

附件

核安全导则 HAD 102/07-2020

核动力厂反应堆堆芯设计

(国家核安全局 2020 年 12 月 30 日批准)

国家核安全局

核动力厂反应堆堆芯设计

(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	6
1.1 概述.....	6
1.2 范围.....	6
2 设计中的总体安全考虑	8
2.1 设计目标.....	8
2.2 反应堆堆芯结构、系统和部件的设计基准.....	9
2.3 安全运行设计.....	11
2.4 反应堆堆芯安全分析.....	11
3 设计中的具体安全考虑	13
3.1 总则.....	13
3.2 核设计.....	16
3.3 热工水力设计.....	19
3.4 燃料棒和燃料组件热工机械设计.....	21
3.5 堆芯结构和部件的机械设计.....	33
3.6 反应堆堆芯控制、停堆和监测系统.....	35
3.7 堆芯管理.....	46
4 鉴定和试验	54
4.1 总则.....	54
4.2 设计鉴定.....	55
4.3 检查.....	56
4.4 原型组件和先导组件试验.....	56
附件 I 补充技术信息	59
附件 II 在燃料棒、燃料组件、反应性控制组件、中子源组件和阻力塞组件的设计中应考虑的问题	64

1 引言

1.1 概述

1.1.1 本导则是对《核动力厂设计安全规定》有关条款的说明和补充，其目的是对新建核动力厂反应堆堆芯的安全设计提供指导。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。

1.1.2 附件 I、II 与正文具有同等法律效力。

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堆芯设计可参照本导则，但应经过细致的评价和判断。

1.2.2 应对核动力厂状态进行识别和分类，反应堆堆芯设计考虑的典型核动力厂状态包括正常运行、预计运行事件、设计基准事故和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况，这四种状态即为本导则中提及的“所有适用的核动力厂状态”。堆芯熔化事故超出了反应堆堆芯设计的范畴。

1.2.3 反应堆堆芯是反应堆发生裂变反应的核心部分，包括燃料组件、冷却剂、慢化剂和控制棒等，以及一些附加结构（如轻水堆内的压力容器堆内构件、堆芯支撑板、上部和下部堆内构件）。本导则包括对核动力厂反应堆堆芯安全设计重要的中子物理、热工水力、热工机械、机械结构、反应堆堆芯控制、停堆和监测以及燃料管理

方面的考虑。具体地，包括以下结构、系统和部件：

(1) 燃料棒，由包壳管及其内部的燃料芯块组成（含或不含可燃毒物吸收体）；

(2) 燃料组件，包括燃料棒束及维持燃料棒和燃料组件在一个预先确定的几何形状中的结构和部件（如导向管、格架、上下管座等）；

(3) 反应堆堆芯控制、停堆和监测系统，包括用于反应性控制和停堆的部件和设备，由中子吸收体（固体或液体）、相关结构和驱动机构组成；

(4) 反应堆压力容器内为堆芯提供底座的支承结构（如加压重水堆的压力管），流体导向结构（对压水堆），以及作为反应性控制装置的导向管（对加压重水堆）；

(5) 冷却剂；

(6) 慢化剂；

(7) 其他堆芯构件（如中子源等），本导则仅在有限程度内涉及这些部件。

1.2.4 本导则主要涉及带有锆合金包壳的天然铀、富集铀以及铀钚混合燃料（MOX 燃料），除非特殊说明，本导则主要适用于上述燃料类型。

1.2.5 对于采用创新技术的燃料，如铀-氮或含其他惰性元素的燃料，或者采用非锆合金的其他包壳材料，可参考本导则，但应经过判断。

1.2.6 反应堆堆芯的设计与其他反应堆系统以及相关系统是相互关联的，本导则对于这些系统的指导主要限于功能方面，并适当地引用相关导则以阐明这些相互关联。

2 设计中的总体安全考虑

2.1 设计目标

2.1.1 基本安全功能

反应堆堆芯设计应有利于保证核动力厂在所有适用的核动力厂状态下实现以下三项基本安全功能：

- (1) 控制反应性；
- (2) 排出堆芯余热；
- (3) 包容放射性物质。

2.1.2 基于纵深防御的适当设计

2.1.2.1 基于纵深防御的反应堆堆芯的适当设计（即适用性、可靠性和稳健性）并结合反应堆安全设施才能保障实现反应堆基本安全功能。

2.1.2.2 实体屏障包括燃料基体、燃料包壳和一回路压力边界，是反应堆堆芯设计的一部分或对堆芯设计有影响，对于正常运行和预计运行事件，要求保持燃料棒的结构完整性和屏障的密封性，以阻止放射性物质释放到冷却剂中。

2.1.2.3 对于设计基准事故，燃料包壳破损应不得超过可接受的限值，并保持在可合理达到的尽量低的水平，反应堆堆芯部件和相关的结构设计应保证实现安全功能。此外，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，要求反应堆堆芯能够保持可停堆和可冷却的几何形状。

2.1.3 经验证的工程实践

反应堆堆芯设计应通过基于运行经验或相关研究项目成果的应用进行验证，或与设计的确认/验证过程相一致，以符合法规标准。

2.1.4 设计中的安全评价

设计过程早期应开展安全评价。随着设计和确认性分析活动之间的不断迭代，安全评价的范围和详细程度随着设计的进展不断地扩大和提高。

2.1.5 放射性废物管理

在燃料棒和燃料组件的设计阶段应考虑便于放射性废物管理（例如燃料后处理）。从反应堆堆芯中卸出的燃料组件的形态会影响乏燃料贮存和处置系统的设计。

2.2 反应堆堆芯结构、系统和部件的设计基准

2.2.1 反应堆堆芯的设计基准应针对所有适用的核动力厂状态，详细说明其必需的能力、可靠性和功能，以满足特定的验收准则。

2.2.2 核动力厂假设始发事件

设计过程应包括在所有适用的核动力厂状态下假设始发事件对反应堆堆芯的影响分析。

2.2.3 外部危险

反应堆堆芯设计中应考虑包括地震在内的外部危险的影响。

2.2.4 设计限值

针对所有适用的核动力厂状态，应为反应堆堆芯的所有结构、系统和部件规定一套相应的物理参数的设计限值。用适当的措施满足限值才能确保满足纵深防御的要求，并且要有适当的裕量，典型的相关参数定性或定量限值的示例见第 3 章。

2.2.5 反应堆堆芯相关的安全分级

2.2.5.1 反应堆堆芯的结构、系统和部件，应根据其功能和安全重要性对其进行分级。

2.2.5.2 对于所有的安全分级物项，应制定并执行相应的工程设计规则。

2.2.6 工程设计规则

为保障设计的适当性，反应堆堆芯结构、系统和部件的工程设计规则包括以下内容：

- (1) 采用适用的法规和标准，经验证的工程实践；
- (2) 保守的安全评价；
- (3) 详细的可靠性设计分析；
- (4) 鉴定和试验；
- (5) 运行限值和条件。

2.2.7 可靠性设计

燃料棒、燃料组件、反应堆控制和停堆相关的部件和系统因为其安全重要性必须设计成高度可靠的。燃料棒、燃料组件、反应堆停堆相关的部件和系统设计中关于达到高可靠性的相关措施的描述见 3.4.1.6 和 3.6.2.9。

2.2.8 运行限值和条件

设计必须为反应堆堆芯安全运行确定一套运行限值和条件，并与设计假设和目标相符。

2.3 安全运行设计

2.3.1 设计应保证反应堆堆芯的结构、系统和部件便于进行试验、检查、维修、更换、标定和维护。

2.3.2 在核动力厂运行寿期内发生显著的配置改变时，需要对反应堆堆芯设计加以审查和修改，例如由于：

(1) 重要的核动力厂设计、设备或运行修改，如：更换蒸汽发生器、提升额定功率、运行图的重要修改等；

(2) 新型燃料组件或燃料的重要变化，如：采用 MOX 燃料或含钷的燃料，对燃料棒或燃料组件进行几何结构或热工水力性能的改进设计等；

(3) 提高卸料燃耗并超出设计限值；

(4) 燃料管理重要变更。

2.3.3 燃料棒和燃料组件的设计必须能够防止各种核动力厂运行状态下（如不同的启动速率、冷却剂的水化学条件恶化或出现异物）的潜在燃料失效。

2.4 反应堆堆芯安全分析

2.4.1 应采用确定论分析方法并考虑可能的不确定性，来论证在所有适用的核动力厂状态下是否安全。

2.4.2 在反应堆堆芯的安全分析中应考虑下列主要因素：

- (1) 初始运行工况（如整体和局部热工水力条件、功率水平、功率分布和循环长度）；
- (2) 反应性反馈；
- (3) 慢化剂和冷却剂中可溶性中子吸收剂浓度的变化速率；
- (4) 由反应性控制装置或工艺参数变化引起的正（或负）反应性引入的位置或速率；
- (5) 反应堆紧急停堆时的负反应性引入速率；
- (6) 安全系统设备的性能特征，包括从一种运行模式向另一种运行模式的转换，例如从应急堆芯冷却注入模式切换到再循环模式；
- (7) 在堆芯的长期分析中氙的衰变和其他中子吸收体的消耗；
- (8) 堆芯放射性积存量。

上述因素应包含适当的措施或裕量，以保证安全分析对于既定的堆芯装载方式或燃料设计都是有效的。

2.4.3 反应堆堆芯安全分析用来确认在所有适用的核动力厂状态下都不会超过燃料设计限值。对于事故工况，堆芯冷却过程中燃料的各种行为效应（如包壳肿胀和破裂、金属和水的放热反应以及燃料棒和燃料组件的变形等）都应涵盖在安全分析中。此外，还应评价氢气的聚集（由锆基合金的包壳与水在高温下发生反应产生）对一回路压力边界的影响。

2.4.4 应形成一套关于反应堆堆芯的结构、系统和部件的完整、有效、最新的文件体系，以确保安全分析是基于实际的堆芯配置。

3 设计中的具体安全考虑

3.1 总则

3.1.1 本章详述对反应堆堆芯结构、系统和部件的具体设计考虑。也包括对堆芯燃料管理要求的考虑。堆芯燃料管理对燃料棒和燃料组件性能相关的堆芯设计有重大影响。

3.1.2 在反应堆堆芯设计中必须保证对于所有适用的核动力厂状态，在反应堆冷却剂系统、反应堆控制和保护系统的支持下，实现所有的基本安全功能（见 2.1.1）。

3.1.3 反应堆堆芯以及相关的控制和保护系统应设计有适当的裕量以确保在所有适用的核动力厂状态下都不会超过燃料设计限值，燃料设计限值在 3.4.2.2 和 3.4.2.3 描述。

3.1.4 燃料类型

3.1.4.1 燃料棒含有易与热中子发生反应的裂变材料（如 U-235，Pu-239）。选择燃料芯块的材料时，应考虑对以下性能进行优化（有关芯块材料的内容见附件 I）：

- (1) 热中子反应性；
- (2) 杂质的热中子吸收截面；
- (3) 热工性能（如正常运行时具有高热导率，事故工况下具有高的热量扩散性能）；
- (4) 尺寸稳定性；
- (5) 裂变气体包容；
- (6) 抗芯块-包壳相互作用。

3.1.4.2 包壳材料的选择应考虑以下性能（有关包壳材料的内容见附件 I）：

- (1) 低的热中子吸收截面；
- (2) 高的抗辐照性能；
- (3) 高的传热性能和高的熔点；
- (4) 高的抗腐蚀能力和低的吸氢性能；
- (5) 在高温条件下的低氧化/氢化性能；
- (6) 在给定温度条件下适当的抗氧化剥离的性能；
- (7) 适当的机械性能，如正常运行时具有高强度，高延展性，低的蠕变速率，低的辐照生长速率。瞬态条件下具有高的松弛速率；
- (8) 低的应力腐蚀开裂效应；
- (9) 在正常运行和燃料贮存状态下，具有适当的抗氢化开裂和抗氢化相关的其他开裂的性能。

3.1.5 冷却剂

3.1.5.1 在轻水堆中，冷却剂也起慢化剂的作用，冷却剂的选择应考虑在化学条件下，冷却剂和燃料、堆芯部件的所有相互作用（见附件 I）。对于加压重水堆，冷却剂和慢化剂是分开的，通常不在冷却剂中添加化学制品来控制反应性。

3.1.5.2 在高温和辐照条件下冷却剂应当在物理上和化学上是稳定的，以便执行从堆芯连续排热这一主要功能。

3.1.5.3 反应堆堆芯应设计成能够防止或控制由于反应性或功率变化带来的流动不稳定性和由此引起的波动。

3.1.5.4 燃料与堆芯设计应当包括与冷却剂有关的如下安全考虑：

(1) 在核动力厂运行寿期内，保持冷却剂系统在反应堆首次启动、换料和维修期间无外来杂物；

(2) 通过净化系统、腐蚀产物最小化和适时卸出有缺陷的燃料组件，使冷却剂的放射性活度保持在可合理达到的尽量低水平；

(3) 在所有适用的核动力厂状态下，应监测和控制冷却剂和冷却剂添加剂对反应性的影响；

(4) 应确定并控制堆芯内冷却剂的物理和化学特性；

(5) 保证冷却剂化学成分与一回路材料的相容性（如避免燃料棒表面产生水垢，最小化腐蚀和放射性产物等）；

(6) 要考虑添加剂的二次效应，例如化学、物理和辐照效应。

3.1.5.5 设计中应考虑冷却剂密度变化（包括相变）对堆芯局部和整体的反应性和功率的影响。

3.1.6 慢化剂

3.1.6.1 慢化剂以及燃料棒和燃料组件间距的选择应考虑由于慢化剂温度、密度和空泡份额变化引起的反应性反馈，以满足工程和安全要求，同时应优化中子和燃料的消耗。主流的热中子反应堆采用轻水或重水作为慢化介质。

3.1.6.2 依据反应堆设计，慢化剂可以含有可溶性中子吸收剂，如压水堆中的硼，从而在运行状态下维持适当的停堆裕量，在整个换料循环中通过控制稀释补偿堆芯反应性的降低。

3.1.6.3 在加压重水堆中，反应堆堆芯设计应保证在中子吸收剂

稀释事故期间反应堆停堆系统的有效性。应提供手段防止这种吸收剂材料的意外排出（例如由于化学瞬变）和保证其排出是受控和缓慢的。

3.1.6.4 在事故工况下，加压重水堆的慢化剂应能在不损坏堆芯几何结构的情况下提供排出衰变热的能力。

3.1.6.5 对于加压重水堆，应提供措施以防止由于慢化剂的辐照分解产生的氘气的燃爆和爆炸。

3.2 核设计

3.2.1 设计考虑

3.2.1.1 反应堆堆芯设计应确保堆芯反馈特性能迅速地补偿反应性的增加。在所有适用的核动力厂状态下，反应堆功率应受到反应堆堆芯的固有中子特性（见附件 I）、热工水力特性以及控制和停堆系统的综合控制。

3.2.1.2 在正常运行和预计运行事件工况下，堆芯设计应确保可靠并易于监测和抑制导致超出燃料设计限值的功率变化。

3.2.2 核设计限值

3.2.2.1 核关键安全参数

核关键安全参数影响堆芯核设计和燃料管理策略，应通过验证是否满足燃料设计限值（在 3.4.2.2 和 3.4.2.3 节描述）的安全分析来建立。应提供适当的措施，使核关键安全参数在具体堆芯的换料设计和整个换料循环中都是有效的，典型的核关键安全参数包括：

- (1) 燃料和慢化剂的温度反应性系数；

- (2) 硼反应性系数和浓度（压水堆）；
- (3) 停堆裕量；
- (4) 最大反应性引入速率；
- (5) 控制棒和控制棒组价值；
- (6) 径向和轴向功率峰值因子，包括氙振荡因子；
- (7) 最大线功率密度；
- (8) 空泡反应性系数；
- (9) 燃料组件或燃料棒最大燃耗、缓发中子份额和瞬发中子寿命。

在反应堆堆芯设计中，任何重大修改（见 2.3.2）的安全影响都应通过核关键安全参数来评价，以确保不超过燃料设计限值。否则，应定义和评价新的核关键安全参数。

3.2.2.2 堆芯反应性特性

(1) 根据反应堆堆芯的几何形状和燃料构成进行核设计评价，其目的是为核动力厂正常功率运行、停堆和事故工况确定稳态下的堆芯中子注量率分布、功率分布、堆芯中子特性和有效的反应性控制手段。

(2) 应针对选定的堆芯运行状态（如零功率、满功率、寿期初、寿期末和毒物消耗相关的关键节点）和相应的燃料管理策略对核关键安全参数进行评价，如反应性系数等。应分析堆芯装载和燃料燃耗对这些参数的影响。在所有适用的核动力厂状态下，安全分析中用来评价反应性反馈的反应性系数或相关的模型方法应考虑适当的裕量。

3.2.2.3 最大反应性价值和反应性引入速率

应限制反应性控制装置（如控制棒、化学和容积控制系统）的最大反应性价值或提供闭锁系统，使得如下相关的反应性引入瞬态和事故工况所引起的任何功率瞬变都不会超过规定的限值：

- (1) 弹棒；
- (2) 落棒；
- (3) 硼稀释；
- (4) 不可控的控制棒组提出。

应通过安全分析来确定反应性限值，以确保不超过 3.4.2.2 和 3.4.2.3 描述的燃料设计限值。应对堆芯内的所有燃料类型（如 UO_2 和 MOX 燃料），或者采用具有适当裕量的典型堆芯，并考虑所有允许的运行状态和燃料损耗，来进行这些分析。

3.2.2.4 整体功率和局部功率控制

通过反应性控制（见附件 I）对堆芯功率进行整体和局部控制，保证堆芯内所有燃料棒的最高线功率密度不超过设计限值。控制系统的设计应考虑功率分布变化（如由氙振荡引起）或其他局部效应（如由不同类型燃料组件构成的混合堆芯，压水堆中水垢引起的功率偏移或异常的轴向功率偏移，燃料组件弯曲或变形）。应对中子注量率探测器之间的测量偏差（如由操作性能、分布位置、干涉效应或设备老化引起）考虑适当措施。

3.2.2.5 停堆裕量

- (1) 在所有适用的核动力厂状态下，控制棒的插入应提供适当

的停堆裕量。在整个运行寿期内，控制棒插入限值（功率水平的函数）的设定和监测应确保有适当的停堆裕量，以满足对故障承受能力的要求。

(2) 应评价可燃毒物吸收体的消耗对反应性的影响，确保在整个燃料循环期间内出现的各种堆芯状态下都有适当的停堆裕量（压水堆中可燃毒物吸收体的内容见附件 I）。

3.2.2.6 稳定性

堆芯对于功率振荡应具有固有的稳定性，如果堆芯发生空间功率振荡，应能可靠而又容易地测出并加以抑制。

3.3 热工水力设计

3.3.1 设计考虑

反应堆堆芯的热工水力设计应提供适当的裕量和措施以确保：

(1) 在运行状态（即正常运行和预计运行事件）下不超过热工水力设计限值；

(2) 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，燃料棒的破损率保持低于可接受的水平；

(3) 堆芯流量的最小和最大值与堆芯热工水力和机械设计限值是匹配的。

3.3.2 热工水力设计限值

3.3.2.1 热工水力设计限值应有适当的裕量，如最大线功率密度、最小偏离泡核沸腾比（对压水堆）、干涸功率比（对加压重水堆）、燃料峰值温度或焓、包壳峰值温度。在设计分析中，热工裕量评价

所用的工艺参数（例如核功率、冷却剂流量、堆芯旁通流量、入口冷却剂温度、压力以及功率峰值因子）、堆芯设计参数和计算方法的不确定性应予以考虑。

3.3.2.2 热工水力设计应包括燃料组件的设计特性分析，如燃料棒的功率、间距、尺寸、子通道形状、格架（对轻水堆），以及冷却剂搅混（对轻水堆）或湍流。此外，对于加压重水堆的燃料通道，在设计分析中应考虑棒束排列、附加物、燃料棒和压力管的间隙、压力管预计变形（由反应堆老化导致）以及相邻板的连接等效应。

3.3.2.3 对于轻水堆，热工水力设计以及堆芯监测和保护系统设计应考虑堆芯入口和出口冷却剂温度和流量分布。

3.3.2.4 临界热流密度比或偏离泡核沸腾比的限值应附加适当的裕量或措施，因为计算中采用的临界热流密度关系式通常是由稳态条件下具有代表性的试验开发得到的，关系式可能未能考虑以下因素：

- (1) 预计运行事件的热工水力响应；
- (2) 堆芯装载方式的影响；
- (3) 堆芯可能出现水垢的影响等。

此外，在安全分析中应适当考虑不确定性，如核动力厂运行不确定性以及计算程序不确定性。

3.3.2.5 在安全分析中应采用临界热流密度比或偏离泡核沸腾比的限值来避免潜在的包壳破损。在一些反应堆设计中，如果能用适当的分析方法表明包壳温度不会超过燃料失效限值，则容许在瞬态

中出现临界热流密度工况。

3.3.2.6 应采用能够表征燃料组件设计特性的试验件在预计的运行状态范围内做临界热流密度试验，包括不同的轴向功率分布，以确定最小偏离泡核沸腾比限值。应评价临界热流密度关系式对所分析工况的适用性。

3.3.2.7 为满足 3.3.2.1-3.3.2.6 的要求，应论证以下内容：

(1) 对于压水堆，在正常运行和预计运行事件中，应确定偏离泡核沸腾比的限值（最小值）使堆芯中的热棒在 95%的置信度下，具有 95%的概率不发生任何形式的传热恶化。

(2) 对于不采用上述第（1）条推荐值的一些反应堆，应确定临界热流密度比或偏离泡核沸腾比的限值（最小值），以确保发生传热恶化的燃料棒数目不超过堆芯所有燃料棒总数的一个非常小的份额（如，最多 0.1%）。

(3) 对于加压重水堆，如果最大燃料包壳温度在某一限值以下（如 600℃），且干涸运行时间受限（如少于 60 秒），则认为燃料变形很小，燃料芯块不会和压力管接触，不会引起压力管破损。

3.4 燃料棒和燃料组件热工机械设计

3.4.1 设计考虑

3.4.1.1 设计应保证燃料组件（几何形状）和燃料棒（密封性）在正常运行和预计运行事件下保持结构完整性。对于事故工况（设计基准事故和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况），如果合理可行，设计应保证没有燃料棒破损，或只允许有限数量的燃料棒发

生破损。允许燃料棒发生破损的数量取决于事故的频率和性质。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，应保证堆芯具有可冷却的几何形状。在事故工况下，应评估释放的放射性核素的活度水平，以确保不超出剂量限值。

3.4.1.2 在导致包壳肿胀和破裂的事故工况下，应防止燃料碎片在冷却剂中的扩散。

3.4.1.3 燃料棒（包含或不包含可燃毒物）和燃料组件的设计应考虑辐照和环境条件（温度、压力、水化学、辐照对燃料的影响、包壳和燃料组件结构、包括流致振动在内的静态和动态机械载荷、结构材料化学特性变化等）。

3.4.1.4 燃料棒和燃料组件的设计应保证能够承受在运输、贮存、安装和换料运行中的操作载荷。

3.4.1.5 附件 II 描述了燃料棒、燃料组件、反应性控制组件、中子源组件和阻力塞组件设计中涉及的典型的辐射和环境方面的重要考虑。

3.4.1.6 燃料棒和燃料组件的设计应保证在整个寿期内的可靠性，包括制造、运输、操作、堆内运行、贮存和处置。应考虑燃料可靠性的一些关键因素，包括：

- (1) 燃料制造的监督；
- (2) 碎片缓解（异物除外）；
- (3) 反应堆功率变化控制，以限制过度的芯块-包壳相互作用；
- (4) 控制水垢和腐蚀；

- (5) 防止格架-燃料棒磨蚀（对于轻水堆）；
- (6) 燃料监督和检查。

3.4.1.7 燃料棒的热工和燃耗效应

(1) 在运行状态，应保证在考虑了适当的措施和不确定性后，燃料温度峰值低于其熔化温度，并具有适当的裕量以防止燃料熔化。对于设计基准事故（如反应性引入事故）和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况，初期的燃料熔化可以接受（例如燃料中心熔化局限在少量芯块体积份额内）。设计和安全评价应考虑燃耗对燃料棒和燃料组件性能的影响（见附件 I）。

(2) 包壳应变是由燃耗或局部功率增长导致的燃料棒内部气体超压、燃料气态肿胀或燃料热膨胀引起的。设计应保证包壳的应力和应变是受限的。对于所有适用的核动力厂状态，应明确给出包壳应力、包壳累积应变和包壳腐蚀/氢化的限值，并应用于所有换料循环。

(3) 对于事故工况，应评价包壳变形量，以确定包壳破损（如破裂或断裂）和任何导致燃料裂变产物释放的潜在可能。

3.4.1.8 辐照对燃料组件结构的影响

(1) 设计应保证轻水堆燃料组件的结构尺寸变化尽量小，以避免燃料棒和燃料组件部件（上管座和管座）之间的接触或相互作用，同时确保燃料棒弯曲、燃料组件弯曲、控制棒肿胀、以及控制棒与燃料组件导向管任何可能的相互作用，不会影响燃料组件的结构完整性、热工水力性能或控制棒的安全功能。

(2) 应评价格架弹簧在辐照下的松弛,以限制格架-燃料棒的磨蚀(对轻水堆)。在燃料组件部件和控制装置的结构稳定性分析中,应考虑辐照的影响,特别是快中子对拉伸强度、延展性、生长、蠕变或松弛等机械性能的影响。当评价地震工况或失水事故时,应考虑辐照对格架抗冲击(或抗屈曲)性能的影响。

(3) 对于加压重水堆,设计应保证对所有适用的核动力厂状态,燃料棒束通道中的燃料腔长度足以承受辐照和热效应对燃料的影响。

3.4.1.9 功率水平变化的影响

对于运行状态,设计应保证燃料棒能承受局部和整体功率瞬态下(例如,由于燃料组件倒料、控制装置移动、负荷跟踪、灵活运行,或其他引起反应性变化的原因)的热工机械载荷。

3.4.1.10 燃料棒机械效应

(1) 设计应保证由于机械载荷(例如,冷却剂压力、地震载荷)导致的燃料包壳应变满足燃料设计限值。分析应考虑径向间隙闭合动力学效应,其取决于各种参数,例如燃料密实化、燃料肿胀、芯块破裂、燃料棒破碎及功率变化后的径向再分布、包壳在低应力下的蠕变行为、初始燃料棒内压、裂变气体向自由空间的释放,以及包括功率史和冷却剂压力在内的运行参数。

(2) 当腐蚀性裂变产物存在时,应防止芯块-包壳相互作用引起的应力腐蚀开裂(见附件 I)。

(3) 燃料棒设计无法明确考虑芯块缺失、芯块之间的轴向间隙、

芯块表面缺失或芯块卡在间隙中导致的应力集中，因此应尽可能避免这些异常现象。

3.4.1.11 燃料中可燃毒物的影响

在燃料中混有补偿反应性变化的可燃毒物时，可燃毒物不得影响燃料的完整性。其对燃料热性能的变化，以及在化学、机械和金相等方面对燃料和包壳的影响也必须予以适当考虑。同时，应考虑所添加的可燃毒物可能增加燃料基体中挥发性裂变产物的释放。此外还必须考虑可燃毒物对燃料和慢化剂的反应性温度系数的影响，以及对局部功率峰值因子的影响。

3.4.1.12 腐蚀和氢化

(1) 应确定在正常运行时每种类型包壳的吸氢关系式（包壳腐蚀的函数），以使得某些燃料设计限值，例如在反应性引入事故和失水事故中，可以表达为包壳在瞬态前氢含量的函数（见附件 I）。

(2) 燃料棒和燃料组件应与运行状态的（包括停堆和换料）冷却剂环境相容（见附件 I）。

(3) 对于加压重水堆，应限制燃料棒的初始氢含量，以降低包壳氢致脆化导致燃料缺陷的可能性。

3.4.1.13 水垢

设计分析应考虑反应堆冷却剂系统或其他化学变化产生的腐蚀产物在包壳表面的沉积导致的燃料棒传热恶化。在压水堆中，应在堆芯设计分析中评估硼在水垢层聚集对堆芯中子行为可能产生的影响。

3.4.1.14 燃料组件的水力学效应

在燃料组件的热工水力设计和诸如局部腐蚀、磨蚀、流致振动、格架-燃料棒磨蚀、燃料组件跳起、燃料组件扭曲等效应的评价中应考虑水力学效应。通过耐久性试验确定水力学效应对燃料组件设计的影响，试验在经验证的堆外回路上进行，使用全尺寸燃料组件，并模拟原型试验条件（如压力、温度、横向流和寿期末格架弹簧松弛）。

3.4.1.15 设计中对机械安全性的考虑

(1) 燃料组件应能够承受下列情况导致的机械应力：

- 燃料操作和装载；
- 功率变化；
- 压水堆的压紧载荷（平衡水力提升力以及堆腔和燃料组件在辐照下的几何变形）；
- 温度梯度；
- 水力载荷，包括变形燃料组件或混合燃料组件（即，堆芯装载不同类型的燃料组件）之间的横向流；
- 辐照影响（例如辐照生长和肿胀）；
- 冷却剂流动引起的燃料棒振动和微振磨蚀（对于轻水堆是格架-燃料棒磨蚀，对于加压重水堆是格架之间的磨蚀）；
- 燃料组件结构的蠕变变形（可能导致燃料组件扭曲）；
- 安全停堆地震（SL-2）载荷，通常与失水事故载荷相结合；
- 假设始发事件（即预计运行事件和设计基准事故）和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况。

(2) 对于所有适用的核动力厂状态，燃料棒和燃料组件的设计应包括以下机械安全方面的考虑：

— 在燃料组件内和周围应为辐照生长、弯曲（对于轻水堆）提供空间；

— 应限制燃料棒的弯曲或扭曲，以使热工水力特性、功率分布、燃料性能和燃料操作不会受到不利的影晌；

— 燃料组件的任何部件不因疲劳而失效；

— 应限制燃料组件因机械作用、水力压紧力及堆内横向流导致的扭曲程度，以不影响局部临界热流密度裕量。同时，燃料组件的变形不应影响反应性控制组件的插入（例如，对于压水堆，不应增加落棒时间），以保证所有适用的核动力厂状态下的安全停堆（对轻水堆）；

— 燃料组件及其支承结构的整体性能不因振动和微振磨蚀而损伤；

— 水力载荷和机械载荷（包括安全停堆地震引起的）不应导致燃料组件的任何部件失效。

(3) 对于事故工况（设计基准事故和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况），设计应防止燃料棒之间或燃料组件及其支承结构之间的任何相互作用阻碍安全系统实现其在安全分析中要求的功能。尤其要保证：

— 安全系统部件（例如，压水堆的停堆装置及其导向管）的适当功能；

— 适当的堆芯冷却。

3.4.1.16 燃料芯块-包壳相互作用

(1) 设计应保证在正常运行和预计运行事件中，不会发生由于芯块-包壳机械相互作用导致的包壳破损（见附件 I）。在正常运行和预计运行事件中，燃料棒设计和关于功率变化的技术导则应防止过度的芯块-包壳机械相互作用。

(2) 对于导致快速功率瞬变（例如反应性引入事故）的设计基准事故，燃料包壳可能会因为过度的芯块-包壳机械相互作用和包壳在高燃耗下的吸氢脆化而发生破损。安全分析中应考虑燃料破损对应的模型。

(3) 设计应保证在正常运行和预计运行事件期间，包壳发生应力腐蚀开裂的可能性降至最小（见附件 I）。

(4) 为了避免燃料包壳的应力腐蚀开裂，可以采取一些适当的设计方法，例如：

— 通过限制功率的变化速率（考虑包壳应力松弛）或延长芯块-包壳之间的间隙闭合的时间（通过燃料棒内预加压或优化包壳的蠕变特性），以降低包壳的拉伸应力；

— 通过在包壳内表面使用石墨涂层（加压重水堆）来减少芯块产生的裂变产物（例如碘、镉、铯）的腐蚀影响。这种涂层还可以缓解包壳的局部应力集中；

— 应用添加剂使腐蚀性裂变气体更好地保留在燃料基体中，以减少芯块-包壳交界面的腐蚀性裂变产物；

— 通过堆芯设计方法以降低局部功率峰值因子（由此改变局部线功率密度）。

(5) 对于每种燃料或包壳类型，如果可行，应通过试验堆内的功率瞬变试验来建立功率瞬变失效阈值，其数据应包络整个燃耗范围（见附件 I）。

(6) 燃料性能分析程序可用于分析和说明功率瞬变试验数据并定义失效阈值。用于定义阈值的评价参数通常是最大包壳应力，但也可以使用应变能密度。燃料性能分析程序可用于评价导致反应堆堆芯内燃料棒出现这种应力腐蚀开裂的风险因子，并规定适当的准则来避免它。

3.4.2 燃料设计限值

3.4.2.1 对于所有适用的核动力厂状态，应基于影响燃料棒和燃料组件性能的物理、化学和机械现象，建立燃料设计限值。

3.4.2.2 运行状态设计限值

(1) 对于正常运行和预计运行事件，在所有换料循环内，燃料棒的设计应至少考虑如下方面的限制：

- 在燃料芯块的任何位置均不发生熔化；
- 不发生包壳过热（例如，压水堆不发生偏离泡核沸腾，加压重水堆不出现干涸）；
- 燃料包壳不发生坍塌（对轻水堆）；
- 燃料棒内压不会增加到使包壳变形从而导致芯块和冷却剂之间传热恶化的程度（即芯块-包壳之间的间隙不会由于包壳肿胀而重

新打开)；

- 包壳腐蚀和氢化不超过可接受的限值；
- 包壳应力和应变不超过可接受的限值；
- 包壳壁厚减少量（例如，磨蚀、腐蚀）不超过可接受的限值。

(2) 轻水堆的燃料棒和燃料组件的部件应保持较低的变形和生长，以使得：

— 燃料棒不与燃料组件上下管座发生几何相互作用，以防止燃料棒和燃料组件发生弯曲；

- 燃料棒中无异常的局部功率峰值；
- 燃料组件的临界热流密度性能不会降低；
- 不妨碍控制棒紧急停堆或其他动作；
- 不妨碍燃料组件的操作。

(3) 为了防止燃料包壳由于芯块-包壳机械相互作用和可能的应力腐蚀开裂导致的破损，应对功率变化和功率瞬变率确定适当的运行限值，以使得功率瞬变失效阈值不被超过。

(4) 燃料组件、其他压力容器堆内构件和反应堆冷却剂系统的设计应将松脱部件或异物引起冷却剂流量受阻的风险降至最低，以防止运行状态下发生燃料损伤。

(5) 卸料燃耗限值取决于燃料棒和燃料组件的性能以及燃料管理方式，应进行评估并适当调整。

3.4.2.3 设计基准事故和没有造成堆芯明显损伤的设计扩展工况的设计限值

(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，燃料棒的设计应保证：

— 对于不能有效避免燃料棒发生破损的事故序列，燃料棒破损数量不超过反应堆堆芯内燃料棒总数量的小份额，以使得每个考虑发生的事故的放射性后果最小；

— 在确定燃料棒破损数量时，应对所有已知的潜在破损机理进行评估。应考虑包括氧化和吸氢在内的化学反应、包壳肿胀或坍塌、燃料焓升导致的包壳损伤等失效机理；

— 用于评价包壳丧失完整性的限值基于试验研究。在确定限值时，应对化学、物理、水力学和机械等影响燃料棒失效机理的因素和尺寸公差进行全面和保守地评价。当燃料失效机理和失效限值与燃料性能相关时，在试验研究和相关的分析中应考虑辐照效应对包壳和燃料性能的影响，以保证试验结果的普适性；

— 如果燃料棒任何轴向位置的径向平均焓通过经验证的方法计算，超过了基于代表性试验结果确定的特定值，燃料将发生失效。调整试验参数以代表堆内条件（应考虑的试验参数包括：冷却剂温度、冷却剂压力、冷却剂流量、反应性引入和燃料棒内压）。包壳的机械稳定性受辐照发生变化，且可能随不同的包壳类型而变化，因此反应性引入事故的失效限值取决于燃料棒燃料和包壳材料。

(2) 不因下列因素危及冷却堆芯的能力，例如：

— 燃料棒过度的肿胀或破裂（例如，在失水事故中）；

— 燃料组件零部件或堆内构件的显著变形（例如，在地震工况

下)；

— 由燃料包壳破损（例如，在反应性引入事故中）导致的流道阻塞或由于燃料散落和燃料-冷却剂相互作用引起的其他后果。

(3) 燃料棒的设计应适当防止反应性引入事故带来的不利后果，这些后果将导致冷却剂压力边界失效或堆芯可冷却性降低。一般通过限制燃料最大焓值和允许的焓升来实现。

(4) 为了保证燃料棒的结构完整性，应规定如下设计限值：

— 事故工况下的包壳峰值温度不应引起包壳氧化导致的过度或不可控加速的脆化。此外，对于轻水堆，应适当评价燃料破碎及其在燃料棒肿胀区域的轴向迁移对包壳峰值温度的影响。燃料颗粒散落对工作人员剂量后果和堆芯可冷却能力的可能影响，也应进行考虑；

— 包壳的总氧化量应低于限值，使其能够承受事故引起的载荷（例如，失水事故骤冷阶段）。应通过试验来确定限值，并考虑瞬态前的包壳氧化量和瞬态氧化量（外部氧化和可能的内部氧化）、瞬态前和瞬态中吸氢、芯块和包壳材料之间的化学相互作用；

— 对于反应性引入事故，允许的焓升应低于考虑了燃料棒初始条件（例如，瞬态前包壳的氢含量和损耗）下的限值；

— 如适用，燃料中心熔化应被限制为芯块体积的小份额；

— 燃料棒应能够承受瞬态后的燃料组件操作、贮存、运输到后处理或处置设施时产生的载荷。

(5) 对于轻水堆，失水事故中冷却剂和包壳发生化学反应后的

产氢量不能超过所有包围燃料芯块的包壳（不包括包围气腔的包壳）都与冷却剂发生化学反应的假想产氢量的一小部分（如 1%）。

（6）如果在反应性引入事故中不能避免包壳破损，熔化的燃料颗粒的散落不应降低冷却堆芯的能力。

（7）应限制燃料棒、燃料组件、控制棒和堆内构件的结构变形，以避免妨碍控制棒在堆内移动。此外，控制棒在任何时间或任何位置都不应出现超出熔化温度的情况。

3.5 堆芯结构和部件的机械设计

3.5.1 设计考虑

3.5.1.1 反应堆堆芯结构和部件应在所有适用的核动力厂状态和各种损伤机理下维持结构完整性，可能的损伤机理包括：振动（机械或冷却剂流动引起的）和疲劳；异物影响；热、水力、机械载荷（例如，失水事故、地震）；化学和辐照效应（包括辐照引起的生长）。

3.5.1.2 应特别关注反应性控制和停堆系统的损伤以及反应堆冷却剂压力边界的失效。还应考虑高压、高温、温度变化、温度分布、腐蚀、辐照吸收率和寿期内总剂量引起的对外形尺寸、机械载荷和材料性能的影响。

3.5.1.3 固态反应性控制系统的设计应保证能够承受换料运行、运输和贮存期间的操作载荷。

3.5.1.4 附件 II 描述了反应性控制组件、中子源组件和阻力塞组件的设计中应特殊考虑的重要物项。

3.5.1.5 堆芯支承结构的设计应对所有适用的核动力厂状态下的

热应力留有适当的安全裕量，应考虑 γ 释热对其冷却和热效应的额外影响。应考虑冷却剂和慢化剂对这些结构的化学影响，包括腐蚀、吸氢、应力腐蚀和结垢。

3.5.1.6 燃料组件、控制棒、导向结构和支撑结构的设计中应包括对堆芯部件和有关结构进行检查的措施。

3.5.1.7 在轻水堆中，堆芯支承结构包括管板、堆芯吊篮、支承键槽等，其作用是将燃料组件支承结构与反应堆冷却剂压力边界保持在所要求的几何位置上。这些支承结构必须设计成在整个反应堆寿期内都保持完整无损，在换料和燃料操作中能够承受静态和动态载荷，在运行工况和事故工况下都能执行其功能，此外必须考虑到由水力和由正常的及假想的异常换料造成的机械载荷。按规定，还必须考虑到地震条件。

3.5.1.8 在所有适用的核动力厂状态下，停堆装置、反应性控制装置和测量仪表的结构以及导向管应设计成不会由于运行人员的误操作、设备受力、冷却剂流动或大量慢化剂流动产生的水力学作用力而发生意外的移动。在所有适用的核动力厂状态下，应执行其所需的功能。因为停堆装置和反应性控制装置的导向结构与燃料组件或燃料通道非常接近，因此设计时对它们在运行和停堆期间以及在事故工况下，相互之间机械作用和损坏的可能性应作周密考虑。这些装置和仪表应设计成便于更换的。设计应考虑这些装置、仪表或其导向管的流致振动导致的磨蚀、磨损和长期运行下失效的可能。设计还应考虑这些导向结构在其整个寿期内的尺寸稳定性。

3.5.1.9 在停堆和反应性控制装置浸没在慢化剂（例如，对于加压重水堆）的情况下，设计应考虑水力学作用力对这些结构的影响，导向结构的变形不得超过最大允许值。

3.5.1.10 设计应便于在需要时更换反应性控制和停堆装置，同时不损伤反应堆堆芯其他部件，不引入不可接受的反应性，以及不引起对工作人员的过度辐射照射。

3.5.1.11 根据反应堆类型的不同，在反应堆压力容器内可能需要安装一些其他构件，如给水分配器、汽水分离器、蒸汽干燥器、堆芯围板、反射层和热屏蔽等。这些堆内构件的功能包括反应堆冷却剂的流量分配、汽水分离和保护反应堆压力容器免受 γ 辐照的热效应和中子辐照效应的影响。这些结构的设计应与 3.5.1.1-3.5.1.5 一致，使其机械性能在整个服役寿期内都能满足执行任何反应堆堆芯安全功能的要求。

3.5.2 堆芯结构和部件的机械设计限值

堆芯结构和部件的设计应满足第 2.2.5 节安全分级的适用规范和标准中规定的限值。

3.6 反应堆堆芯控制、停堆和监测系统

3.6.1 反应堆堆芯控制系统

3.6.1.1 本节描述了控制系统的重要考虑因素，以便在所有适用的核动力厂状态下使中子注量率分布、水平和稳定性保持在规定的限值内。为实现反应堆堆芯控制的目标，必须提供用于监测反应堆堆芯内中子注量率分布以及变化的适当方法，保证堆芯内不存在任何

超过设计限值的区域。

3.6.1.2 堆芯设计应允许安装必要的仪器和探测器,以监测堆芯参数,如堆芯功率(水平,分布和随时间的变化)、冷却剂和慢化剂的状态和物理特性(流速和温度)以及反应堆停堆装置的预期有效性(例如,中子吸收装置的插入速率及其与插入极限的比较),以便可以采取任何必要的纠正措施。在所有适用的核动力厂状态下包括换料,仪器应监测预期范围内的相关参数。

3.6.1.3 反应性控制装置

(1) 反应性控制手段应具有使功率水平和功率分布维持在安全运行限值内的能力,包括补偿反应性变化,以保持工艺参数在规定的运行限值内,例如:

- 正常功率调节;
- 氙浓度变化;
- 与温度系数有关的效应;
- 冷却剂流速或冷却剂/慢化剂温度和密度的变化;
- 燃料和可燃毒物吸收体的消耗;
- 裂变产物的累积中子吸收。

(2) 对于设计基准事故及其后果,反应性控制装置应能使反应堆保持在次临界状态。应在设计中采取措施,使得核动力厂在处于以下状态时保持次临界,这些状态包括正常停堆、燃料冷却或一回路冷却剂系统完整性暂时丧失(例如对于轻水堆,当打开反应堆压力容器进行维修或换料时)。

(3) 不同反应堆设计中，用于调节堆芯反应性和功率分布的反应性控制装置的类型可见附件 I 中的描述。

(4) 作为反应性控制手段的控制棒或系统在正常运行工况的使用，不应对其执行快速停堆所需的能力和效率产生不利影响。

(5) 在所有适用的核动力厂状态下，必须对最大的正反应性引入量及其引入速率加以限制或补偿，以保证不致引起反应堆冷却剂系统压力边界失效，维持堆芯冷却能力和防止反应堆堆芯严重损伤。

(6) 反应性控制装置的布置、分组、抽出速度和抽出顺序，采用的联锁系统应设计成能保证装置在任何异常抽出后都不至于造成燃料超过规定的燃料限值，这种反应性控制装置的异常抽出应在安全分析中进行评价。

(7) 采用可溶吸收剂的反应性控制系统应设计成防止堆芯内吸收剂浓度的任何意外降低不会造成燃料超过规定的燃料限值。含可溶吸收剂（如硼酸）的系统应设计成能防止结晶（例如，对部件进行加热）。应监测所有贮罐中的可溶吸收剂的浓度。一旦在设计中采用了富集硼（B-10），就应对其进行适当的监测。

(8) 应对控制系统备用和运行状态进行详细功能分析，以确定在运行和停堆工况下意外硼稀释的可能性，并且保证有适当的预防、恢复（或终止）措施。这类预防措施包括：（阀门或回路中的部件）长期的行政隔离、自动或手动隔离动作、非硼化水注入系统的闭锁、对与反应堆冷却剂系统相连的容器或管系中硼浓度的监测，以及再循环泵的启动联锁。

(9) 通过直接测量验证中子吸收棒等反应性控制装置的有效性。

(10) 反应性控制装置的设计, 必须适当考虑到磨损以及辐照效应(如燃耗、物理特性的变化和裂变气体的产生)。

(11) 控制系统的设计中应考虑以下环境的影响:

— 辐照效应, 如吸收中子和 γ 射线造成的吸收剂的消耗或材料的肿胀和发热, 控制棒应进行相应的更换或交换;

— 化学效应, 如反应性控制装置的腐蚀, 应考虑反应堆冷却剂系统和慢化剂系统中活化腐蚀产物的迁移;

— 结构尺寸的变化, 如由温度变化、辐照效应或外部事件(如地震)等引起的堆内结构的尺寸变化或位移, 不应妨碍反应性控制装置的插入。

3.6.2 反应堆停堆系统

3.6.2.1 本节描述了反应堆从所有适用的核动力厂状态过渡到次临界状态并将其保持在该状态下时系统设计的重要考虑事项。

3.6.2.2 反应堆停堆系统应确保所有适用的核动力厂状态下, 不超过停堆裕量(见 3.2.2.5)的设计限值。应通过设备的设计来保证必要的可靠性。特别是, 设计应确保核动力厂各类工艺、控制和保护系统之间必要的独立性。

3.6.2.3 反应堆停堆手段的有效性、动作速度和停堆深度必须足以保证不超出规定的燃料设计限值。停堆速率的要求通过 3.6.2.4-3.6.2.6 描述。

3.6.2.4 停堆速率应足以使反应堆及时进入足够深的次临界状态，以避免超过燃料和反应堆系统压力边界的规定设计限值。

3.6.2.5 在设计或评价停堆速率时，应考虑以下因素：

- (1) 触发停堆的仪表的响应时间；
- (2) 停堆手段执行机构的响应时间；
- (3) 停堆装置的位置（取决于选定的反应堆堆芯设计）；

(4) 停堆装置要容易进入堆芯。这可以通过使用导向管或其他结构手段以便于停堆装置插入，包括可以采用柔性接头连接以减小停堆装置全长度的刚性；

(5) 停堆装置的插入速度。为达到所要求的速度可采用下列一种或几种方法：

- 停堆棒由重力作用落入堆芯；
- 停堆棒由液压、气压或机械弹力驱动进入堆芯；
- 可溶性中子吸收剂由液压或气压注入堆芯。

3.6.2.6 应提供停堆装置插入速度的检查手段。应定期检查插入时间（通常在每个循环的初期），如果距限值的裕量不足时，则可能需要在循环期间检查插入时间。

3.6.2.7 在判断反应堆停堆手段是否适当时，必须考虑到发生在核动力厂任何部位的、可导致一部分停堆手段失灵（如控制棒插入故障）或可能引起共因故障的故障。一般来说，在评价一束控制棒插入失效时，应假设当最大反应性价值的停堆装置不能插入堆芯时（如假设一束控制棒被卡住），堆芯会出现的最大反应性工况。

3.6.2.8 不同的停堆手段

(1) 应提供至少两个多样化的且独立的停堆系统，即使在反应堆堆芯处于反应性最大的状态下，必须至少有一个系统能够独立地以足够的深度和高可靠性使反应堆保持次临界状态。

(2) 表 1 给出了两种不同类型反应堆（压水堆和加压重水堆）停堆手段的典型示例。

反应堆类型	快速停堆系统	多样化停堆系统
压水堆	钢管中的银-铟-镉 (Ag-In-Cd) / 钢管中的碳化硼 (B_4C)，铅棒	向慢化剂/冷却剂中注硼
加压重水堆	在锆合金导向管中可移动的不锈钢管之间的密封夹层中的镉元素	向低压慢化剂中注入钆溶液 ¹

注1：这一停堆系统也可作为另一快速停堆系统

表 1 不同类型反应堆停堆手段

3.6.2.9 可靠性

(1) 为了使停堆手段高度可靠，设计应综合考虑如下措施：

- 采用设计简单、操作简单且自动动作的系统；
- 选择设计已经验证的设备；
- 尽可能采用故障安全的设计（见附件 I）；
- 考虑停堆系统触发机构（例如，传感器）可能的故障模式并在触发机构中采用冗余。例如，尽可能对每种事故采用两种不同的独立的物理停堆参数来提供多样化设计；
- 在可信故障模式（包括共因故障）的假设下，停堆系统（包

括控制和停堆功能的分隔) 应尽可能实现功能隔离和实体分隔;

— 对于运行工况和设计基准事故工况要考虑堆内环境的影响, 保证停堆手段易于进入堆芯;

— 采用便于维修、在役检查和运行中的可试验性的设计;

— 提供在调试、周期性换料或维修停堆期间进行综合性试验的手段;

— 在运行期间测试触发机构(或如果可行, 棒部分插入);

— 设计成在极端条件下(例如, 地震)能够执行功能。

(2) 停堆系统的设计需要考虑控制棒包壳的磨损和辐照效应的影响, 如损耗、物理特性的变化以及氦气的产生。3.6.1.3(11)也适用于停堆系统的设计。

3.6.2.10 停堆系统的有效性

(1) 停堆手段必须足以防止在停堆期间、换料操作期间或停堆状态下其他例行或非例行操作期间出现的任何可预见的反应性增加而导致的意外临界。应确定并评估长期停堆要求和停堆状态下使反应性增加的预期操作(诸如维修时移动中子吸收体、硼稀释操作和换料操作等), 以保证在临界分析中考虑了最大反应性工况。

(2) 设计中应考虑各种因素来确定停堆棒的数目和反应性价值, 重要的因素包括:

- 1) 堆芯尺寸;
- 2) 燃料类型和堆芯装料方案;
- 3) 要求的次临界裕量;

4) 一个或多个停堆装置失效的相关假设；

5) 与计算有关的不确定性；

6) 停堆装置的干涉效应（见附件 I）；

7) 停堆后堆芯的最大反应性状态，这是由许多因素造成的结果，诸如：

— 在所有燃料循环（包括换料）期间可能出现的最大反应性的堆芯布置（以及相应的硼浓度）；

— 燃料温度和慢化剂温度可信的组合造成的最大反应性；

— 导致设计基准事故工况的正反应性引入量；

— 停堆后随时间变化的氙的总量；

— 吸收剂的消耗。

(3) 应论证停堆系统的有效性：

1) 在设计阶段通过计算来加以证明；

2) 在调试期间和每次换料后启动之前，通过适当的中子和工艺参数的测量确认堆芯装载的计算结果；

3) 在反应堆运行期间，测量和计算覆盖实际和预计的反应堆堆芯工况。

上述分析应包括停堆装置故障假设下的堆芯最大反应性工况。此外，在停堆系统出现单一随机故障时，应保持停堆裕量。

(4) 如果停堆系统的运行是手动或部分手动的，应满足手动操作的必要先决条件。

(5) 停堆手段可部分用于正常运行时的反应性控制和中子注量

率分布调整。在所有适用的核动力厂状态下，这种使用不得危及任何工况下停堆系统的安全功能。

(6) 运行期间停堆系统应尽量是可试验的，以保证系统在需要时可用。

3.6.2.11 保护系统与控制系统的隔离

保护系统和控制系统应进行实体和功能上的隔离，以避免控制系统故障引起保护系统故障。

3.6.3 部分降功率系统

在一些反应堆设计中，当测得的堆芯参数（如温度、压力、液位、流量和注量率）超过某些核动力厂设计限值时，能够触发部分降功率系统保护反应堆。如果适用，设计应保证通过任何预计运行事件瞬态触发部分降功率时，不允许超过规定的燃料设计限值。

3.6.4 运行限值和整定值

3.6.4.1 控制系统运行限值

(1) 设计应考虑运行限值以及相关的动作、报警或反应堆停堆整定值，以保证运行时功率分布保持在设计功率分布范围内。

(2) 限值和整定值应考虑燃料燃耗、干涉效应和冷却剂分层（冷却剂温度分布）的影响。

(3) 运行限值和整定值的确定应考虑反应堆冷却剂系统老化的影响（例如，压水堆中的蒸汽发生器传热管堵塞和加压重水堆中压力管直径的增加）。

3.6.4.2 反应堆堆芯保护整定值

(1) 运行期间，应设置整定值用于随时控制或关停反应堆。在反应堆瞬态期间，控制和保护系统自动启动以防止对核燃料的损伤，在反应堆事故的早期阶段，应对燃料的损伤程度降至最低。

(2) 应确定设备性能要求、运行限值和操作程序以防止控制棒价值或反应性引入速率过高，上述能力应得到证明。当违反或即将违反任何此类限值或限制时，在可行的情况下应设置相应的报警功能。

(3) 设计限值、不确定性、运行限值、仪表要求和整定值应在设施操作人员使用的技术规范中描述。

3.6.5 堆芯监测系统

3.6.5.1 应提供堆芯监测仪表以支持反应堆保护和控制系统，并提供足够详细和及时的堆芯局部产热工况的信息。堆芯设计应考虑监测堆芯功率大小和变化的探测器和装置，以及堆芯热量的局部分布，以便对堆芯参数（如控制棒插入位置、中子注量率、反应堆冷却剂温度和压力）进行任何必要的修改，并使它们保持在规定的运行范围内。

3.6.5.2 应监测冷却剂中放射性核素活度水平，以评估运行期间燃料系统的完整性，并验证未超过设计或运行限值。

3.6.5.3 应基于反应堆类型选择合适的堆芯监测参数，如：

- (1) 中子注量率空间分布及相关功率分布峰值因子；
- (2) 反应堆冷却剂系统压力；
- (3) 冷却剂温度（如进口温度、出口温度）；

- (4) 反应堆冷却剂主泵转速；
- (5) 冷却剂液位（对于轻水堆）；
- (6) 冷却剂中的放射性核素活度（见附件 I）；
- (7) 控制棒插入位置；
- (8) 可溶硼浓度或使用富集硼时的 B-10 含量（对于压水堆）。

3.6.5.4 由测量参数中推导出的其他安全相关参数，如：

- (1) 中子注量率倍增时间；
- (2) 中子注量率变化率；
- (3) 中子注量率的轴向和径向不平衡；
- (4) 反应性平衡；
- (5) 堆芯热工水力参数（例如，堆芯热功率、线功率密度、反应堆冷却剂流量、偏离泡核沸腾比或临界功率比）。

3.6.5.5 所有监测系统的精度、响应速度、量程和可靠性都应与其所执行的功能相适应。监测系统的设计应允许对这些系统进行连续或适当的定期试验。

3.6.5.6 如果需要在事故工况下进行堆芯监测，例如监测系统温度、反应堆压力容器水位或反应性变化，所用的仪表应已在事故期间和事故后预期的环境条件下鉴定合格。

3.6.5.7 应利用堆外或堆内的仪表设备（如中子探测器和 γ 温度计）对功率的空间分布进行监测。应测量堆芯不同位置的局部功率，以确保在考虑到堆芯控制和堆芯燃烧效应导致的功率的空间分布变化影响下，保持适当的安全裕量。应定期监测堆内功率分布。探测器

应适当分布在堆内，保证能可靠探测出功率密度的局部改变。堆内和堆外中子探测器应定期校准。

3.6.5.8 采用计算机化堆芯监测系统来保证堆芯的状态在安全分析中假定的运行限值范围内。只要该系统与保护系统有耦合，系统的鉴定就应达到与其执行功能的安全分级相适应的程度。

3.6.5.9 在反应堆停堆期间，也包括燃料装载和启动阶段，当反应堆压力容器内有燃料组件时，应提供一组满足最低要求的仪表或仪表与中子源的组合，以监测中子注量率（例如，使用适当灵敏度的中子注量率探测器）。需要时，还要监测产热分布。

3.6.5.10 在一些反应堆的启动期间，采用中子注量率监测系统与反应性控制装置联锁组合，以保证对特定的中子注量率范围选用最合适的监测装置，并避免不适当的事故保护停堆。这种联锁系统的设计应与反应堆保护系统的设计一致。

3.6.5.11 在反应堆启动期间，特别是首次启动时，中子注量率远远低于满功率时的中子注量率，所以需要更灵敏的、临时的中子探测器来监测中子注量率。为使中子注量率水平提高到启动中子注量率监测器的量程之内还可能需要使用中子源。中子源的设计应保证：

(1) 中子源在计划寿期内功能正常并可为中子注量率监测器提供足够的信号；

(2) 中子源与燃料组件及其支承结构相容。

3.7 堆芯管理

3.7.1 设计考虑

3.7.1.1 堆芯管理的主要目标是保证安全、可靠并优化使用反应堆核燃料，同时保持在运行限值和条件内。

3.7.1.2 每个换料循环设计都应采用适当的堆芯反应性和功率分布控制手段以满足燃料设计限值。

3.7.1.3 尽管堆芯管理的细节取决于反应堆类型，但在所有情况下堆芯管理程序应提供：

(1) 在整个燃料循环中有效地执行堆芯管理功能，以保证堆芯参数保持在燃料管理设计限值内。堆芯管理功能包括：堆芯设计（燃料组件装载规范和装载方案提供优化的燃料燃耗和需要的中子注量率设计）、燃料组件采购、反应性测定和堆芯性能监测。

(2) 堆芯运行策略允许运行的灵活性和良好的燃料利用率，同时保持在堆芯管理设计限值之内。

3.7.1.4 堆芯设计

(1) 为了使反应堆在运行时达到所期望的堆芯反应性和功率分布，应提供下列信息：

— 每个燃料循环（轻水堆）中燃料组件的装载方案（包括燃料棒的富集度和配置）和目标；

— 燃料组件的后续卸载和装载计划；

— 反应性控制和停堆装置的布置；

— 需移除、插入或调整的可燃毒物和其他堆芯部件。

(2) 应提供燃料燃耗、可燃毒物的消耗和其他反应堆物理参数，作为安全分析、核动力厂监测和保护系统以及操作规程的输入。因

此应基于预先确定的核动力厂运行目标和相应计划分析这些参数。这些反应堆物理参数包括反应堆启动条件，例如临界硼浓度、控制棒位置、反应堆中子动力学参数、燃料温度系数、慢化剂温度系数、控制棒和棒组价值、功率峰值因子等。

(3) 灵活运行期间的非计划功率调节可能会改变相关的堆芯功率和燃耗曲线。因此，应使用相关监测参数连续或定期检查和评估换料堆芯燃耗、可燃毒物和其他核参数的预测。

(4) 反应堆堆芯设计分析包括，证明燃料管理策略和设定的运行限值使得在所有换料循环中不违反核设计限值和燃料设计限值。

(5) 对所有适用的核动力厂状态，多维多尺度物理程序和热工水力程序应优先用于反应堆堆芯的现实分析。分析中应适当考虑不确定性。

(6) 应基于覆盖了所有换料循环的典型工况进行反应堆堆芯分析，反应堆堆芯工况如下：

- 满功率，包括代表性的功率分布；
- 负荷跟踪（如适用）；
- 逼近临界和功率运行；
- 功率周期性变化；
- 启动；
- 换料；
- 停堆；
- 预计运行事件。

当堆芯中燃料的管理发生变化或燃料棒的任何特征（如燃料富集度、燃料棒尺寸、燃料棒配置或燃料包壳材料）发生变化时，应进行新的反应堆堆芯分析并形成文件记录。

(7) 反应堆堆芯设计应包括基于平均、局部功率水平以及轴向温度分布的燃料棒性能分析，以证明在所有运行状态下满足相应的燃料的热工和机械设计限值。对于轻水堆，反应堆堆芯分析应包括正常满功率运行时的通道功率峰值、线功率密度峰值以及每一组燃料组件稳态下径向和轴向功率分布。应充分考虑燃料组件几何结构变化对中子和热工水力性能的影响（例如由组件弯曲引起的慢化剂水隙厚度改变）。反应堆堆芯分析还应包括燃料组件内的径向功率分布和由定位格架、栅格板和其他部件引起的轴向功率畸变，以确定热点并评估局部功率水平。

3.7.1.5 换料

(1) 对于加压重水堆不停堆换料，应证明换料操作对堆芯中子行为的影响仍在反应堆控制系统的控制能力范围之内。

(2) 安全评估应考虑在堆芯装料或卸料期间以及操作过程中可能导致意外临界的事件。

(3) 应通过使用堆内或堆外中子注量率分布测量或特殊的管理措施来监测燃料装载顺序。换料后的燃料装载方案应通过堆内中子注量率分布测量进行验证。

(4) 轻水堆堆芯设计应能保证即使发生最严重的燃料组件错装载（如有）后，其后果仍保持在核设计和燃料设计限值以内。如果

通过特定的措施和设备能够防止燃料组件错装，则应证明这些预防措施的有效性和可靠性。如果不能证明特定的预防措施是充分的，则应进行计算分析。

3.7.2 堆芯管理设计限值

3.7.2.1 反应堆堆芯分析应验证堆芯燃料装载方式是否满足所有适用的核动力厂状态下的燃料设计限值。

3.7.2.2 出于实际原因和简化考虑，对于轻水堆，可开发监测核关键安全参数（见 3.6.5.3）的系统用于验证换料堆芯设计的适用性。

3.7.3 特殊堆芯布置

3.7.3.1 混合堆芯

(1) 当不同类型的燃料组件装入堆芯（所谓的混合堆芯）时，所有类型燃料组件应满足所有适用的核动力厂状态下的燃料设计限值。应对首次装料和后续的混合堆芯换料进行评估。评估应包括：各种类型燃料组件的尺寸、机械和热工水力响应（例如通过燃料组件的压降特性和流速），每组燃料组件与原始堆芯中子和热工水力特性以及相关的安全分析的兼容性。应验证堆芯监测系统采用的临界热流密度或临界功率关系式是否适用于混合堆芯中所有类型的燃料组件。

(2) 对于不同的燃料组件设计，应评估相关的核关键安全参数，如反应性、反应性系数、控制棒价值和功率分布。燃料组件相容性的评估可基于考虑适当措施的单个燃料组件计算来代表所有燃料组件。应评估相关的堆芯范围内参数的组合影响。

3.7.3.2 MOX 燃料堆芯

MOX 燃料堆芯设计中，分析应保证在所有适用的核动力厂状态下满足核设计限值（对于初始和后续换料堆芯）和燃料设计限值。在分析中，应考虑以下因素：

(1) MOX 燃料（见附件 I）与 UO_2 燃料存在一定差异，应将其考虑到燃料设计和安全分析计算机程序和模型中。

(2) 在 MOX 燃料堆芯中，由于钚的热中子吸收截面相比铀更高，中子能谱硬化导致了控制棒价值降低，从而降低了反应堆停堆裕量，同时也降低了吸收剂价值。为补偿降低的停堆裕量和吸收剂价值，必要时应采用额外的控制棒或具有更强吸收能力的吸收材料（如富集 B-10）。

(3) MOX 燃料的中子动力学参数，即总的缓发中子份额和瞬发中子寿命均低于 UO_2 燃料。由于 MOX 燃料的缓发中子份额偏低，则将导致一个小的反应性引入就会使反应堆快速达到临界状态，因此控制棒插入或注硼系统注入以提供反应性控制的时间更短。对于所有适用的核动力厂状态（例如预计运行事件和设计基准事故中的反应性引入始发事件），应在堆芯设计和安全分析中对此进行考虑。

(4) MOX 燃料的裂变截面比 UO_2 燃料更大，这可能导致相邻的 MOX 燃料和 UO_2 燃料之间中子注量率梯度大。在堆芯设计中可通过调整钚含量和换料方式来减小这一影响。钚和铀截面差异的其它后果是慢化剂温度系数、燃料温度系数和冷却剂空泡反应性系数的变化。堆芯设计和安全分析应对这些反应性系数变化的影响进行评价。

(5) 对于 MOX 燃料,应限制最大钚含量以保持一个负的反应性空泡系数。

3.7.3.3 负荷跟踪和功率调节

(1) 只要采用,就应把负荷跟踪(见附件 I)、功率循环、反应堆启动和灵活性换料等运行工况的影响叠加到功率分布和温度史上,来评价热疲劳对燃料棒热工机械响应的潜在影响,如裂变气体释放到芯块包壳间隙而导致的压力增加和燃料包壳疲劳。

(2) 一旦确定了所需的灵活性程度,就应对核动力厂设计和运行的影响(如安全分析、运行限值和运行工况的要求)进行深入评价。在此基础上,制定附加的技术规范进行限制并实施。

(3) 为实施负荷跟踪和功率调节时的堆芯反应性控制,应保持堆芯和发电机功率平衡以及反应堆状态稳定。

(4) 应调整运行限值以包络因负荷跟踪运行引起的扰动(见附件 I)。

3.7.3.4 有燃料棒泄漏时的反应堆运行

(1) 燃料棒破损将影响核动力厂运行人员出入、工作计划和人员剂量。反应堆堆芯带缺陷的燃料棒运行时应满足技术规范中冷却剂放射性核素活度限值规定的放射性化学要求(见附件 I)。

(2) 应在堆芯设计和运行大纲中制定操作程序和限值,保证堆芯带缺陷燃料组件运行时,核动力厂人员的放射性剂量不超过剂量约束值。在轻水堆中,如果超过了运行放射性化学限值将停堆,并且在停堆后按照程序更换所有带缺陷的燃料组件。在加压重水堆中,

通过降低功率水平，将有缺陷燃料的裂变产物释放和随后的包壳二次氢化减至最低（见附件 I）。

3.7.3.5 燃料组件修复后的堆芯重新设计

(1) 在轻水堆中，对于含有损伤和泄漏燃料棒的燃料组件可用替换棒、假棒或空置进行修复和重组。应限制空置的使用，以满足设计限值。

(2) 应评估重组燃料组件对反应堆堆芯设计的影响。

3.7.4 燃料组件设计和堆芯管理对燃料操作、运输、贮存、后处理和处置的影响

根据纵深防御概念确定设计限值，以满足所有适用的核动力厂状态下的安全要求。在第 3.4.2.2 和 3.4.2.3 节描述的燃料设计限值应扩展，以保证燃料棒和燃料组件从堆芯卸出后，保持完整（如适用）或在燃料循环后端处置阶段不会进一步降级（以防止燃料棒泄漏）。燃料循环后端处置包括：操作、运输、贮存、后处理和处置。以下燃料性能参数可能对燃料棒和燃料组件辐照后行为产生影响：

(1) 寿期末燃料棒内压

即使燃料棒能够一定程度上承受超过正常冷却剂压力而不会在正常运行中失效，但当冷却剂压力降低时（例如在乏燃料贮存设施中），在这种高压下使用的燃料棒可能无法操作。这对于在较长时间内保持高温并从燃料材料中释放氦气的 MOX 燃料是尤其重要的。

(2) 大量包壳氢化和包壳机械性能

在正常运行中，局部氢化（例如由于腐蚀层剥落或轴向芯块间

隙)可能不会发生,或作为事故工况的后果。但这种情况可能导致辐照后操作或贮存过程中的锆基合金延迟的氢化开裂,或在运输事故时出现意外失效。

(3) 微振磨蚀

除非局部磨损已经贯穿了整个包壳壁厚并形成泄漏通道,否则无法被检测到(对于轻水堆是格架-燃料棒微振磨蚀,对于加压重水堆是格架之间的微振磨蚀)。某些受过度磨损影响的燃料棒可能表现出局部缺陷,这可能导致长期蠕变失效或在运输事故时出现其他机械失效。

(4) 卸料燃耗

燃料设计、堆芯管理和受卸料燃耗影响的燃料同位素,将影响燃料后处理或处置的经济性。高的卸料燃耗会降低燃料同位素成分,从而降低其反应性。在 MOX 燃料中,应调整 Pu 含量以保持与 UO₂ 燃料反应性平衡,直到达到预计的卸料燃耗。

(5) 其他

为解决反应堆内的其他问题(例如,燃料包壳应力腐蚀开裂、裂变气体释放、燃料组件变形、事故工况下燃料性能等),由燃料供应商提出的新燃料棒或新燃料组件设计,应与燃料循环后端相关要求保持兼容。

4 鉴定和试验

4.1 总则

反应堆堆芯结构、系统和部件(包括燃料棒、组件、堆芯部件和

控制系统)在整个寿期内的安全运行需要稳健的程序,用于设备设计和分析过程的鉴定、检查和试验。

4.2 设计鉴定

4.2.1 应制定鉴定大纲,以证实反应堆堆芯结构、系统和部件在相关时间期限内,适当的功能和安全考虑下,并处于所规定的环境条件时(例如压力、温度、辐照水平、机械载荷和振动),具有执行相应功能的能力。这些环境条件应包括正常运行、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所预计的变化。

4.2.2 由于某些假设始发事件的特征,可能无法通过执行实际调试和定期试验来证实结构、系统和部件在需要时(例如在地震中)能完成其预期安全功能,对于这些结构、系统和部件以及所考虑的相关事件,应制定一个合适的鉴定大纲,并在设备安装前实施。

4.2.3 鉴定方法包括:

- (1) 对提供的具有代表性的结构、系统和部件进行型式试验;
- (2) 对所提供的结构、系统和部件进行试验;
- (3) 利用过去的有关经验;
- (4) 根据现有的和适用的试验数据进行分析;
- (5) 以上方法的任意组合。

4.2.4 设计鉴定可通过具有相同或相似的燃料系统设计的核动力厂运行经验来确定。应确定以往经验的基础,并评估运行记录。应参考最大燃耗和堆芯功率运行经验,并将燃料组件性能与针对微振

磨蚀、氧化、氢化、水垢累积、燃料组件弯曲等现象确定的设计准则进行比较。

4.3 检查

应设计系统使之能鉴别每个燃料组件及其在堆芯中的方向。在堆芯燃料初始装载或堆芯换料重装载之后，应检查每个燃料组件的位置和方向以验证燃料位置和定位是否正确。

4.4 原型组件和先导组件试验

4.4.1 设计中应对在役检查和试验制定措施，以保证堆芯、相关结构及反应性控制和停堆系统在其整个寿期内都能执行预期的功能。

4.4.2 如果可行，应开展原型燃料组件堆外试验，以确定新设计的特性。通常开展以下堆外试验：

4.4.2.1 轻水堆

(1) 定位格架试验（包括压降试验，压碎强度试验和其他结构试验，如抗震试验）；

(2) 控制棒结构和性能试验；

(3) 燃料组件结构试验（横向、轴向、扭转刚度、频率和阻尼特性）；

(4) 燃料组件水力学试验，包括压降和燃料组件提升力确定，控制棒振动和磨损，燃料组件振动，格架-燃料棒磨蚀（考虑格架弹簧松弛），组件磨损和寿期评估；

(5) 燃料组件热工水力试验，包括临界热流密度关系式的确定。

4.4.2.2 加压重水堆

- (1) 燃料棒束压降试验；
- (2) 横流耐久性试验；
- (3) 机械耐久性试验；
- (4) 棒束冲刷试验；
- (5) 棒束强度试验；
- (6) 磨损试验；
- (7) 抗震鉴定试验；
- (8) 插入抽出试验（如需要）；
- (9) 临界热流密度试验。

4.4.3 通过在试验堆开展燃料棒或燃料组件堆内辐照考验或通过先导组件在商业堆上进行辐照，来证明新设计所规定的最大燃耗限值的合理性。以下现象应进行试验：

- (1) 燃料和可燃毒物棒生长；
- (2) 燃料棒弯曲；
- (3) 燃料棒、定位格架和燃料通道（如有）氧化和氢化水平；
- (4) 燃料棒磨蚀和格架（对加压重水堆）磨蚀；
- (5) 燃料组件生长；
- (6) 燃料组件弯曲；
- (7) 燃料棒突起，如芯块-包壳相互作用；
- (8) 燃料棒完整性；
- (9) 压紧弹簧松弛（对压水堆）；
- (10) 定位格架弹簧松弛（对轻水堆）；

(11) 控制棒和导向管磨损（对压水堆）。

4.4.4 如果无法对新燃料组件设计或新设计特征进行堆内试验，则应特别注意分析评估和加强检查或监督，以验证燃料设计能力和性能特征。

附件 I

补充技术信息

表 I.1 提供了在本导则中使用的术语的补充技术信息，并为本导则中给出的设计建议提供其他背景或支持性示例。

主题	说 明	段落号
可燃毒物	对于轻水堆，为了保持负慢化剂温度系数，设计者可以以可燃毒物棒的形式，在燃料芯块或燃料组件中添加固定的可燃毒物，以降低慢化剂中可溶性中子吸收剂的所需浓度。可燃毒物还可以用于展平堆芯功率分布并减少燃料随燃耗变化引起的反应性的变化。	3.2.2.5 (2)
包壳	需要“包壳密封”以限制放射性裂变产物释放，并且需要“包壳结构完整性”以保持冷却剂的几何形状，以及用正常的卸料装备从堆芯卸出部件。	2.1.2.2
	包壳材料通常采用锆基合金材料（例如，Zircaloy-2，Zircaloy-4，ZIRLO™和优化ZIRLO™，M5®，E110）。其他新型包壳材料正在研发中，如增强型事故容错燃料，关注于更良好的蒸汽反应特性和更低的氢气产生量。	3.1.4.2
	包壳温度的完整时间指的是在一个给定的包壳温度下，没有发生氧化分离能达到的总时间的评价（不可控的氧化动力学）。	3.1.4.2 (6)
	堆内腐蚀降低了包壳的氧化层厚度，但是包壳氢脆（机械腐蚀的结果）降低了包壳的机械性能，比腐蚀本身的危害性更大。因此，一些燃料设计限值（如反应性引入事故和冷却剂丧失事故）采用瞬态前包壳氢含量的函数，而不是腐蚀量或燃耗水平。	3.4.1.12 (1)
	腐蚀和氢脆在很大程度上取决于材料性能和运行工况，例如温度、冷却剂化学成分和线功率密度（对于给定的燃料卸料燃耗，控制辐照时间），需要考虑上述环境条件。开展适当的水化学处理以降低材料的抗腐蚀性能（例如，通过保持低氧含量和适当的pH水平）。	3.4.1.12 (2)

主题	说 明	段落号
控制	<p>不同反应堆设计所用的调节堆芯反应性和功率分布的反应性控制装置类型包括：</p> <p>(1) 压水堆 使用固体中子吸收棒； 在慢化剂或冷却剂中使用可溶中子吸收剂； 使用弥散或离散可燃毒物吸收体燃料； 使用批换料和装料模式。</p> <p>(2) 加压重水堆 使用固体中子吸收棒； 在慢化剂中使用可溶性中子吸收剂； 控制慢化剂温度； 控制慢化剂液位（用于早期的压力管型加压重水堆）； 使用管内的液体吸收剂； 使用不停堆换料。</p>	3.2.2.4 3.6.1.3 (3)
冷却剂	<p>冷却剂的化学添加剂可用作中子吸收剂，以提供第二种堆芯反应性控制手段，例如在压水堆中使用硼酸。其他冷却剂添加剂（如Zn, H, Li, Cu）还可用来控制冷却剂的化学性质（如pH值和含氧量），以抑制堆芯部件和堆内结构的腐蚀或开裂，从而减少由于水垢导致的反应堆冷却剂系统的污染。</p>	3.1.5.1
	<p>冷却剂放射性活度由冷却剂补给和水净化系统的测量装置来测量。</p>	3.6.5.3 (6)
堆芯部件	<p>堆芯部件涉及到反应堆堆芯各个元件，不只是燃料组件，还包括堆芯结构支撑件，工具、设备或插入反应堆堆芯用于堆芯监测、流量控制或其他技术用途的其他物项。例如堆芯部件包括反应性控制装置或停堆装置、中子源、模拟组件、燃料通道、仪器、限流器以及可燃毒物等。</p>	3.5.1.1
缺陷燃料	<p>安全评价应重点关注电厂瞬态后的碘峰效应，在特定的事故工况前，碘峰现象出现可能增加假想事故的放射性后果。安全评价的一种方法是规定电厂瞬态后冷却剂中碘活度的限值，设计基准事故工况（如失水事故、反应性引入事故和蒸汽发生器传热管破裂事故等）燃料棒的泄漏行为有可能很具体，需要单独评估。例如失水事故安全裕量可以不受燃料破损的影响，因为在放射性后果评价模型中已经考虑了保守假设。反应性引入事故设计限值可以不受燃料棒破损数量限值的影响，尽管已经考虑到燃料棒破损能够降低燃料对反应性引入事故载荷的承受能力，并且导致燃料和冷却剂相互作用进一步增加。</p>	3.7.3.4 (1)
	<p>在加压重水堆中，可以通过裂变产物和缓发中子示踪技术检测和定位缺陷燃料组件，当堆芯维持在低功率运行时，缺陷燃料依然可以运行，并且不会出现显著的碘峰现象，直到有缺陷的燃料组件从堆芯内卸出。</p> <p>当缺陷相对较小并且被定位时，功率抑制的作用会很好，因此，一旦在堆芯中探测到燃料破损，就需尽早对缺陷燃料进行检测和功率抑制。</p>	3.7.3.4 (2)

主题	说 明	段落号
燃料	除非另有说明，否则“燃料”是指燃料基体，燃料棒和/或燃料组件。	1.2.3
	燃料棒涉及到燃料基体、燃料芯块或任何包含燃料芯块的结构。	1.2.3
	加压重水堆中，燃料组件也可以被称为燃料棒束。	1.2.3
	新型燃料材料正在研发中，例如增强型事故容错燃料，关注于更良好的蒸汽反应特性和更低的氢气产生量。	1.2.5
	燃料基体是指各种类型的陶瓷燃料芯块的结构/微观结构。	2.1.2.2
	燃料芯块材料包括： (a) 富集二氧化铀 (UO_2)； (b) 天然二氧化铀 (UO_2)（用于加压重水堆）； (c) 铀钚混合燃料 (UO_2-PuO_2)； (d) 钍基燃料（例如， ThO_2 ，钍基 UO_2 ，钍基MOX燃料）； (e) 再加工二氧化铀 (UO_2)； (f) 含添加物（剂）的燃料芯块（如Cr, Al, Si）以改善其性能（用于轻水堆）。 在烧结的 UO_2 颗粒中混合或在其表面上覆盖可燃毒物材料（如Gd, Dy, B和Er），以暂时抑制由燃料中的高浓度裂变材料引起的过度反应性。	3.1.4.1
	考虑到保守的堆芯径向功率分布，热棒是指具有最高相对功率的燃料棒。	3.3.2.7 (1)
	在评估运行期间的燃料峰值温度时，需要考虑以下与燃耗相关的现象：燃料热导率/扩散率的变化以及芯块-包壳间隙热导率，燃料密实化，燃料肿胀，裂变产物积聚，裂变气体在燃料棒自由容积内的释放以及燃料芯块微观结构的任何其他变化。由于辐照效应，燃料熔化温度随燃料燃耗而变化，因此需要使用典型辐照燃料样品来确定。	3.4.1.7 (1)
对于MOX燃料，燃料中的同位素组成和Pu含量高度依赖于乏燃料组件的卸料燃耗，并且可以从中提取钚。钚的裂变同位素比例也各不相同，这将影响反应堆堆芯的特性。此外，Pu各种相关核素（Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241和Am-241）需要在MOX燃料堆芯设计中予以考虑，MOX燃料生产后投入堆芯的时间影响反应性和关键中子学参数，在堆芯设计和安全分析中需要考虑上述特征。	3.7.3.2 (1)	

主题	说 明	段落号
负荷跟踪	负荷跟踪是指核电厂发电量与电网需求匹配的一种运行模式。负荷跟踪意味着核电厂在低于额定功率的水平下运行，因此电能输出的总量小于在基负荷下运行时输出的电能。负荷跟踪模式下，有可能引入额外的维护和监控，并且在评估某些结构、系统和部件的可靠性和老化时更复杂。	3.7.3.3 (1)
	当电厂以负荷跟踪模式运行时，控制棒组件运动引起功率重新分布，随后与反应堆冷却剂状态和氙分布相关联的反馈效应将实现进一步的功率再分布。功率分布变化可引起与初始无扰动条件相比更高的功率峰值因子（和/或更低的偏离泡核沸腾比）。	3.7.3.3 (4)
裕量	本导则中，“安全裕量”是指为特定物理参数定义的设计限值与该物理参数的极值（最小值或最大值）之差。	2.2.4
	停堆裕量是指假定所有全长控制棒束组件（对压水堆）或全长控制棒（对加压重水堆）都插入堆芯时，假设价值最大的一组或一束控制棒卡在堆外，反应堆所达到的负反应性。	3.2.2.5 (1)
芯块-包壳相互作用	在所有适用的核动力厂状态下，包壳蠕变、燃料芯块的热膨胀和气体肿胀将引起应变导致的芯块-包壳机械相互作用。芯块-包壳机械相互作用导致包壳失去延展性而失效。	3.4.1.16 (1)
	当包壳内表面应力（由于芯块-包壳相互作用）在腐蚀环境下达到一定限值时，就会发生燃料包壳应力腐蚀开裂。当功率降低之后，燃料芯块的热收缩导致芯块-包壳间隙（或芯块碎片之间的间隙）重新打开。如果低功率运行时间足够长（如长期低功率运行），则燃料包壳将蠕变并再次引起间隙闭合。即燃料棒被认为在该较低功率水平下状态改变。当反应堆堆芯稍后恢复到满功率时，包壳内出现拉伸应力。这些残余应力将增加在燃料棒中腐蚀裂变产物环境作用下的芯块-包壳相互作用引起的应力腐蚀开裂的敏感性。	3.4.1.10 (2) 3.4.1.16 (3)
	功率瞬态失效限值是在一个“临界燃耗范围”内引起燃料失效的较低的功率跃升。如果燃料燃耗低于临界燃耗范围，芯块-包壳间隙保持打开，因此与芯块-包壳间隙闭合条件相比，包壳达到相同应力水平所需要的功率变化更大。如果燃料燃耗大于上述临界燃耗范围，试验显示辐照产生的芯块-包壳内表面化合物材料减少了包壳内表面上的应力集中现象，降低了包壳应力腐蚀开裂的可能性。由于临界燃耗范围取决于芯块-包壳间隙闭合同力学，因此该范围也取决于包壳类型和燃料棒设计中具体的材料特性。	3.4.1.16 (5)

主题	说 明	段落号
反应性反馈	<p>反应堆堆芯的固有中子特性表现在以下反应性反馈或反应性系数中：</p> <p>(1) 由燃料温度变化引起的反应性反馈（如燃料温度反应性系数或多普勒系数）；</p> <p>(2) 由冷却剂/慢化剂温度变化引起的反应性反馈，包括相关的冷却剂/慢化剂密度（如冷却剂和慢化剂温度反应性系数）；</p> <p>(3) 由冷却剂/慢化剂空泡份额的变化引起的反应性反馈（如冷却剂和慢化剂的空泡反应性系数）；</p> <p>(4) 由冷却剂/慢化剂硼浓度变化引起的反应性反馈（如冷却剂和慢化剂的硼反应性系数）；</p> <p>(5) 缓发中子份额和瞬发中子寿命；</p> <p>(6) 功率再分布对反应性的影响（如氙瞬变和慢化剂密度）；</p> <p>(7) 堆芯长期分析中氙和其他中子吸收体的衰变。</p>	3.2.1.1
停堆	<p>设计中常用的故障安全停堆的最简单形式是停堆装置以能动手段保持在堆芯上方。如果停堆装置的导向结构未被阻塞，则在能动保持手段失去动力供应时，例如线圈断电，停堆装置将在重力作用下落入堆芯。</p>	3.6.2.9 (1)
	<p>停堆装置的总反应性价值是各个装置在反应堆中的位置及其间距的函数。当两套装置靠近时，其总价值小于各自价值之和。</p>	3.6.2.10 (2)

表 I.1 补充技术信息：术语澄清和附加背景

附件 II

在燃料棒、燃料组件、反应性控制组件、中子源组件和阻力塞组件的设计中应考虑的问题

II.1 燃料棒

燃料棒设计需考虑以下问题：

包壳

- (1) 燃料棒振动和磨蚀（对于轻水堆是格架-燃料棒磨蚀，对于加压重水堆是格架之间的磨蚀）；
- (2) 包壳机械性能随辐照的变化（位移和压力载荷）；
- (3) 材料和化学性能评估；
- (4) 应力腐蚀；
- (5) 周期和疲劳；
- (6) 辐照后包壳的几何和化学稳定性。

燃料材料（包括可燃毒物）

- (1) 辐照条件下燃料的几何稳定性；
- (2) 燃料密实化（动力学和振动）；
- (3) 包壳和冷却剂潜在的化学相互作用；
- (4) 燃料芯块内的裂变气体产生和分布；
- (5) 裂变气体释放动力学；
- (6) 气体肿胀；

- (7) 辐照下的热工机械性能;
- (8) 微观结构随辐照的变化。

燃料棒性能

- (1) 芯块和包壳的温度和温度分布;
- (2) 燃料-包壳间隙闭合动力学和振动 (以解决芯块-包壳相互作用问题);
- (3) 辐照对燃料棒行为的影响 (例如, 燃料结构变化、燃料芯块开裂模式、固态和气态裂变产物肿胀、裂变气体释放、燃料棒内压增加、燃料棒导热率降低);
- (4) 燃料棒弯曲;
- (5) 燃料棒生长。

使用经过验证的分析模型和/或代表性试验数据来分析燃料棒性能, 该代表性试验数据在试验装置或商业核动力厂 (先导棒或先导组件) 中收集。分析模型通常与燃耗相关。

II.2 燃料组件

燃料组件各部件 (如压水堆的上下管座、导向管、定位格架、交混格架、格架弹簧、连接件和燃料组件压紧系统) 需要设计成能承受以下条件和载荷:

- (1) 堆芯夹持系统载荷;
- (2) 水力载荷;
- (3) 热工水力限值 (如临界热流密度);
- (4) 事故载荷 (如失水事故) 和地震载荷;

- (5) 操作和运输载荷；
- (6) 燃料组件弯曲变形。

II.3 反应性控制组件

反应性控制组件的设计需要考虑以下问题：

- (1) 在正常运行、瞬态和事故工况下的棒内压和相关的包壳应力；
- (2) 热膨胀和辐射导致的肿胀；
- (3) 吸收材料和包壳受辐照的影响；
- (4) 微振磨蚀对包壳热阻的影响。

II.4 中子源组件

中子源组件的设计需要考虑以下问题：

- (1) 辐照效应；
- (2) 考虑外围燃料组件的燃耗荫蔽效应的影响；
- (3) 地震等外部事件。

II.5 阻力塞组件

阻力塞组件的设计需要考虑以下问题：

- (1) 由于热膨胀或辐照肿胀导致的与导向管相互作用；
- (2) 对冷却剂旁流的影响（对压水堆）；
- (3) 微振磨蚀对导向管热阻的影响。