

---

附件二：

核安全导则 HAD202/07-2012

# 研究堆堆芯管理和燃料装卸

国家核安全局 2012 年 5 月 23 日批准发布

国家核安全局

---

# 研究堆堆芯管理和燃料装卸

(2012年5月23日国家核安全局批准发布)

本导则自2012年5月23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.....	1
1.1 概述.....	1
1.2 目的.....	1
1.3 范围.....	1
2 堆芯管理.....	2
2.1 管理目标.....	2
2.2 堆芯计算.....	3
2.3 堆芯运行.....	5
2.4 堆芯监测.....	6
2.5 保证燃料的完整性.....	8
2.6 新燃料采购和设计修改.....	10
2.7 换料过程.....	11
3 新燃料的装卸和贮存.....	13
3.1 新燃料的管理.....	13
3.2 新燃料的接收.....	14
3.3 新燃料的贮存.....	15
4 换料大纲的实施.....	16
4.1 准备.....	16
4.2 燃料和堆芯部件装入反应堆.....	16
4.3 燃料和堆芯部件的卸出.....	17
4.4 燃料和堆芯部件装卸时的预防措施.....	17
5 已辐照燃料的装卸和贮存.....	18
5.1 总目标.....	18
5.2 已辐照燃料的装卸.....	19
5.3 已辐照燃料的贮存.....	19
5.4 已辐照燃料的检查.....	21
6 堆芯部件的装卸和贮存.....	22
7 已辐照燃料装运的准备.....	23
8 管理和组织方面.....	24

---

9 文件记录.....	25
名词解释.....	27

# 1 引言

## 1.1 概述

1.1.1 本导则是对《研究堆运行安全规定》(HAF202)有关内容的说明和补充。

1.1.2 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,但必须向国家核安全监管部门证明所采用的方法和方案至少具有与本导则同等的安全水平,不会对研究堆厂区人员、公众和环境增加风险。

## 1.2 目的

1.2.1 本导则的目的是详细说明研究堆堆芯管理和燃料装卸方面的安全要求,提供关于堆芯管理和燃料装卸方面的指导和建议。

1.2.2 在本导则中,堆芯管理是指涉及到堆芯燃料组件、堆芯部件管理和反应性控制的有关活动;燃料装卸是指采用手动或自动方式进行的新燃料和已辐照燃料的装卸、贮存和管理。

## 1.3 范围

1.3.1 本导则适用于对公众具有有限潜在危害的研究堆的堆芯管理和燃料装卸。导则说明了研究堆堆芯管理和燃料装卸工作的安全目标,为满足这些目标应该完成的任务,以及为完成这些任务需要进行的活动。

1.3.2 对于功率水平超过几十兆瓦的研究堆和某些特殊的研究堆(如均匀研究堆或快中子研究堆)可能需要超出本导则范围的其它要求,在某些方面可能需要遵循动力堆的有关安全导则。

1.3.3 由于研究堆的应用是其运行的主要目的,因此本导则也涉及堆芯内和堆芯外实验装置的管理。本导则也考虑在现有堆芯中装入新设计的燃料组件的情况,该考虑对于正在使用低富集度铀(LEU)代替高富集度铀(HEU)的研究堆是有用的。

1.3.4 本导则有关燃料装卸的内容包括:新燃料组件的接收;燃料组件和其它堆芯部件的贮存和装卸;燃料组件的检查;燃料组件和堆芯部件装入堆芯和从堆芯卸出;已辐照燃料的检查;其它材料手动或通过自动系统的装入和移出;已辐照燃料装运的准备及已辐照燃料运输容器的装载。

1.3.5 本导则有关堆芯管理的内容包括：堆芯分析和计算方法；堆芯运行；堆芯监测；保证燃料的完整性；新燃料的采购和设计修改；换料大纲。

1.3.6 本导则不涉及已辐照燃料组件和堆芯部件的厂外运输要求和安全预防措施，以及厂外的贮存和最终处置。

1.3.7 本导则不考虑燃料衡算和实物保护。

1.3.8 对于功率为几十千瓦的具有较低风险的研究堆和临界装置，可采用详尽程度低于本导则要求的堆芯管理和燃料装卸大纲。低功率反应堆要求为补偿燃料耗进行的堆芯调整的频度较低。由于这些反应堆运行时热工限值具有较大的裕度，因而在初始安全分析中允许采用可接受的、具有较宽包络性的燃料装载方案代替具体的堆芯计算。因此，本导则中的某些要求可能不适用于这类反应堆，本导则中的要求应根据其对具体研究堆的适用性进行分类。

## 2 堆芯管理

### 2.1 管理目标

2.1.1 堆芯管理的第一个目标是在安全分析和由安全分析导出的运行限值和条件的基础上，充分考虑燃料和反应堆设计所规定的限制，保证安全、可靠、最佳地使用反应堆中的核燃料。堆芯管理的第二个目标是在遵守运行限值和条件的前提下，满足研究堆应用大纲的要求(例如实验对中子注量率的要求)。

2.1.2 尽管堆芯管理的具体细节取决于研究堆的堆型和营运单位，但所有情况下堆芯管理大纲应满足以下目标：

(1) 提供在整个燃料循环周期内有效地执行堆芯管理功能的手段，以保证堆芯参数维持在运行限值和条件内。堆芯管理功能包括：堆芯设计(确定装料和倒换料方案，以提供最佳燃料燃耗和要求的 neutron 注量率)；实验装置的设计和安装；燃料组件采购；反应性确定以及堆芯性能监测。

(2) 确定堆芯运行策略，以便为反应堆应用获得最大的运行灵活性和最佳的燃料利用率，同时保持在规定的运行限值和条件内。

(3) 保证只使用设计上经核准的燃料组件和实验装置。

2.1.3 本安全导则包括以下与堆芯管理有关的具体安全要求：

(1) 采用经过验证的方法和计算机程序，确定燃料、反射层、安全装置(控制棒、排放慢化剂和/或反射层的阀门、可燃毒物等)、实验装置、辐照设施和慢

化剂在堆芯的布置。

(2) 根据设计以及运行限值和条件的规定保持相关的堆芯配置参数，以保证在反应堆堆芯应用期间燃料的完整性。

(3) 应对反应堆堆芯进行监测，以保证反应堆在任何时间都按照反应堆设计以及运行限值和条件的规定进行运行；应该评估辐照对堆芯材料、堆芯部件、以及实验和辐照装置安全的影响。

(4) 应该连续监测燃料包壳的完整性(不一定在反应堆中“在线”监测，通常是采用监测一回路冷却剂和堆外废气系统裂变产物放射性活度的间接监测)。一旦探测到燃料破损，应该进行调查，以确认破损的燃料组件，并在必要时从堆芯卸出。

(5) 燃料采购应该基于符合设计及运行限值和条件要求的技术规范。

(6) 应该按照批准的程序装载和卸出燃料组件及其它堆芯部件。

(7) 应该保存并更新所有与燃料和堆芯布置参数相关的基准资料。

## 2.2 堆芯计算

### 2.2.1 堆芯工况和特征分析

2.2.1.1 应进行包括堆芯设计在内的全面的反应堆安全分析，并汇编到安全分析报告中。运行限值和条件以这些分析为基础。如果反应堆运行不导致与安全分析不同的堆芯工况，则不需要重新进行详细的安全分析。然而，如果堆芯布置发生变化、使用的燃料类型不一样、燃料组件之间由于燃耗历史而产生差异、放置了其它堆芯部件、或出现偏离安全分析所考虑的其它工况，则应进行更全面的分析，以保证反应堆继续运行在运行限值和条件要求的范围内。

2.2.1.2 应有恰当的方法和技术用于预计反应堆运行期间的行为特征。计算模型、数值方法和核数据都应进行验证、确认和批准。应该考虑计算和测量的不确定性。

2.2.1.3 为了验证与运行限值和条件的符合性，应对稳态和瞬态两种工况根据需要考虑以下堆芯参数：

(1) 反应性随燃料燃耗的变化，以及为维持堆芯反应性所需采取的行动(如改变控制棒位置、添加燃料组件或改变堆芯反射层)。

(2) 各种堆芯布置下控制棒的位置和反应性价值，包括验证停堆裕度，符合运行限值和条件。

- (3) 堆内和堆外实验装置和辐照材料的位置和反应性价值。
- (4) 在正常运行范围和预期运行事件下温度、功率、压力和空泡的局部和总反应性系数。
- (5) 堆芯部件和燃料内的中子注量率和功率分布及其受控制棒移动的影响。
- (6) 燃料温度和慢化剂温度，冷却剂的流量、压降、温度、密度和热工裕量。
- (7) 每个燃料组件中的燃耗水平。
- (8) 控制棒和堆芯实验对中子注量率探测器的阴影效应。
- (9) 其它需要考虑的相关参数。

2.2.1.4 应该适当考虑原设计中没有考虑的堆芯内或堆芯附近的实验和辐照装置对反应堆性能的影响。应该对这些设施的故障对反应堆的影响进行安全分析。也应该考虑反应堆的变更对实验或辐照大纲的影响。HAD202/03《研究堆的应用和修改》全面说明了实验装置安全分析的相关问题。

2.2.1.5 应该预计反应堆运行期间由于裂变产物生成、燃料燃耗和换料，以及控制棒移动导致的堆芯反应性变化和相关的效应，并与测量的数据进行比较。应该确认任何时候都有足够的控制能力保证反应堆在所有正常运行工况、预期运行事件和设计基准事故下能安全停堆并维持停堆状态。

2.2.1.6 应适当分析反应堆运行期间对安全有重要意义的下列各项：

- (1) 因辐照效应产生的控制棒反应性价值的变化。
- (2) 辐照效应及控制棒和实验装置阴影效应对中子注量率探测器的影响(尤其是灵敏度的变化)。
- (3) 反应堆启动时，中子源强度和探测器灵敏度及位置的合适性，尤其是经过长期停堆后再启动时(此时已辐照的燃料和光中子可能不能形成足够强度的中子源)。

2.2.1.7 如果基于堆芯计算的预计值与堆芯性能参数的测量值相差很大(即其差值大于计算和测量不确定性导致的差值)，反应堆应置于安全状态(如有必要可实施停堆)。应该审查计算和测量，以确定差异的原因。在做出反应堆继续运行决定时，应采用基于堆芯重要参数(如堆芯临界质量、控制棒价值、过剩反应性、停堆裕度)测量值的保守方法。在确认该差异的原因后应采取必要的纠正措施。

## 2.2.2 堆芯计算方法

2.2.2.1 营运单位应保证其管理要求覆盖用于堆芯管理的计算方法和工具。

2.2.2.2 管理要求应用来保证用于堆内燃料管理和实验管理的输入值及计算工具和方法已经过必要的确认、基准例题验算、改进和更新。对于重要堆芯管理计算应要求对计算结果进行独立验证(最好由不同的人员用不同的工具和方法进行)。应特别关注用于处理如加深燃耗、新材料、设计修改、新实验装置和功率增加等事项的计算方法的鉴定。

2.2.2.3 应审查和评价所有堆芯计算软件和数据的修改对其预计堆芯性能参数能力的影响。在修改实施之前应该进行验证和进行功能性试验(例如和基准程序的预计结果进行比较),并且应该得到相关部门的认可。应建立有效的质量保证体系,以保证相关的计算机程序和数据库的完整性和可靠性。

2.2.2.4 营运单位应保证实施堆芯计算的人员符合资质要求,并经过适当的培训。

## 2.3 堆芯运行

2.3.1 为保证反应堆堆芯安全运行,应预先制定一个详细的堆芯运行和实验应用大纲。反应堆应用大纲和燃料利用的最优化,以及堆芯运行和反应堆应用的灵活性都不应损害安全。堆芯运行大纲应包括(但不限于)以下程序和工程实践:

(1) 在反应堆启动前应保证所有启动前程序的要求都得到满足,功能试验均已完成,并且所有要求的文件和/或程序均是现行有效的。

(2) 在反应堆首次启动和必要时在以后的启动期间,应通过相关的临界测量和停堆裕度测量、低功率物理试验、包括实验装置反应性效应在内的堆芯物理测量、以及功率提升试验,保证堆芯参数符合设计要求,并满足运行限值和条件的规定。

(3) 应制定并实施针对所有堆内燃料组件,以及针对实验管理和反应性管理职能的监督大纲。

2.3.2 为保证堆芯安全运行,应适当考虑以下特性和条件:

- (1) 新燃料与设计规格书的一致性;
- (2) 燃料装载方案;
- (3) 反应性停堆裕度;
- (4) 最大过剩反应性;
- (5) 反应性引入和移出速率;
- (6) 反应性系数以及实验装置和辐照材料的反应性价值;

- (7) 控制棒特性，包括插入和抽出速度与设计规格书的一致性；
- (8) 控制系统和保护系统的特性；
- (9) 中子注量率分布，包括实验和辐照材料对其的影响；
- (10) 燃料中和实验装置中的传热、冷却剂流量和热工裕量；
- (11) 各种运行工况和事故工况下堆芯热量的排出；
- (12) 冷却剂化学、慢化剂化学和慢化剂状态；
- (13) 辐照、热应力和裂变密度限值下造成的老化效应；
- (14) 一回路冷却剂和废气系统中裂变产物的放射性活度；
- (15) 实验装置故障的放射性影响。

2.3.3 反应堆启动、功率运行、停堆和换料的运行规程应包括满足运行限值和条件的预防和限制措施，以保证堆芯的安全运行。这些运行规程应考虑以下方面：

- (1) 确定运行人员所用的仪表及其标定和评价方法，以便在如运行限值和条件所反映的、与设计要求和安全分析相一致的范围内监测相关的反应堆参数；
- (2) 启动前核查，包括燃料装载方案和实验装置状况；
- (3) 为避免燃料或堆芯损坏的安全系统整定值，其中要考虑因燃料燃耗或换料引起的堆芯状况的变化；
- (4) 每个燃料组件(尤其是换料前)的运行历史；
- (5) 要记录的与预计堆芯情况进行比较的参数；
- (6) 一回路冷却剂和慢化剂化学参数的限值；
- (7) 一回路冷却剂流量和通过堆芯压降、功率提升速率、裂变率和功率密度、以及注量率的限值；
- (8) 达到限值时需要采取的行动；
- (9) 控制棒故障时需要采取的行动；
- (10) 确定燃料破损和实验装置故障的准则，以及探测到破损或故障时需要采取的行动。

## 2.4 堆芯监测

2.4.1 应制定堆芯监测大纲，以保证对堆芯参数进行监测、趋势分析和评价，确定这些参数是否可以接受，实际堆芯性能是否和堆芯设计要求及运行限值和条件相符；保证以合理一致的方式记录和保留关键运行参数值；并保证能探测异常

的情况。堆芯监测大纲基于可直接测量的参数，也基于从可测量参数的值分析得到的不可测量参数的值。如果实验或辐照设施处于或邻近堆芯，则堆芯监测大纲应考虑这些设施的状况及其对堆芯参数的影响，以及为表征适当状态组合所需的附加测量。

2.4.2 应该监测堆芯状况并与预计状况比较，以确定堆芯状况是否符合设计并满足运行限值和条件的规定。如果堆芯状况与预计状况不符，则应采取适当行动将反应堆维持在安全状态。堆芯监测和试验的结果也应该用于审查和更新换料大纲及优化堆芯性能。需要连续或以适当时间间隔监测、作趋势分析和评价的参数应适当包括(但不限于)以下方面：

(1) 控制棒(或其它反应性控制装置)和区域中子吸收体的可运行性、位置和布置方式；

(2) 反应性随控制棒位置或慢化剂液位的变化；

(3) 反应堆紧急停堆触发到紧急停堆完成时间(如慢化剂和/或反射层排放时间，吸收体插入时间)；

(4) 一回路冷却剂可用性(如反应堆水位)；

(5) 冷却剂的压力、流量和温升，以及根据需要，一回路和二回路冷却剂的出口和入口温度；

(6) 慢化剂温度和质量流量；

(7) 燃料温度以及必要时的堆芯部件温度；

(8) 以下计算值：

a. 堆芯输出的热功率；

b. 燃料和堆芯部件温度(如果没有测量)；

c. 局部中子注量率峰值因子(功率峰值因子)；

d. 慢化剂和堆芯部件的释热；

e. 热工限值裕量。

(9) 一回路冷却剂和废气系统中的活度值(包括裂变产物活度)；

(10) 慢化剂和一回路冷却剂的物理和化学参数，如 pH 值、电导率、固体不溶物和杂质含量，以及辐射分解产物浓度。

2.4.3 应特别注意在启动和停堆后对堆芯状况的评估，以保证：

(1) 反应性和控制棒配置与预计相符；

(2) 冷却剂流量在规定的限值内；

- (3) 反应堆容器(箱、池)、堆芯结构部件和实验装置性能正常;
- (4) 冷却剂和堆芯部件温度符合预计值。

2.4.4 应设置冗余且独立布置的、用于监测堆芯相关参数的仪表,以便:

- (1) 从源量程到满功率量程的所有功率水平上有足够的量程重叠;
- (2) 对所有运行状态,必要时对事故工况均有合适的灵敏度、量程范围和标定;
- (3) 便于运行人员评价堆芯性能和评估异常状态;
- (4) 对总的反应性变化给出最高的灵敏度,并把局部中子注量率变化的影响减至最小。

2.4.5 应测量并为操纵员适当显示以下参数,如冷却剂温度、压力、流量以及中子注量率或反应堆功率等参数。有时因换料和燃料燃耗造成的堆芯参数的变化可能要求改变报警值和安全系统整定值。在降功率运行或停堆状态,应考虑调整报警或触发安全系统动作的整定值以维持适当的安全裕量。

2.4.6 许多情况下,影响燃料性能的参数是不能直接测量的。这时,它们可以通过对可测量到的参数(如中子注量率、温度、压力和流量等)进行分析得到。这些分析所得的值用来作为建立运行限值和条件的基本输入,但是,专门供操纵员使用的参数值应是在控制室可得到的仪表指示值或导出的显示值。

2.4.7 为评估所测堆芯参数并建立其与不能直接测得的安全重要的其他参数(如燃料芯块、包壳的内部温度,控制棒内压和实验温度)的关联性,应建立评估方法和验收准则。应该评估堆芯材料、堆芯部件、实验和辐照设施的影响和安全重要性。评估结果和相互关联性必须以书面文件记录,并且这些结果应作为保证遵守运行限值和条件以及必要时采取恰当的纠正行动的依据。

2.4.8 与化学控制和纯净度相关的参数值由在线测量获得或由定期对冷却剂、慢化剂或覆盖气体的取样分析获得。应定期向运行人员通报这些分析结果。为避免超出这些参数的规定值,应向运行人员提供在这些参数趋近预定限值时要采取行动的指令。

## 2.5 保证燃料的完整性

2.5.1 营运单位应保证燃料组件正确设计,并按照设计技术要求进行制造。

2.5.2 在燃料组件首次装入或再次装入堆芯前,应按照已制定的验收准则对组件进行检查,以保证不将已破损的燃料组件装入堆芯。

2.5.3 为早期探测可能导致堆芯不安全状况的燃料性能劣化,应要求按运行限值和条件对燃料进行监督,该监督通过监督和检查大纲予以实施。监督活动应是整个监督大纲的一部分,并应包括监测、核对、标定、试验和检查。以下与堆芯管理和燃料装卸特别相关的项目应包含在监督大纲中:

- (1) 保护和控制系统(可运行性、触发时间和反应性变化率);
- (2) 包括堆芯部件冷却的堆芯冷却系统(冷却剂的流量、压力、温度、放射性活度和化学性质);
- (3) 燃料组件和堆芯部件装卸系统;
- (4) 燃料组件和其它堆芯部件性能劣化,例如尺寸变化、弯曲、腐蚀和磨损。

2.5.4 为确认反应堆燃料包壳的完整性,应对其实施连续的监测。在没有强迫循环系统的开式或池式反应堆中,通过监测气载裂变产物活度就可监测燃料包壳的完整性。对于堆芯置于容器中(如压力容器)的反应堆,燃料包壳的完整性可以通过探测冷却剂中或冷却剂排出气体中的裂变产物活度予以监测。在某些情况下,也采用置于冷却剂流中的缓发中子探测器。应建立适当的方法来识别气载放射性活度或冷却剂放射性活度的异常变化,并进行数据分析,以确定:

- (1) 燃料缺陷的性质和严重性;
- (2) 燃料缺陷可能的根本原因;
- (3) 建议采取的行动。

2.5.5 应在反应堆启动后的运行初期确定裂变产物的放射性活度水平,以便提供基准本底水平。该本底水平是由游离的可裂变材料(即制造过程中,在燃料包壳外表面形成的可裂变材料沾污)引起的,其放射性活度非常低,往往难以测出。

2.5.6 燃料破损的迹象之一是裂变产物的放射性活度超过正常值。应用在线仪表监测和/或定期取样,监测冷却剂中裂变产物活度。可通过对特定的裂变产物核素进行研究来了解该破损的性质。

2.5.7 如果怀疑某个燃料组件破损,则应对该破损组件进行确认,并在重新恢复反应堆正常运行前从堆中将其卸出。如果有必要,反应堆也可进行有限条件的运行,以查找破损燃料组件和调查破损的原因。特殊情况下,可能需要进行热室检验。

2.5.8 为保证对破损燃料组件采取正确纠正措施,应制定处理燃料破损事件的程序,它应包括以下要素:

- (1) 对怀疑破损的燃料组件进行调查的行动水平;
- (2) 确定破损燃料组件并将其退出运行的措施;
- (3) 确定燃料组件破损原因的方法;
- (4) 针对燃料组件破损原因的补救方法;
- (5) 燃料组件检查;
- (6) 审查本次燃料组件破损的经验教训,以防止以后再因相同的原因造成燃料破损。

## 2.6 新燃料采购和设计修改

2.6.1 批准的新燃料组件采购程序应符合营运单位质保大纲中的总的采购方针。该程序应包括以下要求:

- (1) 确认正在使用的是现行的、经批准的技术规范和图纸;
- (2) 确认采购订单规定了营运单位在燃料制造单位进行的检查;
- (3) 完成可裂变材料申请的所有表格;
- (4) 规定在燃料组件和其它堆芯部件制造中较小不符合项的解决措施。

2.6.2 如果要将新设计的或经设计修改的燃料组件(如低富集铀组件代替高富集铀组件)装入堆芯,营运单位应保证已进行了必要的安全分析。在多于一种类型燃料组件的堆芯运行前,营运单位应进行附加的安全分析,以保证新设计的或经修改燃料组件与原来已有的燃料组件相兼容,并保证堆芯设计者已获得了所有相关信息。进行的安全分析应形成文件,并反映到更新的安全分析报告中。新燃料组件的详细信息应反映在运行限值和其它安全相关文件中。

2.6.3 应考虑对燃料鉴定大纲实施期间进行的包括功率快速变化分析(通过试验或分析手段进行)、反应性引发事故试验和冷却剂丧失事故试验的实验和研究发展计划进行反馈,以证明新设计的燃料在正常和事故工况下的行为。

2.6.4 营运单位应负责保证对新设计的或经设计修改的燃料组件进行所有必要的安全评估,且新燃料组件满足设计准则要求。应为新的或经过修改的换料燃料准备适当的许可证审查文件。该文件应包括(但不限于)以下方面:

- (1) 燃料组件设计的信息和输入数据,以预计和监测堆芯行为;
- (2) 用于建立监测热工裕量的计算关系式的分析和试验结果;
- (3) 验证机械、热工水力和中子物理学限值与设计的一致性;
- (4) 安全分析,包括瞬态分析。

2.6.5 为评定新设计的或经设计修改的燃料组件在后续的换料中预期工况下的表现，应采用一个应用试验燃料组件的大纲，在大纲中应考虑到所有可利用的运行经验。该大纲应包括：

- (1) 试验装卸新燃料的管理程序、工具和设备；
- (2) 监测新燃料的性能，包括腐蚀效应；
- (3) 获得对使用多于一种燃料类型堆芯的实际运行经验。

2.6.6 当考虑新供应商时，营运单位应保证新供应商有能力满足燃料组件的质量要求。特别是对于新供应商制造工艺的所有差异和燃料组件参数的所有变更都应进行分析，而不论这些差异和变更是否包含在他们的技术规范中。对每个燃料组件有关的供应商文件进行监查可能是证明供应的燃料组件满足设计要求的合适的方法。

## 2.7 换料过程

2.7.1 应按照相关要求提供燃料装卸和贮存设施。

2.7.2 应通过采用经批准的运行规程严格控制所有燃料组件的移动和堆芯的变动。在这些变动过程中，应监测堆芯的完整性和反应性，以防止堆芯部件损坏和意外临界。变动过程中的燃料装载布置的反应性应该不大于运行限值和条件中考虑和批准的最大反应性装载方案，对此，在反应堆调试期间应予以验证。应有方法核查燃料组件移动不会相互冲突，必要时应能对实际燃料组件移动进行反向操作。

2.7.3 换料大纲应包括详细的堆芯装载方案以及堆芯部件和实验设施进出反应堆的移动顺序表。

2.7.4 在编制一个能提供足够反应性以补偿燃料损耗和裂变产物累积的换料大纲时，从初始装料开始的整个反应堆寿期中，都必须满足安全目标，安全目标应包括：

(1) 保持中子注量率分布和其它堆芯参数(如损耗和过剩反应性)在相应的运行限值和条件内；

(2) 满足停堆裕度的要求。

2.7.5 在制定和实施换料大纲时应适当考虑以下方面：

(1) 燃料损耗(包括裂变密度)和相应的结构上和金相上的限制；

(2) 与中子注量率分布有关的冷却剂温度和燃料包壳温度、流量分布和吸收

体的布置；

(3) 换料程序中和换料后的功率提升时规定的控制点，在控制点进行另外的燃料组件装卸或进一步提升功率前，应该完成规定的核查、试验和验证(如临界)；

(4) 使用模拟组件进行操作练习，以验证装卸料规程是正确的，并且是可以实际操作的，同时也可使预计执行装换料任务的人员熟悉操作过程；

(5) 保证燃料元件的机械性能能经受反应堆堆芯条件和换料操作，尤其是倒换和复用已辐照的燃料元件；

(6) 对某些特定燃料组件可能需增加限制的特殊考虑，如损耗的限制；

(7) 因移走破损燃料组件和插入新燃料组件引起的变化(如局部温度变化和反应性变化)；

(8) 未辐照燃料和已辐照燃料在堆芯的布置，需要考虑反应性要求、燃料的富集度和裂变产物的累积；

(9) 燃料组件最受限制的取向(当其旋转取向和轴向取向没有规定或限制时)和由实验和辐照大纲得到的最大的反应性状况。

(10) 控制棒内中子吸收体的消耗和可燃毒物的消耗；

(11) 单根控制棒处于完全提出位置且不能动作时的最大反应性价值；

(12) 实际堆芯运行参数与基于计算的预计值的偏差。

2.7.6 反应堆换料后恢复功率运行以前，应对堆芯状态进行评价，以确认在整个运行循环中满足运行限值和条件及停堆裕度的要求。应按照一定的频度，通过试验来确认停堆能力。

2.7.7 装料后应进行核查(包括独立验证)以保证堆芯是正确装载的。另外，每次装料后在启动前或启动期间应做物理试验，以验证堆芯的布置和性能参数以及在整个运行范围内控制棒反应性价值。试验应适当包括(但不限于)以下内容：

(1) 抽出和插入每组控制棒以核查其可运行性；

(2) 安全系统的设定和控制棒落棒时间的测量；

(3) 控制棒、实验和辐照装置的反应性价值测量；

(4) 证明在最大价值的控制棒(束)处于完全抽出位置时和可移动的实验和辐照装置在其最大反应性状态时堆芯仍满足停堆裕量的规定；

(5) 按照计划的控制棒提棒顺序，进行预计的临界棒位与实测的临界棒位的比较；

(6) 利用堆芯内临时或永久性安装的探测器测量堆芯中子注量率分布；

(7) 中子注量率分布和功率分布的实测值和计算值的比较。

## 3 新燃料的装卸和贮存

### 3.1 新燃料的管理

3.1.1 新燃料装卸大纲的安全目标是防止意外临界和防止在运输、贮存或操作时对核燃料的损坏。应保护核燃料以防止任何损坏，尤其是预期会影响其在堆芯内性能的损坏（如由此造成冷却剂流动受限制）。

3.1.2 新燃料装卸大纲的基本要素应包括对燃料组件的接收、转运、检查和贮存。大纲应依据管理控制程序并结合工程经验编制，以达到以下目的：

- (1) 描述贮存新燃料组件的实体边界，以实施核材料管制和限制临界配置；
- (2) 满足管理要求，并对新燃料组件的检查（包括对破损燃料的紧急行动）提供技术指导。

3.1.3 燃料装卸规程应特别强调将燃料组件在装卸过程产生的机械应力减至最少、防止燃料包壳划伤或遭受其它损伤、避免受会引起包壳完整性降级的物质污染以及保证防止盗窃和破坏的实物保护等的必要性。

3.1.4 在燃料组件的人工或自动装卸时，为减少对燃料造成损害的可能性，只应使用为燃料装卸而专门设计的设备。从事燃料装卸的人员应经过正式培训并获得相应资质，且应在授权人员的监督下工作。所有与新燃料装卸相关的活动都应依照批准的程序进行。

3.1.5 应对怀疑已在装卸或贮存时受损的燃料组件进行检查，如有必要，并按所制定的与受损燃料组件相关的规程处理。

3.1.6 人工装卸燃料时，人员应穿上合适的防护服以防止受到污染，同时也防止对燃料包壳的损坏或污染。

3.1.7 如果在厂区的厂房之间运送燃料，应使用适当的有标签的容器和包装以防止燃料组件受到污染和损坏。所有燃料组件运输的路径应保持尽可能短和简单。应限制燃料组件运输期间的车辆交通。

3.1.8 装卸和贮存新燃料组件的区域应保持在适当的环境条件下（湿度、温度和清洁环境）并随时处于受控状态，以排除化学污染和外来异物影响。

3.1.9 新燃料组件的装卸和贮存区域应予以保卫，防止未经许可的人员进入和未经许可的燃料移动。贮存区域不应处于通往其他操作区域的路径上。

3.1.10 为防止重载荷意外坠落危及贮存的燃料组件，不应在贮存的燃料组件（在燃料格架、贮存罐或起重设备内的）上方移动重载荷。任何豁免应证明其正当性。

3.1.11 应在首次使用时标定和定期标定用于检测燃料组件结构尺寸的设备。应定期（或至少应在换料前）检查和维修燃料装卸设备和相关系统。

3.1.12 人工或自动的燃料装卸设备应设计成保证装卸过程中出现问题时能容易地将燃料组件放置在安全位置。

3.1.13 应按照为减少人员所受辐照而专门批准的规程来装卸辐射水平较高的新燃料组件（例如含有经后处理过的物质的燃料）。

## 3.2 新燃料的接收

3.2.1 在燃料组件接收前，营运单位应做好安排以保证有指派的专人（通常是保卫负责人或反应堆负责人）负责现场的燃料管理控制，并保证只有授权人员才可以进入燃料贮存区。

3.2.2 燃料组件的接收、拆包和检查工作应由经过培训的、有资格的人员担任，并应按照已制定的验收准则和批准的破损燃料识别规程在指定的燃料装卸区域内进行。应有新燃料组件的检查程序来检查燃料组件的外观及运输过程中的任何损伤。对燃料组件的检查应包括检查供货商最后检查后可能受到运输和装卸影响的指定参数（如尺寸大小）。应验证燃料组件的识别码并检查相关文件以核实所接收的燃料正是所订购的并符合要求的物项。

3.2.3 如果要把新设计的燃料移进现场，则应对识别破损燃料的规程进行审查。应有评定破损燃料的验收准则。检查人员接受的任何破损燃料均应进行记录。拒收的燃料组件应依照质量保证条款按不符合项处理。应对任何破损的根本原因进行调查并采取纠正措施防止其重复发生。

3.2.4 应检查运输容器以验证其有恰当标识且无损坏。运输容器的贮存安排和识别应避免不必要的挪动。

3.2.5 检查应既不损坏燃料组件也不引入任何异物。检查人员应识别并安排按批准的程序除去已出现在燃料组件上的异物。

3.2.6 如果在检查后新燃料组件需要修复，燃料供应商则应参与所要求的修复或修改。应采取技术及行政管理上的预防措施以保证：只有指定的燃料组件被修复，修复工作是按照批准的程序（如有关燃料元件的位置、富集度和可燃毒物

量)进行的,并且不出现临界状况。这种修复应通告国家核安全监管部门。

### 3.3 新燃料的贮存

3.3.1 在任何新燃料组件送到现场前,现场应配备有相应的接收、贮存和装卸设施以接纳运送来的全部燃料。如果装运来的是新设计的燃料组件、燃料的富集度有变化或贮存区需要重新设置,那么就应重新评价原安全分析报告中的临界分析的有效性。

3.3.2 应有足够的规定的贮存位置来保证燃料组件的完整性并防止其受到损坏。

3.3.3 应采取实体的或行政管理的措施来保证燃料组件仅在经认可的地方进行装卸和贮存,以防止发生临界。

3.3.4 干式新燃料贮存区域内应没有需运行人员定期检查的设备、阀门或管道。

3.3.5 对于使用固定式固体中子吸收体的贮存系统,应实施监督程序,以保证贮存系统安装了吸收体并且吸收体能保持其有效性。

3.3.6 当燃料组件贮存在密封运输容器外时,通风系统应防止粉尘或其他空气中的微粒物进入新燃料贮存区域。

3.3.7 干式新燃料贮存区域的排水系统应保持足够畅通,以便有效地排出可能的进水,避免贮存区域形成可能会引起意外临界的水淹。

3.3.8 应采取措施防止贮存区域内可燃物的累积,以使燃料贮存区的火灾风险减至最低。用于发生涉及燃料组件的火灾时的消防细则及消防设施应可用。人员应经过火灾响应培训并准备就绪。应有批准的规程来控制慢化材料或氧化剂(如水)或稀释的中子吸收介质(如硼水)进入新燃料贮存区域,以保证即使应用灭火材料也能一直维持次临界。

3.3.9 应规定新燃料贮存区域为只进行燃料装卸的物项控制区。

3.3.10 辐射防护大纲的相关部分应在首个燃料组件交付到燃料贮存区域之前生效。

## 4 换料大纲的实施

### 4.1 准备

4.1.1 应通过批准的换料程序来实施 2.7 所述的换料大纲。换料程序应详细规定要执行的操作顺序。换料程序应规定要从贮存区域取出的燃料和堆芯部件的类型、它们的运输路线和它们在堆芯中将要放置的位置。换料程序还应规定：哪个燃料需要倒换或卸出；其在堆芯中的初始位置；其在堆芯或贮存区域的新位置；燃料组件和其他组件（如控制棒）的卸装顺序；以及每个阶段要执行的核查。应有经授权人员对关键的换料装卸操作进行验证并签字确认。如果堆芯只倒料不装新料，应采取特殊预防措施以确保燃料组件和其他堆芯部件能返回它们的位置。

4.1.2 应在书面规程中规定组装新燃料并准备将其用于反应堆的必要步骤，只有经过批准的燃料才能装入反应堆堆芯。应独立检查确认堆芯燃料组件安装正确。所有燃料装卸和维修的规程应保证没有异物引入反应堆。

4.1.3 换料过程中所需的所有堆芯监测设备在换料准备阶段已调试完毕并可用；在燃料装卸人员和主控室人员之间应始终有可靠的双向通信可用。

### 4.2 燃料和堆芯部件装入反应堆

4.2.1 当燃料组件移出贮存区时，应依据批准的换料大纲进行鉴别和核对。应作出安排（例如由不直接参加装料的人员进行独立核查）以保证将燃料组件装入堆芯指定位置并正确就位（对于有些堆，还包括规定的方位）。应在换料大纲中规定停堆换料期间将要进行的任何次临界状态核查。

4.2.2 反应堆首次装料时，由于燃料和堆芯部件未受过辐照，其装载规程可以较简单，但仍应遵守本章上述的换料规程和质量保证要求。应在正式装料前，对所有燃料装卸工具和设备，无论是手动的还是自动的，进行调试试验和使用前检查。应核实规程并采用模拟组件或试验燃料组件培训装料人员。应遵守批准的程序以确保反应堆运行前工具和异物已从堆芯附近移走。应能清楚地区别模拟组件或试验燃料组件，即使其是在堆芯内时也如此。

4.2.3 根据质量保证的要求，作为换料规程中的一部分，应检查和核对与燃料组件相关的和/或邻近的堆芯部件（例如测量仪表、冷却剂流量分配孔板、阻力塞、控制棒、中子吸收体和固定的实验装置或辐照设施）。装料计划中未包括

的任何中子源组件和堆芯部件必须经审批方可装入堆芯。

4.2.4 应制定规程以控制任何堆芯部件进出堆芯。如有可能，应结合核对以保证燃料组件的正确就位。

4.2.5 当要装入大量燃料或要向停堆状态的反应堆中装入燃料组件或堆芯部件（控制棒、中子吸收体、实验或辐照装置等）时，应监测次临界度，以防止停堆裕量意外减小或反应堆意外临界。在堆芯装载时应进行停堆裕量的验证试验。

### 4.3 燃料和堆芯部件的卸出

4.3.1 应按照批准的换料大纲卸出燃料组件或堆芯部件。在换料大纲的所有步骤中应确保燃料组件和堆芯部件得到充分冷却。

4.3.2 燃料组件或堆芯部件每移到一个新的位置，应按照换料程序对它们的标识进行核对。应记录发现的错误（不论是最初装料时还是再次装料时），且应由合适的人员进行审查，以确保错误得到纠正。

4.3.3 为辐射防护目的，应在规程中规定装卸卸出的燃料、堆芯部件和材料以及拆卸操作时应采取的防护措施。应有明确的管理要求规定只使用合适的指定区域存放（即使是暂时地）辐照过的或受污染的物项，以避免污染的扩散或不适当辐照的风险。

4.3.4 如果怀疑卸出的燃料组件和堆芯部件有任何损伤时，就应在贮存前对其进行检查。发现燃料组件或堆芯部件的损伤时，可能要求对邻近的部件进行检查。任何修理都应基于经验证的技术并按照批准的程序并参考燃料组件制造厂的技术进行。

4.3.5 应隔离已确认破损的燃料，防止其随后被无意中使用时，并应以适当的方式来处理，以便在随后运出现场时减少对贮存设备的污染并使之符合相应的运输要求。任何怀疑破损的燃料应按照破损燃料对待，直到有彻底的检查表明其完好无损。

4.3.6 贮存格架应保持在规定公差内，以保证燃料组件不变形。

### 4.4 燃料和堆芯部件装卸时的预防措施

4.4.1 燃料组件和堆芯部件装卸的实施程序中应包括必要的预防措施以保证安全。应考虑诸如反应性、部件完整性、散热以及包括屏蔽在内的辐射防护等

方面。在燃料组件及其他堆芯部件装卸中需要考虑的问题有：

- (1) 临界事故，如由错误操作反应性控制装置所引起的临界事故；
- (2) 由部件撞击或坠落造成燃料组件的实体损伤；
- (3) 由于缺乏适当的冷却而造成燃料组件损伤；
- (4) 燃料组件的变形、膨胀或弯曲；
- (5) 装卸过程中卸出的部件或材料的放射性对人员造成的照射。

4.4.2 对反应堆燃料和堆芯部件装卸的考虑，不同的反应堆类型、燃料组件设计、功率密度和运行历史会有明显不同。典型的考虑可包括：

- (1) 辐射防护控制和监督的建立；
- (2) 具有合适的工具和设备(必要时包括辅助目视装置)，并保证其可用性；
- (3) 燃料组件装卸期间包容体或安全壳的完整性；
- (4) 通风系统的可运行性；
- (5) 电源的可靠性；
- (6) 启动区段中子注量率探测器以及相关报警的可运行性；
- (7) 控制棒应插入堆芯并使其不可动作；
- (8) 规定的从停堆到开始移动燃料组件和堆芯部件之间的最短时间；
- (9) 运行和检查所需安全仪表的技术要求；
- (10) 适当的冷却和应急冷却能力；
- (11) 实施适当的程序防止异物进入堆芯；
- (12) 防止堆芯上方任何不必要的载荷移动的措施；
- (13) 主控室和装料区之间畅通的通信联络；
- (14) 授权的清理人员；
- (15) 燃料和堆芯部件已正确装载并合适地定位或固定在堆芯格架上的最终核查；
- (16) 用于燃料装卸事故的事故规程和应急规程的制订。

## 5 已辐照燃料的装卸和贮存

### 5.1 总目标

已在反应堆中使用过的燃料组件具有高放射性并且含有滞留在燃料组件中的裂变产物。与已辐照燃料组件装卸和贮存相关的安全目标是：

- (1) 保证始终处于次临界；
- (2) 防止燃料组件损伤；
- (3) 保持不使燃料包壳完整性降级的环境；
- (4) 保证足够的余热排出能力；
- (5) 保证在已辐照燃料装卸和贮存过程中，向环境释放的放射性物质保持在规定的限值内，且人员受到的放射性辐照保持在合理可行尽量低的水平。

## 5.2 已辐照燃料的装卸

5.2.1 为了保证燃料组件的完整性和保持次临界状态，应在经批准的设施内由胜任的工作人员采用经验证合格的工具和设备来装卸、贮存和检查已辐照燃料。

5.2.2 所有已辐照燃料的移动、装卸、贮存和检查均需按照批准的程序进行。关键操作应由授权人员验证并签字确认。用于移动已辐照燃料组件的设备都应是合格的并应在使用前进行试验。必要时，应对已辐照燃料核素存量和衰变热进行计算。

5.2.3 应控制污染的扩散，以保证有一个安全运行环境和防止放射性物质不可接受的释放。为此，应采用专门的设备和规程处置受损或泄漏的燃料。应准备好经设计批准存放泄漏燃料组件的可密封容器。

5.2.4 必要时，应对所有可能放置已辐照燃料的区域提供屏蔽，以使工作人员所受来自裂变产物和活化材料的直接辐照量保持合理可行尽量低。

5.2.5 已辐照燃料组件或燃料装卸工具的装卸和贮存区域应予以保卫，防止未经许可的人员进入或未经许可的燃料移动。预期要在已辐照燃料区域内装卸或贮存的堆芯部件应按批准的程序以安全的方式处理。

5.2.6 应制定适当的规程以应对已辐照燃料装卸和贮存中的预期运行事件和设计基准事故。这些规程应覆盖设施内发生的事件（意外临界、失去冷却、载荷坠落、内部火灾和水淹、操作人员错误和安全相关系统失效）和设施外发生的事件（地震事件、极端气象条件、丧失厂外电源或保安相关事件）。

## 5.3 已辐照燃料的贮存

5.3.1 应有足够的场所来贮存已辐照燃料。应采用批准的规程保证已辐照燃料组件按照已评价的布置方式贮存。燃料贮存分析应考虑寿期内使用的所有燃料

类型及贮存设施中燃料组件的最大反应性价值。

5.3.2 特别应保证符合已批准的布置方式，并且如有必要，应保证符合对贮存设施中设置中子吸收体的各种要求。设置的中子吸收体可以是固定的吸收体（如碳化硼铝板），或是贮存池水中的溶解中子吸收体。应有监督程序来保证用于燃料贮存单元的任何中子吸收体的完整性。应执行相应的管理程序以保证次临界。

5.3.3 如果已辐照燃料的余热水平较高，应保证可靠地带走这些余热，以防止可能导致放射性物质释放的燃料组件的不可接受的劣化。应保证池水温度及其变化速率都维持在可接受的限值内，并且池水的补充能力足以补偿蒸发。应控制冷却介质的成分，以防止已辐照燃料在所有假定工况下燃料包壳的劣化。对于干式贮存设施，应保证不存在冷却介质流动的阻塞或扰动。如果通过自然循环或强迫循环排出余热，则应保证采暖、通风和空调系统有足够的可靠性。

5.3.4 对于水下贮存，池水的化学和物理特性应符合运行限值和条件，如：

(1) 保持合适的 pH 值及其他适用的化学和物理条件（如卤素离子浓度、电导率），以避免池中燃料、堆芯部件和构件的腐蚀；

(2) 在采用含硼水的情况下，保持池水温度高于规定最低值，以避免溶解硼的结晶；

(3) 限制水的蒸发和水中的放射性，以减少水池区域的污染和辐射水平；

(4) 保持水的透明度（去除杂质和悬浮颗粒）并提供充足的水下照明，以便在池水中装卸燃料；

(5) 在用溶解中子吸收体作为临界控制的池水中防止溶解中子吸收体稀释。

5.3.5 为避免损坏贮存水池中贮存的燃料组件，非经逐项安全分析和批准，应禁止重物在燃料贮存区上方移动（如使用起重机或类似装置）。所有起重操作应限制在最小所需高度以安全完成装卸。应定期检查起重装置（如起重机）以保证其正常运转。

5.3.6 为达到辐射防护和保安目的，应对已辐照燃料贮存区域实行出入口控制。只允许受过相应培训并得到授权的人员才能进入，并且所有操作应按照批准的书面程序进行。应提供连续监控人员出入的手段。

5.3.7 为限制辐照，对水池贮存应采取如下的预防措施：

(1) 水池水位应维持在规定的水位之间，并应监测水池的泄漏、检查水位报警的有效性；

(2) 应对辐射监测仪进行可用性检查和标定,以保证当辐射水平达到报警设定值时会给出报警;

(3) 通过使用批准的程序和工具来保证燃料不被提升至太靠近水面,以此来限制水面的辐射水平;

(4) 通风系统应运转正常,以保证气载污染物维持在运行限值和条件范围内;

(5) 应在水池贮存区域、主控室之间提供足够的联络手段;

(6) 应实施培训、适当的监督及工作控制程序(工作许可证);

(7) 应保留个人的剂量历史记录和医疗记录。

5.3.8 对于干式贮存或在除水以外的其他液体中贮存,应制定适当的安全规程。

5.3.9 对于有些反应堆,为安全起见有必要保留足够的贮存容量,以在任何指定时间可以容纳整个反应堆的燃料和控制棒。

5.3.10 应采取措施从贮存的已辐照燃料组件中排除异物。应有批准的程序来控制某些物料如松动部件或水中看不见的透明材料的使用。

5.3.11 应制定处理损坏的或泄漏的燃料组件的计划,并为此作出适当的贮存安排,如:

(1) 将损坏的或泄漏的组件与其它已辐照燃料分开存放;

(2) 提供容器(同时提供其存放空间)以容纳严重受损的组件及其碎片,并保证充分的冷却;

(3) 提供容器以贮存来自破损燃料实验的、具有放射性和/或污染的设备或部件,以便长期贮存或转运出厂址。

## 5.4 已辐照燃料的检查

5.4.1 应制定已辐照燃料组件的检查程序,以跟踪和预测燃料组件的性能。这对重新使用卸载的燃料组件尤其重要。检查结果对于保证最终装运的燃料组件的完整性、调查泄漏燃料组件的根本原因以及为燃料组件供应商提供经验反馈方面也同样重要。该程序的内容可包括:

(1) 在堆芯期间和作为已辐照燃料贮存期间要跟踪的及要定期检查的燃料组件的选择(还可考虑某些组件的辐照后检查);

(2) 应用考验组件考验新燃料组件的设计及燃料燃耗的增加,以及在热室中

对该燃料进行结构性能研究的跟踪计划；

(3) 与组件供应商达成经验反馈和信息交流的协议。

5.4.2 应在适当的地方用专门的设备和程序来进行检查，检查结果应予以记录并与制定的验收准则进行比较。

## 6 堆芯部件的装卸和贮存

6.1 在装卸和贮存未经辐照的堆芯部件时应考虑防止损伤、保证清洁度和防止放射性沾污。为此，应关注堆芯部件装卸工具的设计。

6.2 应有足够的指定贮存位置来贮存堆芯部件，尤其是辐照过的堆芯部件，以及使用过的贮存容器或运输容器等其他物项。

6.3 所有新的堆芯部件在放入堆内前，应目视检查其有无实体损伤，并进行尺寸及功能核查，以保证其预期功能。

6.4 应恰当标识每一个堆芯部件并保存其在堆芯的位置、在堆芯内的方位、在堆外的贮存位置及其他相关信息的记录，从而可了解该组件的辐照历史。

6.5 堆芯部件在反应堆运行期间将会具有高放射性。对于已辐照堆芯部件，应考虑以下措施：

(1) 已辐照堆芯部件应只贮存在专门指定的贮存区域内的特定位置；

(2) 应提供足够的冷却；

(3) 应限制接近并提供辐射防护屏蔽；

(4) 贮存介质应与堆芯部件的材料相容；

(5) 要重新利用的或因其他原因要回收的部件应可接近；

(6) 如有必要对已辐照部件进行检查，应提供安全联锁并采取其他相应措施来保护操作人员免受辐照；

(7) 如有需要，应提供将已辐照部件移送进合适运输容器的手段。

6.6 应为装卸工具以及堆芯解体和观测所需工具和设备的贮存和使用提供合适空间，但不应减少规定的堆芯部件的贮存容量。

6.7 应清楚地识别反应堆现场的所有中子源，并应有控制这些源的管理程序。这些中子源均需恰当地屏蔽和处理。在接收装有中子源的运输容器后应进行污染检查。装有中子源的运输容器应根据核安全监管要求进行清楚地标识。

6.8 必要时，应制定堆芯部件的监督和维修大纲。监督大纲应要求对返回堆芯继续服役的部件和卸下的部件的实体变化(包括弯曲、肿胀、腐蚀、磨损和蠕

变)进行检查,以确认其在服役期间有无明显的劣化。维修大纲应包括防止异物引入堆芯的程序。

## 7 已辐照燃料装运的准备

7.1 营运单位应制定已辐照燃料组件装运准备的管理要求。

7.2 只有在获得燃料装运批准书并核实燃料型号、辐照历史、送达目的地及装卸过程中所用的控制规程后,方可从贮存设施中移出燃料。

7.3 燃料装运的准备包括切割无燃料的端部,以使切割后的燃料组件适合运输容器或减少运出后进一步处理的非燃料材料的数量。这些工作应按照已批准程序来执行,包括适当培训、工作人员监督以及辐射防护监督和控制。

7.4 运输容器应根据要装入的燃料进行选择。应考虑燃料类型、元件数量和裂变材料含量以确保临界安全,考虑能耗、辐照史和冷却时间以确保放射性水平和衰变热水平均保持在该容器规定的限值内。运输容器应经国家核安全监管部门批准。如果容器需要特殊的可拆卸式中子吸收体或类似装置,则应制定相应规程以确保这些装置在燃料组件装入容器之前就已经就位。运输容器也要根据相应运输管理要求做好标记,并应清楚地标上放射性符号及其他所需的识别标记。

7.5 应制定已辐照燃料运输容器准备运出厂区的规程。应遵守这些规程以确保该运输容器被适当地装载、关闭和密封及有足够的冷却能力,并确保辐射及污染水平满足相应的运输要求。也可要求提供其它用于容器准备的已批准规程(如真空干燥规程,其中规定干燥时间、干燥温度及排气均应被监控)。另外,还应遵守批准的规程以确保装卸该运输容器所必需的设备可用并经过功能测试、具有经验证的可靠性。应制定规程,采用要求批准的核对清单及重要控制点会签等方法,确保燃料组件已被合适地装入运输容器。规程应包括编写适当的记录和运输文件。

7.6 装有运输容器的运输车辆离开厂区前,应按照运输要求,检查容器的固定、表面污染和辐射强度以及车辆的危险告示。

7.7 应假定曾经用过的容器带有放射性物质,在进入厂区时必须检查其污染程度和辐射强度。如果其污染程度或辐射强度超过规定值,应进行调查以查明原因并确定纠正措施。

7.8 在打开曾经用过而又推测是空的容器之前,应核实辐射报警监测仪处于工作状态并应采取适当的措施(如水下打开)以防止留于容器内的强放射源造成

人员的事故照射。

7.9 关于放射性物质安全运输的详细指导可参见有关的法规。

## 8 管理和组织方面

8.1 营运单位负责研究堆设施的全面安全，反应堆负责人则承担研究堆安全运行的直接责任。大部分研究堆单位反应堆负责人同时承担堆芯管理和燃料装卸的直接责任，在某些情况下，分析小组可完成堆芯管理的某些任务(如设计、安全分析或性能预测)。在所有情况下，反应堆负责人应对反应堆现场的堆芯管理和燃料装卸活动的运行方面承担直接责任。

8.2 营运单位负责在参与堆芯管理和燃料装卸活动的工作人员之间建立明确的授权和联系渠道、准备和管理实施程序、必要的人员培训和再培训及开发和培育良好的核安全文化。

8.3 应按照批准的规程实施所有堆芯管理和燃料装卸活动并按规程规定以书面文件记录。规程和记录应满足质量保证大纲的要求。

8.4 营运单位应确定完成任务所必需的关键能力，如临界分析和瞬态分析的能力，以及进行堆芯计算的专业技术知识。对低功率研究堆，如果燃料组件和堆芯部件的设计和应用没有显著变化，反应堆供应商在初始安全分析或设计报告中建立的包络和裕量可为反应堆整个寿期提供足够指导。对高功率研究堆，指派专家或专家组提供足够的分析能力是必要的。营运单位应确保建立并保持必要的能力以达到所要求的安全水平。如果任务被外包出去，营运单位(包括反应堆负责人)应有足够的关于所做工作的知识以判断其技术的有效性，并应知道在何处可以得到必要的建议和帮助。

8.5 营运单位应确保有批准的程序来控制堆芯管理和燃料装卸中与安全相关的各个方面，包括：

- (1) 燃料组件和堆芯部件的接收、贮存、装卸、检查和处置；
- (2) 燃料和堆芯部件的位置、相关的剂量率、物理状态和处置的记录；
- (3) 满足堆芯管理要求的堆芯监测；
- (4) 获得如 2.4.2 描述的堆芯数据的试验（适用时）；
- (5) 当堆芯参数超出规定的正常运行限值和条件时反应堆操纵员所采取的行动，以及为防止超出运行限值和条件所采取的纠正行动；
- (6) 对堆芯性能和部件及规程的重要修改方案的独立审查；

(7) 报告和调查异常事件，包括根本原因分析。

8.6 应用经验反馈可以提高安全运行水平。应记录从与燃料有关的运行经验中获得的安全相关信息，并与供应商、其它研究堆操纵员和核安全监管部进行交流。

## 9 文件记录

9.1 为了研究堆的安全运行，营运单位应有关于燃料、堆芯参数和部件，以及燃料和堆芯部件的装卸设备等方面的足够信息。这类信息应包括设计、制造、安装及安全分析结果的详细情况。应评价并保存在调试中和随后的运行中得到的信息。

9.2 该基准资料信息在随后的运行中应通过综合记录系统（覆盖堆芯管理和燃料及堆芯部件装卸活动）得到扩充。该记录系统应设计成能够为现场正确装卸燃料和堆芯部件提供足够的信息，以及为在整个研究堆运行寿期中对燃料性能和安全相关活动进行详细分析提供足够的信息。

9.3 典型的堆芯管理和燃料及堆芯部件装卸的重要记录应包括（但不限于）以下内容：

- (1) 堆芯和堆芯部件的设计基准、材料性能和尺寸；
- (2) 设施运行记录；
- (3) 燃料组件和堆芯部件安装、调试试验数据及特殊运行试验记录；
- (4) 堆芯运行历史（如每小时温度、流量等参数的记录）；
- (5) 功率水平及功率运行时间；
- (6) 启动时的后备反应性和临界配置；
- (7) 堆芯中子注量率测量值；
- (8) 换料模式和计划；
- (9) 每个燃料组件和堆芯部件在厂区期间的位置；
- (10) 每个燃料组件的燃耗历史；
- (11) 燃料组件和堆芯部件破损的数据；
- (12) 燃料组件和堆芯部件检查结果；
- (13) 装卸燃料组件和堆芯部件的设备的状态、维修历史、修改及试验结果；
- (14) 冷却剂和慢化剂的装量、化学品质及杂质含量；
- (15) 与堆芯管理有关的记录（如规程、计算方法和计算程序的描述）；

(16) 堆芯参数、功率和中子注量率分布、同位素变化以及其他重要燃料组件性能数据的计算机计算结果；

(17) 试验结果及其与理论计算的比较和计算方法的确认。

## 名词解释

### 堆芯部件

除了燃料组件外的反应堆堆芯的组成部分，用以支撑堆芯结构，或者是为堆芯监测、流量控制或其他技术目的而插入堆芯的工具、设备或其他物项都被视为堆芯组成部分。具体的堆芯部件包括诸如反应性控制装置、中子源、模拟燃料、反射层、燃料通道测量仪表和节流板以及实验装置等物项。

### 均匀研究堆

采用的燃料为溶液形式裂变材料的研究堆。