

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

# 国际原子能机构 安全标准

保护人类与环境

## 核电厂反应堆堆芯设计

### 安全导则

第 NS-G-1.12 号



**IAEA**

国际原子能机构

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

## 国际原子能机构安全相关出版物

### 国际原子能机构（原子能机构）安全标准

根据原子能机构《规约》第三条的规定，原子能机构授权制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危险的安全标准，并规定适用这些标准。

原子能机构借以制定标准的出版物以**国际原子能机构安全标准丛书**的形式印发。该丛书涵盖核安全、辐射安全、运输安全和废物安全以及一般安全（即涉及上述所有安全领域）。该丛书出版物的分类是**安全基本法则、安全要求和安全导则**。

安全标准按照其涵盖范围编码：核安全（NS）、辐射安全（RS）、运输安全（TS）、废物安全（WS）和一般安全（GS）。

有关原子能机构安全标准计划的信息可访问以下原子能机构因特网网址：

<http://www-ns.iaea.org/standards/>

该网址提供已出版安全标准和**安全标准草案**的英文文本。也提供以阿拉伯文、中文、法文、俄文和西班牙文印发的安全标准文本、原子能机构安全术语表以及正在制订中的安全标准状况报告。欲求详细信息，请与原子能机构联系（P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria）。

敬请原子能机构安全标准的所有用户将其使用方面的经验（例如作为国家监管、安全评审和培训班课程的基础）通知原子能机构，以确保原子能机构安全标准继续满足用户需求。资料可以通过原子能机构因特网网址提供或按上述地址邮寄或通过电子邮件发至 [Official.Mail@iaea.org](mailto:Official.Mail@iaea.org)。

### 其他安全相关出版物

原子能机构规定适用这些标准，并按照原子能机构《规约》第三条和第八条 C 款之规定，提供和促进有关和平核活动的信息交流并为此目的充任各成员国的居间人。

核活动的安全和防护报告以其他出版物丛书的形式特别是以**安全报告丛书**的形式印发。安全报告提供能够用以支持安全标准的实例和详细方法。原子能机构其他安全相关出版物丛书是**安全标准丛书适用规定、放射学评定报告丛书**和**国际核安全咨询组丛书**。原子能机构还印发放射性事故报告和其他特别出版物。

安全相关出版物还以**技术报告丛书、国际原子能机构技术文件丛书、培训班丛书、国际原子能机构服务丛书**的形式以及作为**实用辐射安全手册**和**实用辐射技术手册**印发。保安相关出版物则以**国际原子能机构核保安丛书**的形式印发。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

## 核电厂反应堆堆芯设计

### 安全标准调查

国际原子能机构欢迎您回复。请访问网址：

<http://www-ns.iaea.org/standards/feedback.htm>

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

下述国家是国际原子能机构的成员国：

阿富汗	希腊	挪威
阿尔巴尼亚	危地马拉	巴基斯坦
阿尔及利亚	海地	巴拿马
安哥拉	教廷	巴拉圭
阿根廷	洪都拉斯	秘鲁
亚美尼亚	匈牙利	菲律宾
澳大利亚	冰岛	波兰
奥地利	印度	葡萄牙
阿塞拜疆	印度尼西亚	卡塔尔
孟加拉国	伊朗伊斯兰共和国	摩尔多瓦共和国
白俄罗斯	伊拉克	罗马尼亚
比利时	爱尔兰	俄罗斯联邦
贝宁	以色列	沙特阿拉伯
玻利维亚	意大利	塞内加尔
波斯尼亚和黑塞哥维那	牙买加	塞尔维亚和黑山
博茨瓦纳	日本	塞舌尔
巴西	约旦	塞拉利昂
保加利亚	哈萨克斯坦	新加坡
布基纳法索	肯尼亚	斯洛伐克
喀麦隆	大韩民国	斯洛文尼亚
加拿大	科威特	南非
中非共和国	吉尔吉斯斯坦	西班牙
乍得	拉脱维亚	斯里兰卡
智利	黎巴嫩	苏丹
中国	利比里亚	瑞典
哥伦比亚	阿拉伯利比亚民众国	瑞士
哥斯达黎加	列支敦士登	阿拉伯叙利亚共和国
科特迪瓦	立陶宛	塔吉克斯坦
克罗地亚	卢森堡	泰国
古巴	马达加斯加	前南斯拉夫马其顿共和国
塞浦路斯	马来西亚	突尼斯
捷克共和国	马里	土耳其
刚果民主共和国	马耳他	乌干达
丹麦	马绍尔群岛	乌克兰
多米尼加共和国	毛里塔尼亚	阿拉伯联合酋长国
厄瓜多尔	毛里求斯	大不列颠及北爱尔兰联合王国
埃及	墨西哥	坦桑尼亚联合共和国
萨尔瓦多	摩纳哥	美利坚合众国
厄立特里亚	蒙古	乌拉圭
爱沙尼亚	摩洛哥	乌兹别克斯坦
埃塞俄比亚	缅甸	委内瑞拉
芬兰	纳米比亚	越南
法国	荷兰	也门
加蓬	新西兰	赞比亚
格鲁吉亚	尼加拉瓜	津巴布韦
德国	尼日尔	
加纳	尼日利亚	

原子能机构《规约》于 1956 年 10 月 23 日在纽约联合国总部召开的国际原子能机构规约会议上通过，于 1957 年 7 月 29 日生效。原子能机构总部设在维也纳。原子能机构的主要目标是“加速和扩大原子能对全世界和平、健康及繁荣的贡献”。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

国际原子能机构安全标准丛书第 NS-G-1.12 号

# 核电厂反应堆堆芯设计

## 安全导则

国际原子能机构  
维也纳·2006年

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

## 版权说明

国际原子能机构的所有科学和技术出版物均受 1952 年（伯尔尼）通过并于 1972 年（巴黎）修订的《万国版权公约》之条款的保护。自那时以来，世界知识产权组织（日内瓦）已经扩大了这一版权，以包括电子形式和虚拟形式的知识产权。必须获得许可而且通常需要签订版税协议方能使用原子能机构印刷形式和电子形式出版物中所载全部或部分内容。欢迎有关非商业性翻印和翻译的建议并将在个案基础上予以考虑。询问事宜应通过电子邮件地址 [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org) 发至原子能机构出版科或按以下地址邮寄：

Sales and Promotion Unit, Publishing Section  
International Atomic Energy Agency  
Wagramer Strasse 5  
P.O. Box 100  
A-1400 Vienna  
Austria  
传真：+43 1 2600 29302  
电话：+43 1 2600 22417  
网址：<http://www.iaea.org/books>

© 国际原子能机构 • 2006 年  
国际原子能机构印制  
2006 年 3 月 • 奥地利

### 核电厂反应堆堆芯设计

国际原子能机构，奥地利，2006 年 3 月  
STI/PUB/1221  
ISBN 92-0-502206-3  
ISSN 1020-5853

## 序

### 总干事

穆罕默德·埃尔巴拉迪

国际原子能机构《规约》授权原子能机构制定旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危险的的安全标准。原子能机构必须使这些标准适用于其本身的工作，而且各国通过其对核安全和辐射安全的监管规定能够适用这些标准。原子能机构对这样的一整套安全标准定期进行审查并协助实施这些安全标准已经成为全球安全体制的一个关键要素。

在 20 世纪 90 年代中期，原子能机构开始对其安全标准计划进行大检查，包括修改监督委员会的结构和确定旨在更新整套标准的系统方案。已经形成的新标准具有高标准并且反映成员国的最佳实践。在安全标准委员会的协助下，原子能机构正在努力促进全球对其安全标准的认可和使用。

诚然，只有对这些安全标准在实践中加以适当应用，它们才会是有效的。原子能机构的安全服务——其范围包括工程安全、运行安全、辐射安全、运输安全和废物安全，直至监管事项和组织中的安全文化——协助成员国适用安全标准和评价其有效性。这些安全服务能够有助于共享真知灼见，因此，我继续促请所有成员国都能利用这些服务。

监管核安全和辐射安全是一项国家责任。目前，许多成员国已经决定采用原子能机构的安全标准，以便在其国家条例中使用。对于各种国际安全公约缔约国而言，原子能机构的安全标准提供了确保有效履行这些公约所规定之义务的一致和可靠的手段。世界各地的设计者、制造者和运营者也适用这些标准，以加强电力生产、医学、工业、农业、研究和教育领域的核安全和辐射安全。

原子能机构认真对待世界各地用户和监管者正在面临的挑战，这就是确保世界范围内的核材料和辐射源在使用中的高水平安全。必须以安全的方式管理核材料和辐射源的持续利用以造福于全人类，原子能机构安全标准的目的正是要促进实现这一目标。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

## 编者按

如果列入附录，该附录可被视为标准的一个不可分割的组成部分并具有与主文本相同的地位。如果列入附件、脚注和文献目录，它们可被用来为用户提供可能是有用的补充信息或实例。

英文文本系权威性文本。

援引其他组织的标准不应被解释为国际原子能机构认可这些标准。



该出版物已被第 SSG-52 号取代。

## 国际原子能机构安全标准

### 通过国际标准实现安全

虽然安全是国家的责任，但是国际安全标准和安全方案可以促进协调一致，有助于确保核和辐射相关技术的安全使用，并有利于国际技术合作和贸易。

安全标准也为各国履行其国际义务提供支持。一项一般的国际义务是一国不得从事可对另一国造成损害的活动。在国际安全相关公约中为缔约国规定了更具体的义务。经国际商定的原子能机构安全标准为各国表明其本国正在履行这些义务提供了依据。

### 原子能机构的标准

原子能机构的安全标准享有原子能机构《规约》确定的地位。该《规约》授权原子能机构制定适合于核和辐射相关设施和活动的安全标准并规定适用这些标准。

安全标准反映了有关保护人类和环境的高水平安全在构成要素方面的国际共识。

这些安全标准以原子能机构安全标准丛书的形式印发，该丛书分以下 3 类：

#### 安全基本法则

- 阐述防护和安全的目标、概念和原则以及为安全要求提供依据。

#### 安全要求

- 制定为确保当代和未来人类和环境受到保护所必须满足的要求。这些要求用“必须”来表述，并遵循安全基本法则中提出的目标、概念和原则。如果不能满足这些要求，则必须采取措施以达到或恢复必要的安全水平。安全要求使用监管性语言，以便能将其纳入国家法律和条例。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

## 安全导则

- 就如何遵守安全要求提出建议和指导性意见。安全导则中的建议用“应当”来表述。建议采取规定措施或等效的可替代措施。安全导则介绍国际良好实践并且不断反映最佳实践，以帮助用户努力实现高水平安全。每一安全要求出版物均以若干安全导则作为补充，在制定国家监管导则时可以利用这些安全导则。

原子能机构安全标准需要辅以工业标准，并且必须在适当的国家监管基础结构范围内加以实施，以期充分发挥有效作用。原子能机构印发了广泛的技术出版物，目的是帮助各国制订国家标准和发展国家基础结构。

## 标准的主要用户

除监管机构及政府部门、政府当局和政府机构外，还有以下单位使用这些标准：核工业当局和营运组织；设计、设备制造和应用核与辐射相关技术的组织，包括各种设施的营运组织；医学、工业、农业、研究和教育领域涉及辐射和放射性物质的用户和其他单位；以及工程师、科学家、技术人员和其他专家。原子能机构本身在其安全评审工作中以及为了编制教育和培训课程也要使用这些标准。

## 标准的制定过程

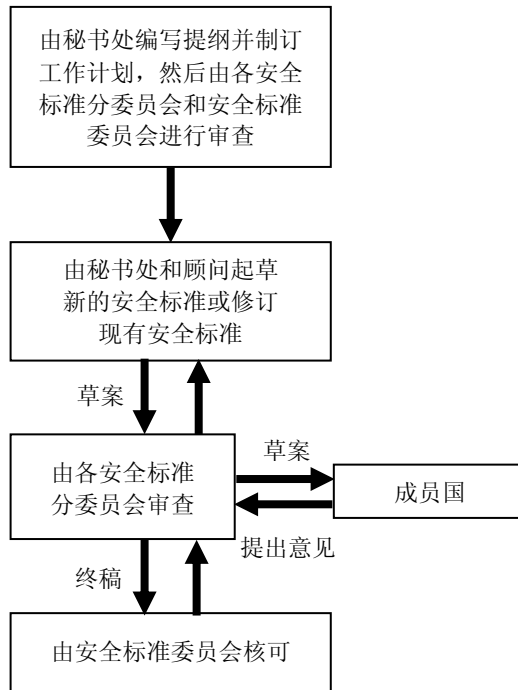
编写和审查安全标准的工作涉及原子能机构秘书处及分别负责核安全、辐射安全、放射性废物安全和放射性物质安全运输领域安全的 4 个安全标准委员会（核安全标准委员会、辐射安全标准委员会、废物安全标准委员会和运输安全标准委员会），和 1 个负责监督整个安全标准计划的安全标准委员会。原子能机构所有成员国均可指定专家参加 4 个安全标准委员会的工作，并可就标准草案提出意见。安全标准委员会的成员由总干事任命，并包括负责制订国家标准的政府高级官员。

就安全基本法则和安全要求而言，经安全标准委员会核可的草案须提交原子能机构理事会核准后方可出版。安全导则经总干事核准后出版。

## 该出版物已被第 SSG-52 号取代。

在经历这一过程后，标准已经能够反映出原子能机构成员国的一致意见。在制定标准过程中考虑了联合国原子辐射效应科学委员会的结论和国际专家机构特别是国际放射防护委员会的建议。一些标准的制定是在联合国系统的其他机构或其他专门机构的合作下进行的，这些机构包括联合国粮食及农业组织、国际劳工组织、经合组织核能机构、泛美卫生组织和世界卫生组织。

为了不断更新安全标准，在标准出版 5 年后将对其进行审查，以确定是否有必要进行修订。



新安全标准的制定或现有安全标准的修订程序。

## 标准的适用和范围

原子能机构《规约》规定原子能机构在实施本身的工作方面安全标准对其有约束力，并且在实施由原子能机构援助的工作方面安全标准对国家有约束力。任何希望与原子能机构缔结有关任何形式的原子能机构援助协定的国家均须遵守安全标准中与协定所涵盖活动有关的要求。

国际公约中也载有与安全标准中所载相类似的要求，这些要求对缔约国有约束力。安全基本法则已被作为制定《核安全公约》和《乏燃料管理安全和放射性废物管理安全联合公约》的基础。《核或放射紧急情况准备和响应的安全要求》反映了各国按照《及早通报核事故公约》和《核事故或辐射紧急情况援助公约》应承担的义务。

纳入国家法律和条例并由国际公约和详细的国家要求作为补充的安全标准为保护人类和环境奠定了基础。然而，也将有一些需要在国家一级逐案加以评定的特殊安全问题。例如，有许多安全标准特别是那些涉及安全规划或设计的安全标准意在主要适用于新设施和新活动。原子能机构安全标准中所规定的要求和建议在按照早期标准建造的设施中可能没有得到充分满足。对这类设施如何适用安全标准应由各国自己作出决定。

## 文本的解释

安全标准在确定国际达成共识的要求、责任和义务时采用“必须”这一表述形式。许多要求并不针对某一特定方，但表明适当的一方或多方应当负责履行这些安全要求。建议则采用“应当”来表述，它表明这样一种国际共识，即为了遵守这些要求，有必要采取所建议的措施（或等效的可替代措施）。

将按照原子能机构《安全术语表》中所述对安全相关术语进行解释（<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>）。在其他情况下，则采用最新版《简明牛津词典》中赋予明确拼写和意义的词语。就安全导则而言，英文文本系权威性文本。

## 该出版物已被第 SSG-52 号取代。

安全标准丛中每一标准的背景和范畴及其目的、范围和结构均在每一出版物第 1 节的引言中加以说明。

在主文本中没有适当位置的资料（例如对正文起辅助作用或独立于正文的资料；为支持主文本中的陈述而列入的资料；或叙述计算方法、实验程序或限值和条件的资料）以附录或附件的形式列出。

如列有附录，该附录被视为标准一个不可分割的组成部分。附录中所列资料具有与主文本相同的地位，而且原子能机构承认其作者身份。主文本中如列有附件和脚注，这些附件和脚注则被用来提供实例或补充信息或解释。附件不是主文本不可分割的组成部分。原子能机构发表的附件资料并不一定以作者身份印发；在标准中发表的列于其他作者名下的资料可以附件形式列出。必要时将摘录和改编附件中所列外来资料，以使其更具通用性。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

## 目 录

1. 引言	1
背景 (1.1~1.2)	1
目的 (1.3)	1
范围 (1.4~1.7)	1
结构 (1.8)	3
2. 设计中的总体安全考虑	3
总则 (2.1~2.10)	3
中子设计 (2.11~2.16)	5
热工水力设计 (2.17~2.19)	6
机械设计 (2.20~2.26)	7
堆芯设计的安全分级问题 (2.27~2.29)	8
3. 设计中的具体安全考虑	8
总则 (3.1~3.2)	8
燃料元件和组件 (3.3~3.24)	8
冷却剂 (3.25~3.30)	13
慢化剂 (3.31~3.36)	15
堆芯反应性特性和控制反应性的手段 (3.37~3.58)	16
反应堆停堆系统 (3.59~3.80)	20
反应堆堆芯和相关构件 (3.81~3.93)	26
堆芯管理 (3.94~3.111)	28
堆芯监测系统 (3.112~3.124)	32
安全分析 (3.125~3.135)	34
4. 鉴定和测试	36
总则 (4.1)	36
设备鉴定 (4.2~4.4)	36
检查和测试规定 (4.5~4.7)	37

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

5. 设计中的质量保证 (5.1~5.2) .....	37
附录 I: 反应性系数 .....	39
附录 II: 燃料芯块-包壳相互作用 .....	41
附录 III: 堆芯管理的设计考虑 .....	42
附录 IV: 高燃耗燃料堆芯 .....	45
附录 V: 混合氧化物燃料堆芯 .....	47
参考文献 .....	49
术语表 .....	51
参与起草和审定的人员 .....	53
安全标准核可机构 .....	55



## 1. 引言

### 背景

1.1. 本安全导则是根据国际原子能机构制定核电厂安全标准的计划编写的。在安全要求出版物安全标准丛书 No.NS-R-1《核电厂安全：设计》[1]中规定了核电厂安全系统设计的基本要求，而本安全导则对这个出版物做了补充。本安全导则建议如何满足对核电厂反应堆堆芯设计的这些要求。

1.2. 本出版物修订并取代 1986 年作为安全丛书 No.50-SG-D14 颁布的以前安全导则《核电厂反应堆堆芯安全设计》。这次修订考虑了自前一个安全导则颁布以来在反应堆堆芯设计方面的发展，并且包括了关于一般和特殊设计考虑的建议和指导。

### 目的

1.3. 本安全导则的目的是就核电厂反应堆堆芯设计采用的安全设施提出建议。《核电厂安全：设计》安全要求出版物规定了设计的总体安全要求。本安全导则对这些要求的解释和实施提出建议和指导。应当注意，核安全是通过综合利用适当的设计、制造、建造和运行来实现的。在运行方面，应当参考《核电厂安全：运行》[2]安全要求出版物及其相关的安全导则。

### 范围

1.4. 在《核电厂安全：设计》[1]中说明：

“预期本出版物将主要用于为了发电或其他热能生产应用（如地区供暖或海水淡化）而设计的陆上固定式水冷反应堆核动力厂。认识

## 该出版物已被第 SSG-52 号取代。

到对于其他反应堆类型，包括对于未来系统的创新发展，一些要求可能不适用，或可能需要在其解释中作某种判断。”

1.5. 本安全导则包括对核动力反应堆堆芯安全设计重要的中子、热工、水力、机械、化学和辐照方面的考虑。本安全导则进一步涉及构成堆芯的各个系统和部件、与堆芯有关的设备和堆芯安全运行的设计规定。燃料及其他堆芯部件的安全装卸在参考文献[3]中讨论。

1.6. 本安全导则涵盖反应堆容器的内部构件和安置在反应堆容器上用于反应性控制和停堆的装置<sup>1</sup>。对于这些内部构件和装置与反应堆冷却剂和反应堆冷却剂系统部件包括它的压力边界（即包括压力容器或压力管）的相互作用，只给予必要程度的考虑，以澄清与《核电厂反应堆冷却剂系统和相关系统的设计》[4]安全导则及其他安全导则的相互关系。在仪表与控制系统方面的指导主要限于功能考虑。

1.7. 在本安全导则中考虑了反应堆容器中的以下结构、系统和部件：

- 燃料组件以及在一个预先确定的几何构形中支承燃料组件和其他部件的那些结构。堆芯内的慢化剂和冷却剂也考虑在内。
- 用于反应性控制和停堆的部件和结构，包括中子吸收剂（固体或液体）、相关结构和驱动机构以及流体系统的有关部件。
- 反应堆容器内为堆芯提供底座的支承结构；引导流动的结构，如堆芯吊篮或加压重水反应堆的压力管（PHWR，压力管型）；以及反应性控制装置导管。
- 其他反应堆容器内部构件，如仪表管、用于堆芯监测的堆芯仪表、蒸汽分离器和中子源。在本安全导则中这些部件仅在有限程度内涉及。

---

<sup>1</sup> 在本安全导则中，术语“装置”（例如停堆装置或反应性控制装置）用来表示一个被插入堆芯中的部件（不管它的形状、材料或目的）（例如控制棒或含有反应性控制流体的管子）。术语“装置”可能包括用于这些部件的驱动机构，而术语“手段”（例如停堆手段或反应性控制手段）则用来更广泛地表示部件或系统的功能方面。

## 结 构

1.8. 第 2 节描述安全堆芯设计的基本考虑，还描述了在参考文献[1]中规定的要求。第 3 节讨论在每个堆芯部件的安全设计和有关的安全运行设计中的详细考虑。第 4 节描述鉴定和测试。第 5 节阐明设计的质量保证。在附录 I 到附录 V 中讨论某些具体的技术方面。

## 2. 设计中的总体安全考虑

### 总 则

2.1. 在第 2 节参考文献[5]中提出并在参考文献[1]中转载的安全目标和概念如下：

“总的核安全目标：在核装置中建立并保持对放射危害的有效防御，以保护人员、社会和环境免受危害。

“辐射防护目标：保证在所有运行状态下装置内的辐射照射或由于该装置任何计划排放放射性物质引起的辐射照射保持低于规定限值并且合理可行尽量低，保证减轻任何事故的放射性后果。

“技术安全目标：采取一切合理可行的措施防止核装置事故，并在一旦事故发生时减轻其后果；对于在设计装置时考虑过的所有可能事故，包括概率很低事故，要以高可信度保证任何放射性后果都将很小且低于规定限值；并保证有严重放射性后果的事故发生的概率极低。

“安全目标要求核装置的设计和运行要使一切辐射照射的来源保持在严格的技术和行政控制之下。然而，辐射防护目标并不排除对人的有限照射或法律许可数量的放射性物质在运行状态中从设施排放到

环境中。但是这种照射和排放必须受到严格的控制并且必须符合运行限值和辐射防护标准。”

在参考文献[1]（第4.1段）中也规定了对纵深防御安全概念的要求。概括地说，纵深防御概念在核电厂设计中的应用产生了若干等级的防御（固有特性、设备和程序），目的是防止事故和保证在预防措施万一失效时有适当的保护。

2.2. 在堆芯设计中，要求在可行的范围内防止三种类型事件的发生（参考文献[1]第 4.2 段），以确保纵深防御得以保持：

- “（1）物理屏障的完整性受到挑战；
- （2）一道屏障受到挑战时失效；
- （3）一道屏障由于另一道屏障的失效而失效。”

例如，核电厂设计应当确保：燃料芯块不释放过多数量的放射性裂变产物；燃料不对燃料包壳的完整性造成威胁；在一切运行工况和瞬态工况下尽可能保持燃料包壳的完整性；以及燃料包壳失效不会蔓延和造成反应堆容器或压力管失效。也应当考虑堆芯行为对其他屏障造成的任何影响，以确保堆芯设计完全符合这些要求的意图[1]。

2.3. 在堆芯设计中对于运行状态和各种各样的事故工况应当考虑三种基本安全功能：

- （1）反应性控制；
- （2）堆芯排热；
- （3）放射性物质包容和运行排放控制，以及事故性放射性释放限制。

应当通过堆芯及其相关系统的适当设计，保证堆芯和相关系统是有效的和坚固耐用的，进而确保这些功能的执行（参考文献[1]第 4.6 段）。

2.4. 在堆芯设计中，应当尽量减少各种假设始发事件的有害影响（见参考文献[1]的第 4.7 段和附录 I；亦见本安全导则第 3 节安全分析标题下内容）。

2.5. 概括地说，在考虑总体设计特性时应当考虑以下方面：适当的安全裕度；辐射防护安全标准[6~8]；静态和动态荷载；最大反应性增加率和增加量；事故后重返临界；以及在电厂整个运行寿期内的检查和试验（参考文献[1]第 6.1 段至第 6.5 段）。

2.6. 堆芯的结构、系统和部件应当按照适当的国家或国际工程规范和标准或实践来设计、制造、安装、建造、试验和检查（参考文献[1]第 3.6 段）。

2.7. 当在电厂运行寿期内发生显著的配置改变时需要堆芯设计加以审查，必要时做相应修改，例如由于：

- 使用氧化铀和氧化钚混合（混合氧化物）燃料；
- 提高卸出燃料组件的燃耗；
- 提高燃料循环持续时间；
- 提高电厂额定功率。

2.8. 对于运行状态（正常运行和预计运行事件），要求保持燃料元件的完整性；对于设计基准事故，要求确保燃料元件的任何破坏保持在最小限度内（参考文献[1]第 6.1 段和第 6.35 段）。在堆芯及其相关结构的部件的设计中应当考虑在设计基准事故期间和之后要实现的安全功能（例如反应堆停堆、应急堆芯冷却、长期稳定的冷却与反应性控制和放射性物质包容）。在参考文献[1]第 5.31 段中概述了缓解超设计基准事故的方法。

2.9. 在反应堆堆芯的结构、系统和部件的设计和布置中，要求做适当的规定，来确保在所有的运行状态下，包括维护、试验与检查和退役，对公众和厂区人员的辐射剂量都不超过许用限值和合理可行尽量低[1, 5~7]。

2.10. 参考文献[1]第 6.6 段至第 6.20 段在燃料元件和组件、堆芯控制和停堆标题下给出堆芯设计的补充要求。以下几节给出有关的设计指导。

## 中子设计

2.11. 反应堆堆芯的设计应当确保堆芯的反馈特性迅速地补偿反应性的提高。反应堆功率应当受到堆芯固有中子特性、热工水力特性和控制与停

堆系统在所有运行状态和设计基准事故工况下发挥作用的能力的综合控制。当需要快速动作的控制或停堆系统时，它们的能力（例如速度和可靠性）应当得到充分的证明。（有关固有中子特性和反应性系数的详细资料在附录 I 中给出。）

2.12. 按照参考文献[1]的第 4.6 段，在运行状态下和在设计基准事故中正反应性的最大引入率应当如此限制，使在第 2.11 段中描述的降低反应堆功率的手段在保持堆芯可冷却性、最大限度地减少堆芯的损坏和防止反应堆冷却剂压力边界失效方面是有效的。燃料元件的设计基准应当足以防止反应性引发事故的不期望后果（例如利用最大燃料焓限值或燃料焓升限值）。

2.13. 至少应当提供两套独立且不同的停堆系统（更加详尽的资料见参考文献[1]的第 6.3 段至第 6.20 段和第 3 节中关于停堆手段的讨论）。

2.14. 应当在设计中计算有代表性的运行状态下的堆芯功率分布，以便提供资料用于确定：（a）运行限值和条件；（b）安全保护系统的动作整定值；（c）运行程序，该程序将保证在反应堆堆芯整个使用寿命期间符合设计限值（包括堆芯设计参数）。

2.15. 应当使用反应性控制装置使反应堆保持在次临界状态，设计该装置时应考虑可能的设计基准事故及其后果。应当在设计中做适当规定，使得电厂在以下状态下保持次临界：正常停堆，燃料冷却或一次冷却系统的完整性暂时丧失，例如当反应堆容器打开进行维护或更换燃料时。

2.16. 停堆系统在运行期间应当尽可能是可试验的，以便为系统一旦需要即可使用提供保证。

## 热工水力设计

2.17. 最大线性热产生率、最小临界功率比、最小偏离泡核沸腾比、最高燃料温度和包壳温度等参数的热工水力设计限值应当如此确定，以至在运行状态下有充分的裕度，使设计基准事故工况下燃料元件的破损率保持在可接受的低水平。

2.18. 应当提供适当的仪表和控制手段，使得指示堆芯工况的参数（例如冷却剂流量、冷却剂温度和中子通量）能够得到监测和安全调整，以确保对于包括换料在内的所有运行状态的设计限值不被超过。

2.19. 要求提供适当的监测仪表来评定堆芯和相关设施在事故工况下的状况（见参考文献[1]第 6.68 段）。

## 机械设计

2.20. 燃料元件、控制装置、可燃毒物和燃料组件的设计应当确保包壳在其寿命期间在所有运行状态下保持密封。

2.21. 在燃料元件、控制装置、可燃毒物和燃料组件的设计中，应当考虑以下方面的效应：温度、压力、辐照、裂变产物、包括地震荷载在内的静态和动态机械荷载、流致振动和构成材料的化学特性变化。

2.22. 应当为安全操作燃料组件及安全操作控制与停堆装置和堆芯支承结构之类的堆芯部件提供手段，以保证它们在运输、储存、安装和换料操作中的完整性（见参考文献[3]）。

2.23. 应当确保堆芯的结构完整性，使得堆芯能够在运行状态和设计基准事故工况下安全地加以控制、停闭和冷却。应当考虑在运行状态和设计基准事故工况下的静态和动态机械荷载，包括热应力。

2.24. 燃料组件、其他的反应堆容器内部构件和反应堆冷却系统的设计，应当能最大限度地减少由于松动零件的脱落而阻塞冷却剂流动的可能性，以防止堆芯在任何运行状态和设计基准事故工况下损坏。

2.25. 堆芯及其相关部件应当设计成能适应辐照效应以及化学和物理过程。

2.26. 应当防止反应性控制装置不受控制的移动。

## 堆芯设计的安全分级问题

2.27. 根据《核电厂安全：设计》安全要求（参考文献[1]第 5.1 段至第 5.3 段）并鉴于反应堆堆芯对安全的核心重要性，反应堆堆芯及其相关结构的所有部件都应当按照其对安全的重要性适当地分级。

2.28. 在堆芯内部有两道安全屏障（燃料本身及其包壳），而两种基本安全功能（反应性控制和堆芯冷却）的实现依靠保持正确的堆芯构形和装置的可达性。另外，如果发生了堆芯破裂的事故，安全壳屏障将可能受到考验。因此应当进行适当的安全分级并进行适当的分析、判断和验证，以确保堆芯的完整性，并保持反应性控制和堆芯冷却的基本安全功能。

2.29. 为了确定适当的分级，应当仔细地分析各个系统和部件失效的后果，包括可能影响其他系统和部件的后果。

## 3. 设计中的具体安全考虑

### 总 则

3.1. 本节阐述为满足在第 2 节中提到目标和要求而对堆芯部件的进一步的设计考虑。也包括在燃料元件完整性及燃料经济性方面对堆芯设计有强烈影响的堆芯管理。

3.2. 堆芯中的某些装置也可能执行属于其他安全导则范围的安全功能。在这种硬件的设计中，应当考虑本安全导则和其他有关安全导则（如参考文献[3, 4, 9]）的建议和指导。

### 燃料元件和组件

3.3. 在本小节中的考虑适用于铀燃料和混合氧化物燃料。



## 热效应和燃耗效应

3.4. 在评价燃料芯块在运行状态下的温度时，应当考虑由于氧化物密实化、肿胀、裂变产物积累和芯块微观结构的其他改变等燃耗依赖效应而引起的芯块热导率和芯块与包壳之间间隙的导热性的改变。在确定燃料的熔化温度时，应当考虑由于燃耗效应而引起的燃料成分和微观结构的改变。在所有运行状态下，燃料最高温度都应当低于燃料熔化温度，并且应在考虑了某些不确定性后留有充分的裕度，以防止燃料熔化。

3.5. 在燃料设计中，应当考虑机械性能（强度、蠕变和应力松弛）的变化和与腐蚀有关的包壳行为随着温度的改变。因此可能针对不同的运行状态规定应力、长期变形和腐蚀的限值。因局部功率或内部气压的提高而造成的燃料肿胀或热膨胀，可能引起包壳的应力和应变的改变，所以还应当限制此类应力和应变。

3.6. 在燃料元件设计中，应当考虑固体和气体裂变产物的影响，其释放率主要取决于在堆芯内滞留期间的功率历程。应当考虑气体裂变产物对燃料元件内部压力和芯块-包壳间隙导热性的影响。在设计中也应当考虑裂变产物对包壳的腐蚀作用。裂变产物的生成会导致燃料材料肿胀，燃料材料肿胀会引起材料性能，如热导率的改变和尺寸改变，所以在设计中还应当考虑这些改变。

3.7. 在安全分析中，应当从包壳破坏的可能性和由此造成的裂变产物从燃料中的释放来考虑反应堆卸压事件（在正常运行中和例如由于自动卸压系统所引发的预期运行瞬变之后）的后果。

## 辐照效应

3.8. 在设计中应当考虑辐照效应，尤其是快中子对燃料组件（包括控制装置和可燃毒物）的辐照效应对包壳的拉伸强度、韧性和蠕变行为、燃料密实化和肿胀（径向和轴向）等冶金学性质以及对所有材料的几何稳定性的影响。

### 功率水平变化的影响

3.9. 在设计中应当考虑由于燃料倒换、控制装置运动或其他反应性改变引起的局部和总体功率瞬变对燃料包壳完整性的影响。这些功率变化的一个可能的影响是芯块-包壳相互作用引起包壳的破裂（见附录 II）。

3.10. 由于燃料的燃耗，堆芯和燃料组件中的功率分布在燃料循环期间发生改变。堆芯的剩余反应性和堆芯的反应性系数也相应发生改变。在堆芯和燃料的设计中应当考虑这些现象。

3.11. 在堆芯和燃料的设计中应当考虑预期功率瞬变对最高加热速率的影响。

### 燃料元件中的机械效应

3.12. 应当最大限度地减少在有裂变产物的情况下由芯块-包壳相互作用引起的应力腐蚀裂纹。在附录 II 中介绍控制芯块-包壳相互作用的问题。本节后面讨论在燃料组件设计中的机械安全考虑。

3.13. 燃料包壳可以设计成当受到冷却剂运行压力时可坍塌的或可自立的。自立型包壳可以承受在外压作用下的长期变形（蠕变变形），而导致包壳和燃料之间的径向间隙缩小。某些最初可自立的包壳最终将坍塌而受到芯块的支承。坍塌型包壳由于外部压力迅速地压在燃料芯块上，包壳在其寿命期间受到燃料芯块外部较冷区域的支撑。坍塌型包壳和燃料芯块之间的径向间隙应当受到限制，以防止过度的包壳纵脊的形成。

3.14. 局部功率或内部气压提高造成的燃料肿胀或热膨胀，可以引起包壳应力和应变的改变。应当对包壳的这种应力和应变加以限制，以防止燃料的安全性能受到危害。

3.15. 在燃料设计中应当考虑由于无支承的腔室长度、燃料芯块之间的轴向间隙、燃料密实化或其他原因产生的包壳机械荷载。

### 燃料中的可燃毒物效应

3.16. 应当适当考虑燃料中的可燃毒物对燃料的热特性，以及对燃料和包壳材料的化学、机械和冶金学性质的潜在的有害影响。应当考虑由于添加可燃毒物而可能增加挥发性裂变产物从燃料芯块中释放的可能性。应当考虑可燃毒物对堆芯反应性、燃料和慢化剂的反应性温度系数和局部功率峰值因子的影响。

### 燃料元件的腐蚀和氢化

3.17. 燃料组件应当设计成与所有运行状态下包括停堆和换料的冷却剂环境相容。腐蚀和氢化很大程度依赖于包壳材料的性质以及温度、氧化物的存在和应力与应变。应当考虑液体冷却剂的环境条件，例如水纯度、局部沸腾、压力、温度和流体化学等条件。在实践中，通过适当的水化学（即通过保持低含氧量和适当的 pH 值）控制腐蚀。

3.18. 氧化或其他倾向于导致沉淀物在包壳表面上形成的化学变化，可能影响从燃料元件向外传热，因此应当在热工水力分析中加以考虑。在为运行状态确定冷却剂设计的各种参数范围时，应当考虑对表面氧化和沉淀物积累所造成的影响。高损耗燃料（见附录 IV）在设计中需要额外的考虑，以限制在正常运行中的表面氧化。所用的设计参数应当基于运行经验和/或适合于运行工况的实验。

3.19. 应当限制锆合金包壳的氢含量，以降低由运行期间包壳脆化引起燃料缺陷的可能性。为此，应当控制燃料元件内部自由空间中的水分含量。

### 燃料组件中的热工水力效应

3.20. 在设计中应当考虑与燃料元件间距、燃料元件功率、子通道尺寸和形状、栅格、定位架、支架、导流片或助扰器有关的效应。这些效应主要是热工水力方面的，但是它们可能包括局部化腐蚀、侵蚀、流致振动和摩擦腐蚀。稳态功率应当维持在留出一定比率或裕度以避免临界热流密度工

况的水平上。这些裕度应当足以考虑预计运行事件<sup>2</sup>。临界参数和实际参数之间的比率可以表示为最小临界热流密度比、最小偏离泡核沸腾比、最小临界通道功率比或最小临界功率比。这些比率导致对于水冷反应堆运行状态的一种保守设计基准。

3.21. 临界热流密度和临界功率比受燃料组件详细设计和冷却剂工况（例如燃料元件定位架的局部影响和局部欠热和/或冷却剂含汽率）的影响。应当在预期运行工况的范围内进行实验，以便为设计和安全分析提供规定临界热流密度限值、偏离泡核沸腾比限值或临界功率比限值的数据。

### 设计中的机械安全考虑

3.22. 由于以下原因燃料组件会受到机械应力：

- 燃料搬运和装载；
- 功率变化；
- 压水堆的压紧荷载；
- 温度梯度；
- 液压力，包括开放式燃料组件之间的横向流动；
- 辐照（例如辐照生长和肿胀）；
- 冷却剂流动引起的振动和摩擦腐蚀；
- 蠕变变形；
- 地震等外部事件；
- 失水事故等假设始发事件。

3.23. 对于运行状态，燃料组件（其中可能包括控制装置外壳、通量监测器外壳和可燃毒物棒的外壳）的设计考虑包括以下方面：

---

<sup>2</sup> 本建议的目的是要避免由高包壳温度所引起的包壳破损。在某些设计中，在瞬变期间可以允许临界热流密度工况，如果可以用其他方法表明包壳温度不会超过可接受限值的话。

- (a) 燃料组件内部和之间的间隙应当提供允许辐照生长和肿胀的空间<sup>3</sup>；
- (b) 燃料元件的弯曲应当加以限制，使热工水力行为和燃料性能不会受到显著影响；
- (c) 应变疲劳将不会引起燃料组件的破坏；
- (d) 燃料组件将能经得起机械和水力压紧力而没有不可接受的变形；
- (e) 燃料组件和支承结构功能的实现不应当受到由于振动或摩擦腐蚀所造成损坏的不可接受的影响；
- (f) 燃料组件将能经得住辐照并且它的材料应当与冷却剂的化学性质相容；
- (g) 燃料元件或燃料组件的任何变形都不应当影响为反应堆安全停堆而插入控制棒的能力。

3.24. 燃料元件、燃料组件和燃料组件支承结构应当设计成能在从预计运行事件到设计基准事故工况的电厂状态中确保这些部件的任何相互作用或相应而生的影响不会通过下达方式妨碍安全系统完成它们在安全分析中声称的功能：

- 妨碍安全系统的部件（例如停堆装置及其导管）实现功能；
- 妨碍堆芯冷却；
- 引起反应堆冷却剂系统压力边界不可接受的机械损伤或热损伤。

## 冷却剂

3.25. 冷却剂在高温和核辐照条件下应当在物理上和化学上是稳定的以便完成其主要功能——从堆芯连续排热。与冷却剂有关的安全考虑应当包括：

- (a) 确保冷却剂系统在反应堆初始启动之前和电厂运行寿命期间无外来杂物和碎片；

---

<sup>3</sup> 在沸水堆中，通道盒边界内外之间的压差可能引起盒的膨胀。这种变形和燃料弯曲从而可能提高局部通量峰值因子。

- (b) 通过净化系统和酌情卸除有缺损的燃料保持冷却剂的活度在可以接受的低水平；
- (c) 考虑冷却剂和冷却剂添加剂<sup>4</sup>对反应性的影响，尤其是在确定反应堆控制系统和停堆系统在运行状态和设计基准事故中能力时的影响；
- (d) 测定和控制堆芯内冷却剂的物理和化学性质，以确保与反应堆堆芯的其他部件相容，最大限度地减少反应堆冷却剂系统的腐蚀和污染；
- (e) 确保在运行状态下和设计基准事故中有充分的冷却剂供给；
- (f) 确保堆芯被设计成能防止或控制流动不稳定性和随之发生的反应性波动。

### 轻水反应堆

3.26. 在压水堆和沸水堆中，冷却剂也起慢化剂的作用。因此，在堆芯设计中也应当考虑冷却剂密度改变（包括流体相变）对局部和整体堆芯反应性和堆芯功率的影响。

3.27. 冷却剂的化学添加剂用作中子吸收剂以便提供第二个堆芯反应性控制系统：一个例子是用于压水堆的硼酸。其他的添加剂用来控制冷却剂化学性质（例如控制 pH 值和含氧量），以便抑制堆芯部件和反应堆内部构件的腐蚀或减少反应堆冷却剂系统的污染。只要用了添加剂，它们对堆芯部件的影响就应当在堆芯设计中加以考虑。

3.28. 在设计中应当提供控制腐蚀产物和由冷却剂辐射分解产生的氢的手段（见参考文献[4]）。

### 重水反应堆

3.29. 重水的有关性质大体上与轻水的类似。在第 3.26 段至第 3.28 段中关于轻水堆所考虑的因素也应当适用于重水堆。应当注意，对于压力管型重水堆设计，冷却剂和慢化剂是分离的；通常不在冷却剂中添加化学品控制反应性。

---

<sup>4</sup> 对于某些反应堆类型，一般的实践是确保冷却剂添加剂不会引起反应性功率系数成为正值。（关于反应性系数的进一步讨论，见附录 I。）

3.30. 也应当考虑辐射活化。在重水堆中氚 ( $^3\text{H}$ ) 提高到一个更大的浓度。因此对于重水堆的冷却剂系统和慢化剂系统应当做出规定，以防止或控制氚化重水从封闭的水循环系统中释放。在设计中应当考虑限制空气中的氚浓度，以确保在所有运行状态下，包括维护与检查和退役，厂区人员的辐射剂量不超过许用限值，并且是可合理达到的低水平[1, 5~7]。

## 慢化剂

3.31. 慢化剂及其内部燃料间距的选择是基于优化中子经济从而优化燃料消耗的需要和满足工程要求的需要。主要的反应堆类型都或者使用轻水或者使用重水作为慢化介质：

- 压水堆：轻水慢化；
- 沸水堆：轻水慢化；
- 加压重水堆（压力管型）：重水慢化；
- 加压重水堆（压力容器型）：重水慢化。

## 轻水堆

3.32. 在压水堆和沸水堆中轻水用作慢化剂和冷却剂；这两种功能在物理上是不能分离的。在第 3.26 段至第 3.29 段中讨论的关于冷却剂的考虑因此是适用的。

## 重水反应堆

3.33. 在加压重水堆中，冷却剂与慢化剂通过排管和压力管在物理上分离。慢化剂有时可能含有少量的可溶性中子吸收剂用于运行期间的反应性补偿，有时含有大量中子吸收剂以确保次临界度（通常在最初接近平衡装料工况期间）。设计应当确保在吸收剂稀释事故（例如堆芯内破口）期间反应堆停堆和抑制能力的有效性。应当提供手段防止意外排出这种吸收剂材料（例如由于化学瞬变）并确保其受控排出是缓慢的。

3.34. 在某些加压重水堆中，长期控制 pH 值和氧化势是确保通过第二停堆系统长期抑制反应性所必需的。

3.35. 因为慢化剂的辐射分解，如在参考文献[4]中所讨论的，应当提供措施控制腐蚀和防止氢的突然燃烧和爆炸。

3.36. 运用纵深防御概念，对于运行状态以及某些设计基准事故工况和严重事故工况，加压重水堆（含压力管型和压力容器型重水堆）的慢化剂应当提供排出衰变热而又不破坏堆芯几何结构的能力。

### 堆芯反应性特性和控制反应性的手段

3.37. 本节讨论在正常运行和事故分析极端工况下的堆芯反应性特性以及在正常运行中控制反应性的手段。

#### 堆芯反应性特性

3.38. 根据反应堆堆芯的几何形状和燃料构成，设计核评价提供了电厂在正常功率运行和在停堆工况下的中子通量和功率的稳态空间分布、堆芯中子特性和反应性控制手段的效率。固有中子特性用附录 I 中所讨论的反应性系数和参数表示。

3.39. 在第 2.11 段中提出了关于堆芯对反应性意外提高的必要响应的建议。建议的理由是需要限制所导致的燃料能量的不断增加，以防止事故的扩大。限制燃料能量的增加是必需的，目的是确保在参考文献[1]第 4.2 段中规定的要求得到满足。在所有设计基准事故和预计运行事件的分析中应当对反应性系数做出足够保守的假设。

3.40. 对于反应性系数之类的关键反应性参数，应当针对每种堆芯状态和相应的燃料管理策略加以评价（见附录 III）。应当考虑这些参数与堆芯装载和燃料燃耗的依存关系。



## 反应性控制手段的类型和效率

3.41. 反应性控制手段应当设计成能使功率水平和功率分布保持在安全运行限值以内。这包括补偿反应性变化的补偿手段的设计（诸如那些与正常功率瞬变、氙浓度改变、与温度系数有关的影响、冷却剂流量或温度改变、燃料与可燃毒物的消耗和裂变产物的累积中毒有关的变化），以便使工艺参数保持在规定的运行限值以内。

3.42. 只要反应堆停堆能力始终保持充分的裕度，反应性控制手段和停堆手段可以共用一些装置（见参考文献[1]第 6.13 段）。

3.43. 不同反应堆类型所用的调节堆芯反应性和功率分布的反应性控制手段包括：

- 使用固体中子吸收棒和中子吸收片（用于压水堆、沸水堆和加压重水堆）；
- 在慢化剂或冷却剂中使用可溶吸收剂（用于压水堆和加压重水堆）；
- 控制冷却剂流量（慢化剂密度）（用于沸水堆）；
- 使用有连续分布的或离散分布的可燃毒物的燃料；
- 控制慢化剂温度（用于压力容器型加压重水堆）；
- 控制慢化剂高度（用于较老的压力管型加压重水堆）；
- 使用管内的液体吸收剂（用于加压重水堆）；
- 使用批量换料和装料模式；
- 使用不停堆换料（用于压力管型加压重水堆和压力容器型加压重水堆）。

3.44. 反应性控制手段的效率可以用反应性系数和/或吸收剂的积分价值表示，它们将取决于反应堆堆芯的设计和相关的燃料管理。诸如中子吸收棒之类的反应性控制装置的有效性应当通过直接测量加以校核。

3.45. 与对正常运行中需要反应性控制手段的效率相对应，在事故分析中应当研究和考虑相应设备的最不利条件（例如在提棒事故中控制棒组的积

分价值和微分价值的结果，以及压水堆在意外稀释事故中可溶硼微分价值的后果）。

### 最大反应性价值和反应性引入速率

3.46. 与一个联锁系统结合使用的反应性控制装置的排列、分组、抽出速度和抽出顺序，应当设计成能确保装置的任何可信的异常抽出都不会引起超过规定燃料限值的情况。

3.47. 应当限制反应性控制装置的最大反应性价值，或者应当提供联锁系统，使得对于有关的设计基准事故，例如对于压水堆一根控制棒弹出或对于沸水堆一根控制棒掉落，结果产生的功率瞬变不会超过规定限值。这些限值应当加以选择，以便确保以下损坏和风险被限制在可以接受的低水平：

- (1) 可能使放射性物质释放到冷却剂中的燃料芯块和包壳的损坏；
- (2) 可能损坏堆芯结构和妨碍停堆装置插入的熔化燃料-冷却剂相互作用的风险。

在评定这些反应性事故时，也应当考虑燃料燃耗和燃料类型（例如二氧化铀或者混合氧化物燃料）的影响。

3.48. 关于可溶吸收剂，反应性控制系统应当设计成能防止堆芯内吸收剂浓度的任何减小，这可能引起规定燃料限值被超过。各系统中包含可溶吸收剂（如硼酸）的部分应当设计成能防止沉淀（例如通过部件的加热）（见参考文献[4]）。在所有贮罐中的可溶吸收剂的浓度都应当加以监测。只要使用了富集硼-10，就应当提供充分的监测。

3.49. 应当进行控制系统的详细功能分析，以找出导致硼在运行中和在停堆工况下意外稀释的可能性，并且确保有充分的预防措施。这种预防措施是：（阀门或线路零件的）永久性的管理闭锁；有源隔离动作；外部注入系统的联锁；对连通容器或管系中硼浓度的监测；以及再循环泵的起动联锁。

3.50. 压水堆在特定的小破口失水事故工况下由于在一台蒸汽发生器中回流冷凝水而发生的堆芯内硼局部稀释，应当作为一起反应性引入事件对其后果进行评价。

### 总体和局部功率的控制

3.51. 堆芯功率应当使用反应性控制手段从总体和局部上加以控制，使得各燃料元件和通道的最高线功率在堆芯任何地方都不超过设计限值。在控制系统的设计中，应当考虑由于氙不稳定性、冷却剂工况改变和中子通量探测器位置与特性的改变造成的反应性局部变化所引起的功率分布变化。在第 3 节堆芯管理和附录 III 中给出更详细的资料。

3.52. 在压水堆中，功率水平的快速变化是通过控制棒的运动自动控制的。控制棒组的排列应当避免功率分布发生大的径向和轴向变形。例如，这可以通过对称地放置控制棒组保持功率分布的径向对称，或通过部分插入和重叠控制棒组避免轴向功率畸变来实现，而轴向功率畸变可能引起不利的氙振荡。氙振荡还可以通过手动或自动调整反应堆冷却剂的硼浓度来加以控制。对于燃料燃耗的长期反应性补偿是通过降低冷却剂中的硼浓度实现的。

3.53. 对于沸水堆，功率水平的快速变化或是通过调整再循环泵的转速，或是通过移动控制棒来控制。在这方面，沸水堆的运行工况应当提供克服热工水力不稳定性的足够裕度。为了验证热工水力的稳定性应当进行反应堆堆芯计算分析。对于燃料燃耗的长期反应性补偿是通过按预先确定的顺序不断抽出控制棒实现的。

3.54. 对于某些加压重水堆，局部和总体功率水平的快速变化一般是通过调整液区隔室中的轻水水位加以控制的。固体吸收棒和/或调节棒以及加入慢化剂中的液体吸收剂也可用来达到控制目的。慢化剂水位控制用于较老的反应堆设计。对于燃料燃耗的长期反应性补偿是通过不停堆换料实现的。

3.55. 控制棒的插入应当使反应堆在所有运行状态下保持足够的停堆裕度。在控制棒插入限值的技术要求和监测（与功率水平有关）中，应确保停堆裕度。

## 可燃毒物的影响

3.56. 应当评价可燃毒物燃耗对堆芯反应性的影响，然后应当确保在整个燃料循环期间在所有发生的堆芯工况下都有足够的停堆裕度。

3.57. 对于压水堆，为了保持慢化剂的温度系数为负值，设计者可能选择减少慢化剂中的吸收剂数量，并且通过往燃料中添加可燃毒物来恢复吸收效应。可燃毒物也可以用来展平功率分布和减小反应性在燃料燃烧时的变化。

## 辐照效应

3.58. 在设计反应性控制系统时，应当考虑例如燃耗、物理性能变化、气体的产生与吸收剂材料的肿胀和反应堆冷却剂的污染等辐照效应。

## 反应堆停堆系统

3.59. 本节涉及在运行状态和设计基准事故中使反应堆进入并保持次临界状态的手段。

3.60. 要求提供停堆手段，以确保假设在发生最大反应性堆芯工况时出现具有最高反应性价值的停堆装置不能插入堆芯(假设一个停堆装置卡住)<sup>5</sup>的单一故障下(参考文献[1]第 6.13 段)，可以使反应堆进入次临界并保持在这一状态下。

3.61. “反应堆停堆手段必须由至少两种不同的系统组成以提供多样性。两种系统中必须至少有一种在假设发生单一故障下独自能够使核反应堆快速从运行状态和在设计基准事故中进入次临界，并有足够的裕度。在特殊情况下，只要规定的燃料和部件限值没有被超过，可以允许瞬时的重返临界”（参考文献[1]第 6.14 段和第 6.15 段）。

---

<sup>5</sup> 对于某些设计，例如加压重水堆，对这种情况做出的假设是两个具有最高反应性价值的停堆棒装置不能使用。

应当提供规定的燃料和部件限值，作为一套对于运行状态和设计基准事故的设计限值。停堆系统的设计应当是故障安全的。（必要的速率见关于停堆速率的小节。）

3.62. “这两种系统中必须至少有一种独自能够……使反应堆保持次临界并有足够的裕度和高度的可靠性，即使对于堆芯最大反应性工况也是如此”（参考文献[1]第 6.16 段）。对于任何堆芯冷却剂温度，这些系统之一应当独自能够使反应堆保持次临界状态。

3.63. 为了满足长期反应性抑制要求，应当确定在停堆状态下提高反应性的预定活动，例如为维修目的而移动吸收体、稀释硼含量和换料活动，以确保最大反应性工况得到考虑。

3.64. 在预计运行事件之后和在设计基准事故中停堆是重要的，它的重要性在设计停堆系统时应当得到认知。对于运行状态和设计基准事故来说，诸如规定的燃料限值和反应堆冷却剂系统压力边界限值之类的设计限值在电厂各种状态或工况下都不应当被超过。通过设备的设计应当确保必要的可靠性。设计应当确保停堆系统相对于电厂工艺系统和控制系统的必要独立性。

3.65. 如果反应性抑制系统的运行是手动或部分手动的，应当满足手工操作的必要前提条件[9]。

3.66. 部分停堆手段在正常运行中可能用于反应性控制和通量整形目的。在正常运行中如此使用停堆手段不应当危及停堆系统功能运转。

### 不同的停堆手段

3.67. 不同的反应堆类型使用不同的反应堆堆芯负反应性引入手段，包括：

- 往慢化剂中注入硼；
- 往慢化剂中注入钆；
- 卸出慢化剂；
- 插入不锈钢棒、管或十字形板中的硼和 Ag-In-Cd 和铪；

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

- 插入钢管之间的镉；
- 插入锆合金导管中的铪和钢棒；
- 插入管内的液体吸收剂。

3.68. 这些中子吸收材料的效率将取决于燃料构成、反应堆堆芯设计和堆芯管理。例如，诸如硼或 Ag-In-Cd 之类的热中子吸收体对于混合氧化物燃料的反应性价值，低于它对于铀燃料的反应性价值。堆芯装料方案从“外—内”改为“内—外”将影响停堆裕度。

3.69. 表 1 给出用于不同反应堆类型的停堆手段的例子，说明了手段的多样性。

表 1. 停堆手段

反应堆类型	快速停堆系统	多样性停堆系统
沸水堆	钢管中的 $B_4C$ /Hf板	把硼溶液注入慢化剂/冷却剂
压水堆	钢管中的Ag-In-Cd/钢管中的 $B_4C$	把硼注入慢化剂/冷却剂
加压重水堆	夹在两根钢管之间的镉	把钆注入慢化剂；卸出慢化剂；管中的液体吸收剂
加压重水堆（压力容器型）	锆合金导管中的Hf和钢棒	把硼注入慢化剂

## 可靠性

3.70. 应当综合使用如下措施实现高度可靠的停堆：

- (a) 采用尽可能简单的系统。
- (b) 尽实际可能使用故障安全设计<sup>6</sup>。
- (c) 考虑可能的故障模式和停堆系统的触发装置采用冗余设置（例如传感器或执行机构）。可能要做多样性的规定，例如尽实际可能对每种事故使用两种不同的事故保护停堆物理参数。
- (d) 根据包括共因故障在内的可信故障模式的假设，尽可能从功能上隔离和从实体上分离停堆系统（其中包括控制和停堆功能的分离）。
- (e) 在设计基准内考虑到运行状态和事故工况下的堆芯内环境影响的情况下，能确保停堆手段容易进入堆芯。
- (f) 设计中考虑便于维护、在役检查和运行中的可试验性。
- (g) 提供在调试和维护停役期间进行综合测试的手段。
- (h) 在运行期间测试执行过程（或棒部分插入，如果可行的话）。
- (i) 选择设计成熟的设备。

3.71. 应当进行停堆系统的可靠性分析，以便定量表示设计的有效性。

3.72. 应评定停堆系统的能力和可靠性，这一评定应是安全分析的一部分。在努力把快速停堆系统的可靠性提高到很高水平的同时，也应当分析无法快速停堆的预期运行瞬变，以便证实对于燃料和压力边界的后果是可以接受的，而且次临界工况可以得到长期维持<sup>7</sup>。对于至少采用两种有充分能力的多样性且独立的停堆系统的设计，应当假设一种快速停堆系统失效的情况下对这些事件加以分析。

---

<sup>6</sup> 最简单的普通型式的故障安全停堆设计允许靠能动手段把停堆装置夹持在堆芯顶上。只要停堆装置的导管结构没有受阻，万一夹持它们的能动手段失去能源（例如夹持电磁铁断电），装置将靠重力落入堆芯。

<sup>7</sup> 在某些国家，如果提供了两种不同而独立的停堆系统，每一种都能够使核反应堆从所有的运行状态和设计基准事故工况快速进入次临界，则不要求进行无法紧急停堆的预期运行瞬变分析。

## 停堆和反应性抑制的有效性

3.73. 设计应当确保停堆和反应性抑制系统即使在反应性最大的堆芯工况下也能使反应堆以足够的裕度进入并保持次临界的能力。这应当适用于在整个预定运行周期内可能发生的所有运行工况和堆芯构形、预计运行事件和设计基准事故。这一点应当用以下方法得到验证：

- 在设计中通过计算；
- 在调试期间和换料后立即通过适当的中子测量和工艺测量来证实某种给定堆芯装料的计算；
- 在反应堆运行期间通过涵盖实际的和预期的反应堆堆芯工况的测量和计算。

3.74. 正如在第 3.62 段中所概述的，这些分析应当涵盖在一套或数套停堆装置失效的假设下反应性最大的堆芯工况。另外，如果在停堆系统中发生单一随机故障，反应性抑制应当得到保持。在形成的次临界裕度中，应当考虑计算中的不确定性、在换料期间堆芯装载的可能偏差和可用的监测范围及其相关的不确定性。必需的停堆裕度绝对值也许依赖于反应堆堆芯设计和进行安全验证的方法。

3.75. 系统中需要的停堆棒数目和反应性价值主要由以下因素决定，这些因素都应当加以考虑：

- (a) 堆芯尺寸。
- (b) 燃料类型和堆芯装料方案。
- (c) 必要的次临界裕度。
- (d) 第 3.61 段所述的一套或数套停堆装置失效的假设。
- (e) 与计算有关的不确定性。它们可以通过计算与在实验反应堆和原型反应堆中和在反应堆调试期间所做测量的比较加以估计。
- (f) 停堆装置“遮蔽”。停堆装置的总反应性价值是装置之间距离和它们在反应堆中的位置的函数。当两套装置靠近时，它们的价值小于它们各自价值之和。



- (g) 停堆后反应性最大的堆芯工况。它们是如下若干参数产生的结果：
- 在预定燃料循环（含换料循环）期间将要发生的反应性最大的堆芯布置（和适当的相应硼浓度）；
  - 燃料和慢化剂温度的反应性最大的可信组合；
  - 导致设计基准事故工况的正反应性引入量；
  - 停堆后作为时间函数的氙的数量；
  - 吸收剂的燃耗。

### 停堆速率

3.76. 停堆速率应当足以使反应堆进入充分次临界，使燃料和压力边界的规定设计限值不要被超过。

3.77. 在停堆速率的设计中，应当考虑保护系统和相关的安全执行系统（停堆手段）的响应时间。

3.78. 在评价停堆速率时，应当考虑以下因素：

- (a) 触发停堆的仪表设备的响应时间。
- (b) 停堆手段执行机构的响应时间。
- (c) 与不同反应堆堆芯设计相对应的停堆装置位置。停堆速率对以下因素敏感：
  - 停堆装置在插入之前离堆芯活性区的距离；
  - 可溶吸收剂注入管嘴的位置，管嘴位置应当使吸收剂能迅速分散在堆芯活性区。
- (d) 停堆装置容易进入堆芯。这可以利用导管或便于装置插入的其他结构器件和可能使用减小装置整个长度刚度的挠性接头来实现。
- (e) 停堆装置的插入速度。以下一个或多个办法可用于给出必要的插入速度：
  - 停堆棒自由下落进入堆芯，
  - 用水力或压缩空气压力迫使停堆棒进入堆芯，
  - 用水力或压缩空气压力注入可溶性中子吸收剂。

3.79. 应当提供检查停堆装置插入速度的手段。应当定期检查插入时间。

#### 环境考虑

3.80. 在停堆系统的设计中应当考虑以下环境影响：

- (a) 辐照效应。中子和  $\gamma$  射线吸收所致的吸收剂（例如硼）的消耗以及材料的肿胀和发热。
- (b) 化学效应。诸如停堆装置的腐蚀之类的化学效应。也应当考虑活化腐蚀产物通过反应堆冷却剂系统和慢化剂系统的输运。
- (c) 结构尺寸的改变。由温度改变、辐照效应或地震等外部事件造成的内部堆芯构件的尺寸变化和运动不应当妨碍停堆装置的插入。

#### 反应堆堆芯和相关构件

3.81. 本节涉及那些形成和支承反应堆堆芯组件的构件以及那些对反应堆堆芯性能和安全最重要的构件。

3.82. 在设计中应当考虑的可能影响堆芯及其相关构件的损坏机理包括：通过结构传输的和由冷却剂流动引起的振动；疲劳；其他的机械效应，例如内部飞射物；热工、化学、水力和辐照效应；以及地震运动。特别关注的是：停堆和抑制系统的损坏；冷却燃料的能力不够；燃料损坏；以及反应堆冷却剂压力边界的损坏。还应当考虑高压、高温、温度变化和温度分布、腐蚀、辐射吸收率和全寿期辐射照射对外形尺寸、机械荷载和材料性质的影响。

3.83. 应当计算结构的预计辐射发热，并且应当提供适当的冷却。对于在运行状态和设计基准事故中产生的热应力，应当有足够的安全裕度。应当考虑冷却剂和慢化剂对结构的化学影响。

3.84. 设计中应当包括对堆芯部件和相关构件进行必要检查的规定。

### 反应堆冷却剂压力边界

3.85. 压水堆和沸水堆以及压力容器型加压重水堆中燃料组件和其他堆芯部件的安排，应当确保在反应堆冷却剂压力边界（即反应堆容器壁）上的中子通量低。如有必要，应当对中子辐照脆化敏感的反应堆冷却剂压力边界部位的中子通量加以监测。

### 反应堆堆芯支承结构

3.86. 反应堆堆芯支承结构包括管板、吊篮、支承键和的支靠在反应堆冷却剂压力边界上把燃料组件支承结构保持在所希望几何位置的其他结构，其他结构取决于反应堆堆芯设计。这些支承结构应当设计成能在反应堆整个寿命期间的运行状态和设计基准事故中保持完整无损并能完成它们的功能。应当考虑那些例如由液压力以及正常换料和假想异常换料引起的机械荷载。应当考虑地震荷载。

### 燃料组件支承结构

3.87. 燃料组件支承结构应当设计成能在运行状态和设计基准事故中把燃料组件保持在所希望的几何位置上。

### 停堆和反应性控制装置的导管结构

3.88. 停堆和反应性控制的导管结构应当设计成能在运行状态和设计基准事故中完成它们的功能。

3.89. 因为在压水堆和沸水堆中这些导管结构很靠近燃料组件或燃料通道，在设计中应当适当考虑它们在运行和停堆期间以及在设计基准事故中发生物理相互作用和损坏的可能性。也应当考虑由于高中子通量辐照和/或 $\gamma$ 加热而疲劳的可能性。在停堆和反应性控制装置浸于大量慢化剂中（例如对于加压重水堆）的情况下，应当考虑液压力对这些结构的影响，它们的最大允许变形不应当被超过。

3.90. 设计应当便于随时更换反应性控制和停堆装置而不会引起反应堆堆芯破坏、不可接受反应性引入或过度的辐射照射。

### 堆芯内仪表的支承结构

3.91. 在堆芯内部和靠近堆芯部位装有用于探测事故和减轻其后果用的仪表的结构和导管，这些结构和导管应当设计成能在所有运行状态和设计基准事故中完成它们的功能。应当考虑长期运行中流动引起的结构和导管的振动可能造成摩擦腐蚀并随之使其发生故障。

3.92 结构和导管应当设计成能使仪表准确定位，并且在运行状态或设计基准事故中不能由于操纵员的误动作、设备中的应变、由于冷却剂流动或大量慢化剂移动产生的力而移动。结构和导管的设计应当便于需要时更换仪表。

### 反应堆容器其他内部构件

3.93. 根据反应堆类型的不同，在反应堆容器内部可能安装各种其他结构。其中包括给水喷淋器、蒸汽分离器、蒸汽干燥器、堆芯围板、反射层和热屏蔽。这些内部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容器免受  $\gamma$  辐射加热和中子辐照的影响。这些结构应设计成使它们的机械性能和行为在其整个使用寿命期间都不会危及所有相关安全功能的执行。

## 堆芯管理

3.94. 堆芯管理的目的是满足反应堆堆芯安全和核燃料经济利用的要求 [10]。

3.95. 应当为燃料循环选择适当的燃料富集度和适当的控制堆芯反应性和功率分布的手段，使之能在安全限制内以最经济的方式从燃料中提取能量。可用来实现堆芯管理目的的各种手段在本安全导则的附录 III 中给出。

### 安全限制

3.96. 在堆芯管理设计中应当考虑正常运行的规定设计限值。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

3.97. 对于运行状态，目标是不会发生包壳破损。但是，某些工况（例如燃料元件中的制造缺陷、由于碎片摩擦腐蚀引起的磨损或在运行状态中的意外瞬变）可能使这个无破损目标极难得到满足。在实践中，运行状态下的某些燃料包壳破损可以被接受，因为放射性物质在反应堆冷却剂系统中的浓度可以被反应堆冷却剂的净化功能降低。在设计中应当提供反应堆冷却剂净化和其他必要的手段，以确保放射性物质向环境的释放保持在许用限值之内。

3.98. 对于设计基准事故工况，可允许的燃料损坏程度取决于工况出现的概率和预计的放射后果。为了限制在设计基准事故工况下可以接受的损坏燃料数目，应当对燃料设置比正常运行要求所致的更严格的运行限值。例如，它们可能是要保持正常运行中的最小偏离泡核沸腾比（在压水堆中）或最小临界功率比（在沸水堆中）有足够高的值以避免包壳在预计运行事件期间变干。在加压重水堆中，应当结合安全系统性能对燃料设置运行限值，限制最高燃料温度和氧化以及最大功率变化率，以免包壳破损。

#### 用于反应堆运行的设计资料

3.99. 为了获得反应堆运行所希望的堆芯反应性和功率分布，堆芯管理计划应当给营运单位提供以下资料：

- 在各个燃料循环中燃料组件的装载型式；
- 燃料组件随后的卸载和装载计划；
- 反应性控制和停堆装置的布置形式；
- 要倒换的燃料组件；
- 要去除、插入或调整的可燃毒物和其他堆芯部件。

在参考文献[10]中提供了关于燃料装卸的进一步指导。

#### 反应堆堆芯计算分析

3.100. 在很多情况下安全参数（例如燃料与包壳温度和最高线热功率等）是不可直接测量的，反应堆操纵员也不可能得到它们的值。因此应当进行

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

反应堆堆芯工况的计算分析，以便在运行程序中确定这种参数值。应当提供足够的仪表，以便能通过测量检验分析的结果。

3.101. 应当通过与以下一项或多项的比较来验证和确认分析方法和相关的计算机程序：

- 在实验性反应堆中进行的测量；
- 在原型反应堆中进行的测量；
- 在模拟工况下进行的燃料元件和组件的堆芯内测量；
- 类似设计堆芯的运行数据；
- 在调试期间进行的测量；
- 在反应堆运行期间进行的测量：在每次换料后不同的功率水平和在循环期间不同的时期；
- 为了评价精细结构和燃耗效应对燃料元件和组件所做的辐照后测量；
- 用其他经确认的程序进行的基准计算。

3.102. 应当在适当的时间进行反应堆堆芯分析，以确保在反应堆整个运行寿命期间运行策略和对运行的限制不违反设计限值。

3.103. 分析应当涵盖整个运行周期以下反应堆堆芯工况的典型情况：

- 满功率，包括有代表性的功率分布；
- 负荷跟踪；
- 接近临界和功率运行；
- 功率循环；
- 启动；
- 换料；
- 停堆；
- 预计运行事件；
- 对于沸水堆在热工水力稳定性边界运行。

## 该出版物已被第 SSG-52 号取代。

只要堆芯燃料管理或燃料元件的任何特性（例如燃料富集度或燃料包壳材料）发生改变，分析就应当更新。

3.104. 为了找出正常满功率运行时的最大通道功率和最大线功率，应当对每个组件位置和沿燃料组件轴向计算稳态功率分布。应当考虑到组件几何形状的改变对中子和热工水力效应的影响（例如由组件弯曲引起的慢化剂厚度改变）。为了找出热点，应当考虑在燃料组件内的径向功率分布和由定位架、栅格和其他部件引起的轴向功率畸变的叠加作用。

3.105. 为了评定燃料在堆芯的行为和验证燃料元件的连续完整性，应当利用第 3.104 段中的方法预测燃料元件在整个寿命期间的功率分布和温度分布。

3.106. 当把不同类型的燃料组件装入堆芯时（所谓的混合堆芯），应当分析它们的机械和热工水力相容性（例如就通过燃料组件的压降特性而言），以及它们在堆芯核特性方面的相容性。

3.107. 必要时应当把运行工况例如负荷跟踪、功率循环、反应堆启动和换料的影响叠加到额定功率和温度历程上，以便评价例如由裂变气体引起的压力积累和燃料包壳疲劳等热循环的影响。

### 换料

3.108. 关于燃料装卸和贮存系统的更详细的资料在参考文献[3, 10]中给出。

3.109. 对于不停堆换料，应当保持反应堆冷却剂系统压力边界的完整性。应当确保换料工作对堆芯中子行为的影响保持在反应堆控制系统的控制能力之内。

3.110. 行政控制措施可能用来确保每个燃料组件都被装在它在堆芯内的预定位置。为此目的，可以考虑以下措施：

- 用反应性监测仪验证燃料组件的易裂变物质富集度符合要求（压水堆和沸水堆）；
- 用机械手段防止燃料组件的误装载（压水堆和沸水堆）。

## 该出版物已被第 SSG-52 号取代。

在利用不停堆换料的加压重水堆中，行政控制措施通常规定在反应堆停堆时不应当换料，作为防止换料期间意外临界的一种附加保护。

3.111. 为了提供燃料装载方案的最终验证，可进行堆芯内中子通量分布的测量。

### 堆芯监测系统

3.112. 应当为监测堆芯功率（水平、分布和随时间的变化）等堆芯参数、冷却剂与慢化剂的状态与物理特性（流量、温度）和反应堆停堆手段的预期效率（例如吸收剂装置插入速率与其插入限值相比较）提供仪表设备，以便可以采取任何必要的纠正行动。另外，应当监测冷却剂中的活度水平，以验证设计限值没有被超过。控制系统可能用来确保堆芯参数的必要变化和保持它们在规定的运行范围内。根据参数变化快慢的不同，监测系统的执行动作可以是自动进行的也可以是手动进行的。

3.113. 要监测的参数的选择将取决于反应堆类型。

3.114. 对于那些使用不停堆换料的反应堆类型，利用指示破损燃料组件位置的系统可以使有缺陷的燃料组件更容易被除去，从而保持冷却剂的低活度水平。

3.115. 所有监测系统的准确性、响应速度、工作范围和可靠性都应当适合于实现它们的预定功能（见参考文献[9]）。设计应当允许监测系统连续检测或定期检测。

3.116. 关于事故后监测的指导在参考文献[9]中提供。如果在设计基准内的事事故工况中需要堆芯监测，所用的仪表设备应当在事故后预期的环境条件下是合格的。

3.117. 应当利用堆芯外或堆芯内的仪表设备（例如中子探测器和 $\gamma$ 温度计）监测功率空间分布。应当进行堆芯不同位置的局部功率测量，以确保有足够的裕度。应当定期监测堆芯内的中子通量分布。探测器在堆芯内的



该出版物已被第 SSG-52 号取代。

分布应当能可靠地检出功率密度的局部变化。堆内、堆外中子探测器都应当定期校准。（这些建议适用于压水堆、沸水堆和加压重水堆。）

3.118. 以下是堆芯监测需要测量的参数的例子：

- 中子通量；
- 冷却剂温度；
- 冷却剂流量；
- 水位；
- 系统压力；
- 冷却剂中的活度；
- 控制棒插入位置；
- 可溶硼的浓度（对于压水堆）。

此类参数如有可能也许要在不同位置上进行安全监测。

3.119. 其他的安全相关参数可从测出的参数中导出。例如：

- 中子通量倍增时间，
- 中子通量的变化率，
- 中子通量的轴向和径向不平衡，
- 反应性平衡，
- 堆芯热工水力参数（例如偏离泡核沸腾比或临界功率比）。

3.120. 在反应堆停堆期间，应当有最低限度的一组仪表可供利用（即具有足够灵敏度的中子通量探测器）。应当至少有一种停堆手段可供利用，以确保意外临界之后的安全响应。

3.121. 在某些反应堆中，在反应堆启动期间使用了对通量监测系统和反应性控制装置的综合联锁，以确保对于特定的通量范围使用最合适的监测器和避免不适当的事故保护停堆。这种联锁系统的设计应当与反应堆保护系统的设计一致。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

3.122. 在启动期间，特别是在第一次启动期间，中子通量相对于满功率运行时是非常低的，所以可能临时性需要更灵敏的中子探测器来监测中子通量。可能需要中子源把通量水平提高到启动中子通量监测仪的工作范围以内。中子源的设计应当确保：

- 源在其计划寿命期间功能正常，
- 源与燃料组件和燃料组件支承结构相容。

3.123. 中子和噪声分析可能提供有关堆芯部件或堆芯内部构件的松动零件或初期机械故障或测量设备故障的有用信息。

3.124. 可以利用计算机化堆芯监测系统来确保堆芯的状态在安全分析中假定的运行限值范围之内。在它与保护系统连结在一起的场合，应当确保该系统是符合要求的（见参考文献[9]）。

## 安全分析

3.125. 应当按照参考文献[11]分析假想触发事件（包括设备故障、操纵员差错和外部自然事件与人为事件等事件的可信组合）。

## 假设始发事件

3.126. 假设始发事件和事件序列因反应堆堆芯设计不同而异；反应堆堆芯的响应因反应性系数（见附录 I）和所涉及系统的不同也将大不相同。

## 分析方法

3.127. 堆芯设计中对于始发事件的不同序列的规定限值应当与每种事件发生的概率及其相关的放射后果相协调。为确定随后的燃料工况不超过可接受限值而进行的评价，应当或者对于有关的参数使用保守方法，或者使用包括不确定性评价的现实（最佳估计）方法。在最佳估计分析中，一般的作法是研究这些结果对有关参数变化的敏感性。

3.128. 在安全分析中使用的所有计算机程序都应当得到验证和确认。在计算机程序中使用的计算方法和/或模型应当适合于这一目的。（进一步指导见在参考文献[11]中“使用的计算机程序的评定”。）

**该出版物已被第 SSG-52 号取代。**

3.129. 关于使用计算机程序得到的计算结果，应当证实程序的预测结果已经通过适当的手段得到确认；也就是说，通过与实验数据，或与用其他确认程序进行的基准计算，或者两者的结合进行比较来确认。

3.130. 应当进行详细的堆芯分析，例如中子、热工水力和力学分析。

3.131. 在详细的堆芯分析中应当考虑以下主要因素：

- 运行状态（例如热工水力工况：次临界，部分负荷，满负荷，氙历程）；
- 燃料的反应性温度系数；
- 冷却剂和慢化剂的反应性温度系数；
- 冷却剂和慢化剂的反应性空泡系数；
- 慢化剂和冷却剂中可溶吸收剂浓度的变化率；
- 由反应性控制装置或过程参数改变所引起的正反应性引入速率；
- 与事故保护停堆有关的负反应性引入速率；
- 与堆芯平均热功率相关的单个通道的瞬态响应；
- 安全系统设备的性能特征，包括从一种运行模式转换到另一种运行模式时的性能特性（例如从应急堆芯冷却注入模式到再循环模式）；
- 在长期堆芯分析中氙和其他中子吸收剂的衰变。

3.132. 不确定性问题应当通过在分析中采取保守的假设或通过在所使用的输入参数中增加不确定性裕度加以处理。这些不确定性包括随机性部分和系统性部分，以涵盖统计上和物理上的不确定性。系统性不确定性应附加为分析的一种偏差；而在统计上可以结合随机不确定性。

3.133. 堆芯安全分析用来检查规定的燃料限值没有被超过。在分析中应当包括诸如包壳的鼓胀和破裂、金属-水放热反应和燃料元件的变形之类的工作况对堆芯冷却的影响。由于金属-水反应的结果而形成的氢可能威胁安全壳的完整性，因此也应当加以考虑（见参考文献[12]）。

3.134. 分析可能会导致运行限制，以确保燃料设计限值不会被超过。

3.135. 应当对决定电厂响应的关键物理现象和系统加以识别和排序。这一资料可以用来评价相关程序的模化能力。

## 4. 鉴定和测试

### 总 则

4.1. 堆芯设计的安全考虑应贯穿于堆芯结构、系统和部件的整个寿期。这可以通过下面讨论的措施来实现。

### 设备鉴定

4.2. 鉴定大纲应当确认反应堆堆芯设备在相关时期内完成其功能的能力，鉴定大纲要顾及到给定环境条件（例如压力、温度、辐射水平、机械荷载和振动等条件）下的适当的功能和安全考虑。这些环境条件应当包括预期在正常运行、预计运行事件和设计基准事故中的变化。

4.3. 某些假设始发事件的特性可能使证实设备在需要时，例如在地震中，能完成其安全功能的实际调试试验和定期检测无法进行。对于这类有关设备，应当在其安装之前制定和完成一项适当的鉴定计划。

4.4. 鉴定方法可能包括：

- (a) 对供应的代表性设备进行型式试验；
- (b) 对供应的设备进行试验；
- (c) 利用过去的有关经验；
- (d) 基于现有的和适用的试验数据的分析；
- (e) 以上所述方法的任何一种组合。

## 检查和测试规定

4.5. 正如在第 2.9 段中所说明的，在反应堆堆芯的结构、系统和部件的设计和布置中要求做适当的规定，来确保在所有的运行状态下，包括测试与检查时，对公众和厂区人员的辐射剂量都不超过许用限值，并且是合理可行尽量低[1, 5~7]。

4.6. 在设计中应当在在役测试和检查方面做出规定，以确保堆芯和相关结构以及反应性控制和停堆系统在整个寿命期间都能完成其预定功能。关于在役检查的进一步指导在参考文献[13]中提供。

4.7. 系统应当设计成能识别每个组件及其在堆芯内的方位。还应当规定在辐照前后检查每个燃料组件，以便探测任何可能的损坏。

## 5. 设计中的质量保证

5.1. 应当通过建立和使用令人满意的质量保证程序来确保燃料和堆芯部件的高质量设计和制造（参见参考文献[14]）<sup>8</sup>。

5.2. 在开发和评定安全分析计算机程序及相关的方法时应当实行高水平的质量保证。

---

<sup>8</sup> 国际原子能机构正在关于核设施和涉及电离辐射利用的活动的安全管理系统的最新安全标准中修订在安全丛书 No.50-C/SG-Q（1996）中规定的质量保证主题领域内的要求和指导。在修订后的标准中已经采用了术语“管理系统”来代替术语“质量保证”和“质量保证大纲”。新标准将把管理一座核设施的所有问题，包括安全、健康、环境要求和质量要求，整合在一个统一的系统中。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

## 附录 I

### 反应性系数

I.1. 反应堆堆芯在任何瞬变工况下的一个重要行为特征是瞬变发展的速率。这个速率取决于在本附录中讨论的堆芯核特性的综合影响。重要的因素是：

- 燃料的反应性温度系数，
- 冷却剂的反应性温度系数，
- 慢化剂的反应性温度系数，
- 反应性冷却剂密度系数，
- 缓发中子份额，
- 瞬发中子寿命，
- 功率再分布对反应性的影响（例如氙效能和慢化剂密度）。

在压水堆和沸水堆中，冷却剂和慢化剂是同一种物质，因而相应反应性系数也是一样的。

I.2. 反应性功率系数通常用来确定反应性随机组功率的改变。

I.3. 堆芯的核特性决定了在功率提升期间由于燃料、冷却剂和慢化剂温度的提高对反应性的固有反馈影响。

I.4. 由于  $^{238}\text{U}$  的中子共振吸收截面随温度升高而提高（多普勒效应），燃料的温度系数一般为负值。

I.5. 对于在冷却剂-慢化剂中使用可溶硼的反应堆，冷却剂-慢化剂的反应性温度系数受到硼浓度的影响。在高硼浓度时，这个系数达到正值。但是，如果总的温度反应性反馈效应为足够大的负值而把功率升高限制到可以接受的数值，很小的正的冷却剂-慢化剂反应性温度系数也是可以接受的。在

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

功率范围内的负的冷却剂-慢化剂反应性温度系数可以通过在必要时降低硼浓度、利用固定的或单独的可燃吸收剂和/或插入控制装置来实现<sup>9</sup>。

I.6. 堆芯的瞬变特性取决于反应堆的类型和设计，因此各种反应性系数的正负随反应堆类型的不同而不同。表 2 说明了这些变化。

表 2. 功率运行的反应性系数

参 数	反应性系数			
	压水堆	沸水堆	重水堆	
			压力管式	压力容器式
冷却剂温度	—	—	+	+
冷却剂密度 <sup>10</sup>	+	+	—	—
慢化剂温度	— <sup>11</sup>	—	~0 <sup>11</sup>	—
燃料温度	—	—	—	—
功率	—	—	~0 <sup>11</sup>	~0 <sup>11</sup>

注：当有关参数升高时，在功率运行期间反应性将提高（+）或降低（—）。

<sup>9</sup> 在某些类型的反应堆中，慢化剂和冷却剂是分离的，使得冷却剂因空泡而降低密度可能导致正的反应性效应。

<sup>10</sup> 对于沸水堆，反应性冷却剂密度系数用反应性空泡系数来表示。

<sup>11</sup> 在一些国家，压水堆慢化剂和/或冷却剂的反应性温度系数允许是很小的正值。



## 附录 II

### 燃料芯块-包壳相互作用

II.1. 应当考虑燃料芯块-包壳相互作用，即应当考虑在有腐蚀剂的情况下当燃料芯块膨胀和加压力于包壳时引起的应力腐蚀开裂。

II.2. 以下因素的组合可以导致包壳的应力腐蚀开裂：

- 高拉伸应力，这多半是由芯块因膨胀而开裂所引起的，这种应力是均布或局部的；
- 一定浓度的腐蚀性核素，例如碘、镉、铯或其他裂变产物；
- 长期照射。

II.3. 经长期辐射照射后，当燃料功率快速提高到高功率水平时，可能发生燃料损坏。这是因为由于芯块膨胀造成的包壳中的高拉伸应力可能引起已经受到腐蚀的包壳破裂。

II.4. 可以考虑采用一些方法来限制由于应力腐蚀开裂引起的破损。例如：

- 可以用其他方法降低拉伸应力，例如限制功率的变化率或燃料元件的预加压；
- 在包壳的内表面可以设置一道裂变产物屏障；
- 可以利用添加剂使裂变产物固定；
- 可以通过适当的堆芯总体设计降低局部功率峰值。

II.5. 有一个关于运行经验、原型试验和反应堆外试验的范围广泛的数据库。但是，对于应力腐蚀开裂现象尚未完全理解。因此，目前在燃料元件的设计中需要利用多方面的判断和现有数据或原型燃料测试的结果，以便证实燃料设计和相关的运行限值对于防止由应力腐蚀开裂所引起破损是适当的。

## 附录 III

### 堆芯管理的设计考虑

#### 功率分布整形

III.1. 对于某一种特定的反应堆类型，为实现在有关的设计约束值内最有效地利用燃料的目标可采用的燃料循环有许多方案。应当考虑以下与燃料管理有关的参数：

- (1) 堆芯径向功率分布调节。展平径向功率分布可以综合利用以下手段来实现：
  - 反应性控制装置的径向分布，
  - 反应性控制装置的相对运动，
  - 燃料富集度或燃耗的径向变化，
  - 燃料组件在其寿命期间在堆芯内的径向倒换，
  - 燃料中包含可燃毒物的燃料组件的径向分布。
- (2) 组件到组件的功率变化。这种变化主要是燃料组件中燃料富集度和辐照的函数。减少这一变化，可以利用：
  - 燃料组件内的可燃毒物；
  - 在考虑反应性控制装置位置的情况下燃料富集度在栅格图中的变化；
  - 选择换料顺序，尤其是对于不停堆换料的反应堆。
- (3) 轴向功率分布调节。反应性控制手段虽然主要用于控制堆芯反应性和径向功率分布，有时候也用于限制最高轴向比功率或包壳温度。燃料富集度或可燃毒物含量的轴向变化可能用来限制轴向功率峰值。在加压重水堆中也使用不停堆换料和调节棒。

- (4) 在一个组件内的变化。在一个燃料组件内，燃料富集度或可燃毒物含量的变化可能用来优化在组件整个寿命期间比功率的变化。

## 卸料燃耗

III.2. 在富集铀反应堆中，卸料的最高燃耗是根据燃料行为的工程评价和燃料包壳的完整性来选择的（见附录 IV 第 IV.2 段和第 IV.3 段）。这一评价应当以运行经验和堆内与堆外试验为基础。

III.3. 对于不停堆换料的天然铀反应堆，卸料的最高燃耗通常比富集铀反应堆的要低得多。

## 堆芯剩余反应性

III.4. 为了使反应堆一直运行到一个燃料循环结束和/或在一个燃料循环期间调整反应堆功率水平，需要有堆芯剩余反应性。在富集铀反应堆中，应当选择燃料富集度，使堆芯有足够的剩余反应性在计划的燃料循环期间始终能够满功率运行。在轻水堆中，硼用来吸收过量的堆芯反应性；它的浓度可以降低以克服氙瞬变和重建堆芯功率水平。在天然铀反应堆中，在堆芯内提供足够的剩余反应性用于在所有工况下的氙中毒补偿是不合算的。因此在反应堆停堆后的有限时间内的氙中毒补偿提供了增益棒或调节棒。

III.5. 在不停堆换料的天然铀反应堆中，初始堆芯的剩余反应性比平衡堆芯高。剩余反应性可以通过贫铀燃料、溶于慢化剂中的硼或钆或这些手段的结合加以补偿。

III.6. 对于使用富集燃料的分批换料反应堆堆芯设计，应当找出反应性最大的堆芯状态，为此，要考虑在一个燃料循环期间整个堆芯的燃料富集度变化和可燃毒物的消耗。

III.7. 堆芯管理不应当妨碍停堆系统完成其规定的安全功能的能力。

## 堆芯设计的关键参数

III.8. 影响堆芯设计和燃料管理策略的关键参数包括：

- 对于压水堆和加压重水堆，燃料和慢化剂的反应性温度系数、硼效率、停堆裕度、最高反应性引入率和反应性价值、径向和轴向功率峰值因子、最高线功率和最小偏离泡核沸腾比；
- 对于沸水堆，燃料反应性温度系数、空泡反应性系数、停堆裕度、最高反应性引入率和反应性价值、最高线功率和最小临界功率比。

## 附录 IV

### 高燃耗燃料堆芯

IV.1. 核燃料循环的经济优化导致了提高燃料燃耗的堆芯管理策略。高燃耗范围可以定义为卸出燃料组件的平均燃耗水平高于 50 GW·d/t。附录 IV 说明与氧化铀燃料高燃耗工况有关的堆芯设计问题和燃料元件行为。

IV.2. 燃料的高燃耗加大了燃料芯块的微观结构和芯块外层孔隙度的变化。应当考虑这些现象，因为它们可以影响芯块的物理特性，例如热导率、熔点、密度、裂变气体滞留和裂变气体释放。

IV.3. 高燃耗还会使包壳氧化层的厚度增加并促使包壳氢化，这些变化是在辐照期间不断积累的。在高氧化条件下，可能发生氧化层的破碎。氢化影响包壳的机械性能。氧化速率和氢化速率主要取决于包壳材料及其制造过程。新合金研究的目的在于通过利用例如低锡含量、低锡含量表面层或含铈材料来改善包壳的行为。

IV.4. 在高燃耗燃料堆芯的设计中，新燃料的富集度高于常规堆芯的富集度。更高的富集度提高了堆芯的剩余反应性和堆芯冷却剂的最大焓，从而降低了堆芯参数中热工水力限值的裕度。增加可燃毒物的数量是抑制堆芯高剩余反应性的一项可能措施。

IV.5. 由于辐照时间延长，高燃耗增加了裂变气体的释放，从而加大了燃料元件内的压力积累。这种压力积累可以通过在燃料元件内提供足够大的气腔容积来减轻。<sup>12</sup>

IV.6. 在高燃耗堆芯的设计中，应当考虑燃料组件荷载及其变形的增加，这种变形可能影响控制棒的轻松插入。

---

<sup>12</sup> 正在研究通过改变燃料的微观结构来降低裂变气体释放可能带来的好处。

## 该出版物已被第 SSG-52 号取代。

IV.7. 因为在高燃耗堆芯内有更高的堆芯剩余反应性，冷却剂中可能需要更高浓度的可溶硼。这种更高的浓度可能引起与冷却剂化学有关的问题，例如增加了一回路的腐蚀。富集硼-10 可以用来降低可溶硼的浓度。

IV.8. 在确定最大燃料富集度时，应当考虑为防止燃料在干贮存中和在贮存池中临界所规定的裕度。

IV.9. 在高燃料燃耗条件下燃料芯块和包壳性质的改变，可能影响燃料元件在事故工况例如反应性引发事故或失水事故中的行为。

IV.10. 对于反应性引发事故工况，最近实验的结果表明，就高燃耗条件下的平均峰值焓或焓升而言，与新燃料或低燃耗燃料的值相比，燃料破损限值降低了。这些分析还不是最后结果，因为实验计划仍然在进行中。特别关注的是在快速功率波动期间裂变气体释放对芯块肿胀和包壳动态机械荷载的贡献，以及包壳材料可能的脆化。

IV.11. 对于失水事故工况，包壳材料的机械性能将决定燃料元件的变形和热负荷引起的失效行为。已经着手进行一些研究计划来测量在运行期间出现的氧化工况下包壳材料的这些机械参数。

## 附录 V

### 混合氧化物燃料堆芯

V.1. 在轻水堆中使用混合氧化物燃料要服从本导则的设计考虑，本导则是针对用铀-235 稍富集的二氧化铀燃料（ $\text{UO}_2$  燃料）的。附录 V 概述在这两种类型之间的有关差别，这已考虑这样一个事实，即混合氧化物燃料组件实际具有的反应性价值允许其与  $\text{UO}_2$  堆芯装料有一样长的循环周期。

V.2. 混合氧化物燃料和  $\text{UO}_2$  燃料的材料性质，例如密度、热导率和比热，没有显著的不同。但是混合氧化物燃料的熔化温度比  $\text{UO}_2$  燃料的略低。

V.3. 混合氧化物燃料的动力学参数，即总的缓发中子份额和瞬发中子寿命，比  $\text{UO}_2$  燃料的略低。

V.4. 混合氧化物燃料芯块的微观结构的特点在于在氧化铀芯块基体内的含铀团块。铀团块的尺寸取决于具体的制造过程。在这些团块内的裂变造成很高的局部燃耗，从而导致附近微观结构和孔隙度的改变。在  $\text{UO}_2$  燃料中，现结构的改变开始于局部高燃耗的周围，导致了所谓的边缘效应。对微观结构的改变影响燃料芯块的物理特性和裂变气体的滞留特性。

V.5. 对于正常运行工况，已经注意到在  $\text{UO}_2$  和混合氧化物燃料中的裂变气体释放主要取决于燃料的功率历程。对于事故工况，例如反应性引发事故中的快速功率波动，某些试验结果表明，混合氧化物燃料的动态裂变气体释放可能引起比  $\text{UO}_2$  燃料更高的释放率。

V.6. 在紧靠着铀燃料组件的混合氧化物燃料元件棒中的局部功率峰值，是利用两种类型燃料组件的堆芯装料的一个特殊问题。这种混合氧化物燃料元件受  $\text{UO}_2$  燃料组件的特定中子能谱的影响，热能区影响更高，导致了在混合氧化物燃料元件中的高裂变率。这一干涉效应可以通过降低混合氧化物燃料组件中外围燃料元件棒中的易裂变铀的含量来补偿。

V.7. 在混合氧化物燃料中的热中子吸收剂（例如控制棒吸收剂、固定的或可溶的硼和氚）的反应性效率比  $\text{UO}_2$  燃料中的低。这一反应性效率的降低是由在混合氧化物燃料中中子能谱向超热能区移位引起的。为了补偿反应性，应当考虑必要时利用更高的硼浓度或富集的硼-10，或增加控制装置的数目。

V.8. 在混合氧化物燃料中的反应性反馈效应也受到中子能谱改变的影响，但是反应性反馈对堆芯反应性行为的影响通常在  $\text{UO}_2$  堆芯的燃耗或装载变化所引起的改变范围之内。

V.9. 为了表征混合氧化物燃料，需要知道铀的总含量和铀的详细的同位素构成。因为铀的同位素构成随着从中提取了铀的乏燃料组件的历史的不同而有很大的变化，铀的易裂变同位素比也有所不同；这将使混合氧化物燃料的特性复杂化。这一点与  $\text{UO}_2$  燃料不同， $\text{UO}_2$  燃料可用铀-235 的富集度充分表征。

V.10. 燃料中最大铀含量的选择应当使整个堆芯的反应性行为与  $\text{UO}_2$  燃料的最大富集度一致。最大铀含量应当保持一个负的反应性空泡系数。

V.11. 为限制由于混合氧化物燃料的引入及其对系统和部件的可能影响而导致的堆芯的核特性变化可能采取的一项措施，是规定要装入堆芯的混合氧化物燃料组件的最大数量。堆芯完全装载混合氧化物可以视为一个方案，但是这必须要进一步修改反应堆。



## 参考文献

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (2000).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Fuel Handling and Storage Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.4, IAEA, Vienna (2003).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.9, IAEA, Vienna (2004).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Safety of Nuclear Installations, Safety Series No. 110, IAEA, Vienna (1993).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Occupational Radiation Protection, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.1, IAEA, Vienna (1999).
- [7] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.13, IAEA, Vienna (2005).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.3, IAEA, Vienna (2002).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.5, IAEA, Vienna (2002).

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.2, IAEA, Vienna (2001).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.10, IAEA, Vienna (2004).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Maintenance, Surveillance and In-Service Inspection in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna (2002).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, IAEA Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna (1996).

## 术语表

### 电厂状态

运行状态		事故工况	
正常运行	预计运行事件	(a)	设计基准事故
			超设计基准事故
			严重事故
			事故管理

(a) 没有明确地考虑作为设计基准事故，但可为在设计基准事故所涵盖的那些事故工况。

(b) 没有造成堆芯明显恶化的超设计基准事故。

**事故工况** 比预计运行事件更严重地偏离正常运行，包括设计基准事故和严重事故。

**事故管理** 在超设计基准事故的发展过程中所采取的一系列行动：

- 防止事件升级为严重事故；
- 减轻严重事故的后果；
- 实现长期稳定的安全状态。

**预计运行事件** 在设施运行寿期内预计至少发生一次的偏离正常运行的各种运行过程，由于设计中已采取相应措施，这类事件不至于引起安全重要物项的严重损坏，也不至于导致事故工况。

**设计基准事故** 核动力厂按确定的设计准则在设计中采取了针对性措施的那些事故工况，并且该事故中燃料的损坏和放射性物质的释放保持在管理限值以内。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

**正常运行** 在规定运行限值和条件范围内的运行。

**运行状态** 正常运行和预计运行事件两类状态的统称。

**严重事故** 严重性超过设计基准事故并且造成堆芯明显恶化的事故工况。

**保护系统** 监测反应堆运行，并根据接收到的异常工况信号，自动触发动作以防止不安全或潜在的不安全工况的系统。

**安全功能** 为安全而必须达到的特定目的。

**安全系统** 安全上重要的系统，用于保证反应堆安全停堆、从堆芯排出余热或限制预计运行事件和设计基准事故的后果。

**单一故障** 导致某一部件不能执行其预定安全功能的一种故障，以及由此引起的各种继发性故障。

## 参与起草和审定的人员

Anegawa, T.	日本东京电力公司
Brighton, P.	英国核设施检查机构
Langenbuch, S.	德国反应堆安全学会
Lauben, N.	美国核管理委员会
Meneley, D	加拿大原子能有限公司
Oliot, A.	法国法马通公司
Saito, T.	国际原子能机构
Stelletta, S.	法国电力公司核电站运行及其工程研究机构
Tezuka, H.	国际原子能机构

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

## 安全标准核可机构

带星号 (\*) 者为通讯成员。通讯成员收到征求意见稿和其他文件，但一般不参加会议。

### 安全标准委员会

阿根廷: Oliveira, A.; 澳大利亚: Loy, J.; 巴西: Souza de Assis, A.; 加拿大: Pereira, J.K.; 中国: Li, G.; 捷克共和国: Drabova, D.; 丹麦: Ulbak, K.; 埃及: Abdel-Hamid, S.B.; 法国: Lacoste, A.-C.; 德国: Majer, D.; 印度: Sukhatme, S.P.; 日本: Abe, K.; 大韩民国: Eun, Y.-S.; 巴基斯坦: Hashimi J.; 俄罗斯联邦: Malyshev, A.B.; 西班牙: Azuara, J.A.; 瑞典: Holm, L.-E.; 瑞士: Schmocker, U.; 英国: Williams, L.G. (主席); 美利坚合众国: Virgilio, M.; 国际原子能机构: Karbassioun, A.; 欧洲委员会: Waeterloos, C.; 国际放射防护委员会: Holm, L.-E.; 经合组织核能机构: Shimomura, K.

### 核安全标准委员会

阿根廷: Sajaroff, P.; 澳大利亚: MacNab, D.; \*白俄罗斯: Sudakou, I.; 比利时: Govaerts, P.; 巴西: Salati de Almeida, I.P.; 保加利亚: Gantchev, T.; 加拿大: Hawley, P.; 中国: Wang, J.; 捷克共和国: Böhm, K.; \*埃及: Hassib, G.; 芬兰: Reiman, L. (主席); 法国: Saint Raymond, P.; 德国: Feige, G.; 匈牙利: Vöröss, L.; 印度: Kushwaha, H.S.; 爱尔兰: Hone, C.; 以色列: Hirshfeld, H.; 日本: Yamamoto, T.; 大韩民国: Lee, J.-I.; 立陶宛: Demcenko, M.; \*墨西哥: Delgado Guardado, J.L.; 荷兰: de Munk, P.; \*巴基斯坦: Hashimi, J.A.; \*秘鲁: Ramírez Quijada, R.; 俄罗斯联邦: Baklushin, R.P.; 南非: Bester, P.J.; 西班牙: Mellado, I.; 瑞典: Jende, E.; 瑞士: Aberli, W.; \*泰国: Tanipanichskul, P.; 土耳其: Alten, S.; 英国: Hall, A.; 美利坚合众国: Mayfield, M.E.; 欧洲委员会: Schwartz, J.-C.; 国际原子能机构: Bevington, L. (协调员); 国际标准化组织: Nigon, J.L.; 经合组织核能机构: Hrehor, M.

## 辐射安全标准委员会

阿根廷: Rojkind, R.H.A.; 澳大利亚: Melbourne, A.; \*白俄罗斯: Rydlevski, L.; 比利时: Smeesters, P.; 巴西: Amaral, E.; 加拿大: Bundy, K.; 中国: Yang, H.; 古巴: Betancourt Hernandez, A.; 捷克共和国: Drabova, D.; 丹麦: Ulbak, K.; \*埃及: Hanna, M.; 芬兰: Markkanen, M.; 法国: Piechowski, J.; 德国: Landfermann, H.; 匈牙利: Koblinger, L.; 印度: Sharma, D.N.; 爱尔兰: Colgan, T.; 以色列: Laichter, Y.; 意大利: Sgrilli, E.; 日本: Yamaguchi, J.; 大韩民国: Kim, C.W.; \*马达加斯加: Andriambololona, R.; \*墨西哥: Delgado Guardado, J.L.; \*荷兰: Zuur, C.; 挪威: Saxebol, G.; \*秘鲁: Medina Gironzini, E.; 波兰: Merta, A.; 俄罗斯联邦: Kutkov, V.; 斯洛伐克: Jurina, V.; 南非: Olivier, J.H.I.; 西班牙: Amor, I.; 瑞典: Hofvander, P.; Moberg, L.; 瑞士: Pfeiffer, H.J.; \*泰国: Pongpat, P.; 土耳其: Uslu, I.; 乌克兰: Likhtarev, I.A.; 英国: Robinson, I. (主席); 美利坚合众国: Paperiello, C.; 欧洲委员会: Janssens, A.; 国际原子能机构: Boal, T. (协调员); 国际放射防护委员会: Valentin, J.; 国际劳工局: Niu, S.; 国际标准化组织: Perrin, M.; 国际辐射防护协会: Webb, G.; 经合组织核能机构: Lazo, T.; 泛美卫生组织: Jimenez, P.; 联合国原子辐射效应科学委员会: Gentner, N.; 世界卫生组织: Carr, Z.

## 运输安全标准委员会

阿根廷: López Vietri, J.; 澳大利亚: Colgan, P.; \*白俄罗斯: Zaitsev, S.; 比利时: Cottens, E.; 巴西: Mezrahi, A.; 保加利亚: Bakalova, A.; 加拿大: Viglasky, T.; 中国: Pu, Y.; \*丹麦: Hannibal, L.; 埃及: El-Shinawy, R.M.K.; 法国: Aguilar, J.; 德国: Rein, H.; 匈牙利: Sáfár, J.; 印度: Nandakumar, A.N.; 爱尔兰: Duffy, J.; 以色列: Koch, J.; 意大利: Trivelloni, S.; 日本: Saito, T.; 大韩民国: Kwon, S.-G.; 荷兰: Van Halem, H.; 挪威: Hornkjøl, S.; \*秘鲁: Regalado Campaña, S.; 罗马尼亚: Vieru, G.; 俄罗斯联邦: Ershov, V.N.; 南非: Jutle, K.; 西班牙: Zamora Martin, F.; 瑞典: Pettersson, B.G.; 瑞士: Knecht, B.; \*泰国: Jerachanchai, S.; 土耳其: Köksal, M.E.; 英国: Young, C.N. (主席); 美利坚合众国: Brach, W.E.; McGuire, R.; 欧洲委员会: Rossi, L.; 国际空运协会: Abouchaar, J.; 国际原子能机构: Wangler, M.E. (协调员); 国际民用航空组织: Rooney, K.; 国际民航驾驶员协会联合会: Tisdall, A.; 国



该出版物已被第 SSG-52 号取代。

际海事组织: Rahim, I.; 国际标准化组织: Malesys, P.; 联合国欧洲经济委员会: Kervella, O.; 世界核运输协会: Lesage, M.

## 废物安全标准委员会

阿根廷: Siraky, G.; 澳大利亚: Williams, G.; \*白俄罗斯: Rozdialovskaya, L.; 比利时: Baekelandt, L. (主席); 巴西: Xavier, A.; \*保加利亚: Simeonov, G.; 加拿大: Ferch, R.; 中国: Fan, Z.; 古巴: Benitez, J.; \*丹麦: Øhlenschlaeger, M.; \*埃及: Al Adham, K.; Al Sorogi, M.; 芬兰: Ruokola, E.; 法国: Averous, J.; 德国: von Dobschütz, P.; 匈牙利: Czoch, I.; 印度: Raj, K.; 爱尔兰: Pollard, D.; 以色列: Avraham, D.; 意大利: Dionisi, M.; 日本: Irie, K.; 大韩民国: Song, W.; \*马达加斯加: Andriambololona, R.; 墨西哥: Aguirre Gómez, J.; Delgado Guardado, J.; 荷兰: Selling, H.; \*挪威: Sorlie, A.; 巴基斯坦: Hussain, M.; \*秘鲁: Gutierrez, M.; 俄罗斯联邦: Poluektov, P.P.; 斯洛伐克: Konecny, L.; 南非: Pather, T.; 西班牙: López de la Higuera, J.; Ruiz López, C.; 瑞典: Wingefors, S.; 瑞士: Zurkinden, A.; \*泰国: Wangcharoenroong, B.; 土耳其: Osmanlioglu, A.; 英国: Wilson, C.; 美利坚合众国: Greeves, J.; Wallo, A.; 欧洲委员会: Taylor, D.; 国际原子能机构: Hioki, K. (协调员); 国际放射防护委员会: Valentin, J.; 国际标准化组织: Hutson, G.; 经合组织核能机构: Riotte, H.

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

该出版物已被第 SSG-52 号取代。

## 通过国际标准实现安全

“国际原子能机构的标准已经成为促进有益利用核和辐射相关技术全球安全机制中的一项重要内容。

“国际原子能机构安全标准正在适用于核电生产以及医学、工业、农业、研究和教育，以确保对人类和环境的适当保护。”

国际原子能机构

总干事

穆罕默德·埃尔巴拉迪

---

国际原子能机构

维也纳

ISBN 92-0-502206-3

ISSN 1020-5853