至蒸汽发生器。在停堆期间以及在反应堆冷却剂系统设计中考虑的各种瞬态工况下，该系统是将堆芯热量传递到最终热阱的传热路径上的一部分。反应堆冷却剂系统包括压力容器、用于冷却剂循环的管道和反应堆冷却剂泵（以下简称主泵），以及蒸汽发生器和稳压器。

4.1.2 对于加压重水堆：

（1）加压重水堆的关键工艺系统主要由主热传输系统、慢化剂系统和停堆冷却系统等组成。主热传输系统利用加压重水在燃料通道内的循环带走燃料组件产生的热量。这些热量传递至蒸汽发生器内的轻水。停堆期间，停堆冷却系统与主热传输系统相连，带走燃料余热。

（2）主热传输系统由主泵、蒸汽发生器一次侧、反应堆进出口集管、燃料通道、管道直至并包括隔离设施等组成。停堆冷却系统由泵和热交换器组成。

（3）重水慢化剂在排管容器间循环，在相对低温低压系统中被冷却。该系统由泵和热交换器构成，热交换器带走通过燃料通道传输至慢化剂中的热量。排管容器中氦气被用来作为重水慢化剂的覆盖气体。

4.2 结构设计

4.2.1 应制定用于压水堆和加压重水堆反应堆冷却剂压力边界和二次侧压力边界的设计和制造的技术规格书，以确保这些部件的高度可靠性。技术规格书应根据最新的规范和标准制定，同时考虑到监管要求和已有经验，并包括以下内容：

（1）基于经验证的结构特性，对材料进行的失效模式分析和适

当选择;

(2) 综合确定的荷载和荷载组合以及与失效准则有关的适当的裕量;

(3) 基于经验证的合格的工程实践进行的制造和检查;

(4) 在役检查大纲, 以证明设备在寿期内能保持其原有功能, 尤其要确保不存在显著影响安全的裂纹或缺陷。

4.2.2 反应堆冷却剂系统中某些大部件的设计和制造应高度可靠, 使得核动力厂设计中不需要将此类部件失效作为假设始发事件考虑 (因其失效后果无法合理缓解)。

4.2.3 根据相关规范的规定, 设计中应考虑如下失效模式:

- 过度塑性变形;
- 弹性或弹塑性失稳 (变形);
- 渐进性变形和棘轮效应;
- 机械疲劳和热疲劳引起的渐进性开裂;
- 结构存在缺陷时的快速断裂, 包括脆性断裂。

4.2.4 为保持反应堆冷却剂系统的完整性, 应识别出任何可能影响设备几何形状、结构特性, 以及导致缺陷的因素 (尤其是腐蚀、分层或老化), 并通过设计、制造、运行和在役检查来进行预防。

4.2.5 设计应保证施加在反应堆冷却剂系统的设备上的应力始终小于其结构材料的规定限值, 以便在正常运行、预计运行事件、设计基准事故和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况期间能够防止裂纹快速扩展。

4.2.6 针对反应堆冷却剂系统的每个部件，应识别出可能导致其产生疲劳裂纹的核动力厂循环条件。应在设计阶段识别这些条件，以便在运行期间实施监测。同时应根据每个部件的使用因子评价，为每种条件分配可容许的发生频率。

4.2.7 应设置具有适当的精度、可靠性和响应时间的泄漏监测系统，以对核动力厂运行状态下反应堆冷却剂系统的泄漏进行探测和量化。

4.3 设计基准载荷和载荷组合

4.3.1 反应堆冷却剂压力边界以及二次侧压力边界的结构设计，应以有限数量的载荷和载荷组合为基础，这些载荷和载荷组合定义了设备在其寿期内可能承受载荷的设计包络值。设计中应考虑正常运行、由假想始发事件引起的预计运行事件和事故工况，以及设备设计基准中考虑的厂址灾害。

4.3.2 在低温运行条件下，某些材料的延展性和抗拉性能可能明显低于正常运行温度下的性能。当这些材料用于承压部件的制造时，应确定低温运行时的允许载荷，确定允许的压力和温度运行范围，并设置保护系统（如超压保护系统），以防止脆性断裂，同时应考虑核动力厂正常运行状态下特定的压力和温度范围。

4.3.3 由运行状态下的载荷条件导致的应力应小于针对此类载荷条件规定的应力限值。不应超过设计温度，最好也不超过设计压力。每个部件的累积使用因子应小于 1。

4.3.4 对于假设始发事件发生频率较低的事故工况下的载荷条

件，设计准则应旨在防止设备的快速断裂，并避免过度变形或弯曲。此时应力应小于此类荷载条件的应力限值，压力可允许超过其设计压力，但需限制压力峰值和超压时间。

4.3.5 对于假设始发事件发生频率极低事故工况下的荷载条件，设计准则应旨在保证设备的完整性。此时应力应低于此类荷载条件下的应力限值。

4.3.6 在核动力厂整个寿期内应对反应堆冷却剂系统的热工水力条件进行监测，以便识别和记录可能导致反应堆冷却剂系统部件疲劳的情况。监测应能证明在核动力厂寿期内每类工况的发生频率（见 4.2.6）不超过允许值，进而把疲劳导致的开裂风险降至最低。

4.4 运行状态下冷却条件控制

4.4.1 应对反应堆冷却剂系统的重要参数进行监测、显示和控制（例如反应堆冷却剂系统的压力和温度、水装量、蒸汽发生器压力和水位），将这些参数维持在针对正常运行和预计运行事件规定的范围内，并对任何偏离正常值的情况进行早期监测。将参数保持在正常运行范围内有利于确保燃料的充分冷却条件。

4.4.2 维持燃料有足够冷却条件的冷却剂系统构筑物、系统和部件应归为安全重要物项，并进行相应的设计和制造（见 3.10）。

4.5 压力控制和超压保护

4.5.1 本导则 4.5.2-4.5.8 提供了适用于反应堆冷却剂系统压力控制设计，以及二次侧压力控制设计的指导。

4.5.2 在反应堆冷却剂系统和二次侧的压力控制的设计中应使用

纵深防御的概念。根据这一概念，应采用不同容量的系统和部件进行压力控制，以确保预防措施与预计运行事件或事故工况的严重性相称。

4.5.3 设计中，压力控制系统和超压保护系统之间应遵循多样性原则，以减少共因故障的可能性。

4.5.4 某些运行工况下（如加压重水堆加热或冷却期间），若稳压器与反应堆冷却剂系统隔离，压力和水装量控制系统应有控制反应堆冷却剂系统压力和水装量的替代措施，如一组自动控制的充水和排水阀门。此种情况下，稳压器应设有独立的安全阀和/或泄压阀。

4.5.5 压力控制系统应设计成避免安全阀在正常运行时开启。安全阀开启时排放的冷却剂应尽量少，且应尽量避免直接将冷却剂排放至安全壳中。

4.5.6 在确定设计用于控制运行工况的系统整定值和性能时，可依据核动力厂在该工况下的现实响应。

4.5.7 反应堆冷却剂系统的压力控制系统应设计成能将压力维持在为确保燃料在运行状态下的冷却而设定的限值内（只要维持稳压器内的两相状态）。

4.5.8 即使丧失厂外电源，也应能确保反应堆冷却剂系统和二回路中的压力控制可用。

4.5.9 本导则 4.5.10-4.5.20 同时也适用于压水堆和加压重水堆二次侧超压保护系统。

4.5.10 一个系统的超压保护至少应由两个压力释放装置来保证。

压力释放装置宜设置不同的整定值，避免在某一压力值下同时打开，造成不必要的冷却剂排放。

4.5.11 超压保护系统应能与反应堆停堆系统配合，将反应堆冷却剂压力限制在不同类别假设始发事件相应的设计限值之内，以保证反应堆冷却剂压力边界的结构完整性。

4.5.12 超压保护系统应能与反应堆停堆系统配合，将二次侧压力控制在不同类别假设始发事件相应的设计限值之内，以保证二次侧压力边界的结构完整性。

4.5.13 超压保护系统的排放容量应使得经验证的工业规范规定的压力限值得到满足，并应使用与规范相符的设计规则和分析方法。阀门的排放容量应基于适用的设计标准来确定。

4.5.14 超压保护装置的设计应尽可能降低水锤效应。

4.5.15 应为保证反应堆冷却剂压力边界完整性和/或二次侧压力边界完整性的设备提供不间断动力源。

4.5.16 安全阀的排放管线以及安全阀和被保护物项之间不应设置隔离阀。当采用泄压阀进行压力控制时，应通过卸压管线上的隔离阀来保证其可靠关闭。

4.5.17 安全阀和泄压阀应配备独立于控制设备的阀位指示。

4.5.18 应适当考虑安全阀及其先导阀(如有)和连接管道的布置，以防止不可凝气体和冷凝物的积聚带来的不利影响。

4.5.19 用于超压保护的阀门和相关管道应能排放蒸汽、汽水混合物和水。

4.5.20 应采取措施防止安全阀的误开启。

4.5.21 对于可能增加反应堆冷却剂压力的部件(如稳压器电加热器或上充泵),设计中应采取措施来停止意外增压。

4.5.22 反应堆冷却剂系统的超压保护系统应设计为在假设事故序列涉及多重失效时,能够保证反应堆冷却剂压力边界的完整性。通常情况下,超压保护系统应能在未能紧急停堆的预计瞬态工况下限制压力(如果相关)。

4.6 反应堆冷却剂压力边界的隔离

4.6.1 反应堆冷却剂压力边界由无法与反应堆隔离的反应堆冷却剂系统承压部件组成。反应堆冷却剂压力边界包括以下阀门:

(1) 贯穿安全壳的反应堆冷却剂系统管道上的最外侧安全壳隔离阀(如果相关);

(2) 反应堆冷却剂系统的安全阀;

(3) 连接至反应堆冷却剂系统的管道,如果其破裂导致的泄漏无法由正常补水系统补偿,则直至并包括该管道上的两道隔离阀;

(4) 连接至反应堆冷却剂系统的管道,如果其破裂导致的泄漏能够由正常补水系统补偿,则直至并包括该管道上的第一道隔离阀(如果相关)。

4.6.2 与反应堆冷却剂压力边界相连的管道或部件破裂导致的泄漏无法由正常补水系统补偿时,该管道或部件与反应堆冷却剂压力边界之间的隔离阀装置应设计成能够快速可靠关闭,以限制冷却剂的流失。这类破裂造成的冷却剂流失不应导致应急堆芯冷却系统的投运。

4.6.3 应考虑隔离装置的特性、重要性及必要的可靠性。隔离装置应处于关闭状态（常规位置），或不依赖厂外电源而在需要时能自动关闭。响应时间和关闭时间应与假设始发事件确定的验收准则相匹配。特别地，为提高应急堆芯冷却系统的有效性，除满足失水事故验收准则所必须的系统之外，与反应堆冷却剂压力边界相连的所有系统都应能被及时隔离。

4.6.4 如果相连管道破口导致的冷却剂流失不能由正常补水系统补偿，反应堆冷却剂压力边界的隔离设计应遵循单一故障准则。

4.6.5 即使在丧失厂外电源的情况下，反应堆冷却剂压力边界仍应能保证有效隔离，并最好由不间断应急电源向隔离阀供电。

4.6.6 反应堆冷却剂压力边界的隔离阀应设计成失电或失气时处于安全位置。

4.6.7 应为与反应堆冷却剂系统相连的在低压下运行的系统提供适当的措施，以防止此类系统超压和发生安全壳外失水事故。

4.6.8 隔离装置的设计和制造应符合反应堆冷却剂系统部件适用的设计要求。

4.6.9 设计应考虑便于执行反应堆冷却剂压力边界隔离阀密封性试验的措施。

4.7 假设始发事件

应识别可能导致反应堆冷却剂系统的条件或载荷超出正常运行状态限值的构筑物、系统或部件的可能故障以及操纵员误动作，并根据其预计发生的频率进行分类。典型事件如下：

- (1) 丧失厂外电；
- (2) 压力控制系统故障：
 - 反应堆压力容器水位；
 - 稳压器和蒸汽发生器水位；
- (3) 冷凝器丧失真空；
- (4) 管道破裂；
- (5) 安全阀意外开启；
- (6) 冷却剂强迫循环丧失；
- (7) 堆芯引入正反应性。

4.8 内部危险

4.8.1 反应堆冷却剂系统管道的布置（辅以防甩击部件、屏障或破前漏技术等保护措施）应保证在高压管道断裂时能够避免“多米诺效应”。典型事件如下：

- (1) 反应堆冷却剂系统主管道断裂不应影响邻近的反应堆冷却剂系统主管道、主蒸汽管道或主给水管道；
- (2) 主蒸汽管道或主给水管道的断裂不应影响邻近的主蒸汽管道、主给水管道或反应堆冷却剂主管道。

4.8.2 如需采取防护措施，优先采用实体分隔即部件之间拉开距离或设置屏障（例如混凝土墙）的方法以确保防护。如果不可能，则可采用管道甩动约束件或锚固件以确保防护。所采取的这些防护措施应能确保管道的破损不会造成更为严重的事故工况。应达到的设计目标举例如下：

(1) 冷却剂系统及其有关系统的一根管道破裂不得引起为减轻管道破裂后果所必须的另一根管道破裂；

(2) 不构成失水事故的一处管道破裂不得引起失水事故；

(3) 引起失水事故的一处管道破裂不得引起安全壳密封性的丧失；

(4) 一根管道破裂引起的流体释放和流失不得妨碍工作人员在控制室或辅助控制点的停留，也不得影响用于减轻破裂后果的系统的可运行性。

4.9 外部危险

4.9.1 在 SL-2 地震荷载下，应能维持反应堆冷却剂压力边界的完整性。

4.9.2 既不属于反应堆冷却剂压力边界，又不按抗震设计的反应堆冷却剂系统部件，应通过设置隔离装置保证与反应堆冷却剂压力边界的可靠隔离。设置的隔离装置应进行合理的抗震分类，并经过鉴定能在 SL-2 地震荷载下运行。

4.9.3 将反应堆带到安全停堆状态所必须的反应堆冷却剂系统部件，应进行抗震分类（维持完整性），并进行鉴定以保证能在 SL-2 地震荷载下运行。

4.9.4 设计应能确保在受到对安全壳造成高能冲击的外部危险的影响时，将反应堆带到安全停堆状态所必须的系统或部件的完整性和/或可运行性能够得到保证。

4.10 布置

4.10.1 管道布置和设备位置应有助于自然循环的建立,从而带出堆芯余热。

4.10.2 管道和设备布置应将流致振动、流动加速腐蚀、老化效应、声激励、热疲劳和放射性物质累积降至最小。管道布置也应能够防止可燃气体的积聚。

4.10.3 设备和管道布置应保证足够的可达性,以便于执行定期试验、维修和检查,包括焊缝和管道支撑的维修和检查。

4.11 设计限值

对于反应堆冷却剂系统的部件,应确定每个核动力厂状态下不应超过的设计限值。可能的设计限值包括如下:

- 压力和温度;
- 正常运行时的最大冷却速率和最大升温速率;
- 热管段和稳压器之间的最大温差(压水堆);
- 一次侧和二次侧的最大压差(压水堆);
- 反应堆冷却剂系统的最大泄漏率;
- 从蒸汽发生器一次侧到二次侧的最大泄漏率;
- 反应堆压力容器的脆性断裂限值(压水堆);
- 单个部件的参数(如反应堆冷却剂泵轴封的压差)。

4.12 安全分级

4.12.1 作为反应堆冷却剂压力边界的承压部件的安全等级应确保其设计和制造符合所采用的核工业标准体系的最高等级要求。

4.12.2 按照安全分级相关导则的指导,对反应堆冷却剂系统

的构筑物、系统和部件进行安全分级。

4.13 环境鉴定

4.13.1 反应堆冷却剂系统部件的设计和鉴定应考虑事故前或事故期间安全壳内支配性的最恶劣的环境条件。包括以下部件：

- 反应堆冷却剂压力边界的部件（完整性）；
- 反应堆冷却剂压力边界上的隔离装置（可运行性）；
- 超压保护部件（可运行性）；
- 用于防止反应堆压力容器发生脆性断裂的反应堆冷却剂系统部件（可运行性）；
- 将反应堆带到安全停堆状态所必须的反应堆冷却剂系统部件（可运行性）；
- 事故工况下用于降低反应堆冷却剂系统压力，以实现低压系统接入的部件；
- 用于降低反应堆冷却剂系统压力，以防止反应堆压力容器高压失效导致安全壳直接加热的部件（可运行性）。

4.13.2 垫圈和密封件材料的选择应能保证维持其在所有运行状态和事故工况下所要求的性能。

4.14 压力试验

4.14.1 调试阶段应执行反应堆冷却剂系统的水压试验，并应在运行阶段定期重复开展，但准则可能有所不同。此类试验的目的是：

- （1）证明当结构承受的压力趋于弹性极限时，未发生永久变形；
- （2）证明不存在先前未检测到的泄漏。

关于压力试验的操作方式和压力水平，通常在国家法规导则中有规定，行业规范和标准也有对应要求。

4.14.2 水压试验期间，反应堆冷却剂系统设备不应受到任何损坏。

4.15 排气

4.15.1 压水堆排气

4.15.1.1 为防止反应堆冷却剂自然循环的中断，应设置可远程操作的阀门，以在事故工况下排出不可凝气体。

4.15.1.2 丧失厂外电时，应保证反应堆冷却剂系统能够进行排气。

4.15.1.3 排放容量应与补水系统的容量相匹配。

4.15.2 重水堆排气

应采取措施限制正常运行时反应堆冷却剂中不可凝气体的浓度。

4.16 具体部件的设计

4.16.1 反应堆压力容器

4.16.1.1 反应堆压力容器的设计考虑包括：

(1) 应尽可能减少反应堆压力容器的焊缝，尤其应评估在堆芯活性区焊缝的必要性。

(2) 应确定压力容器在不同温度下的压力限值以及允许的加热和冷却速率。对于压力容器内靠近堆芯（高通量区）的材料，应考虑由于中子辐射和热脆化导致的韧脆性转变温度的变化。

(3) 压力容器的设计应能承受核动力厂寿期内预计会发生的全

部循环载荷。设计文件中应对用于确定累积使用因子的载荷进行清晰的说明。

(4) 材料选择、结构设计、焊接和热处理应确保核动力厂寿期内压力容器材料有足够的延展性。应通过限制最大中子通量, 和采用其化学成分能将辐照脆化保持在可接受水平的母材及焊材金属, 来保证堆芯段的韧性。

(5) 压力容器应设计成可经受承压热冲击而不会丧失其完整性。

(6) 应使容器管嘴和密封件处的热循环最小化, 适当时可考虑热套管的使用。

(7) 应在压力容器内部堆焊耐腐蚀覆层。

4.16.1.2 如果将先进材料用于反应堆压力容器, 这些材料的样品应经受相对于压力容器壁有高超前因子的快中子通量, 并暴露于压力容器所在的环境条件下。应在核动力厂寿期内定期检查该材料样品, 以监测其机械性能(尤其是延展性和韧性)的变化, 并在足够的时间内预测材料的性能, 以便在必要时采取纠正措施。

4.16.1.3 对于采用堆内滞留的设计, 应以高置信度论证反应堆压力容器承受这些严重事故工况导致的载荷时的稳健性。

4.16.2 反应堆压力容器内部构件

4.16.2.1 压力容器内部构件应该是可拆卸的, 以便于维修、更换和在役检查。适当时, 应考虑使用螺栓连接替代焊接连接。

4.16.2.2 压力容器内部构件的设计应能承受正常运行和未发生堆芯明显损伤的事故工况下的载荷, 并维持支撑堆芯、冷却燃料元件,

以及将控制棒插入堆芯以停闭反应堆的能力。

4.16.2.3 压力容器内部构件的设计应满足以下要求：

- 形成冷却剂流过压力容器和燃料的适当通道；
- 防止不可接受的流致振动；
- 使对应力腐蚀开裂的敏感性最小化；
- 适应管道破裂引起的不对称喷放载荷；
- 确保正常运行或预计运行事件下不超过燃料设计限值。

4.16.3 燃料通道组件（加压重水堆）

4.16.3.1 燃料通道应提供具有低中子吸收能力，并支撑和定位燃料棒束的压力边界。燃料通道应允许冷却剂在燃料棒束周围和通过燃料棒束受控流动。

4.16.3.2 燃料通道组件应设计成在其设计寿期内满足所有适用的要求。

4.16.3.3 燃料通道的设计应容许压力管和排管间的环形孔道内有连续气体流动，以允许破前漏的探测。

4.16.3.4 燃料通道组件采用的所有材料应能承受长期暴露在辐照、高纯度重水和环隙气体（压力管和排管间的气体）的环境中。

4.16.3.5 燃料通道的设计工况应考虑压力管长度方向上最恶劣的温度和压力的组合。

4.16.3.6 燃料通道应根据经验证的标准规范进行设计和制造，并考虑包括运行经验在内的良好实践。

4.16.3.7 应对在反应堆冷却剂系统中使用的新型轧制钢材进行拉

伸强度试验。若在设计温度下执行强度试验，轴向拉伸载荷应至少是设计工况总轴向载荷的三倍。

4.16.3.8 燃料通道应设计为能承受其设计寿期内预期会发生的所有循环载荷。设计文件应包括对确定累积使用因子时所必须的那些载荷的说明。

4.16.3.9 应尽可能减少不能执行在役检查的焊缝，并开展分析以评估此类焊缝失效的后果。

4.16.3.10 设计中应提供措施对正常运行期间堆芯燃料的缺陷进行可靠监测。

4.16.4 反应堆冷却剂泵

4.16.4.1 反应堆冷却剂泵的设计应确保以下参数和措施是适当的：

— 泵的性能特性，包括扬程-流量特性、惰转特性、单相和两相流体状态下的泵的性能；

— 泵的运行参数，如转速、流量和压头；

— 避免泵气蚀所需的净正吸入压头；

— 泵密封的设计和性能，包括轴封温度限值（如适用）；

— 振动监测措施。

4.16.4.2 反应堆冷却剂泵应能提供足够的具有适当水力参数的冷却剂流量，以确保运行状态下不超过燃料设计限值。

4.16.4.3 反应堆冷却剂泵应能提供足够的具有适当水力参数的冷却剂流量，以确保在运行状态和没有发生堆芯明显损伤的事故工况

下，燃料和反应堆冷却剂系统设备（包括反应堆压力容器堆内构件）的结构限值不被超过。

4.16.4.4 反应堆冷却剂泵应具有足够的惰转流量特性，以避免在预计运行事件和没有发生堆芯明显损伤的事故工况下跳泵时，出现不期望的可能会威胁燃料完整性的反应堆冷却剂热工水力条件。

4.16.4.5 反应堆冷却剂泵的设计应确保反应堆冷却剂系统内不利的热工水力条件或泵的故障不会导致飞射物的产生，否则应采取措施保护安全重要物项免受此类飞射物的影响。

4.16.4.6 应监测反应堆冷却剂泵轴承的正确运行，并采取必要的保护措施防止其在可能导致轴故障的过高振动下运行。

4.16.4.7 核动力厂应有控制轴封泄漏的措施。正常运行时，轴封泄漏应能被补偿；若处于不能有效补偿的状态，最佳的选择是隔离轴封泄漏。反应堆冷却剂泵在轴封运行参数不能维持的事件中应能自动停泵，以防止对轴封系统的进一步损伤。

4.16.5 泄压阀和安全阀

4.16.5.1 如果泄压阀的操作需要压缩空气，则应为阀门配备可靠的气源（如安全级的储气罐或安全级的压缩空气系统），以确保气动泄压阀的开启和关闭次数满足安全要求。如采用储气罐设计，应规定在储气罐无外部气源支持的情况下，气动泄压阀利用储气罐开关的次数。

4.16.5.2 当使用泄压阀进行压力控制时，应通过泄压管线上的隔离阀确保泄压通道可靠关闭。

4.16.5.3 对于采用先导式安全阀执行超压保护的核动力厂，安全阀的先导管线上不应安装隔离阀。如果为便于试验和维修或防止安全阀卡开而设置了隔离阀，则应能避免隔离阀误关。

4.16.6 蒸汽发生器

4.16.6.1 蒸汽发生器传热管是反应堆冷却剂压力边界的一部分，其设计应符合本导则 3.7.1、3.15.9-3.15.11 和 4.2 节。

4.16.6.2 蒸汽发生器传热管和内部结构的设计应考虑运行状态和没有发生堆芯明显损伤的事故工况下预计产生的最大应力和最严重的疲劳条件（如：能承受失水事故和主蒸汽管线破裂的载荷）。

4.16.6.3 应对蒸汽发生器内的流动进行优化，防止出现滞流区域（避免沉淀物积聚），并防止传热管发生不可接受的流致振动。

4.16.6.4 应提供适当的蒸汽发生器传热管泄漏检测和报警措施。

4.16.6.5 应采取设计措施防止蒸汽发生器满溢。

4.16.6.6 针对可能发生水锤、满溢、热分层和/或水力分层等现象的运行模式，应考虑这些现象可能产生的载荷。

4.16.6.7 设计应考虑排污措施，以控制和去除蒸汽发生器内滞流区域积聚的物质（污泥）。

4.16.6.8 设计应考虑从二次侧的相应位置对流体进行取样的措施。

4.16.6.9 设计应能实现对蒸汽发生器传热管整个长度上的检查，用于传热管检查的设备和程序应能探测和定位明显的降级或缺陷。

4.16.6.10 设计还应提供措施用于：

- 控制 pH 值和氧浓度；
- 限制蒸汽发生器二次侧污染物和杂质的浓度；
- 向给水中添加化学添加剂；
- 监测取样流体的阳电导率和污染物。

4.16.6.11 应规定污垢、堵管率和传热管泄漏率的限值。

4.16.6.12 应采取设计措施防止传热管磨损。

4.16.6.13 蒸汽发生器传热管材料、管板材料和焊接材料应能承受一次侧或二次侧流体（视情况而定）的腐蚀和侵蚀效应，包括垢下腐蚀。

4.16.6.14 应防止蒸汽发生器传热管材料和传热管支撑材料间的电化学反应。

4.16.7 管道系统

4.16.7.1 管道布置应尽可能避免不可凝气体积聚。

4.16.7.2 应保证管道的足够的排气和疏水能力。

4.16.7.3 管道支撑的设计应符合适用的管道系统设计标准，应根据适用的标准规范对管道和部件进行应力分析。

4.16.7.4 在反应堆的蒸汽发生器出口设置限流器，以便在安全壳内部或外部主蒸汽管线断裂时，限制蒸汽排放速率。

4.16.8 破前漏或破裂排除管道

4.16.8.1 如果设计中应用破前漏或破裂排除技术，应明确设计、制造和运行需满足的具体要求。

4.16.8.2 对于采用破前漏技术的管道，应设置泄漏探测系统，系统性能应与破前漏假设相匹配。

4.16.8.3 即使管道失效的可能性很低，仍应根据适当的规则分析管道双端剪切断裂事故的下列方面：

- 堆芯冷却能力；
- 安全壳内的压力上升；
- 设备的环境鉴定条件。

4.16.9 泄漏探测系统

应采取探测反应堆冷却剂的任何泄漏，并尽实际可能的识别泄漏的位置。应采取定量和收集反应堆冷却剂系统的泄漏，这些措施应辅以内控室的显示和报警。

4.16.10 保温材料

4.16.10.1 安全壳内保温材料的选择，应能防止高能管道破裂的事故中发生地坑过滤器和滤网的堵塞。应尽可能使用金属反射层保温材料。

4.16.10.2 严重事故后，对于采用熔融物堆内滞留、堆外冷却的设计，压力容器保温层的设计需满足如下条件：

(1) 堆外冷却水能自由流经反应堆压力容器和保温层之间的区域，堆腔注入口的设计应使得压力容器外冷却水的流动压损足够小，以保证压力容器的冷却；

(2) 应采取使得水流接触压力容器产生的蒸汽能从压力容器周围排出；

(3) 保温支撑和保温板应形成一个结构可靠的允许水和蒸汽流动的路径。

5 最终热阱和余热传输系统

5.1 最终热阱

5.1.1 最终热阱的定义见 2.8.1，它通常是大的水体或大气，或两者兼而有之。水体可以是海洋、河流、湖泊、水库、地下水或它们的组合，但一般来说，自然的、用之不竭的水源优于容量有限的水体。对于依赖于大气的最终热阱，设计通常利用冷却塔或喷淋池及其相关的结构和系统来将热量传递到大气。一些非能动核动力厂的设计也更多的依赖大气，以便在核动力厂瞬态和事故工况下立即排出反应堆衰变热。在功率运行期间，接受衰变热的介质也可用作汽轮机凝汽器的冷源，但与之相关的传热系统不包括在本导则的范围内。

5.1.2 余热传输到最终热阱的能力应保证在各种停堆模式和停堆工况下，至少有一个最终热阱和一条传热途径可用。

5.1.3 针对多堆厂址，每个机组应具备各自的与最终热阱介质接口的安全系统和用于设计扩展工况的安全设施。

5.1.4 最终热阱的能力应足够接受假设该厂址内所有机组同时发生事故时所有反应堆和乏燃料水池的余热。

5.1.5 最终热阱的可靠性和容量应能保证接受正常停堆模式、预计运行事件以及事故工况下短期和长期产生的所有热负荷，并满足

上述工况下的排热速率要求以及环境保护相关的其他条例。

5.1.6 最终热阱短期和长期阶段的容量需求优先考虑用之不尽的自然水体或大气，如果某厂址不具备上述条件时：

(1) 最终热阱的容量应通过厂址内随时可用的水量来保证⁴。该容量应足以吸收现场产生的所有热负荷，直到可以对最终热阱进行补充。应考虑可能对补给过程有延迟影响的各种因素，包括蒸发、人为事件、自然灾害、核动力厂事故工况、接口可用性和补给程序的复杂程度。

(2) 应确定在任何假设始发事件发生后，为将反应堆带到安全停堆状态应具有的立即可用的最低需求的水量⁵（包括考虑不确定性的裕量）。对于每台机组，该最低需求的水量应该已经储存在相应的最终热阱系统内（如蓄水箱、冷却塔的水池）。

(3) 除了最低需求的水量，在能对最终热阱进行补充前需要的额外的水应贮存在场内的蓄水设施中，并应保证能够将水从该蓄水设施内输送到最终热阱。用于输送的系统应被认为是满足最终热阱安全功能的支持系统并应进行相应的安全分级。

(4) 考虑到最终热阱的长期能力，给场内蓄水设施注水的补给系统应永久安装，补给速率的设计应能够满足长期排热能力的需求。

5.1.7 为了在能力和可靠性方面实现设计目标，并应用纵深防御

4 随时可用的水量（包括储存在现场水箱或水库中的水）一般为 30 天，除非保守分析可以证明更短的时间段是合理的。

5 水量设计为能确保 3 天的热量导出。

的概念，可能需要使用不同的最终热阱或不同的导出热量到最终热阱的途径。

5.1.8 与最终热阱相关的构筑物应设计为能够承受由厂址灾害评价确定的灾害导致的负荷。应考虑相关导则中给出的设计此类结构时应考虑的外部事件（例如极端温度和条件、地震、浮冰、冰层覆盖、洪水、海啸、大风、生物现象、漂浮物碰撞、堵塞、低水位、泥沙淤积和碳氢化合物）的指导。

5.1.9 用于确保最终热阱在厂址自然灾害下的有效性和可用性的措施应设计有适当的裕量，以应对超出厂址灾害评价水平的自然灾害。

5.1.10 在确定最终热阱的必要容量时，应考虑相关条件出现的时间段来定义设计基准环境参数。

5.1.11 环境参数短期变化不应最终热阱的有效性造成过大影响。

5.1.12 设计基准环境参数包括直流式水冷系统的最终热阱水温 and 干式冷却塔的空气干球温度。对湿式冷却塔、冷却池或喷水池，以及其他利用蒸发冷却的输热系统来说，应包括空气的湿球和干球温度。

5.1.13 应确保在发电中断或正常排热系统丧失运行后，仍能保持排出热负荷的能力。

5.1.14 最终热阱的设计应能接受核动力厂不同状态下的最大峰值排热率下的相关热负荷，并应考虑每个热负荷随时间的变化特性。

5.1.15 在确定最大排热速率时，针对所有需要最终热阱执行正常运行功能或安全功能的假设始发事件，应考虑各项热负荷的最不利组合。

5.1.16 当确定最终热阱及其直接有关的输热系统所必需的能力时，应准确地确定各个热源以及它们随时间的变化特性，以确保冷却剂的温度维持在规定的限值内。应考虑的热源包括：

(1) 反应堆的余热，包括衰变热、停堆期间裂变产生的热量和反应堆冷却剂系统和其他运行的排热系统或结构的储热；

(2) 乏燃料贮存系统最大贮存量下的乏燃料衰变热；

(3) 需要其运行来达到和维持核动力厂安全停堆或减轻事故后果的结构、系统和部件产生的热量（前提是这些部件产生的热量由输热系统带走）；

(4) 其他热量来源（如化学反应）。

5.1.17 在确定反应堆余热时，应假定燃料已在功率运行下经受一段时期的辐照而产生出最大的衰变热负荷，并按适用的标准评估衰变热。

5.1.18 由乏燃料产生的总热负荷和释热速率应根据能贮存在厂内的乏燃料元件的最大数量进行评估。评估时可用燃料元件各自的衰变热曲线（考虑各自适当的停堆后时间），或者对所有燃料元件用一个保守的平均停堆后时间。

5.1.19 事故工况可能造成额外的热源，例如燃料包壳金属和水的反应，或由安全壳内其他放热化学反应产生的热量。如果这种可能

的金属和水的反应造成的额外热源非常显著，则应定量地给出这些热源与时间的关系，并在确定最终热阱及其直接有关的输热系统的能力时进行考虑。

5.2 余热传输系统

5.2.1 本导则所指余热传输系统包括中间冷却系统和与最终热阱直接相连的冷却系统。中间冷却系统设计为闭式系统，其功能是将热量从余热排出系统传递到与最终热阱直接相连的冷却系统。与最终热阱直接相连的冷却系统为开式系统，从最终热阱取水（泵站），并提供给中间冷却系统将其带出的热量排放到最终热阱。

5.2.2 在余热传输系统的设计中，应考虑核动力厂所有的余热热源⁶。

5.2.3 根据纵深防御的概念，设计应提供将余热传递到最终热阱的后备手段。

5.2.4 如果余热排出系统未被设计成在反应堆冷却剂系统热态条件下运行，余热通过二次侧排出并直接释放到大气中，则二次侧排热构成了第二个最终热阱（针对压水堆和重水堆的预计运行事件和事故工况）。根据多样性的概念，用于给蒸汽发生器充、排的部件的运行应不直接依赖于余热传输系统。

5.2.5 为确保纵深防御概念的有效应用，所提供的不同传热手段

⁶如果某些部件运行产生的热量也被这些系统带走和传输，则应考虑相应的附加热负荷。

应尽可能独立。尤其是对于堆芯熔化事故，应采用不同且独立的余热传输系统。

5.2.6 余热传输系统及其有关系统和部件的设计和制造，应采用与根据其安全重要性确定的安全等级相对应的设计要求。

5.2.7 对于有限容量的最终热阱，与其直接有关的输热系统的选择取决于维持最终热阱的存量，延迟补水投入时间的需要。

5.2.8 运行状态下的余热传输

5.2.8.1 系统应设计成能带走所有的热负荷，以将停堆后的冷却剂温度和乏燃料水池温度控制在运行状态规定的温度范围内。

5.2.8.2 传输余热到最终热阱必需的任何部件的假设单一故障不应导致热量导出功能的失效。

5.2.8.3 在丧失厂外电时仍应保证余热的传输。

5.2.8.4 余热传输有关系统应包括中间冷却系统，以防止一次侧冷却剂的泄漏直接进入最终热阱。

5.2.8.5 传热能力的设计应符合反应堆余热排出系统和乏燃料冷却系统的性能。

5.2.8.6 乏燃料水池热量排出能力应基于其最大贮存容量进行设计，同时考虑热负荷的边界条件。

5.2.8.7 传热能力的设计应保证最终热阱的温度在针对正常运行所规定的范围内时，能带走正常运行产生的所有热负荷。

5.2.8.8 如果要求余热传输有关系统在设计基准事故后运行，则应考虑本导则第3章中与设计基准事故有关的要求。在这种情况下，

仅在运行工况下运行的设备的故障不应影响到那些预期在设计基准事故工况下运行的设备。

5.2.8.9 应采取检测中间冷却系统中的放射性。

5.2.8.10 应对中间冷却系统进行保护，防止因与高压系统接口的热交换器发生泄漏而导致系统超压。在这种情况下，中间冷却系统的设计应能防止一次侧冷却剂泄漏到安全壳外。

5.2.8.11 与最终热阱直接相连的冷却系统的泵应考虑杂质和生物污垢的影响：

(1) 应制定并实施换热器的定期监测大纲和清洁大纲以限制系统换热能力的降级；

(2) 应实施相应的监测大纲和控制措施，以显著降低由于生物污垢或异物造成的流体堵塞问题的发生率。

5.2.8.12 直接与最终热阱相连的冷却系统能力的设计应考虑：

- 所需的最大排热率；
- 用于设计的环境参数（如水或空气的温度，相对湿度）；
- 冷却介质的供应。

5.2.9 设计基准事故下的余热传输

5.2.9.1 如果设计用于在运行状态下运行的系统无法满足适用于安全系统的设计要求，则核动力厂应设计另外的系统，在发生设计基准事故时将余热传输至最终热阱。

5.2.9.2 余热传输系统应有能力带走设计基准事故期间产生的热负荷，设计应基于针对事故工况定义的最终热阱的设计温度。

5.2.9.3 余热传输系统的设计应符合 3.9.1 的要求。

5.2.9.4 余热传输系统应有能力在设计基准事故下同时执行下列功能：

- 导出反应堆冷却剂系统中的余热到最终热阱；
- 导出乏燃料水池冷却系统中的热量到最终热阱；
- 导出安全壳的热量到最终热阱；
- 导出水冷部件中的热量到最终热阱。

5.2.10 设计扩展工况下的余热传输

需要附加设备（即附加的用于设计扩展工况的安全设施）的工况取决于反应堆的技术路线和/或设计，应通过确定论方法和一级概率安全分析相结合来假设这些工况。尤其应注意以下几点：

（1）在丧失所有交流电源（见 3.6.3.4）事故工况下，应能将余热传递到最终热阱，比如可通过由替代交流电源提供动力的传热链和/或非能动二次侧余热排出系统。

（2）针对设计用于设计基准事故的传热途径丧失的事件，应评估导出余热到最终热阱的需求，如可通过非能动二次侧余热排出系统或设计专门用于堆芯明显损伤的设计扩展工况的传热途径。

6 压水堆核动力厂反应堆冷却剂系统有关系统的设计

6.1 运行状态下控制冷却剂水装量和堆芯反应性的系统

6.1.1 正常运行期间，反应堆冷却剂系统的水装量控制是通过化学和容积控制系统实现的。化学和容积控制系统还设计用于在反应

堆冷却剂泵停运后（稳压器主喷淋不可用）通过稳压器的辅助喷淋控制冷却剂系统的压力。同时化学和容积控制系统还用于调整功率运行状态和停堆模式下的反应堆冷却剂中的硼浓度。化学和容积控制系统执行的典型功能如下：

- 控制反应堆冷却剂系统水装量；
- 在停堆模式下，当反应堆冷却剂泵停运（稳压器主喷淋不可用）时，通过辅助喷淋控制反应堆冷却剂的压力；
- 控制堆芯反应性；
- 提供反应堆冷却剂泵的轴封注入水；
- 反应堆冷却剂的化学控制；
- 反应堆冷却剂的净化。

6.1.2 上述这些功能主要用于正常运行，通常不在事故下执行。但是在预计运行事件或事故后，系统的某些部分可能被用来使反应堆达到安全停堆状态。

6.1.3 冷却剂水装量控制

6.1.3.1 化学和容积控制系统应设计为能在一定的升温和冷却速率下控制反应堆冷却剂系统的水装量，为核动力厂升温期间冷却剂的膨胀提供下泄，为冷却期间冷却剂的收缩提供补偿。

6.1.3.2 化学和容积控制系统应设计为在机组功率下降时（冷却剂收缩）提供上充补给，在机组功率上升时执行下泄功能。

6.1.3.3 针对任何正常运行模式或不需要安全系统运行的事件，化学和容积控制系统应提供并维持足够的反应堆冷却剂系统水装

量，以确保堆芯冷却，从而保证燃料的设计限值不被超过，并向反应堆冷却剂泵轴封提供足够的流量，以维持压力边界的完整性。

6.1.4 堆芯反应性控制

6.1.4.1 化学和容积控制系统应设计成能调节反应堆冷却剂中的硼浓度，以控制功率运行时堆芯的轴向偏移。

6.1.4.2 化学和容积控制系统应能够保证冷却剂中的硼浓度满足换料操作的需要。

6.1.4.3 化学和容积控制系统应能够实现反应堆冷却剂系统在整个燃料循环周期内功率运行所必需的硼酸浓度。

6.1.4.4 化学和容积控制系统应能防止或限制反应堆冷却剂系统不可控的硼稀释。

6.2 运行状态下导出热量的系统

6.2.1 功率运行和蒸汽发生器冷却的停堆工况

6.2.1.1 功率运行和蒸汽发生器冷却的停堆工况下堆芯产生的热量（包括余热）通过反应堆冷却剂系统传输到蒸汽发生器。热量导出通过主给水系统和主蒸汽系统实现。主给水系统一般由主给水管线、主给水泵、控制阀和隔离阀组成。某些核动力厂设计了专门用于低功率和停堆模式下的给水泵，包含在“启动和停堆给水系统”中。主蒸汽系统一般包括主蒸汽管线、隔离阀、安全阀和通向主凝汽器的减压阀等。

6.2.1.2 主给水和主蒸汽系统主要设计用于带走满功率下反应堆产生的热量，也应具有停堆后将余热带走并传输到最终热阱的能力。

6.2.1.3 设计应有能力从停堆开始对反应堆冷却剂系统进行冷却，直至其压力和温度达到余热排出系统能够接入的状态。

6.2.1.4 主给水系统应能给蒸汽发生器提供额定温度的供水，并将蒸汽发生器的水位控制在运行状态所规定的范围内。

6.2.1.5 单台主给水泵的失效不应导致反应堆紧急停堆。

6.2.1.6 为了防止堆芯过冷，反应堆紧急停堆后应能自动停止主给水的注入。

6.2.1.7 应能可靠地防止蒸汽发生器发生满溢。

6.2.1.8 如果发生蒸汽发生器不受控且过度降压的事故（例如主蒸汽管道破裂或主给水管道破裂），受影响的蒸汽发生器应能与其他蒸汽发生器可靠隔离。

6.2.1.9 每台蒸汽发生器应能独立并可靠地隔离。

6.2.1.10 应设置适当的放射性监测手段，以监测蒸汽发生器传热管的泄漏或断裂。监测范围应能满足设计基准事故下放射性后果的相应限值。

6.2.1.11 蒸汽发生器隔离阀的密封性能应满足蒸汽发生器传热管断裂时放射性后果的相应限值。

6.2.1.12 主蒸汽系统应设计成能自动或手动旁路汽轮机，将蒸汽直接排放至冷凝器。汽轮机旁路系统的容量应能够适应机组满载甩负荷。

6.2.1.13 主蒸汽系统的设计应确保，在一条主蒸汽管线破裂的情况下，即使主蒸汽管道隔离出现单一故障，也不会导致一个以上蒸汽发生器的排放。

6.2.1.14 主蒸汽和主给水管线的布置、保护和限制措施应能防止多个管道同时发生破裂（主蒸汽、主给水或一次侧管道破裂）。

6.2.1.15 设计的最小排热能力应能保证在排出余热必需的任何部件出现单一故障的情况下都能够排出余热。

6.2.1.16 应保证在丧失厂外电源的情况下仍然能够排出余热。

6.2.1.17 应保证 SL-2 地震载荷下仍具有导出堆芯余热的能力。

6.2.2 余热排出系统带热的停堆工况

6.2.2.1 通过蒸汽发生器将反应堆冷却剂系统冷却到一定状态后，余热排出系统可接入，以带走反应堆冷却剂系统的余热并传输到中间冷却系统。余热排出系统由管道、余热排出泵、与中间冷却回路进行热交换的换热器组成，从反应堆冷却剂系统取水，通过换热器冷却后返回反应堆冷却剂系统。

6.2.2.2 核动力厂应设计适当的系统以在不同的停堆工况（包括换料工况）下从反应堆冷却剂系统排出余热。

6.2.2.3 排热系统应有能力将反应堆冷却剂系统从任何运行状态下的停堆冷却到换料停堆工况。

6.2.2.4 余热排出的设计应能控制反应堆冷却剂系统的温度，并控制冷却速率，以在停堆后适当的时间内将反应堆冷却剂系统冷却至换料冷停堆。

6.2.2.5 设计的最小排热能力应能保证在排出余热必需的任何部件出现单一故障的情况下都能够排出余热。

6.2.2.6 应保证在丧失厂外电源的情况下仍然能够排出余热。

6.2.2.7 余热排出系统应按抗 SL-2 地震载荷设计。

6.2.2.8 如果余热排出和传输系统也要求在设计基准事故下运行，则还应满足 3.8.2、3.9.1 和 5.2.9 的要求。

6.2.2.9 最大排热能力的设计应考虑到运行准则（例如达到换料工况的延迟时间），而不超过规定的正常运行工况下的燃料和反应堆冷却剂压力边界限值。

6.2.2.10 余热排出系统的接入温度应高于通过蒸汽发生器冷却反应堆冷却剂系统能达到的最低温度。

6.2.2.11 在功率运行和蒸汽发生器带热的停堆工况期间，余热排出系统不运行并与反应堆冷却剂系统隔离，应设置联锁装置或采取其他措施来防止余热排出系统与反应堆冷却剂系统连接。

6.2.2.12 如果余热排出系统的一部分在安全壳外，应提供足够的仪表以探测系统的泄漏或破裂，并应提供可靠的隔离能力以限制放射性释放到安全壳外。设计应有措施保证由于安全壳外管道破裂（安全壳旁通）导致的早期或大量放射性释放工况被实际消除。

6.2.2.13 应采取适当的措施来检测和隔离换热器的泄漏并限制反应堆冷却剂进入中间冷却系统。这些措施还应限制在反应堆冷却剂完全降压的情况下非含硼水进入反应堆冷却剂系统。

6.3 事故工况（除堆芯熔化的设计扩展工况外）下冷却堆芯和排出余热的系统

6.3.1 第 6.3 节提供了在所有事故工况（除堆芯熔化的设计扩展工况外）下冷却堆芯、带走反应堆冷却剂系统余热所必需的系统的

设计指导，关于事故工况下输热系统和最终热阱的设计指导见本安全导则第 5 章。

6.3.2 对系统差异性、独立性和多样性的需求取决于安全系统必要的可靠性，以及系统冗余部分发生共因故障的可能性。除了上述考虑，核动力厂的设计还应确保有多种手段冷却堆芯并带走堆芯衰变热。

6.3.3 设计用于在设计基准事故或未造成堆芯明显损伤的设计扩展工况下冷却堆芯的系统应尽可能独立于用于运行工况的系统，并应独立于在发生堆芯熔化的设计扩展工况下冷却堆芯的系统。

6.3.4 应对设计基准事故所必需的系统，其设计应符合 3.8.2、3.6.2 的要求，缓解没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况后果的系统，其设计应符合 3.8.3、3.6.3 的要求。

6.3.5 用于设计扩展工况的特定安全设施的可靠性应足以满足整体的堆芯损伤频率准则。

6.3.6 应设计安全系统用以满足设计基准事故特定的监管准则，这些系统的性能应确保在对设计基准事故进行确定论分析时上述准则能够得到满足。

6.3.7 用于设计扩展工况的安全设施的性能应足以防止未发生堆芯明显损伤的事故工况升级为堆芯熔化的设计扩展工况。对设计而言，可以使用针对设计基准事故的设计准则，但其假设和条件一般考虑较少的保守性。为了加强设计扩展工况下的安全设施的有效性，并避免陡边效应，应确定关键参数，并保证对不确定性的考虑是足够的。

6.3.8 事故工况下的堆芯冷却

6.3.8.1 事故工况下反应堆冷却剂系统的水装量控制由应急堆芯冷却系统执行，必要时还需由二次侧对反应堆冷却剂系统进行降压。应急堆芯冷却系统还承担堆芯反应性控制的功能。一般而言，应急堆芯冷却系统包括能动和/或非能动的注入方式（泵、管道和阀门）的组合。系统还包括热交换器，用于带走安全壳中的热量。应根据相关导则的要求考虑安全壳地坑过滤器的设计。

6.3.8.2 应急堆芯冷却系统的主要功能是在发生反应堆冷却剂系统水装量减少事故或二次侧的热量导出功能丧失事故时，向反应堆冷却剂系统注入含硼水，以确保堆芯冷却。设计基准事故和某些没有发生堆芯明显损伤的设计扩展工况下要求应急堆芯冷却系统动作以将反应堆带到可控状态，例如：

- 假定的冷却剂丧失事故，包括设计基准事故或设计扩展工况；
- 反应堆冷却剂系统过度和失控冷却（二次侧的管道破口）；
- 蒸汽发生器传热管破裂；
- 给水完全丧失，但反应堆冷却剂系统的“充-排”功能可用。

6.3.8.3 应急堆芯冷却系统设计用于在冷却剂丧失事故下对燃料进行冷却，以满足燃料、包壳和堆芯几何结构的相关设计准则。

6.3.8.4 在小破口事故时，破口处的能量释放可能不足以冷却燃料，因此需要其他系统或设备运行以保证适当的冷却能力（例如通过蒸汽发生器带走一部分余热，或者对反应堆冷却剂系统降压以提高应急堆芯冷却剂系统的注入量）。

6.3.8.5 应急堆芯冷却系统的设计应具有足够的容量，以在不同尺寸和不同位置的反应堆冷却剂系统管道破裂事故下，防止或限制燃料元件的裸露。应急堆芯冷却系统通常需要不同的注入点。

6.3.8.6 在应急堆芯冷却系统的设计中，应考虑到注入流量可能旁通堆芯或直接流向破口。

6.3.8.7 应急堆芯冷却系统的设计应能恢复和维持反应堆冷却剂系统中足够的冷却剂水装量，以恢复冷却燃料的功能。

6.3.8.8 应急堆芯冷却系统中的硼浓度应足以在设计基准事故(例如蒸汽管线破口)导致的过冷条件下使堆芯达到次临界。

6.3.8.9 应急堆芯冷却系统的设计应能防止堆芯的硼结晶。

6.3.8.10 在某些设计中，应急堆芯冷却系统还承担在反应堆冷却剂系统完整性丧失事故的长期阶段带走堆芯衰变热的功能，执行该功能的部分应视为安全系统的一部分。

6.3.8.11 应急堆芯冷却系统应设计为在二次侧余热排出能力完全丧失的情况下防止或限制堆芯裸露，需要考虑反应堆冷却剂系统的排放流量。

6.3.8.12 应急堆芯冷却系统承压设备的设计和制造应符合核工业广泛采用的成熟规范和标准。对于单个部件而言，应根据其执行的安全功能和安全重要性来选择适用的要求。

6.3.8.13 应急堆芯冷却系统应通过两个串联的隔离装置与反应堆冷却剂系统可靠隔离。为了不降低应急堆芯冷却系统的可靠性，这些隔离装置应设计为无需外部支持而快速打开(例如通常使用止

回阀)，且应能对上述隔离装置的密封性进行定期试验。此外，应急堆芯冷却系统应能防止隔离装置泄漏引起的超压，应设置适当的监测手段（例如压力、温度）来检测通过隔离阀的任何泄漏并报警。

6.3.8.14 应急堆芯冷却系统宜布置在安全壳外或采取简化系统的措施，以减少对其进行严苛环境条件鉴定的需求，并便于维修和维护。

6.3.8.15 应限制应急堆芯冷却系统运行可能导致的反应堆冷却剂系统超压的风险。应特别注意冷停堆工况，在这种状态下，应急堆芯冷却系统的运行（例如误启动）可能会对反应堆压力容器或余热排出系统造成损坏（例如脆性断裂）。

6.3.8.16 应采取措施对应急堆芯冷却系统位于安全壳外部分的泄漏进行早期监测，以便进行隔离以限制泄漏导致的水装量丧失。

6.3.8.17 出于事故管理的需要，应能在主控室对应急堆芯冷却系统每列进行停运和隔离操作。但是只要堆芯应急冷却的需求存在，就应无法在主控室进行停止应急堆芯冷却系统运行的操作。

6.3.8.18 应对应急堆芯冷却系统进行鉴定，以保证其能在含有颗粒的放射性流体条件下运行，应考虑到过滤系统的能力。

6.3.8.19 在设计基准事故期间的任何时间内，应确保应急堆芯冷却系统泵的最小净正吸入压头，同时考虑到一些限制性条件，诸如涡流、空气夹带和地坑滤网表面的碎片沉积等。

6.3.8.20 应采取措施（如设计小流量管线）防止应急堆芯冷却系统泵在低注入流量下出现故障，并考虑便于进行定期试验的措施。

6.3.9 设计基准事故蒸发器带热模式下的余热排出

6.3.9.1 反应堆停堆后堆芯产生的余热从反应堆冷却剂系统传输到蒸汽发生器。应急给水系统和蒸汽大气排放系统保证了余热排出功能。应急给水系统由给水泵、控制阀和隔离阀组成。蒸汽大气排放系统一般由位于蒸汽发生器出口的控制阀和隔离阀组成。

6.3.9.2 应急给水系统和蒸汽大气排放系统应具有适当的性能，可靠地排出余热和冷却反应堆冷却剂系统，防止在没有造成堆芯明显损伤的事故工况下超出燃料、反应堆冷却剂压力边界和安全重要构筑物的规定限值。

6.3.9.3 应急给水系统的容量和自持性应是足够的，以冷却反应堆冷却剂系统达到余热排出系统接入的条件，并应有足够的裕量（通常考虑 24 小时为最低要求）。应考虑应急给水箱之间的互连，以提高系统的能力和自持性，并应在应急运行程序中明确操纵员的手动动作。

6.3.9.4 在主给水或其他给水系统不可用的设计基准事故中，设计应保证应急给水系统向蒸汽发生器提供二次侧补给水。

6.3.9.5 蒸汽大气排放系统用来从蒸汽发生器排放蒸汽，以便在主冷凝器不可用或主蒸汽隔离阀关闭的情况下排出余热并冷却反应堆冷却剂系统。

6.3.9.6 应急给水系统承压设备的设计和制造应符合核工业界广泛采用的成熟规范和标准。对于每个部件，应适当考虑其未能执行安全功能所带来的后果，以选择适用的要求。

6.3.9.7 应急给水系统泵的配置应保证该系统具有与其承担的安全功能相符的可靠性⁷。

6.3.9.8 蒸汽大气排放阀应对在蒸汽、水和二者混合物（如果蒸汽发生器水位高，则蒸汽中可能夹带水）的条件下的运行（开和关）进行鉴定。

6.3.9.9 在蒸汽管线破口的事故下，应隔离受影响的蒸汽发生器的应急给水和蒸汽大气排放，以限制反应堆冷却剂系统的过冷。

6.3.9.10 在蒸汽发生器传热管破裂的情况下，应隔离受影响的蒸汽发生器的应急给水，以防止蒸汽发生器满溢，限制放射性水释放到环境中。

6.3.9.11 在蒸汽发生器传热管破裂的情况下，应隔离受影响的蒸汽发生器的释放阀，以避免向环境的放射性释放超出限值。

6.3.10 设计基准事故长期阶段的余热排出

6.3.10.1 长期阶段的余热排出系统的功能是将反应堆冷却剂系统的余热转移到中间冷却系统，并在事故条件下达到（和维持）安全停堆状态。该系统可在反应堆冷却剂系统充分冷却后接入。在任何设计基准事故后，只要反应堆冷却剂系统水装量充足和可控，则该功能是必要的。

6.3.10.2 用于长期阶段余热排出的系统应包括多个冗余的安全系

⁷ 应急给水系统泵宜采用多样性的配置，如采用其他配置，则应论证其满足监管要求的可靠性指标。

统（或系列），每个系统（或系列）包括一台泵和一个与中间冷却系统相连的热交换器。余热排出系统从反应堆冷却剂系统取水，经过热交换器冷却后将水返回到反应堆冷却剂系统。本系统应视为事故工况下传递热量到最终热阱的首要选择。

6.3.10.3 用于在长期阶段排出余热的系统的设计应符合 3.8.1、3.8.2 中关于安全系统的要求。

6.3.10.4 用于在长期阶段排出余热的系统的设计应能排出堆芯衰变热，并将反应堆冷却剂系统冷却至安全停堆状态。

6.3.10.5 承压设备的设计和制造应符合核工业界广泛使用的成熟规范和标准。对于单个部件而言，应考虑其故障导致的两方面（不满足安全功能和发生放射性释放）的影响选择适用的要求。也应考虑 3.8.2 中的相关要求。

6.3.11 没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况下的余热排出

6.3.11.1 应根据具体设计对核动力厂开展设计扩展工况分析，特别是应考虑设计用于在反应堆冷却剂系统的条件未达到余热排出系统运行的条件时排出余热的安全系统的多重失效。根据分析结果可能要求增设附加的用于设计扩展工况的安全设施，或扩展安全系统的能力。典型地，可作出以下考虑：

- 扩展应急给水系统的自持性，具有厂内补水能力；
- 在长期丧失所有交流电源（见 3.6.3.4）的情况下，维持应急给水系统的能力和蒸汽向大气排放的运行；
- 二次侧非能动余热排出系统；

— 通过对反应堆冷却剂系统进行充-排 (feed-bleed) 操作排出堆芯余热;

— 非能动余热排出系统。

6.3.11.2 为了便于超设计基准事故的管理, 应急给水系统应设置从外部设施 (如消防车或移动柴油机泵) 向蒸汽发生器供水的连接管线。

6.4 事故工况下控制堆芯反应性的系统

6.4.1 第 6.4.2–6.4.6 条适用于依靠注入高浓度含硼水控制堆芯反应性的设计。

6.4.2 设计基准事故工况下控制堆芯反应性的系统, 设计作为第二种和多样性的停堆手段, 应按照安全系统的设计准则进行设计。

6.4.3 在事故工况下控制堆芯反应性的系统应独立于反应堆紧急停堆系统。

6.4.4 在事故工况下控制堆芯反应性的系统应具有在未能紧急停堆的预计瞬态工况下停闭反应堆的能力, 从而使得没有发生堆芯明显损伤的设计扩展工况对应的燃料限值不被超出。

6.4.5 硼酸浓度应足以补偿反应堆冷却剂系统温度降低导致的慢化效应变化。

6.4.6 在正常运行工况下, 应有措施防止储罐和管道中的高浓硼结晶。应考虑厂址灾害评估确定的寒冷环境。

6.5 堆芯熔化的设计扩展工况下反应堆冷却剂系统的快速卸压

6.5.1 反应堆冷却剂系统快速卸压系统由阀门和相应的管道组

成，直接连接到反应堆冷却剂系统的压力边界。

6.5.2 为了实际消除与严重事故中高压熔融物喷射（安全壳直接加热）相关的现象，应在堆芯熔化事故初期对一回路进行快速卸压。

6.5.3 反应堆冷却剂系统快速卸压阀应与反应堆冷却剂系统超压保护的安全阀不同并有一定的多样性。

6.5.4 应可靠地防止快速卸压阀的误开。

6.5.5 作为反应堆冷却剂压力边界一部分的反应堆冷却剂系统快速卸压系统的承压设备，应按照用于反应堆冷却剂压力边界设计和制造的成熟规范和标准进行设计和制造。

6.5.6 当反应堆冷却剂系统快速卸压系统在堆芯熔化的早期阶段投入使用时，反应堆冷却剂系统的温度和压力预计非常高，因此该系统应设计成能在如此严酷的条件下运行。

6.5.7 反应堆冷却剂系统快速卸压系统的设计应能承受 SL-2 地震载荷。

6.5.8 在核动力厂丧失所有交流电源（3.6.3.4）事故工况下，反应堆冷却剂系统应能执行快速卸压功能。

7 重水堆核动力厂反应堆冷却剂系统有关系统的设计

7.1 反应堆冷却剂系统有关系统的范围

重水堆反应堆冷却剂系统有关系统（以下简称有关系统）是主热传输系统及其相连系统运行和事故后安全所必需的系统。重水堆的有关系统包括但不限于：

- 装换料系统，包括装换料设备；
- 压力和装量控制系统；
- 主泵轴封冷却系统（如采用屏蔽泵可不考虑）；
- 停堆冷却系统；
- 应急堆芯冷却系统；
- 慢化剂及其冷却系统；
- 屏蔽冷却系统；
- 蒸汽和主给水系统；
- 辅助给水系统；
- 强化应急余热排出系统。

7.2 运行状态下控制堆芯反应性的系统

7.2.1 反应堆控制系统中使用的控制装置包括机械吸收棒、调节棒装置和液体区域控制系统。

7.2.2 在正常运行期间，所有运行模式下，反应堆控制系统控制反应堆功率以及通量的空间分布（如适用）在运行限值范围内。这些运行限值可能包括最大反应堆功率、最大燃料通道（或燃料棒棒束）功率和最大通量倾斜。

7.2.3 在预计运行事件下，反应堆控制系统对偏离正常运行的情况做出响应，使所有重要的反应堆参数保持在规定的范围内，并防止预计运行事件升级到事故工况。这些响应可能是反应堆线性降功率或快速降功率，即用不同的速率将功率降低到适当的水平。

7.3 运行状态下导出热量的系统

7.3.1 在运行状态下，下列系统可用于热量导出，包括蒸汽和主给水系统、停堆冷却系统和辅助给水系统。

7.3.2 蒸汽和主给水系统

7.3.2.1 蒸汽和主给水系统的功能是将反应堆堆芯产生的热量传递给汽轮机发电。

7.3.2.2 蒸汽和主给水系统由主蒸汽管线和供给蒸汽发生器的给水管线组成。主蒸汽管道以恒定压力通过蒸汽集管（位于汽轮机厂房内）将来自反应堆厂房蒸汽发生器的蒸汽输送至汽轮机。给水系统控制流量，维持必要的蒸汽发生器水位。

7.3.2.3 蒸汽和主给水系统的设计应确保反应堆在正常运行期间在额定功率水平下稳定运行。在任何功率水平上，热量的产生和排出都应该是平衡的。

7.3.2.4 主给水系统的设计应当可以从汽轮机厂房的给水系统中获取热的加压给水，并将其供应至蒸汽发生器的二次侧。

7.3.2.5 应采取措施，控制启动期间蒸汽发生器中的蒸汽压力和水装量。

7.3.2.6 蒸汽和主给水系统应具有足够的容量，以便在核动力厂初始冷却阶段将热量传输至最终热阱。

7.3.2.7 蒸汽和主给水系统应具有足够的容量，在主凝汽器不可用时将热量传输至最终热阱。

7.3.2.8 主蒸汽隔离阀应设计成能够在蒸汽发生器传热管泄漏时隔离输送至汽轮机的主蒸汽，反应堆停堆后，停堆冷却系统投

入运行，对主热传输系统进行减压。

7.3.2.9 从蒸汽发生器到主蒸汽隔离阀和主给水隔离阀的管道的安全等级应与蒸汽发生器二次侧的安全等级相同。

7.3.2.10 当最终热阱不可用或主蒸汽管线被隔离时，应提供必要的冗余排热系统，以实现反应堆冷却剂系统的受控冷却。

7.3.2.11 当主蒸汽和主给水隔离阀关闭时，主蒸汽和主给水系统应配备蒸汽发生器二次侧超压保护装置（如安全阀）。

7.3.2.12 安全阀的容量应足以使蒸汽发生器二次侧的最大压力保持在验收准则的范围内。

7.3.2.13 控制蒸汽发生器压力的系统应包括释放阀。除主蒸汽安全阀外，这些释放阀还应为蒸汽发生器二次侧提供超压保护。

7.3.2.14 设计应至少保证以下参数应在主控室显示和/或报警：

- 蒸汽流量；
- 蒸汽发生器压力；
- 蒸汽发生器液位；
- 蒸汽集管压力；
- 给水流量；
- 给水集管压力；
- 给水温度；
- 放射性水平；
- 关键水化学参数。

7.3.2.15 设计应允许远程对主蒸汽隔离阀和旁路阀进行手动操作和自动操作。

7.3.2.16 设计应允许远程手动和/或自动操作大气释放阀。

7.3.2.17 主蒸汽装置（安全阀和/或释放阀）应能在主凝汽器不可用时排出蒸汽发生器中的热量。

7.3.2.18 主蒸汽和主给水系统应能自动和/或手动旁路汽轮机，并将蒸汽直接排放至凝汽器。旁路容量应足以容纳甩负荷。

7.3.2.19 应采取措施确保一条蒸汽管线的故障不会导致未受影响的蒸汽发生器的喷放。

7.3.2.20 对蒸汽管道和给水管道应进行合理布置、保护和约束，防止蒸汽管道、给水管道或任何其他管道破裂时发生多重事故。

7.3.3 停堆冷却系统（余热排出系统）

7.3.3.1 停堆冷却系统由泵和热交换器组成，这些泵和热交换器连接在每个主热传输系统回路的入口和出口集管之间。该系统通常充满重水并与主热传输系统隔离。

7.3.3.2 停堆冷却系统的功能是在反应堆停堆后长期地提供堆芯冷却，并能在主热传输系统内冷却剂水位降低以允许对蒸汽发生器和主热传输系统泵进行维护时，提供堆芯冷却功能。

7.3.3.3 停堆冷却系统宜布置在安全壳内部。

7.3.3.4 停堆冷却系统应能够在主热传输系统低水位状态下控制集管中的重水水位。

7.3.3.5 在发生无法通过蒸汽发生器排出热量的事件时，停堆冷

却系统应能够冷却主热传输系统。

7.3.3.6 停堆冷却系统的设计还应能在反应堆事故后停堆时，代替蒸汽发生器排出衰变热。

7.3.3.7 停堆热交换器的设计应能承受极端温度冲击。

7.3.3.8 停堆冷却系统应允许降低、升高和控制反应堆冷却剂系统的液位，以对热输送泵和蒸汽发生器进行维护。停堆冷却系统应当能够在主热传输系统处于冷态和减压状态时给该系统排水。

7.3.3.9 停堆冷却系统应具有足够的流量调节能力。

7.3.3.10 为确保停堆冷却系统的完整性和可靠性，应在设计和布置时采取措施，以便在停堆期间对主要部件进行检查。

7.3.4 辅助给水系统

7.3.4.1 应设计一个辅助给水系统或等效系统，在主给水系统不可用的情况下，保持核动力厂的热排出能力。必要时，辅助给水系统也可用于降低反应堆冷却剂系统中的压力。

7.3.4.2 应设计一个辅助给水系统或等效系统，以维持核动力厂长期热备用状态。辅助给水系统应提供足够的容量，以有效地实现该功能。如果无法连接到备用给水或除氧器，则应提供一种替代方法，向蒸汽发生器供应辅助给水。

7.4 事故工况下控制堆芯反应性的系统

7.4.1 每个反应堆配有两个实体独立的停堆系统。这些停堆系统的设计既有功能上的不同，又有空间上的隔离。第一停堆系统使用停堆棒，第二停堆系统注入液态中子吸收剂（毒物），从而实现功能

性上的差异。两个停堆系统的设计都能独立地快速地使反应堆从设计基准事故中到达次临界状态，并维持足够的裕度。

7.4.2 反应堆第二停堆系统通过若干水平分布的喷嘴将液态中子吸收剂快速注入大量慢化剂中。该系统采用多个独立的反应堆停堆逻辑，识别停堆参数，打开快动阀，将毒物注入慢化剂。

7.4.3 第一和第二反应堆停堆系统应快速动作、功能齐全、功能多样且相互独立。如果这些系统是反应堆设计的一部分，它们也应该是非能动的。

7.4.4 反应堆第二停堆系统的设计应避免化学相关的问题（例如避免沉淀）。

7.4.5 在“备用状态”（即能够引入足够的负反应性以停堆）下，反应堆第二停堆系统应设计成：

（1）在反应堆堆芯外备用足够量的具有适当浓度、化学成分和吸收性能的毒物，用于事故后停堆；

（2）提供验证毒物量及其浓度、正确的化学成分和吸附性能的方法；

（3）在反应堆第二停堆系统中的停堆信号触发后，应提供尽可能高效地向慢化剂注入毒物的有效方法；

（4）当注入管线内由于毒物的迁移而导致毒物浓度过高时，应具备降低毒物浓度的手段。

7.4.6 在“停堆状态”（即，当毒物注入慢化剂以停堆并维持其次临界状态时）下，反应堆第二停堆系统应设计成：

(1) 能够在反应堆第二停堆系统执行停堆后，维持反应堆次临界状态；

(2) 如果反应堆第二停堆系统的停堆逻辑清除了反应堆停堆状态下的开口状态信号，则允许停止注入。

7.5 事故工况下导出热量的系统

7.5.1 本节提供了与事故工况（包括设计基准事故和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况）下执行冷却安全功能的系统相关的设计指导。为维持设计基准事故的冷却安全功能而设计的系统包括应急堆芯冷却系统和强化应急排热系统。

7.5.2 应急堆芯冷却系统

7.5.2.1 应急堆芯冷却系统包括能动和非能动的注入装置（泵、管道和阀门）与不同输送压力（取决于设计）的组合，以及非能动注入水箱（安注箱）。该系统还可能包括热交换器。

7.5.2.2 在发生重水的装量损失的失水事故后，应急堆芯冷却系统向反应堆冷却剂系统提供冷却水（轻水）。该系统应被设计成能够排出反应堆的余热。

7.5.2.3 应急堆芯冷却系统的设计应能在集管发生双端断裂时充分冷却堆芯。

7.5.2.4 根据适用的验收准则，应急堆芯冷却系统的注入能力应确保发生设计基准失水事故时堆芯的再淹没。

7.5.2.5 应急堆芯冷却系统应能维持堆芯可冷却的几何结构，并排出余热。

7.5.2.6 应急堆芯冷却系统的注入压力应低于蒸汽发生器压力释放装置的开启压力，以在发生蒸汽发生器传热管断裂的设计基准事故下限制从受损蒸汽发生器的放射性排放。在任何情况下，注入压力应低于蒸汽发生器安全阀的开启压力，以降低安全阀开启后无法关闭的风险。

7.5.2.7 应急堆芯冷却系统的注入压力应能限制反应堆冷却剂系统超压的风险。

7.5.2.8 注入大量冷水可能导致反应堆冷却剂压力边界的加压热冲击或堆内构件变形，特别是在冷停堆状态下。在计算关键位置的瞬态流动条件、金属温度和相应的应力时，应证明设计中已经解决了热冲击问题。

7.5.2.9 应急堆芯冷却系统还可以在发生设计基准事故时，特别是发生大破口事故时，通过冷却地坑将余热传输到换热器。换热器的能力应足以限制地坑温升，使其不超出反应堆厂房内的鉴定条件和应急堆芯冷却系统泵的鉴定温度范围。

7.5.2.10 由于应急堆芯冷却系统与反应堆冷却剂系统相连，因此应根据反应堆冷却剂压力边界的需要配备隔离装置。这些装置（如隔离阀）应在正常运行时关闭，并应在需要注入时快速打开。如果需在事故后长期阶段停止注入，尤其是在系统某一系列中存在可疑泄漏时，应该可以使其重新关闭。

7.5.2.11 由于应急堆芯冷却系统部分位于安全壳外部，因此需设置安全壳隔离装置。如果在安全壳外部的系统部件中检测到泄漏，则应可

以随时关闭地坑的入口阀门，以防止从地坑排水。隔离功能应高度可靠，因为其失效将导致地坑水完全排空，从而可能发生严重事故。

7.5.2.12 应防止应急堆芯冷却系统非计划的疏排，特别是在外部危险情况下。应充分保护应急堆芯冷却系统泵入口管道的安全壳贯穿件和系统的隔离阀。

7.5.2.13 根据过滤系统的能力，应急堆芯冷却系统泵应能在含有颗粒的放射性水的条件下运行。鉴定要求应考虑设计基准事故和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况下（冷却剂丧失事故和二回路破口）假定的放射性水平和碎片量。

7.5.2.14 应监测应急堆芯冷却系统位于安全壳外部的部件可能的泄漏，以便能够在泄漏导致水装量减少时隔离系统，并在泄漏导致建筑物内的环境条件妨碍隔离阀的操作之前隔离系统。

7.5.2.15 位于安全壳外部的应急堆芯冷却系统隔离装置应进行鉴定，以确保能够在系统可能泄漏的情况下保持可操作性。

7.5.2.16 自然循环应具有足够的流量，且不应受到不凝气体聚集或不利的温度分布的影响。

7.5.2.17 如果发生冷却剂丧失事故，破口的局部影响（例如射流冲击包括潜在的冲击波，管道甩击）应受到限制，而不会导致应急堆芯冷却系统的一系列以上不可用。

7.5.2.18 应急堆芯冷却系统的再循环泵应位于安全壳外部，以限制其环境鉴定条件的严酷程度，并便于维护和维修。

7.5.2.19 在发生设计基准事故，需通过安全壳外进行水循环时，

应急堆芯冷却系统提供安全壳的延伸（第三道屏障）。循环水可能具有高放射性（例如燃料损坏时），部件的结构设计应以高的可信度来防止放射性释放。

7.5.2.20 应急堆芯冷却系统中的泵可能需要电机和厂房冷却才能正常运行。这些支持功能的执行应具有与其重要性相称的可靠性水平。如果它们的故障可能导致泵在短时间内发生故障，而在这么短时间内不能建立备用冷却，那么这些系统的设计要求应与应急堆芯冷却系统的设计要求一致。

7.5.2.21 如果在冷却措施发生共因故障的设计扩展工况下，应急堆芯冷却系统泵的注入功能是必要的，则可以考虑采用多样化的方式对泵进行冷却。

7.5.3 强化应急排热系统

7.5.3.1 强化应急排热系统的功能是向蒸汽发生器供水，保持排热能力。

7.5.3.2 强化应急排热系统的设计应确保正常排热系统（主给水和辅助给水）丧失后，有足够的长期排出余热的能力。

7.5.3.3 强化应急排热系统应具有独立的非能动（备用应急给水）和能动（应急给水）列。强化应急排热系统的每一能动列和非能动列应能维持蒸汽发生器的二次侧足够的水装量。

7.5.3.4 强化应急排热系统的能动列及其支持结构、系统和部件应被设计为在导致丧失正常排热系统的设计基准事故考虑的假设始发事件时运行。

7.5.3.5 强化应急排热系统的非能动列及其支持结构、系统和部件应被设计为在没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况下运行。

7.5.3.6 强化应急排热系统的能动列（应急给水）可配备泵，从现场淡水源抽水，该水源应与核动力厂主要厂用水系统进水口分开布置。强化应急排热系统的能动列应配备能自动启动的应急电源，以及向蒸汽发生器二次侧供水的连接管线。

7.5.3.7 强化应急排热系统的非能动（备用应急给水）列应包括备用水箱（也称为安全壳水箱或冲洗水箱）和连接管道（包括阀门和管道），以向蒸汽发生器的二次侧供水，并提供记录向蒸汽发生器供水量的方法。

7.5.3.8 备用水箱应设计为重力驱动的非能动轻水补给系统，这样一旦打开隔离阀，就不需要使用外部电源将水供给各个潜在用户。

7.5.3.9 备用水箱应位于反应堆厂房位置较高处。

7.5.3.10 备用水箱应具有足够的容量，在需要时通过重力向蒸汽发生器（备用应急给水）、安全壳冷却喷淋、慢化剂系统、屏蔽冷却系统和主热传输系统提供应急给水。

7.5.3.11 应急排热系统的能动列和非能动列需要在地震事件期间和之后运行，因此应设计为满足抗震要求。

7.5.3.12 设计应当证明，所有运行状态和所有事故条件下都具有紧急排热能力。

7.5.3.13 设备的设计应当适当，可以在需要其投运的事故条件下

运行，并应考虑所有的紧急排热方式。

7.5.3.14 设计应当提供允许安全相关部件和设备在役检查的措施，并允许安全相关系统和部件的运行功能试验。

7.5.3.15 强化应急排热系统应能在设计基准事故和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况下，导出安全相关的结构、系统和部件的热量。

7.5.3.16 应在主控制室和辅助控制室提供工艺参数信息和控制能力，以使非能动和能动应急排热系统能够运行，并实现长期阶段的适当的余热排出。

7.5.3.17 为确保应急排热系统的完整性和可靠性，应采取设计和布置措施，以便在停机期间对主要部件进行检查。

7.5.3.18 在所有适用的运行条件下的自然循环系统的能力都应当得到证明。

7.5.3.19 如果在设计基准事故中采信了强化能动应急排热系统，则应当进行分析，证明符合验收准则。分析应具有足够的保守性，以证明设计中提供的裕度可以弥补不确定性并能防止陡边效应。

7.5.3.20 如果在没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况下采信了强化应急排热系统的非能动列，则应当进行分析，证明其满足验收准则。最佳估算分析方法是可接受的方法。

7.5.4 用于未发生堆芯明显损伤的设计扩展工况的慢化剂系统

7.5.4.1 重水反应堆的慢化剂系统是一个低压低温的系统。它独立于主传热系统。慢化剂系统由泵和热交换器组成，这些泵和热交

换热器使重水慢化剂通过排管容器循环，并排出反应堆运行期间产生的热量。对于正常运行和设计基准事故，重水既是反应堆堆芯中子通量的慢化剂又是中子通量的反射层。

7.5.4.2 慢化剂系统应具有自己的冷却系统，以带走反应堆结构中传递的热量以及慢化剂中的热量。

7.5.4.3 慢化剂系统实现了重水反应堆独有的安全功能。慢化剂系统应设计成在未发生堆芯明显损伤的设计扩展工况下作为应急排热的一种方式，用于假想的大量冷却剂丧失叠加应急堆芯冷却系统丧失的事故工况。

7.5.4.4 当采信慢化剂系统作为未发生堆芯明显损伤的设计扩展工况下的应急排热系统时，慢化剂系统的设计中应考虑所有的系统配置。每种配置应具有足够的负荷能力，以独立地将热量传递到最终热阱，并防止排管失效。

7.5.4.5 应通过试验和分析，证明未发生堆芯明显损伤的设计扩展工况下慢化剂系统的热负荷能力。

7.5.4.6 慢化剂系统的设计应使强迫对流和自然对流方向一致。

7.5.4.7 慢化剂系统部件的设计和制造应采用相对高的标准，以尽量减少重水损失的可能性，并最大限度地提高可靠性。

7.5.4.8 慢化剂泵应当设计为在设计基准地震期间和之后保持承压完整性。

7.5.4.9 慢化剂系统应设计超压保护，以应对压力管和/或排管爆裂引起的排管压力瞬变导致的超压。

7.5.4.10 排管容器应当配备超压保护装置，如爆破片或其他等效装置。

7.5.4.11 排放容量应足够，以防止在未发生堆芯明显损伤的设计扩展工况下所需的结构、系统和部件超出压力限值。应当使用被验证的适用于核电厂压力容器的规范和标准规定的限值。

7.5.5 主热传输系统快速降压措施（快速冷却）

7.5.5.1 应通过蒸汽释放阀对蒸汽发生器二次侧（或等效设备）进行快速冷却，实现重水堆一回路的快速降压。

7.5.5.2 设计应证明在快速冷却期间：

（1）维持蒸汽发生器二次侧足够的水装量，以对反应堆冷却剂系统进行冷却和减压；

（2）维持反应堆冷却剂系统中的水装量；

（3）反应堆冷却剂系统中的传热机制（如热虹吸或浮升力引发的流动）不会被破坏。

7.5.5.3 快速冷却或反应堆冷却剂系统降压不应导致任何反应性或结构性的问题。