

国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

核电厂反应堆堆芯的设计

特定安全导则

第 SSG-52 号



IAEA

国际原子能机构

国际原子能机构安全标准和相关出版物

国际原子能机构安全标准

根据《国际原子能机构规约》第三条的规定，国际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之危险的安全标准，并规定适用这些标准。

国际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。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。

有关国际原子能机构安全标准计划的资料可访问以下国际原子能机构因特网网站：

www.iaea.org/zh/shu-ju-ku/an-quan-biao-zhun

该网站提供已出版安全标准和安全标准草案的英文文本。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；国际原子能机构安全术语以及正在制订中的安全标准状况报告也在该网站提供使用。欲求进一步的信息，请与国际原子能机构联系（Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria）。

敬请国际原子能机构安全标准的所有用户将使用这些安全标准的经验（例如作为国家监管、安全评审和培训班课程的依据）通知国际原子能机构，以确保这些安全标准继续满足用户需求。资料可以通过国际原子能机构因特网网站提供或按上述地址邮寄或通过电子邮件发至 Official.Mail@iaea.org。

相关出版物

国际原子能机构规定适用这些标准，并按照《国际原子能机构规约》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成员国的居间人。

核活动的安全报告以《安全报告》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。

国际原子能机构其他安全相关出版物以《应急准备和响应》出版物、《放射学评定报告》、国际核安全组的《核安全组报告》、《技术报告》和《技术文件》的形式印发。国际原子能机构还印发放射性事故报告、培训手册和实用手册以及其他特别安全相关出版物。

安保相关出版物以国际原子能机构《核安保丛书》的形式印发。

国际原子能机构《核能丛书》由旨在鼓励和援助和平利用原子能的研究、发展和实际应用资料性出版物组成。它包括关于核电、核燃料循环、放射性废物管理和退役领域技术状况和进展以及经验、良好实践和实例的报告和导则。

核电厂反应堆堆芯的设计

国际原子能机构的成员国

| | | |
|------------|-----------|---------------|
| 阿富汗 | 格鲁吉亚 | 挪威 |
| 阿尔巴尼亚 | 德国 | 阿曼 |
| 阿尔及利亚 | 加纳 | 巴基斯坦 |
| 安哥拉 | 希腊 | 帕劳 |
| 安提瓜和巴布达 | 格林纳达 | 巴拿马 |
| 阿根廷 | 危地马拉 | 巴布亚新几内亚 |
| 亚美尼亚 | 几内亚 | 巴拉圭 |
| 澳大利亚 | 圭亚那 | 秘鲁 |
| 奥地利 | 海地 | 菲律宾 |
| 阿塞拜疆 | 教廷 | 波兰 |
| 巴哈马 | 洪都拉斯 | 葡萄牙 |
| 巴林 | 匈牙利 | 卡塔尔 |
| 孟加拉国 | 冰岛 | 摩尔多瓦共和国 |
| 巴巴多斯 | 印度 | 罗马尼亚 |
| 白俄罗斯 | 印度尼西亚 | 俄罗斯联邦 |
| 比利时 | 伊朗伊斯兰共和国 | 卢旺达 |
| 伯利兹 | 伊拉克 | 圣基茨和尼维斯 |
| 贝宁 | 爱尔兰 | 圣卢西亚 |
| 多民族玻利维亚国 | 以色列 | 圣文森特和格林纳丁斯 |
| 波斯尼亚和黑塞哥维那 | 意大利 | 萨摩亚 |
| 博茨瓦纳 | 牙买加 | 圣马力诺 |
| 巴西 | 日本 | 沙特阿拉伯 |
| 文莱达鲁萨兰国 | 约旦 | 塞内加尔 |
| 保加利亚 | 哈萨克斯坦 | 塞尔维亚 |
| 布基纳法索 | 肯尼亚 | 塞舌尔 |
| 佛得角 | 大韩民国 | 塞拉利昂 |
| 布隆迪 | 科威特 | 新加坡 |
| 柬埔寨 | 吉尔吉斯斯坦 | 斯洛伐克 |
| 喀麦隆 | 老挝人民民主共和国 | 斯洛文尼亚 |
| 加拿大 | 拉脱维亚 | 南非 |
| 中非共和国 | 黎巴嫩 | 西班牙 |
| 乍得 | 莱索托 | 斯里兰卡 |
| 智利 | 利比里亚 | 苏丹 |
| 中国 | 利比亚 | 瑞典 |
| 哥伦比亚 | 列支敦士登 | 瑞士 |
| 科摩罗 | 立陶宛 | 阿拉伯叙利亚共和国 |
| 刚果 | 卢森堡 | 塔吉克斯坦 |
| 哥斯达黎加 | 马达加斯加 | 泰国 |
| 科特迪瓦 | 马拉维 | 多哥 |
| 克罗地亚 | 马来西亚 | 汤加 |
| 古巴 | 马里 | 特立尼达和多巴哥 |
| 塞浦路斯 | 马耳他 | 突尼斯 |
| 捷克共和国 | 马绍尔群岛 | 土耳其 |
| 刚果民主共和国 | 毛里塔尼亚 | 土库曼斯坦 |
| 丹麦 | 毛里求斯 | 乌干达 |
| 吉布提 | 墨西哥 | 乌克兰 |
| 多米尼克 | 摩纳哥 | 阿拉伯联合酋长国 |
| 多米尼加共和国 | 蒙古 | 大不列颠及北爱尔兰联合王国 |
| 厄瓜多尔 | 黑山 | 坦桑尼亚联合共和国 |
| 埃及 | 摩洛哥 | 美利坚合众国 |
| 萨尔瓦多 | 莫桑比克 | 乌拉圭 |
| 厄立特里亚 | 缅甸 | 乌兹别克斯坦 |
| 爱沙尼亚 | 纳米比亚 | 瓦努阿图 |
| 科威特 | 尼泊尔 | 委内瑞拉玻利瓦尔共和国 |
| 埃塞俄比亚 | 荷兰 | 越南 |
| 斐济 | 新西兰 | 也门 |
| 芬兰 | 尼加拉瓜 | 赞比亚 |
| 法国 | 尼日尔 | 津巴布韦 |
| 加蓬 | 尼日利亚 | |
| 冈比亚 | 北马其顿 | |

国际原子能机构的《规约》于1956年10月23日经在纽约联合国总部举行的原子能机构《规约》会议核准，并于1957年7月29日生效。原子能机构总部设在维也纳，其主要目标是“加速和扩大原子能对全世界和平、健康及繁荣的贡献”。

国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-52 号

核电厂反应堆堆芯的设计

特定安全导则

国际原子能机构
2024 年·维也纳

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《世界版权公约》之条款的保护。自那时以来，世界知识产权组织（日内瓦）已将版权的范围扩大到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国际原子能机构印刷形式或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。垂询应按以下地址发至国际原子能机构出版处：

Marketing and Sales Unit,
Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Vienna, Austria
传真：+43 1 2600 22529
电话：+43 1 2600 22417
电子信箱：sales.publications@iaea.org
<https://www.iaea.org/zh/chu-ban-wu>

© 国际原子能机构，2024 年
国际原子能机构印刷
2024 年 2 月·奥地利

核电厂反应堆堆芯的设计

国际原子能机构，奥地利，2024 年 2 月
STI/PUB/1859
ISBN 978-92-0-506723-0（简装书：碱性纸）
978-92-0-506523-6（pdf 格式）
EPUB 978-92-0-506623-3
ISSN 1020-5853

前 言

国际原子能机构（原子能机构）《规约》授权原子能机构“制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危險的安全标准”。这些标准是原子能机构在其本身的工作中必须使用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的标准。原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商进行这一工作。定期得到审查的一整套高质量标准是稳定和可持续的全球安全制度的一个关键要素，而原子能机构在这些标准的适用方面提供的援助亦是如此。

原子能机构于1958年开始实施安全标准计划。对质量、目的适宜性和持续改进的强调导致原子能机构标准在世界范围内得到了广泛使用。《安全标准丛书》现包括统一的《基本安全原则》。《基本安全原则》代表着国际上对于高水平防护和安全必须由哪些要素构成所形成的共识。在安全标准委员会的大力支持下，原子能机构正在努力促进全球对其标准的认可和使用。

标准只有在实践中加以适当应用才能有效。原子能机构的安全服务涵盖设计安全、选址安全、工程安全、运行安全、辐射安全、放射性物质的安全运输和放射性废物的安全管理以及政府组织、监管事项和组织中的安全文化。这些安全服务有助于成员国适用这些标准，并有助于共享宝贵经验和真知灼见。

监管安全是一项国家责任。目前，许多国家已经决定采用原子能机构的标准，以便在其国家规章中使用。对各种国际安全公约缔约国而言，原子能机构的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。世界各地的监管机构和营运者也适用这些标准，以加强核电生产领域的安全以及医学、工业、农业和研究领域核应用的安全。

安全本身不是目的，而是当前和今后实现保护所有国家的人民和环境的目标的一个先决条件。必须评定和控制与电离辐射相关的危險，同时杜绝不当限制核能对公平和可持续发展的贡献。世界各国政府、监管机构和营运者都必须确保有益、安全和合乎道德地利用核材料和辐射源。原子能机构的安全标准即旨在促进实现这一要求，因此，我鼓励所有成员国都采用这些标准。

国际原子能机构安全标准

背景

放射性是一种自然现象，因而天然辐射源的存在是环境的特征。辐射和放射性物质具有许多有益的用途，从发电到医学、工业和农业应用不一而足。必须就这些应用可能对工作人员、公众和环境造成的辐射危险进行评定，并在必要时加以控制。

因此，辐射的医学应用、核装置的运行、放射性物质的生产、运输和使用以及放射性废物的管理等活动都必须服从安全标准的约束。

对安全实施监管是国家的一项责任。然而，辐射危险有可能超越国界，因此，国际合作的目的就是通过交流经验和提高控制危险、预防事故、应对紧急情况和减缓任何有害后果的能力来促进和加强全球安全。

各国负有勤勉管理义务和谨慎行事责任，而且理应履行其各自的国家和国际承诺与义务。

国际安全标准为各国履行一般国际法原则规定的义务例如与环境保护有关的义务提供支持。国际安全标准还促进和确保对安全建立信心，并为国际商业与贸易提供便利。

全球核安全制度已经建立，并且正在不断地加以改进。对实施有约束力的国际文书和国家安全基础结构提供支撑的原子能机构安全标准是这一全球性制度的一座基石。原子能机构安全标准是缔约国根据这些国际公约评价各缔约国履约情况的一个有用工具。

原子能机构安全标准

原子能机构安全标准的地位源于原子能机构《规约》，其中授权原子能机构与联合国主管机关及有关专门机构协商并在适当领域与之合作，以制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产之危险的安全标准，并对其适用作出规定。

为了确保保护人类和环境免受电离辐射的有害影响，原子能机构安全标准制定了基本安全原则、安全要求和安全措施，以控制对人类的辐射照射和放射性物质向环境的释放，限制可能导致核反应堆堆芯、核链式反应、辐射源或任何其他辐射源失控的事件发生的可能性，并在发生这类事件时减轻其后果。这些标准适用于引起辐射危险的设施和活动，其中包括核装置、辐射和辐射源利用、放射性物质运输和放射性废物管理。

安全措施和安保措施¹具有保护生命和健康以及保护环境的目的。安全措施和安保措施的制订和执行必须统筹兼顾，以便安保措施不损害安全，以及安全措施不损害安保。

原子能机构安全标准反映了有关保护人类和环境免受电离辐射有害影响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，该丛书分以下三类（见图1）。



图1. 国际原子能机构《安全标准丛书》的长期结构。

¹ 另见以原子能机构《核安保丛书》印发的出版物。

安全基本法则

“安全基本法则”阐述防护和安全的基本安全目标和原则，以及为安全要求提供依据。

安全要求

一套统筹兼顾和协调一致的“安全要求”确定为确保现在和将来保护人类与环境所必须满足的各项要求。这些要求遵循“安全基本法则”提出的目标和原则。如果不能满足这些要求，则必须采取措施以达到或恢复所要求的安全水平。这些要求的格式和类型便于其用于以协调一致的方式制定国家监管框架。这些要求包括带编号的“总体”要求用“必须”来表述。许多要求并不针对某一特定方，暗示的是相关各方负责履行这些要求。

安全导则

“安全导则”就如何遵守安全要求提出建议和指导性意见，并表明需要采取建议的措施（或等效的可替代措施）的国际共识。“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。“安全导则”中的建议用“应当”来表述。

原子能机构安全标准的适用

原子能机构成员国中安全标准的使用者是监管机构和其他相关国家当局。共同发起组织及设计、建造和运行核设施的许多组织以及涉及利用辐射源和放射源的组织也使用原子能机构安全标准。

原子能机构安全标准在相关情况下适用于为和平目的利用的一切现有和新的设施和活动的整个寿期，并适用于为减轻现有辐射危险而采取的防护行动。各国可以将这些安全标准作为制订有关设施和活动的国家法规的参考。

原子能机构《规约》规定这些安全标准在原子能机构实施本身的工作方面对其有约束力，并且在实施由原子能机构援助的工作方面对国家也具有约束力。

原子能机构安全标准还是原子能机构安全评审服务的依据，原子能机构利用这些标准支持开展能力建设，包括编写教程和开设培训班。

国际公约中载有与原子能机构安全标准中所载相类似的要求，从而使其对缔约国有约束力。由国际公约、行业标准和详细的国家要求作为补充的原子能机构安全标准为保护人类和环境奠定了一致的基础。还会出现一些需要在国家一级加以评定的特殊安全问题。例如，有许多原子能机构安全标准特别是那些涉及规划或设计中的安全问题的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在一些按照早期标准建造的现有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。

原子能机构安全标准所依据的科学考虑因素为有关安全的决策提供了客观依据，但决策者还须做出明智的判断，并确定如何才能最好地权衡一项行动或活动所带来的好处与其所产生的相关辐射危险和任何其他不利影响。

原子能机构安全标准的制定过程

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应急准备和响应（应急准备和响应标准委员会）（从2016年起）、核安全（核安全标准委员会）、辐射安全（辐射安全标准委员会）、放射性废物安全（废物安全标准委员会）和放射性物质安全运输（运输安全标准委员会）的五个安全标准分委员会以及一个负责监督原子能机构安全标准计划的安全标准委员会（安全标准委员会）（见图2）。

原子能机构所有成员国均可指定专家参加四个安全标准分委员会的工作，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。

已经为原子能机构安全标准的规划、制订、审查、修订和最终确立过程确定了一套管理系统。该系统阐明了原子能机构的任务；今后适用安全标准、政策和战略的思路以及相应的职责。

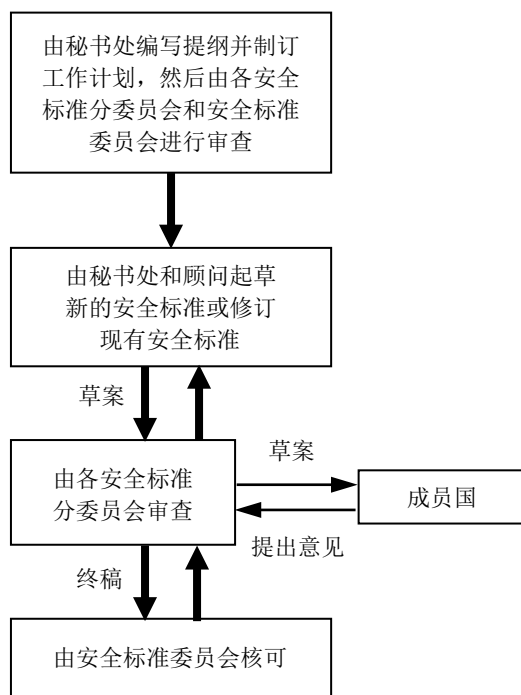


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

与其他国际组织的合作关系

在制定原子能机构安全标准的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、联合国环境规划署、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。

文本的解释

安全相关术语应按照《国际原子能机构安全术语》（见 <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>）中的定义进行解释。否则，则采用具有最新版《简明牛津词典》所赋予之拼写和含义的词语。就“安全导则”而言，英文文本系权威性文本。

原子能机构《安全标准丛书》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一章“导言”中加以说明。

在正文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；为支持正文中的陈述而列入的资料；或叙述计算方法、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，该附录被视为安全标准的一个不可分割的组成部分。附录中所列资料具有与正文相同的地位，而且原子能机构承认其作者身份。正文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资料或解释。附件和脚注不是正文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；列于其他作者名下的资料可以安全标准附件的形式列出。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。

目 录

| | |
|---|-----------|
| 1. 导言 | 1 |
| 背景 (1.1)..... | 1 |
| 目的 (1.2)..... | 1 |
| 范围 (1.3-1.8)..... | 1 |
| 结构 (1.9, 1.10)..... | 2 |
| 2. 设计中的总体安全考虑 | 3 |
| 管理系统 (2.1)..... | 3 |
| 设计目标 (2.2-2.8)..... | 3 |
| 反应堆结构、系统和部件的设计基准 (2.9-2.20)..... | 5 |
| 安全运行设计 (2.21-2.23)..... | 7 |
| 堆芯安全分析 (2.24-2.27)..... | 7 |
| 3. 堆芯设计中的特定安全考虑 | 8 |
| 概述 (3.1-3.15)..... | 8 |
| 核设计 (3.16-3.25)..... | 11 |
| 热工水力设计 (3.26-3.33)..... | 14 |
| 燃料棒和燃料组件的热工机械设计 (3.34-3.76)..... | 16 |
| 堆芯结构和部件的机械设计 (3.77-3.88)..... | 24 |
| 反应堆堆芯控制、停堆和监控系统 (3.89-3.138)..... | 26 |
| 堆芯管理 (3.139-3.166)..... | 35 |
| 4. 鉴定和试验 | 41 |
| 概述 (4.1)..... | 41 |
| 设计鉴定 (4.2-4.5)..... | 42 |
| 视察 (4.6)..... | 42 |
| 原型组件和先导组件试验 (4.7-4.10)..... | 43 |
| 参考文献 | 45 |
| 附件 I 补充技术信息 | 47 |
| 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 | 60 |
| 参与起草和审订人员 | 63 |

1. 引言

背景

1.1. 本“安全导则”给反应堆堆芯设计提出指导，以满足原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂安全：设计》[1]规定的要求。本出版物是原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.12 号¹的修订本，现予取代。

目的

1.2. 本“安全导则”的目的是就满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]为核电厂反应堆堆芯设计规定的安全要求提供指导。

范围

1.3. 本“安全导则”主要适用于用于发电或其他供热应用（诸如集中供热或海水淡化）、采用水冷反应堆、陆上固定式核电厂的设计。除非另有说明，所有内容均适用于轻水堆（即压水堆和沸水堆），总体适用于加压重水堆。本“安全导则”还可在经过判断的情况下适用于其他类型的反应堆（例如气冷反应堆、浮动反应堆、小型和模块式反应堆、创新反应堆），以有助于解释在开发反应堆堆芯设计时必须考虑的要求。

1.4. 反应堆堆芯是核反应堆发生核裂变的核心部分。反应堆堆芯由四个基本系统和部件构成，即燃料（包括燃料棒和燃料组件结构）、冷却剂、慢化剂和控制棒。还有一些附加结构（如轻水堆内的反应堆压力容器堆内构件、堆芯支撑板，上部和下部堆内构件）。本“安全导则”包括对核电厂反应堆堆芯安全设计重要的中子物理、热工水力、热力学、结构力学、反应堆堆控制、停堆和监控，以及燃料管理方面的考虑。具体而言，涵盖了以下结构、系统和部件：

¹ 国际原子能机构《核电厂反应堆堆芯的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.12 号，国际原子能机构，维也纳（2005 年）。

- (a) 燃料棒，包括包壳管内的燃料芯块（含或不含可燃毒物吸收体），其产生的热量并将热量传递给冷却剂；
- (b) 燃料组件，包括燃料棒束及将燃料棒和燃料组件维持在预定几何构型中的结构和部件（如导向管、格架、上下管座、燃料盒）；
- (c) 反应堆堆芯控制、停堆和监控系统，包括用于反应性控制和停堆的部件和设备，包括中子吸收体（固态或液态）、相关结构和驱动机构；
- (d) 在反应堆容器内为堆芯提供底座的支撑结构（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设备的导向管（对加压重水堆）；
- (e) 冷却剂；
- (f) 慢化剂；
- (g) 其他堆芯部件如汽水分离器（对于沸水堆）和中子源。本“安全导则”仅在有限程度内涉及这些部件。

1.5. 本“安全导则”主要针对带有锆合金包壳、使用天然和浓缩二氧化铀的燃料和铀钚混合燃料（MOX 燃料）。除非另有说明，本导则均适用于这些燃料类型。

1.6. 对于革新型的燃料材料，如铀-氮或含其他惰性元素的燃料，或采用非锆合金的其他包壳材料，可参考本“安全导则”，但应经过判断。

1.7. 反应堆堆芯设计与其他反应堆系统及其相关系统是相互关联的，本“安全导则”对于这些系统的指导主要限于功能方面。这些相互关联的其他方面的说明适当时可以参考相关安全导则。

1.8. 本“安全导则”中使用的术语已在原子能机构《安全术语》[2]定义。附件 I 提供了其他未定义技术术语的解释。

结构

1.9. 第 2 部分根据安全管理要求，主要技术要求和 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 第 3、4 和 5 部分规定的一般设计要求，说明安全堆芯设计的一般考虑因素；第 3 部分描述了基于 SSR-2/1 (Rev.1) [1] 特定设计要求（即要求 43—46），对燃料棒、燃料组件、堆芯结构和堆芯部件以及堆芯控制系统和反应堆停堆

系统进行安全设计需特定考虑因素；第 4 部分提供了关于反应堆堆芯结构、系统和部件的鉴定和试验的建议。

1.10. 附件 I 提供了用于澄清本“安全导则”中使用术语的补充技术信息，补充背景信息和支撑特定设计指导的示例。附件 II 说明了在燃料棒、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需要处理的重要物项。

2. 设计中的总体安全考虑

管理系统

2.1. 反应堆堆芯设计应考虑到原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号《设施和活动管理系统的应用》[3]和第 GS-G-3.5 号《核装置管理系统》[4]建议，以满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 1-3，以及原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[5]要求。

设计目标

基本安全功能

2.2. 在堆芯设计中必须保证在运行状态和大部分事故工况下实现 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 4 中所述的三项基本安全功能。堆芯设计应保证的基本安全功能如下所述：

- (a) 控制反应性；
- (b) 排出堆芯热量；
- (c) 限制放射性物质的排放。

基于纵深防御概念的设计

2.3. 基于纵深防御的概念，合理的反应堆堆芯设计（即适用、可靠和稳健设计）才能保障反应堆基本安全功能和安全特性的实现。

2.4. 被认为是堆芯设计或影响堆芯设计的一部分的实体屏障，包括燃料基体、燃料包壳和冷却剂系统的边界。对于正常运行和预计运行事件，燃料棒的设计必须确保其结构完整性和密封屏障的完整性，以防止放射性物质排放到冷却剂中（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 43）。

2.5. 对于设计基准事故，燃料包壳破损应该最小化。反应堆堆芯部件及其相关结构的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停堆并且保持可冷却的状态（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 44）。

经过证实的工程实践

2.6. 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证实，或与适用规范和标准中规定的设计核实/验证过程相一致（根据 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 4.14 段和第 4.16 段）。

设计过程中的安全评定

2.7. SSR-2/1（Rev.1）[1]第 4.17 段指出（脚注省略）：

“安全评定应在设计过程的早期开始，在设计活动和确认性分析活动之间反复迭代，安全评定的范围和详细程度应随着设计计划的进展不断的扩大和提高。”

原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2（Rev.1）号《核电厂确定性安全分析》[6]描述了关于安全评定方法的建议。

便于放射性废物管理的特性

2.8. 燃料棒和燃料组件的设计应当考虑便于放射性废物管理的特性（如适用，包括燃料再回收）。从堆芯卸出燃料组件的形态将影响乏燃料贮存和处置系统的设计。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-63 号《核电厂燃料装卸与贮存系统的设计》[7]和第 SSG-15（Rev.1）号《乏燃料的贮存》[8]提供了关于考虑使用过的燃料状况对乏燃料处理和贮存系统设计影响的建议。

反应堆结构、系统和部件的设计基准

2.9. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 14, 反应堆堆芯设计基准应针对所有核电厂状态 (见第 2.10 段), 详细说明其必需的能力、可靠性和功能以满足特定的验收标准。

核电厂状态分类和假想始发事件

2.10. 如 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 13 规定, 应对核电厂状态进行识别和分类。堆芯设计考虑的典型核电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。在本“安全导则”中, 这四种状态统称为“所有核电厂状态”。堆芯熔化事故超出了反应堆堆芯设计的范畴。

2.11. 设计过程包括对所有核电厂状态下与堆芯相关的所有假想始发事件进行分析。SSG-2 (Rev.1) [6]提供了关于识别所有核电厂状态的假想始发事件和相关安全分析的建议。

外部危害

2.12. 在堆芯设计中应考虑到地震的后果。堆芯结构、系统和部件的抗震分级应根据原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.6 号《核电厂的抗震设计和验证》[9]确定。

设计限值

2.13. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 15, 针对所有核电厂状态, 应当为堆芯的所有结构、系统和部件规定一套相应的物理参数的设计限值。用适当的手段满足限值才能确保满足第 2.4 段和第 2.5 段指出的纵深防御要求, 并且还有适当的裕度。第 3.33 段和第 3.65—3.76 段提供了典型的相关参数定性或定量限值的示例。

堆芯相关的安全分级

2.14. 堆芯的结构、系统和部件必须根据其功能和安全重要性进行分级（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]要求 22）。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-30 号《核电厂结构、系统和部件的安全分级》[10]对安全分级过程作了说明。

2.15. 燃料棒和燃料组件应划分为安全 1 级，即最高安全等级，因为它们对实现第 2.2 段指出的三项基本安全功能至关重要。

2.16. 控制棒故障会对燃料棒（安全 1 级）的结构完整性带来影响，并引起堆芯反应性控制的潜在风险；从这个角度来说，控制棒应该划分为安全 1 级。

2.17. 对于按照 SSG-30[10]描述方法确定的安全分级物项，应规定并执行相应的工程设计规定。

工程设计规定

2.18. 堆芯结构、系统和部件的工程设计规定是用来保障设计的适当性，包括以下内容：

- (a) 使用适用的法规和标准，以及经过证实的工程实践；
- (b) 保守的安全评定；
- (c) 详细可靠的设计分析；
- (d) 鉴定和试验；
- (e) 运行限值和条件。

可靠性设计

2.19. 根据 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 5.37 段，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重要性必须设计成高度可靠的。本“安全导则”第 3.39 段和第 3.112 段分别描述了在设计中达到高可靠性的相关措施。

运行限值和条件

2.20. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 28, 必须确定一套运行限值和条件, 使堆芯安全运行, 并与设计假设和目标相符。原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.2 号《核电厂运行限值和条件及运行规程》[11]提供了相关运行限值和条件的建议。

安全运行设计

2.21. 设计应保证堆芯结构、系统和部件便于进行所需的试验、视察、维护、更换、标定或维护。

2.22. 当核电厂运行寿期内发生重大的配置变化时, 应对其堆芯设计进行评审和修改, 例如:

- (a) 核电厂设计、设备或运行的重大改造, 例如:
 - (i) 更换蒸汽发生器 (不适用于沸水堆);
 - (ii) 提升额定功率;
 - (iii) 运行图的重大变化。
- (b) 引入新型燃料组件或燃料的重大变化 (例如采用 MOX 燃料或含钷的燃料, 对燃料棒或燃料组件进行几何构型或热工水力性能的改进设计);
- (c) 超过设计限值的卸料燃耗增加;
- (d) 燃料管理计划变更, 如增加循环长度。

2.23. 燃料棒和燃料组件的设计必须能防止在运行状态下由于特定运行工况 (例如启动速率、冷却剂水化学条件退化或出现异物) 引发潜在的燃料故障。

堆芯安全分析

2.24. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 42, 应采用确定性方法以及考虑可能的不确定性来评价和评定在所有核电厂状态下是否安全。

2.25. 在对堆芯进行安全分析时, 应考虑以下主要因素:

- (a) 初始运行工况（例如整体和局部热工水力工况、功率水平、功率分布和燃料循环的时间）；
- (b) 反应性反馈；
- (c) 慢化剂和冷却剂中可溶性吸收剂浓度的变化速率；
- (d) 由反应性控制设备调节或加工参数变化引起的正（或负）反应性引入的位置或速率；
- (e) 应急停堆时的负反应性引入速率；
- (f) 堆芯的平均热功率相关的个别通道对瞬态的响应（对于沸水堆）；
- (g) 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（例如从应急堆芯冷却注入模式切换到再循环模式）；
- (h) 堆芯长期分析中氙和其他中子吸收剂的衰变；
- (i) 堆芯放射性库存量。

在上述因素中应包括适当的措施或裕度，以保证安全分析对于特定的堆芯装卸模式或燃料设计仍然有效。关于安全分析方法的建议见 SSG-2 (Rev.1) [6]。

2.26. 应对堆芯进行安全分析，以核实在所有核电厂状态下均未超过燃料设计限值。对于事故工况，燃料行为对堆芯冷却的影响应涵盖在安全分析中（例如包壳肿胀和破裂、金属和水的放热反应以及燃料棒和燃料组件的变形）。此外，还应评价氢气的数量（由锆基合金包壳与水在高温下发生反应产生）对反应堆冷却剂系统边界的影响。

2.27. 应形成一套关于堆芯的结构、系统和部件的完整、有效、实时更新的文件系统，以确保安全分析中针对的是实际核电厂和堆芯装卸。

3. 堆芯设计中的特定安全考虑

概述

3.1. 本部分阐述堆芯结构、系统和部件进一步的设计考虑，以满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 43—46。它还列出了与堆芯燃料管理的接口，特别是燃

料棒和燃料组件的性能对堆芯设计有很大影响。原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.5 号《核电厂堆芯管理和燃料装卸》[12]提供了特定建议。

3.2. 堆芯设计与反应堆冷却系统以及反应堆控制和保护系统的设计一道，应能够保证在所有核电厂状态（即正常运行、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）下，实现所有的基本安全功能（见第 2.2 段）。

3.3. 堆芯设计及相关的反应堆控制和保护系统的设计应具有足够的裕度，以确保在所有核电厂状态下不超过燃料设计限值。燃料设计限值见第 3.65—3.76 段。

燃料类型

3.4. 燃料棒含有容易和热中子发生反应的易裂变材料（如铀-235、钚-239）。在选择燃料芯块材料时，应优化以下性能（附件 I 提供了芯块材料的实例）：

- (a) 与热中子的反应性；
- (b) 杂质的热中子吸收截面小；
- (c) 热工性能（例如，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）；
- (d) 尺寸稳定性；
- (e) 裂变气体包容；
- (f) 抗芯块-包壳相互作用。

3.5. 选择包壳材料时应考虑到以下性能（附件 I 提供了包壳材料的示例）：

- (a) 低的热中子吸收截面；
- (b) 强抗辐照性能；
- (c) 高热导率、高熔点；
- (d) 高的抗腐蚀能力和低的吸氢性能；
- (e) 高温工况下低氧化/氢化性能；
- (f) 在较高的综合温度条件下，具有足够的抗氧化膜剥落的性能；

- (g) 足够的力学性能（如正常运行时具有高强度、高延展性、低的蠕变速率、瞬态时具有高的松弛速率）；
- (h) 低的应力腐蚀开裂效应；
- (i) 在正常运行和燃料贮存状态下，具有足够的抗氢化开裂和抗氢化相关的其他开裂的性能。

冷却剂

3.6. 在轻水堆中，冷却剂也起着慢化剂的作用。冷却剂的选择应考虑到冷却剂与燃料和堆芯部件在所有化学条件下的相互作用（补充资料见附件 I）。对于加压重水堆，冷却剂和慢化剂是分开的，针对这种设计，通常不向冷却剂中添加化学品来控制反应性。

3.7. 冷却剂在高温和辐照工况下应具有物理和化学稳定性，以实现其主要功能，即从堆芯中持续排出热量。

3.8. 堆芯设计应能防止或控制流动的不稳定性以及由此引起的堆芯反应性或功率的波动。

3.9. 燃料和堆芯设计应包括下面的安全因素，这些因素与冷却剂系统相关：

- (a) 在整个核电厂的运行寿期内，确保冷却剂系统在反应堆首次启动、换料和大修之前没有异物；
- (b) 通过净化系统、腐蚀产物最小化或视情况卸出有缺陷的燃料组件的方法，将冷却剂中的放射性活度保持在可合理达尽量低水平；
- (c) 在所有核电厂状态下，监控和控制冷却剂和冷却剂添加剂对反应性的影响；
- (d) 确定和控制堆芯中冷却剂的物理和化学性能；
- (e) 确保冷却剂的化学成分与一回路材料的相容性（例如，避免在燃料棒表面形成水垢，并使腐蚀和生成的放射性产物最小化）。

3.10. 设计中应考虑到冷却剂密度变化（包括流体相变）对堆芯局部的和整体的反应性和功率的影响。

慢化剂

3.11. 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，密度或空泡份额的变化而引起的反应性反馈，以满足工程和安全要求，同时还应优化中子经济性，从而优化燃料消耗。常见的热中子反应堆使用轻水或重水作为慢化介质。

3.12. 根据反应堆的设计，慢化剂可含有可溶性中子吸收体，例如压水堆中的硼，从而在运行状态下保持足够的停堆裕度，并在整个燃料循环中通过受控稀释来补偿堆芯反应性的降低。

3.13. 对于加压重水堆，堆芯设计应确保反应堆停堆系统中子吸收剂稀释事故期间的有效性。应提供手段防止此类吸收材料的意外排出（例如由于化学瞬变），并确保其排出是受控的和缓慢的。

3.14. 对于加压重水堆，慢化剂在事故工况下，应能在不损坏堆芯几何构型的情况下提供排出衰变热的能力。

3.15. 对于加压重水堆，应提供措施防止由于慢化剂辐照分解产生的氢气发生爆燃或爆炸。

核设计

设计考虑

3.16. 反应堆堆芯设计应确保堆芯的反馈特性能迅速补偿反应性的增加。在所有核电厂状态下，反应堆功率应当受到堆芯固有的中子特征（补充资料见附件 I）、热工水力特性，以及控制和停堆系统的综合控制。

3.17. 堆芯设计应确保在正常运行和预计运行事件工况下能够可靠而有效地监控和抑制可能导致超出燃料设计限值的功率变化。

核设计限值

核关键安全参数

3.18. 应通过核实是否满足燃料设计限值（在第 3.65—3.76 段描述）的安全分析来确定影响堆芯核设计和燃料管理策略的核关键安全参数。还应为核关键安全参数留有适当的裕度，使其在所有实际的堆芯换料设计和燃料循环中都是有效的。典型的核关键安全参数包括以下内容：

- (a) 燃料和慢化剂的温度反应性系数；
- (b) 硼的反应性系数和浓度（压水堆）；
- (c) 停堆裕度；
- (d) 最大反应性引入速率；
- (e) 控制棒和控制棒组价值；
- (f) 径向和轴向功率峰值因子，包括氙振荡因子；
- (g) 最大线功率密度；
- (h) 空泡反应性系数。

3.19. 对堆芯设计的任何重大修改（见第 2.22 段）所产生的安全影响都应通过核关键安全参数来评定，以确保不超过燃料设计限值。否则，就应界定和论证新的核关键安全参数。

堆芯反应性特征

3.20. 基于堆芯几何构型和燃料构成进行核设计评价，其目的是为核电厂正常功率运行、停堆和事故工况提供稳态下的堆芯中子通量分布，功率分布，堆芯中子特征和有效的反应性控制手段。

3.21. 应针对选定的堆芯运行工况（例如零功率、满功率、寿期初、寿期末以及与毒物消耗相关的关键节点）和相应的燃料管理策略，评价反应性系数等核关键安全参数。应分析堆芯装卸和燃料燃耗对这些参数的影响。在对所有核电厂状态进行安全分析时，应在用来评价反应性反馈的反应性系数或相关的模式方法中考虑适当的裕度。

最大反应性价值和反应性引入速率

3.22. 应限制反应性控制设备（如控制棒和/或化学和容积控制系统）的最大反应性值，或应提供闭锁系统，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：

- (a) 弹棒：
- (b) 落棒：
- (c) 硼稀释：
- (d) 不可控的控制棒抽出。

应通过安全分析确定这些反应性限值，以确保不超过第 3.65—3.76 段指出的燃料设计限值。这些分析应针对堆芯中的所有燃料类型（例如二氧化铀或 MOX 燃料）来进行，或采用具有适当裕度的典型堆芯，并针对所有允许的运行工况和燃料燃耗。

整体功率和局部功率控制

3.23. 设计应确保能够使用反应性控制手段（补充资料见附件 I）对堆芯功率进行整体和局部控制，使堆芯每根燃料棒的最高线功率密度不超过设计限值。在控制系统的设计中应考虑功率分布的变化（例如由氙振荡引起的）或其他局部效应（例如混合堆芯，压水堆中水垢引起的功率偏移或异常的轴向偏移、燃料组件弯曲或变形）。对中子通量探测器之间的测量偏差（例如由可操作性、分布位置、吸收效应或设备老化引起）应考虑适当措施。

停堆裕度

3.24. 在所有核电厂状态下，控制棒的插入应提供足够的停堆裕度（补充资料见附件 I）。在技术规范书以及控制棒插入限值（是功率水平的函数）的监控中应确保在所有时间有足够的停堆裕度以确保故障安全。

3.25. 应评价可燃毒物的消耗对堆芯反应性的影响，以确保在整个燃料循环期间内出现的各种堆芯状况下都有足够的停堆裕度。（压水堆中可燃毒物的内容见附件 I。）

热工水力设计

设计考虑

3.26. 反应堆堆芯的热工水力设计应考虑足够的裕度和手段，以确保：

- (a) 在运行状态下（如正常运行和预计运行事件下）不超过热工水力设计限值；
- (b) 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，燃料的破损率保持在可接受水平之内；
- (c) 堆芯流量的最小值和最大值与热工水力设计限值和机械设计限值是匹配的。

热工水力设计限值

3.27. 对于可预测参数，热工水力设计限值应留出足够的裕度，如最大线功率密度，最小临界功率比（沸水堆），最小偏离泡核沸腾比（压水堆）或干涸功率比（加压重水堆），燃料峰值温度或焓，以及包壳峰值温度。热工裕度评定中用到的中间参数（例如核功率、冷却剂流量、堆芯旁通流量、入口温度和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在设计分析中加以考虑。

3.28. 热工水力设计应包括燃料组件的设计特性分析，包括燃料棒间距，燃料棒功率，子通道的尺寸和形状，格架和搅混格架（用于轻水堆）以及导流板（用于轻水堆）或湍流器。此外，对于加压重水堆的燃料盒，在设计分析中应考虑到燃料棒束排列，附加物、燃料棒与压力管之间的间隙，压力管随反应堆老化的预计变形以及相邻板之间的连接等效应。

3.29. 对于轻水堆，热工水力设计还应考虑堆芯进出口冷却剂温度和流量分布。在堆芯监控和保护系统中也应考虑到这些影响。

3.30. 设计应确保临界功率与运行功率的最小比值（即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）计算中采用的临界热流密度关系式是由稳态工况下具有代表性的试验数据开发得到的。因此，对于关系式未能考虑的其他因素，在最小值上应附加足够的裕度或措施，这些因素包括：

- (a) 对预计运行事件的热工水力响应；
- (b) 堆芯装卸的影响；
- (c) 由于堆芯中可能存在水垢的影响。

此外，在安全分析中应充分考虑不确定因素，如核电厂运行不确定性和程序不确定性。

3.31. 在安全分析中应采用临界热流密度限值来避免潜在的包壳破损。在某些反应堆设计中，如果可以使用适当的分析方法表明包壳温度不会超过燃料故障限值，则瞬态过程中出现临界热流工况是可以容许的。

3.32. 应在预计运行工况范围内对具有代表性的燃料组件进行试验，包括不同的轴向功率分布，以确定最小比值的限值。预测临界热流密度的关系式应随着试验数据的增加、燃料组件设计的改变和计算方法的改进（如冷却剂搅混和轴向功率分布效应）而不断改进。热工水力设计用到的关系式的任何改变所带来的影响都应进行评价。对于快速的瞬态（例如，弹棒事故），要重新评定关系式的有效性，因为稳态工况可能没有足够的代表性。

3.33. 应采取，如下所示的办法，来证明第 3.27—3.32 段中的要求得到满足：

- (a) 对于压水堆，应确定偏离泡核沸腾比的限（最小）值，使堆芯中的热棒在正常运行和预计运行事件中，在 95%置信水平下的 95%概率的不经任何形式的传热退化；
- (b) 对于沸水堆和不符合第 3.33(a)段要求的一些压水堆，应确定临界功率比、临界热流密度比或偏离泡核沸腾比的限（最小）值，使发生传热退化的燃料棒数量不超过堆芯中燃料棒总数的很小一部分（例如至多 0.1%）；
- (c) 对于加压重水堆，如果燃料包壳最高温度保持在某一限值以下（如 600℃），且干涸运行持续时间有限（如小于 60 秒），则认为燃料变形较小，燃料芯块不会和压力管接触，不会造成压力管故障。

燃料棒和燃料组件的热工机械设计

设计考虑

3.34. 设计应确保燃料组件（几何构型）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），设计应确保在合理可行的情况下没有燃料棒破损或只允许有限数量的燃料棒发生破损。破损燃料棒的允许数量取决于事故的频率和类型。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，应确保堆芯具有可冷却的几何构型。在事故工况下，应评定放射性核素活度水平，以确认没有超过工作人员的剂量限值。

3.35. 对于导致包壳鼓胀和破裂的事故工况，应防止燃料碎片在冷却剂中的扩散。

3.36. 燃料棒（包含或不包含可燃毒物）和燃料组件的设计应考虑到辐照工况和环境条件（例如温度、压力、水化学、辐照对燃料、包壳和燃料组件的影响，包括流致振动引起的静负载和动负载，结构材料化学特性的变化等）。

3.37. 燃料棒和燃料组件的设计应能承受运输、贮存、安装和换料操作期间的负载。

3.38. 附件 II 描述了在设计燃料棒和燃料组件时涉及典型的辐照和环境条件的重要物项，同时还包括反应性控制组件、中子源组件和阻力塞组件。

3.39. 设计应确保燃料棒和燃料组件在其整个寿期内的可靠性，包括制造、运输、装卸、堆内运行、贮存和后处置。应考虑燃料可靠性关键因素包括：

- (a) 燃料制造的缺陷；
- (b) 减少碎片（异物除外）；
- (c) 控制堆内功率变化以限制过大的芯块-包壳相互作用；
- (d) 水垢和腐蚀的控制；
- (e) 防止格架—燃料棒磨蚀（对于轻水堆）；
- (f) 燃料监视和视察经验。

燃料棒的热工和燃耗效应

3.40. 在运行状态下,设计应确保在考虑了适当的措施和不确定性后,燃料峰值温度低于燃料熔化温度并且具有足够的裕度,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,初期可以允许燃料熔化(例如燃料中心熔化限于燃料芯块体积的一小部分)。设计和安全评定应考虑到燃料燃耗对燃料棒和燃料组件性能的影响(补充资料见附件I)。

3.41. 由于燃耗或局部功率的增加导致燃料棒内部气体超压、燃料气态肿胀或燃料热膨胀,从而引起包壳产生变形。设计应确保限制包壳应力和应变。对于所有核电厂状态,应明确给出包壳应力、长期的包壳应变、包壳腐蚀和氢化的限值,并应用于整个燃料循环。

3.42. 对于事故工况,应评价包壳变形,以确定包壳破损(例如爆破或断裂)的可能性以及由此产生的任何裂变产物从燃料中排放的可能性。

辐照对燃料组件结构的影响

3.43. 设计应使轻水堆燃料组件结构的尺寸变化最小,从而避免燃料棒与燃料组件的部件(指上管座和下管座)之间的接触或相互作用,燃料棒和燃料组件的弯曲以及控制棒肿胀与燃料组件导向管任何潜在的相互作用将不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。

3.44. 应评定格架弹簧在辐照下的松弛情况,以限制格架—燃料棒的磨蚀(对于轻水堆)。在对燃料组件部件和控制设备进行结构稳定性分析时,应考虑辐照特别是快中子辐照对材料的抗拉强度、延伸率、辐照生长、辐照蠕变或松弛等力学性能的影响。在评定地震工况或失水事故时,应考虑辐照对定位格架抗屈曲性能的影响。

3.45. 对于加压重水堆,设计应确保对所有核电厂状态,燃料盒中空腔的长度足以补偿辐照和热膨胀对燃料棒束的影响。

功率水平变化的影响

3.46. 对于运行状态，燃料棒的设计应能承受局部和整体功率瞬变期间的热力学负载（例如，由于燃料组件换料、控制设备移动、负载跟踪、灵活性运行或其他反应性变化引起的）。

燃料棒的力学效应

3.47. 设计应包括分析计算以确保由于力学负载（如冷却剂压力、地震负载）引起的燃料包壳应变满足燃料设计限值。分析应考虑到径向间隙闭合的动态过程，它同以下的各种参数相关，如燃料密实化、燃料肿胀、燃料芯块开裂、功率变化后燃料碎片及它在燃料棒中径向的重定位、低应力下的包壳蠕变行为、燃料棒的初始内压、裂变气体向自由空间的排放，以及包括功率史和冷却剂压力在内的运行参数。

3.48. 应防止在存在腐蚀性裂变产物的情况下由于芯块-包壳相互作用而引起的应力腐蚀开裂（补充资料见附件 I）。

3.49. 在燃料棒设计中无法明确地考虑由芯块缺失，芯块之间的轴向间隙，芯块表面缺失或卡在间隙中的燃料芯块碎片引起的包壳应力集中，因此，应尽可能地避免这些异常现象。

燃料中可燃毒物的影响

3.50. 设计应包括分析以论证燃料棒能够承受燃料内含任何可燃毒物对燃料芯块的热工、机械、化学、微观性能以及对燃料棒行为的影响。

腐蚀与氢化

3.51. 应确定在正常运行时每种类型包壳的吸氢关系式（为包壳腐蚀的函数），以使得合适的燃料设计限值，可以表示为包壳在瞬态前氢含量的函数（补充资料见附件 I），例如在反应性引入事故和失水事故中。

3.52. 燃料棒和燃料组件的应设计成在运行状态下，包括停堆和换料，与冷却剂环境相容（补充资料见附件 I）。

3.53. 对于加压重水堆,应该限制燃料棒中的初始氢含量,以减少由氢致脆化引起燃料缺陷的可能性。

水垢

3.54. 设计分析应考虑到由于来自反应堆冷却剂系统的腐蚀产物或其他化学变化产生的腐蚀产物沉积在包壳表面而导致的燃料棒传热退化。对于压水堆,如果硼沉积在水垢层中,则应在堆芯设计分析中评定和处理其对堆芯中子性能的潜在影响。

燃料组件中的水力作用

3.55. 水力作用应主要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、燃料组件跳起和燃料组件变形等的评价中考虑。水力作用对燃料组件设计的影响应通过进行燃料组件冲刷试验来验证。这些实验应该在经过验证过的堆外回路上,使用全尺寸燃料组件,并模拟原型试验工况(例如压力、温度、横向流和寿期末格架弹簧松弛)。

设计中的机械安全性考虑

3.56. 燃料组件设计成应能承受以下原因造成的机械应力:

- (a) 燃料装卸和装卸;
- (b) 功率变化;
- (c) 压水堆的压紧力(应平衡水力提升力与堆腔和燃料组件在辐照生长下的几何构型变化);
- (d) 温度梯度;
- (e) 水力负载,包括变形燃料组件之间或混合堆芯(即具有不同类型燃料的堆芯)燃料组件间的横向流;
- (f) 辐照效应(如辐照生长和肿胀);
- (g) 冷却剂流动引起的燃料棒振动和微振磨蚀(对轻水堆是格架—燃料棒磨蚀,对加压重水堆是格架之间的磨损);
- (h) 燃料组件结构的蠕变变形(可能导致燃料组件变形);
- (i) 安全停堆地震负载,通常与失水事故负载结合考虑;

(j) 假想始发事件（如，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。

3.57. 对于所有核电厂状态，在设计燃料棒和燃料组件时应考虑以下方面的机械安全：

- (a) 在燃料组件内部和周围应为辐照生长和弯曲（对于轻水堆）以及燃料盒的鼓起（对于沸水堆，补充资料见附件 I）提供空间；
- (b) 应限制燃料棒的弯曲或组件的变形，以使热工水力性能，功率分布，燃料性能和燃料装卸不受不利影响；
- (c) 燃料组件的任何部件不因疲劳故障；
- (d) 应限制由于机械作用、水力压紧力和堆芯内横流而导致的燃料组件变形，以不影响局部临界热流密度裕度。此外，燃料组件变形不应影响控制棒组件的反应性引入（例如对于压水堆，不应导致落棒时间增加），以保证在所有核电厂状态下（对于轻水堆）的安全停堆；
- (e) 振动和微振磨蚀不应影响燃料组件及其支撑结构的整体性能；
- (f) 水力和机械负载（包括安全停堆地震负载）不应导致燃料组件任何部件的故障。

3.58. 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），设计应防止燃料棒或燃料组件与燃料组件及其支撑结构之间的任何相互作用，这种相互作用将妨碍安全系统履行安全分析中要求的功能。尤其应确保：

- (a) 安全系统部件（例如压水堆的停堆设备及其导向筒）的正常运作；
- (b) 适当的堆芯冷却。

燃料芯块-包壳相互作用

3.59. 设计应确保在正常运行和预计运行事件中，不会发生因包壳—芯块机械相互作用而导致燃料包壳破损（补充资料见附件 I）。燃料棒的设计和核电厂在正常运行和预计运行事件中功率变化的技术导则应确保防止过大的包壳—芯块机械相互作用。

3.60. 在导致快速功率瞬变的设计基准事故（例如反应性引入事故）中，燃料包壳可能由于过大的芯块-包壳机械相互作用以及高燃耗下吸氢脆化而破损。在安全分析中应考虑此燃料故障模式。

3.61. 设计应确保在正常运行和预计运行事件下，燃料包壳应力腐蚀破裂的可能性降至最低（补充资料见附件 I）。

3.62. 为防止燃料包壳的应力腐蚀开裂，应采用适当的设计方法，如：

- (a) 通过限制功率变化速率（考虑包壳应力松弛）或通过延长芯块-包壳间隙闭合的时间（通过增加燃料棒预加压力或通过优化包壳的蠕变特性来实现）来降低燃料包壳的拉伸应力；
- (b) 通过使用内衬（用于沸水堆）或石墨涂层（用于加压重水堆）来减少芯块产生的裂变产物（如碘、镉、铯）的腐蚀影响。这些涂层使包壳内表面不易受到腐蚀的影响，同时还可以消除包壳中的局部应力集中；
- (c) 通过在燃料中添加能够更好地将腐蚀性裂变气体产物保留在燃料基体中的添加剂，减少在芯块-包壳界面处的腐蚀性裂变产物；
- (d) 通过堆芯设计方法降低局部功率峰值因子（从而改变局部线功率密度）。

3.63. 对每种类型的燃料或包壳，如果适用，应通过在试验堆中进行功率剧增试验来确定剧增故障阈值。所收集的数据应包络整个燃耗阶段（补充资料见附件 I）。

3.64. 燃料性能分析程序可用于分析和转化功率剧增试验的数据，并定义故障阈值。用来定义该阈值的参数通常是最大包壳应力，但也可以使用应变能密度。燃料性能分析程序也可用于评定引起反应堆堆芯中燃料棒应力腐蚀开裂的风险因子，并确定避免这种破裂故障的标准。

燃料设计限值

3.65. 对于所有核电厂状态，应基于影响燃料棒和燃料组件性能的物理、化学和力学现象建立燃料设计限值。

运行状态的设计限值

3.66. 对于正常运行和预计运行事件，在整个燃料循环内燃料棒的设计至少应考虑以下限值：

- (a) 在燃料芯块内的任何地方都不发生熔化；
- (b) 不发生包壳过热（例如，对于压水堆没有偏离核沸腾，对于沸水堆没有低于限值的临界功率比，对于加压重水堆没有干涸工况）；
- (c) 燃料棒包壳不塌陷（仅轻水堆燃料）；
- (d) 燃料棒内的内压不会使包壳变形增加到导致燃料芯块和冷却剂之间传热退化的程度（即，不会因为包壳向外变形而使燃料芯块与包壳之间的间隙重新打开）；
- (e) 燃料包壳腐蚀和氢化不超过规定限值；
- (f) 包壳应力和应变不超过规定限值；
- (g) 包壳壁厚的减少（例如被磨损或被腐蚀）不超过规定的限值。

3.67. 轻水堆燃料棒和燃料组件的部件应保持低变形和低生长，以确保下：

- (a) 燃料棒和燃料组件上下管座之间不发生几何相互作用（以避免轻水堆燃料棒和燃料组件弯曲）。燃料棒束和端塞之间不发生几何相互作用（对于重水堆）；
- (b) 燃料棒中无异常的局部功率峰；
- (c) 燃料组件的临界热流性能不会发生退化；
- (d) 不妨碍反应堆应急停堆或控制棒的其他动作；
- (e) 不妨碍燃料组件的装卸。

3.68. 为了防止由于芯块-包壳相互作用和可能的应力腐蚀开裂引起燃料包壳破损，应对功率变化和功率增加速率的确定适当的运行限值，以使功率剧增故障阈值不被超过。

3.69. 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尽量减少由于松动部件或异物而造成冷却剂流动受阻的风险，以防止燃料在运行状态下发生破损。

3.70. 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，应对其进行评定和论证。

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

3.71. 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，燃料棒的设计应确保：

- (a) 对于某些无法避免燃料棒发生破损的事故序列，燃料棒破损的数量不应超过反应堆堆芯中燃料棒总数的一个小份额，以最大限度地减少所考虑事故的放射性后果；
- (b) 在确定燃料棒破损的总数时，应评价所有已知的潜在故障机理。应考虑包括氧化和吸氢的化学反应、包壳肿胀或包壳坍塌、燃料焓升引起的包壳破损等故障机理；
- (c) 应用于评定包壳丧失完整性风险的限值应基于实验研究。在确定限值时，应全面和保守地评价化学、物理、水力学和机械等因素影响燃料故障机理和燃料棒的尺寸公差因素。当燃料故障机理和燃料故障限值与燃料棒相关时，应在实验研究中考虑辐照对包壳和燃料性能的影响，并将其纳入分析以确保实验结果的适用性；
- (d) 如果使用经验证的计算工具得到的燃料棒在任何轴向位置的径向平均焓超过了基于代表性试验结果确定的限值，则认为发生了燃料故障。该限值将通过调整试验工况以代表反应堆内工况（要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）。由于包壳的机械稳定性随辐照而变化并且可能随包壳类型不同而不同，因此反应性引入事故的故障限值取决于燃料燃料棒和包壳材料；

3.72. 在发生以下情况时，不应危及冷却堆芯的能力：

- (a) 燃料棒过度鼓胀或爆破（例如在失水事故下）；
- (b) 燃料组件部件或堆内构件的明显变形（例如在地震工况下）；
- (c) 由于燃料包壳破损（例如在反应性引入事故下）而导致的流动阻塞或燃料扩散和燃料—冷却剂相互作用等后果。

燃料棒的设计还应足以防止反应性引入事故带来的不利后果，这些后果可能导致反应堆冷却剂压力边界故障或损害堆芯冷却能力。一般是通过限制燃料最大焓值和允许的焓升来实现。

3.73. 为确保燃料棒的结构完整性，应界定并说明下列设计限值的正当性：

- (a) 事故工况下的包壳峰值温度不应超过包壳氧化导致的包壳过度脆化或不可控加速的水平。此外，对于轻水堆，应适当评定燃料碎片及其在燃料棒鼓胀区域内的轴向重点位对包壳峰值温度的影响。还应考虑燃料颗粒分散对工作人员剂量后果和堆芯可冷却能力的可能影响；
- (b) 包壳的总氧化量应低于限值，以使包壳仍能承受事故引起的负载（例如，失水事故骤冷阶段）。此限值应通过实验确定，并考虑到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，以及燃料芯块和包壳材料之间的化学相互作用；
- (c) 反应性引入事故的允许焓升应低于考虑了初始的燃料棒工况（例如，瞬态前包壳的氢含量和燃料燃耗）后的限值；
- (d) 若适用，燃料中心熔化应被限制为燃料芯块体积的小份额；
- (e) 燃料棒的设计应能承受瞬态后燃料组件的装卸、贮存和运往后处理或再处理设施时所产生的负载。

3.74. 对于轻水堆，失水事故中冷却剂和包壳之间的化学反应后的产氢量不应超过假设堆芯中包围燃料芯块的所有包壳（不包括包围气腔的包壳）都与冷却剂反应时的产氢量的一小部分（例如 1%）。

3.75. 如果在反应性引入的事故期间不能防止燃料包壳破损，熔融燃料颗粒的扩散不应降低堆芯的可冷却能力。

3.76. 应限制燃料棒、燃料组件、控制棒和堆内构件的结构变形，以避免损伤控制棒在反应堆内的移动。此外，在任何时间或任何位置，控制棒温度都不应超过其熔化温度。

堆芯结构和部件的机械设计

设计注意事项

3.77. 堆芯结构和部件应能在所有核电厂状态，各种损坏机理下保持其结构完整性，例如：振动（机械振动或流致振动）和疲劳；异物影响；热工、水力和机械负载（例如失水事故和地震）；化学和辐照效应（包括辐照引起的生长）。（补充资料见附件 I）

3.78. 应特别予以关注的是对反应性控制和停堆系统的损坏和反应堆冷却剂压力边界的损坏。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、机械负载和材料性能的影响。

3.79. 此外，一起的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负载。

3.80. 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。

3.81. 堆芯支撑结构的设计应对所有核电厂状态下的热应力留有足够的安全裕度，还应考虑 γ 释热对其冷却和热响应的额外影响。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。

3.82. 在燃料组件、控制棒、导向结构和燃料组件支撑结构的设计中应包括对堆芯部件和相关结构进行视察的措施。

3.83. 在轻水堆中，堆芯支撑结构包括管板、堆芯吊篮、支承键槽等，其作用是将燃料组件支撑结构保持在堆腔所要求的几何位置上。这些堆芯支撑结构和燃料组件支撑结构应设计成能够承受换料和燃料装卸中的静态和动态负载。

3.84. 在所有核电厂状态下，停堆设备、反应性控制设备和测量仪器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，同时这些设备和仪器仪表的设计应便于更换。设计应考虑这些设备、仪器仪表或其导向管的流致振动而导致的磨蚀、磨损和长期运行下故障的可能性。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。

3.85. 在停堆和反应性控制设备浸没在慢化剂（例如，对于加压重水堆）的情况下，设计应该考虑水力学负载对这些结构的影响。

3.86. 设计应便于在需要时更换反应性控制和停堆设备，同时不损坏反应堆堆芯其他部件，不引入不可接受反应性，以及不引起对工作人员的过度辐照。

3.87. 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。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第 3.77—3.81 段一致，使其机械性能在整个服役寿期内都不会危及任何堆芯安全功能的执行。

堆芯结构和部件的机械设计限值

3.88. 堆芯结构和部件的设计应满足按安全分级选定的适用规范和标准中规定的限值（参看第 2.15—2.17 段）。

反应堆堆芯控制、停堆和监控系统

反应堆堆芯控制系统

3.89. 本部分介绍了控制系统在所有核电厂状态下将中子注量率的分布、水平和稳定性保持在规定限值内的重要考虑因素，以满足 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 45。

3.90. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.4 段指出：“应提供用于检测堆内中子注量率分布以及变化的适当方法，保证堆芯内任何部位都不超过设计限值。”

3.91. 堆芯结构设计应允许安装必要的仪器仪表和探测器，用于监控堆芯参数，例如堆芯功率（水平、分布和随时间变化），冷却剂和慢化剂的状态和物理特性（流速和温度），以及反应堆停堆手段的预期效率（例如吸收体设备的插入速率与其插入限的比较），以便采取任何必要的纠正措施。仪器仪表应在所有核电厂状态（包括换料期间）监控相关参数在其预期范围内。

反应性控制设备

3.92. 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，以保持加工参数在规定的运行限值内，例如：

- (a) 正常功率控制；
- (b) 氚浓度的变化；
- (c) 与温度系数相关的效应；

- (d) 冷却剂的流速，或冷却剂（或慢化剂）温度和密度的变化；
- (e) 燃料和可燃毒物吸收体的消耗；
- (f) 裂变产物的累积中子吸收。

3.93. 对于设计基准事故及其后果，反应性控制设备应能将反应堆维持在次临界状态。应当在设计中采取措施，使得核电厂在处于以下状态时保持次临界：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护或换料时）。

3.94. 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设备的类型在附件 I 中描述。

3.95. 正常运行时，作为反应性控制手段的控制棒或系统不应对其执行快速停堆所需的能力和效率产生不利影响。

3.96. 在所有核电厂状态下，必须对最大的正反应性引入量及其引入速率加以限制，以保证不致引起反应堆压力边界故障，维持堆芯可冷却能力和防止反应堆堆芯严重损伤（见 SSR-2/1（Rev.1）[1]第 6.6 段）。

3.97. 反应性控制设备的布置、分组、抽出速度和抽出顺序，及其所采用的联锁系统，应设计成能保证设备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，这种反应性控制设备的异常抽出应在安全分析中进行评定。

3.98. 使用可溶吸收剂的反应性控制系统，其设计应能防止当堆芯中吸收剂浓度的任何意外下降导致燃料超过规定的燃料限值。系统中含有硼酸等可溶性吸收剂的部分应设计成可防止其结晶（例如对部件进行加热；见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-56 号《核电厂反应堆冷却剂系统和相关系统的设计》[13]）。应监控所有储罐中可溶性吸收剂的浓度。一旦在设计中采用了富集硼（B-10），就应对其进行适当的监控。

3.99. 应对控制系统的联合和运行状态进行详细功能分析，以确定在运行中和停堆工况下意外导致硼稀释的可能性，并且保证有适当的预防和恢复措施。这类预防措施包括：（阀门或回路中的部件）长期的行政隔离、自动隔离动作、安注系统的联锁、对与反应堆冷却剂系统相连的容器或管系中硼浓度的监控，以及再循环泵的启动联锁。

3.100. 中子吸收棒等反应性控制设备的有效性应通过直接测量来核实。

3.101. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.5 段指出：“在设计反应性控制设备时，应考虑到磨损和辐照效应，如燃料、物理特性的变化和裂变气体的产生。”

3.102. 特别是，在设计控制系统时应考虑下列环境影响：

- (a) 辐照效应，如吸收中子和 γ 射线造成的吸收体的消耗或材料的肿胀以及发热。控制棒应定期更换或调换；
- (b) 化学效应，如反应性控制设备的腐蚀，反应堆冷却剂系统和慢化剂系统中活化腐蚀产物的迁移；
- (c) 结构尺寸的变化，例如由于温度变化，辐照效应或诸如地震等外部事件引起的堆内结构的尺寸变化或位移，不应妨碍反应性控制设备的插入。

反应堆停堆系统

3.103. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 46，本部分描述了系统设计中将反应堆从所有核电厂状态降至次临界状态并将其维持在这一状态的重要考虑因素。SSR-2/1 (Rev.1) [1]关于保护系统的要求 61 也适用于反应堆停堆系统。

3.104. 反应堆停堆系统应确保所有核电厂状态下，停堆裕度不超过设计限值（第 3.24 段和第 3.25 段）。应通过设备的设计确保必要的可靠性。特别是，设计应确保核电厂各类处理、控制和保护系统之间必要的独立性。

3.105. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.7 段指出：“反应堆停堆手段的有效性，动作速度和停堆裕度足以保证燃料不超出规定的燃料设计限值。”第 3.106—3.108 段描述了关于停堆速率的要求。

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

3.107. 在设计或评价停堆速率时，应考虑以下因素：

- (a) 触发停堆的仪器仪表的响应时间；
- (b) 停堆措施的执行机构的响应时间；
- (c) 停堆设备的位置（取决于选定的反应堆堆芯设计）；

- (d) 停堆设备要容易进入堆芯。这可以通过使用导向筒或其他结构手段来实现，以便于停堆设备插入，包括可以采用柔性接头连接以减小停堆设备全长度的刚性；
- (e) 停堆设备的插入速度。为达到所要求的速度可采用下列一种或几种方法：
 - (i) 停堆棒由重力作用落入堆芯；
 - (ii) 停堆棒由液压或气压驱动进入堆芯；
 - (iii) 可溶性中子吸收剂由液压或气压注入堆芯。

3.108. 应提供停堆设备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），如果距限值的裕度不足时，则可能需要在循环期间检查插入时间。

3.109. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.8 段指出：

“在判断反应堆停堆措施是否充分时，应考虑到核电厂内任何部位发生的可能导致一部分停堆措施失灵的故障（如控制棒插入故障）或可能引起共因故障的故障。”

通常，在评定控制棒插入故障时，应假定当最大反应性价值的停堆设备不能插入堆芯时堆芯出现的最大反应性工况（即假定一个停堆设备被卡住）。

不同的停堆手段

3.110. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.9 段指出：“应提供至少两个多样化的且独立的停堆系统”。SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.10 段指出：“即使反应堆堆芯处于反应性最大的状态下，这两个不同的停堆系统中，至少有一个应能独立以足够高的停堆深度和高可靠性保持反应堆处于次临界状态。”

3.111. 表 1 提供了三种不同类型反应堆（沸水堆、压水堆和加压重水堆）的多样化停堆手段的典型示例。

表 1. 不同类型反应堆的停堆方式

| 反应堆类型 | 快速停堆系统 | 多样化停堆系统 |
|-------|---------------------------------------|-------------------|
| 沸水堆 | 钢管或铅板中放置 B ₄ C (或混合设计) | 向慢化剂或冷却剂注硼 |
| 压水堆 | 钢管中放置 Ag-In-Cd 或 B ₄ C, 铅棒 | 向慢化剂或冷却剂注硼 |
| 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放置镉元素 | 向低压慢化剂中注入钆 溶液* |

* 这个停堆系统也可以充当另一个快速停堆系统。

可靠性

3.112. 设计应考虑以下措施, 通过以下每项措施或适当时这些措施的组合, 实现高可靠性的停堆:

- (a) 采用设计简单、运行简单, 且自动操作的系统;
- (b) 选择经过设计认证过的设备;
- (c) 尽可能采用故障安全设计 (补充资料见附件 I);
- (d) 考虑到可能的故障模式, 并在启动停堆系统 (例如传感器) 时采用冗余。例如, 尽可能通过对每种事故工况采用两种不同且独立的物理停堆参数来提供多样性设计;
- (e) 在可信故障模式的假设下, 包括共因故障、停堆系统 (包括控制和停堆功能的隔离) 应尽可能功能隔离和物理隔离;
- (f) 在运行工况和设计基准事故工况的堆芯环境条件下, 确保停堆设备易于进入堆芯;
- (g) 设计便于维护、在役检查和运行试验;
- (h) 提供在调试和周期性换料或维护停堆期间进行综合性试验的手段;
- (i) 在运行期间试验触发机构 (如果可行的话, 棒部分插入);
- (j) 在极端条件下 (如地震) 功能设计。

3.113. 如 SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.5 段指出, 停堆系统的设计应考虑控制棒包壳的磨损和辐照效应, 如能耗、物理性质的变化以及氦气的产生。第 3.102

段的要求也适用于停堆系统的设计。在 SSG-56[13]提供了向反应堆冷却剂系统注入中子吸收剂的多样化停堆系统的特定建议。

停堆系统的有效性

3.114. SSR-2/1 (Rev.1) [1]第 6.11 段指出：

“停堆措施应足以防止在停堆期间，或在停堆状态下的换料操作期间或其他例行或非例行操作期间，出现任何可预见的反应性增加而导致的意外临界。”

应确定和评价长期停堆要求和在停堆状态下增加反应性的预期操作（例如，出于维护目的移动吸收体、硼稀释和换料操作），以确保在临界分析中考虑了反应性最大的工况。

3.115. 设计时应综合考虑各种因素，来确定停堆棒的数量和反应性价值。需要考虑的重要因素包括：

- (a) 堆芯尺寸；
- (b) 燃料类型和堆芯装卸计划；
- (c) 要求的次临界裕度；
- (d) 与停堆设备故障相关的假设；
- (e) 与计算相关的不确定性；
- (f) 停堆设备吸收效应（补充信息见附件 I）；
- (g) 停堆后堆芯的最大反应性工况。这与许多参数相关联，例如：
 - (i) 在整个燃料循环期间，包括在换料期间将出现的最大反应性的堆芯布置（以及相应的硼浓度）；
 - (ii) 燃料和慢化剂温度的最可信组合；
 - (iii) 导致设计基准工况的正反应性引入量；
 - (iv) 停堆后随时间变化的氙总量；
 - (v) 吸收剂的消耗。

3.116. 应论证停堆系统的有效性：

- (a) 在设计阶段通过计算论证；

- (b) 在调试期间和每次换料后启动前，通过适当的中子和加工参数的测量来确认堆芯装卸计划的计算结果；
- (c) 在反应堆运行期间，对实际和预期的反应堆堆芯工况进行测量和计算。

这些分析应包括停堆设备故障假设下的堆芯反应性最大的工况。此外，如果停堆系统出现单一随机故障，应保持停堆裕度。

3.117. 如果停堆系统的运行是手动或部分手动，则应满足手动操作的必要条件（见原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-39 号《核电厂仪器仪表和控制系统的的设计》[14]）。

3.118. 部分停堆设备可用于正常运行中的反应性控制和中子注量率分布调整。在所有核电厂状态下，这种使用都不应危害任何工况下停堆系统的功能。

3.119. 在实际可行的情况下，停堆系统应在运行期间进行试验，以保证该系统在需要时可用。

保护系统与控制系统的分隔

3.120. 如 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 64 规定，要求保护系统在物理和功能上与控制系统分隔，以避免控制系统故障引起保护系统故障。SSG-39[14]表述了关于保护系统与其他系统分隔的指导意见。

部分停堆系统

3.121. 在某些反应堆设计中，当测量到的堆芯参数（例如温度、压力、液位、流量和注量率）超过某些核电厂设计限值时，可触发部分停堆系统以保护反应堆。如果适用，设计应确保由任何预计的运行瞬变事件触发部分停堆时，不允许超过规定的燃料设计限值。

运行限值和整定值

控制系统的运行限值

3.122. 设计应包括运行限值和相关的动作，警报或反应堆停堆整定值，以确保运行时的功率分布保持在设计功率分布范围内。

3.123. 限值和整定值应考虑燃料燃耗，吸收效应和冷却剂分层（冷却剂温度分布）的影响。

3.124. 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，压水堆的蒸汽发生器传热管堵塞，以及加压重水堆的压力管直径增加）。

反应堆堆芯保护整定值

3.125. 应设置整定值，并用于在运行过程中随时控制或关闭反应堆。在反应堆瞬变过程中自动启动控制和保护系统时应防止对燃料的损伤，并在反应堆事故的早期阶段，将对燃料的损伤程度降至最低。

3.126. 应规定设备性能要求、运行限值和程序，以防止控制棒价值过高或反应性引入速率过高，上述能力应得到证明。应在可行的情况下设置警报功能，以便在任何此类限制或限值被违反或即将被违反时发挥作用。

3.127. 设计限值、不确定度、运行限值、仪器仪表要求和整定值应在设备操作人员使用的技术规范中说明。

堆芯监控系统

3.128. 根据 SSR-2/1 (Rev.1) [1]要求 59，需要提供堆芯监控仪器仪表，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。堆芯设计应考虑用于监控堆芯功率的大小和变化以及堆芯热量的局部分布的探测器和设备，以便能够对堆芯参数（例如控制棒的插入位置、中子注量率、反应堆冷却剂温度和压力）进行任何必要的更改，使其保持在其规定的运行范围内。应由参数变化的速度来决定是自动还是手动启动反应堆控制系统。

3.129. 此外，应监控冷却剂中的放射性核素活度水平，以评定运行期间燃料系统的完整性，并核实未超过设计限值或运行限值。

3.130. 根据反应堆的类型，选择合适的堆芯监控参数。以下是为进行堆芯监控而需测量的参数示例：

- (a) 中子注量率的空间分布及其功率分布峰值因子；
- (b) 反应堆冷却剂系统压力；

- (c) 冷却剂温度（如入口温度和出口温度）；
- (d) 反应堆冷却剂主泵转速；
- (e) 液位（用于轻水堆）；
- (f) 冷却剂中的放射性核素活度（补充资料见附件 I）；
- (g) 控制棒的插入位置；
- (h) 可溶硼的浓度或使用富集硼-10 含量（用于压水堆）。

3.131. 其他安全相关参数可以从测量的参数中导出。此类安全相关参数的示例包括以下内容：

- (a) 中子注量率倍增时间；
- (b) 中子注量率变化率；
- (c) 轴向和径向中子注量率不平衡；
- (d) 反应性平衡；
- (e) 堆芯热工水力参数（如堆芯热功率、线功率密度、反应堆冷却剂流量、偏离核沸腾比或临界功率比）。

3.132. 所有监控系统的精度、响应速度、量程和可靠性应足以履行其预定功能（见 SSG-39[14]）。监控系统的设计应允许对这些系统进行连续或充分的定期试验。

3.133. SSG-39[14]给出了关于事故后监控的指导意见。如果需要在事故工况下进行堆芯监控，例如监控系统温度，反应堆压力容器水位或反应性，则所使用的仪器仪表应鉴定合格，能够承受事故期间和事故后预期的环境条件。

3.134. 应通过堆外或堆内仪器仪表（如中子探测器和 γ 温度计）监控功率的空间分布。考虑到由于堆芯控制和堆芯燃耗效应导致的空间功率分布变化影响，应测量堆芯中不同位置的局部功率，以确保保持足够的安全裕度。应定期监控堆内的功率分布。探测器应充分分布在堆芯中，以可靠地检测局部的功率分布。堆外中子探测器和堆内中子探测器都应定期校准。

3.135. 应使用计算机化的堆芯监控系统，以确保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所执行功能的安全级别（见 SSG-39[14]）。

3.136. 在反应堆停堆期间，包括在燃料装卸和启动阶段，只要反应堆压力容器中存在燃料组件，就应配备的一套满足最低要求的仪器仪表或仪器仪表与中子源的组合，以监控中子注量率和产热分布（例如使用具有足够灵敏度的中子注量率探测器）。

3.137. 在一些反应堆的反应堆启动期间，使用中子注量率监控系统 and 反应性控制设备联锁组合，以确保在特定中子注量率范围内使用最合适的监控器，并避免反应堆误停堆。这种联锁系统的设计应与反应堆保护系统的设计相一致。

3.138. 在反应堆启动期间，特别是在第一次启动期间，中子注量率远远低于满功率运行时的中子注量率，因此可能需要更灵敏的临时中子探测器来监控中子通量。为使中子注量率水平提高到启动中子注量率监控器的量程范围内，可能还需要使用中子源。这种中子源的设计应确保：

- (a) 在其预期的寿期内，中子源能正常工作，并各中子通量监控器提供足够的信号；
- (b) 中子源与燃料组件及其支撑结构相容。

堆芯管理

设计考虑

3.139. 堆芯管理的主要目标是确保安全、可靠和优化地使用反应堆中的燃料，同时使堆芯保持在运行限值和工况之内。

3.140. 在设计每个燃料循环时，应采用适当的手段控制堆芯反应性和功率分布，以满足燃料设计限值。

3.141. 尽管堆芯管理的细节取决于反应堆类型，但在所有情况下，堆芯管理计划都应提供以下内容：

- (a) 在整个换料周期内有效执行堆芯管理功能，以确保堆芯参数保持在堆芯管理设计限值内。堆芯管理功能包括堆芯设计（燃料组件的装卸和倒料模式规范，以提供优化的燃料燃耗和所需中子注量率设计）、燃料组件采购、反应性测定和堆芯性能监控；

(b) 堆芯运行策略允许运行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范围内。

堆芯设计

3.142. 为实现反应堆运行所需的堆芯反应性和功率分布，应向营运单位提供下列信息：

- (a) 在每个燃料循环中的装卸模式（包括燃料棒的富集度和配置）和燃料组件的方位（对于轻水堆）；
- (b) 燃料组件的后续卸料和装卸计划；
- (c) 反应性控制和停堆设备的配置；
- (d) 需要移除、插入或调整的可燃毒物和其他堆芯部件。

3.143. 提供与燃料燃耗和可燃毒物相关的参数以及其他反应堆物理参数，作为安全分析，核电厂监控和保护系统以及运行导则的输入。因此，应根据预先确定的核电厂运行目标和相应的计划对这些参数进行分析。这些反应堆物理参数包括反应堆启动状态（如临界硼浓度和控制棒位置、反应堆中子动力学参数、燃料温度系数、慢化剂温度系数、控制棒和控制棒组价值以及功率峰值因子等）。

3.144. 在灵活运行期间，计划外的功率变化可能会改变整个堆芯的功率和燃耗曲线。因此，应利用相关监控参数，连续或定期评审和评价预测的与燃料燃耗和可燃毒物相关的参数和其他核参数。

3.145. 反应堆堆芯设计包括的分析，应能够证明燃料管理策略和既定的运行限值的设计，使得在整个燃料循环中不违反核设计限值和燃料设计限值。

3.146. 应优先使用多维多尺度物理程序和系统热工水力程序对所有核电厂状态的堆芯进行现实分析。分析中应充分考虑不确定性（详见 SSG-2(Rev.1) [6]）。

3.147. 反应堆堆芯分析应基于覆盖了以下反应堆堆芯工况的整个燃料循环进行：

- (a) 满功率，包括代表性的功率分布；
- (b) 负载跟踪（如适用）；

- (c) 达临界和功率运行；
- (d) 功率循环；
- (e) 启动；
- (f) 换料；
- (g) 停堆；
- (h) 预计运行时间；
- (i) 在热工水力稳定边界的运行（沸水堆）。

一旦堆芯燃料管理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）发生改变，都应进行新的堆芯分析并形成文件。

3.148. 反应堆堆芯分析应包括基于平均、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均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的峰值通道功率和峰值线功率的分析，以及每个燃料组件处的稳态径向功率分布和组件内的轴向功率分布。应考虑到燃料组件几何构型变化对其中子学和热工水力性能的影响（例如，由于组件弯曲而引起的慢化剂水隙厚度变化）。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于定位格架和其他部件引起的轴向功率畸变，以确定热点和评价局部功率水平。

换料

3.149. 对于加压重水堆的不停堆换料，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之内。

3.150. 安全评定应考虑在堆芯装卸或卸载期间以及在操作阶段可能造成意外临界的任何事件。

3.151. 应通过使用堆内（对于沸水堆）或堆外中子注量率分布测量，或通过特别管理措施，来监控燃料装卸顺序。换料后的燃料装卸计划应通过堆内中子注量率分布测量来验证。

3.152. 对于轻水堆，反应堆堆芯设计应考虑最严重的燃料组件错装卸的后果（如有）仍保持在核设计和燃料设计限值之内。如果能通过特殊措施和设备防止燃料组件错装卸，则应证明这些预防措施的有效性和可靠性。如果无法证明特定的预防措施是充分的，则应进行计算分析。

堆芯管理设计限值

3.153. 反应堆堆芯分析应核实堆芯燃料装卸方式将满足所有核电厂状态下的燃料设计限值。

3.154. 出于实际原因和简单考虑，对于轻水堆可使用开发和监控核关键安全参数（见第 3.130 段）的系统来核实换料堆芯设计的适用性。

特殊堆芯布置

混合堆芯

3.155. 当不同类型的燃料组件装入堆芯（“混合堆芯”）时，所有类型的燃料组件都应满足所有核电厂状态下的燃料设计限值。应对混合堆芯的初始装卸和后续的换料计划进行评定。评定应包括：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量），每个燃料组件与原始堆芯的中子和热工水力特性的相容性以及与安全分析的相容性。堆芯监控系统中使用的临界热流密度或临界功率关系式应对混合堆芯中存在的所有燃料组件类型适用。

3.156. 对于不同的燃料组件设计，应评价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定可根据单一类型燃料组件的计算进行，并考虑适当措施涵盖所有燃料组件。应评价对相关堆芯参数的综合影响。

混合氧化物燃料堆芯

3.157. 混合氧化物燃料堆芯设计中，应分析以确保满足所有核电厂状态的核设计限值（初始装料和后续换料）和燃料设计限值。在分析中，应考虑到下列因素：

- (a) 混合氧化物燃料的特性（补充资料见附件 I）与二氧化铀燃料的特性有一定的差异，这些差异应在燃料设计和安全分析的计算机程序和模式中考虑；
- (b) 在混合氧化物燃料堆芯中，由于钚的热吸收截面比铀高，中子能谱硬化，控制棒价值和吸收剂价值降低，从而反应堆堆芯裕度降低。为了补

偿减少的停堆裕度，应采用额外的控制棒或具有额外吸收能力的吸收材料（例如增加富集硼-10）；

- (c) 混合氧化物燃料的动力学参数，即缓发中子份额和瞬发中子寿命均低于二氧化铀燃料。混合氧化物燃料中较低的缓发中子份额可导致一个较小反应性引入就能使反应堆快速到达临界状态；因此，需要控制棒插入或硼注入以提供反应性控制的时间更短。因此，对于所有核电厂状态（例如，作为预计运行事件和设计基准事故的反应性引入事故），应在堆芯设计中和安全分析中对此进行考虑；
- (d) 混合氧化物燃料的裂变截面大于二氧化铀燃料的裂变截面，这可能导致相邻混合氧化物燃料棒与二氧化铀燃料棒之间存在陡峭的中子注量梯度。这种影响可以通过改变铀含量和调整堆芯设计中的装卸方式来减小。铀和钍截面差异的另一个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评价这些反应性系数变化的影响。

负载跟踪和功率调节

3.158. 运行工况的影响，如负载跟踪（补充资料见附件 I），功率循环，反应堆启动和换料操作，应叠加到功率水平分布和温度史上，以评价热循环对燃料棒热力机械响应的潜在影响，如裂变气体排放到芯块包壳间隙和燃料包壳疲劳导致的燃料棒内压增加。

3.159. 一旦确定了所需灵活性的程度，就应深入评价对核电厂设计和运行的影响（即对安全分析和运行限值和条件的要求）。在此评价的基础上，可以制定关于鉴定和实施的附加技术规范。

3.160. 为了保证堆芯反应性在负载跟踪和功率调节下的控制，必须保持堆芯和发电机的功率平衡和反应堆状态的稳定。

3.161. 应调整运行限值，以覆盖因负载跟踪运行后引起的扰动（补充资料见附件 I）。

有燃料棒泄漏时的反应堆运行

3.162. 燃料棒破损会影响核电厂运行人员的出入，工作安排和人员剂量。反应堆堆芯带有缺陷的燃料棒运行时，应满足技术规范中冷却剂放射性活动限值规定的放射性化学要求（见附件 I 补充资料）。

3.163. 堆芯设计和运行计划应规定带有缺陷的燃料组件运行堆芯的程序和限值，同时确保不超过对人员的放射性剂量限值。在轻水堆中，如果超过了运行放射性化学限值，反应堆应停堆，且在停堆期间应按照程序更换所有有缺陷的燃料组件。在加压重水堆中，通过降低有缺陷的燃料棒的功率水平，可以最大限度地减少从有缺陷燃料中排放的裂变产物以及随后的包壳二次氢化。（补充资料见附件 I）

燃料组件修复后的堆芯重新设计

3.164. 在轻水堆中，含有损坏和泄漏燃料棒的燃料组件可以用替换棒，假棒进行修复和重组或空置。应限制空置的使用，以满足设计限值。

3.165. 应评定修复燃料组件对反应堆堆芯设计的影响。

燃料设计和堆芯管理对燃料装卸、运输、贮存、后处理和处置的影响

3.166. 根据纵深防御概念确定设计限值，以满足所有核电厂状态下的安全要求。在第 3.65—3.76 段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退化（以防燃料棒泄漏）。燃料循环后端处置包括：装卸、运输、贮存、后处理和处置。以下燃料性能参数是在可能对辐照后的燃料棒和燃料组件行为产生影响的参数之中：

(a) 寿期末燃料棒内压

即使燃料棒能够承受一定程度上超过正常冷却剂压力的超压，而不会在正常运行中出现破损，当冷却剂压力降低时（例如在乏燃料贮存设施中），在这种高压下使用过的燃料棒可能无法装卸。这与在较长时间内保持高温并从燃料材料中排放氦气的混合氧化物燃料尤其相关。

(b) 广泛的包壳氢化与包壳力学性能

在正常运行中或作为事故工况的后果，可能不会发生局部氢化（例如由于腐蚀层剥落或轴向芯块间隙），但这种情况可能导致辐照后处理或贮存过程中的锆基合金包壳延迟的氢致开裂，或在运输事故时发生破损。

(c) 微振磨蚀

除非局部磨蚀（例如对于轻水堆是格架—燃料棒微振磨蚀，对于加压重水堆是格架之间的微振磨蚀）已经把包壳磨破并形成泄漏通道，否则局部磨蚀通常无法被检测到。某些受过度磨蚀影响的燃料棒可能表现出局部缺陷，这可能导致长期蠕变故障或在运输事故时出现其他机械性故障。

(d) 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。高卸料燃耗会降低燃料同位素成分，从而影响反应性。在混合氧化物燃料中，应调整钷含量以保持与二氧化铀燃料反应性平衡，直到达到预期的卸料燃耗。

(e) 其他方面

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

4. 鉴定和试验

概述

4.1. 反应堆堆芯结构、系统和部件（包括燃料棒、组件、堆芯部件和控制系統）在整个寿期内的安全运行需要有效的计划，用于设备设计和分析过程的鉴定、视察和试验。这可以按照本部分的描述来实现。

设计鉴定

4.2. 鉴定计划应该证实反应堆堆芯结构、系统和部件在相关时间周期内，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、机械负载和振动），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。

4.3. 由于某些假想始发事件的特殊性（例如在地震中），堆芯结构、系统和部件在需要时能完成其预期安全功能可能无法通过实际调试和定期试验来确认执行。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计划，并在设备安装前实施。

4.4. 鉴定方法应包括：

- (a) 提供具有代表性的结构、系统和部件进行型式试验；
- (b) 提供结构、系统和部件进行试验；
- (c) 利用过去的相关经验；
- (d) 基于可用的和适用的试验数据进行分析；
- (e) 以上方法的任意组合。

4.5. 设计鉴定可通过具有相同或相似的燃料系统设计的运行经验来确定。应明确以前的运行经验为基础，并评价运行性能记录。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、水垢沉积、燃料组件弯曲等现象确定的设计标准进行比较。

视察

4.6. 燃料系统应当设计成能允许标识每个燃料组件和保证其在堆芯中的正确方位。在堆芯初始装料燃料或任何换料后，应视察每个燃料组件的位置和方向以核实燃料位置和方向是否正确。

原型组件和先导组件试验

4.7. 设计中应对在役试验和视察制定措施,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满足预期的功能要求。原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.6 号《核电厂的维护、监控和在役检查》[15]提供了关于在役检查的进一步指导。

4.8. 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:

(a) 对于轻水堆:

- (i) 定位格架试验(包括压降试验,冲击强度试验和其他结构试验,如抗震试验);
- (ii) 控制棒结构和性能试验;
- (iii) 燃料组件结构试验(横向、轴向、扭转刚度、频率和阻尼特性);
- (iv) 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),组件磨损和寿期评价;
- (v) 燃料组件热工水力试验,包括临界热流密度关系式的确定。

(b) 对于加压重水堆:

- (i) 燃料棒束压降试验;
- (ii) 横流耐久性试验;
- (iii) 机械耐久性试验;
- (iv) 棒束冲刷试验;
- (v) 棒束强度试验;
- (vi) 磨损试验;
- (vii) 抗震鉴定试验;
- (viii) 插入抽出试验(如适用);
- (ix) 临界热流密度试验。

4.9. 通过在试验堆开展燃料棒或燃料组件的堆内辐照考验或通过先导组件在商用堆上进行辐照来确定新设计所规定的最大燃耗限值。在这样的方式下应试验下列的现象:

- (a) 燃料和可燃毒物棒生长；
- (b) 燃料棒弯曲；
- (c) 燃料棒、定位格架和燃料盒（如有）氧化和氢化水平；
- (d) 燃料棒磨蚀和格架（对加压重水堆）磨蚀；
- (e) 燃料组件生长；
- (f) 燃料组件弯曲；
- (g) 燃料盒（用于沸水堆）磨损和变形；
- (h) 燃料棒环脊，如芯块-包壳相互作用；
- (i) 燃料棒完整性；
- (j) 压紧弹簧松弛（对压水堆）；
- (k) 定位格架弹簧松弛（对轻水堆）；
- (l) 控制棒和导向管磨损（对压水堆）。

4.10. 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价和加强视察或监视计划，以验证燃料设计能力和性能特征。

参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《核电厂安全：设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [2] 国际原子能机构《国际原子能机构核安全和辐射防护安全术语》（2018 年版），国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [3] 国际原子能机构《设施和活动管理系统的适用》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.1 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [4] 国际原子能机构《核装置管理系统》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GS-G-3.5 号，国际原子能机构，维也纳（2009 年）。
- [5] 国际原子能机构《安全的领导和管理》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [6] 国际原子能机构《核电厂确定性安全分析》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-2 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [7] 国际原子能机构《核电厂燃料装卸和贮存系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-63 号，国际原子能机构，维也纳（修订版编写中）。
- [8] 国际原子能机构《乏燃料的贮存》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-15 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（修订版编写中）。
- [9] 国际原子能机构《核电厂抗震设计和鉴定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-1.6 号，国际原子能机构，维也纳（2003 年）。（修订版编写中）
- [10] 国际原子能机构《核电厂结构、系统和部件的安全分级》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-30 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [11] 国际原子能机构《核电厂运行限值和条件及运行规程》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.2 号，国际原子能机构，维也纳（2000 年）。（修订版编写中）。

- [12] 国际原子能机构《核电厂堆芯管理和燃料装卸》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-4.3 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。（修订版编写中）。
- [13] 国际原子能机构《核电厂反应堆冷却剂系统与相关系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-56 号，国际原子能机构，维也纳（修订版编写中）。
- [14] 国际原子能机构《核电厂仪器仪表和控制系统的的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-39 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [15] 国际原子能机构《核电厂维护、监视和在役检查》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.6 号，国际原子能机构，维也纳（2002 年）。（修订版编写中）。

附件 I

补充技术信息

I-1. 表 I-1 提供了补充技术信息，以澄清原子能机构《安全术语》[I-1]未定义但在本“安全导则”中使用的术语的含义，并为本“安全导则”中给出的设计建议提供其他背景或支持性示例。

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 |
|------|--|----------------|
| 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，以降低慢化剂中可燃毒物的所需浓度。可燃毒物还可以用于展平功率并减少燃料随燃耗变化引起的反应性变化。 | 第 3.2.5 段 |
| 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以保持冷却剂的几何构型，以及用正常的卸料装备从堆芯卸出部件。 | 第 2.4 段 |
| | 包壳材料通常采用锆基合金（例如，锆石-2、锆石-4、ZIRLO 和优化 ZIRLO、M5、E110）。其他新型包壳材料正在研发中，如注重更良好的蒸汽反应特性和更低氢气产生量的增强型事故容错燃料。 | 第 3.5 段 |
| | 综合温度指的是在一个给定包壳温度下，对包壳不发生氧化膜剥落能达到总时间的评价（不可控的氧化动力学）。 | 第 3.5 段 |

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料（续）

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 |
|----|---|----------------|
| 包壳 | <p>堆降低了包壳的力学性能。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）作为瞬态前包壳氢含量的函数，而不是采用腐蚀量或燃料水平。</p> <p>腐蚀和吸氢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料，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（例如，通过保持低氧含量和适当的 pH 值）。</p> | 第 3.51 段 |
| | | 第 3.52 段 |

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料（续）

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 |
|----|---|--------------------|
| 控制 | <p>对于不同的反应堆设计，用来调节堆芯反应性和功率分布的反应性控制设备的类型如下：</p> <ul style="list-style-type: none"> — 对于压水堆： <ul style="list-style-type: none"> • 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； • 使用分批换料和装卸方式。 — 沸水反应堆： <ul style="list-style-type: none"> • 使用固体中子吸收器叶片； • 控制冷却剂流量（慢化剂密度）； • 使用具有分布式或离散可燃毒物的燃料； • 使用分批换料和装卸方式。 — 对于加压重水堆： <ul style="list-style-type: none"> • 使用固体中子吸收棒； • 在慢化剂中使用可溶性吸收剂； • 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）； • 使用管内的液态吸收剂； • 使用不停堆换料。 | 第 3.2.3 段、第 3.94 段 |

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料（续）

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 |
|-----|---|----------------|
| 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（如锌、氢、锂、铜）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> | 第 3.6 段 |
| 堆芯 | <p>冷却剂放射性活度由冷却剂补给和净化系统的测量设备来测量（详见原子能机构《安全标准丛书》号 SSG-56《反应堆的设计核电厂的冷却剂系统和相关系统》[I-2]）。</p> | 第 3.130(f)段 |
| 堆芯 | <p>堆芯部件涉及到堆芯各个元件，而不只是燃料组件，这些堆芯部件用来为堆芯构件提供结构支撑，还有工具、设备或插入堆芯用于堆芯监控、流量控制或其他技术目的的其他物项也被当作堆芯元件。例如堆芯部件包括反应性控制设备或停堆设备、中子源、模拟组件、燃料盒、仪器仪表、限流器以及可燃毒物等[I-1]。</p> | 第 3.77 段 |

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料（续）

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 | |
|-----|--|--|-----------|
| 缺陷的 | <p>安全评定应重点关注电厂瞬态后的碘峰现象，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。安全评定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，需要单独评定。例如失水事故安全裕度可以不受存在破损燃料的影响，因为在放射性后果评价模式中已经进行了保守假设。反应性引入事故设计限值可以不受存在燃料棒破损数量限值的影响，虽然已经认识到破损燃料棒承受反应性引入事故负载的能力较低，并且导致燃料和冷却剂相互作用进一步增加。</p> <p>在沸水堆中，常常通过功率倾斜的方法来定位一个区域或在堆芯中定位含有燃料破损的区域。一旦这些区域被标识，就可以选择放置片状的控制棒来降低这一区域燃料组件的功率。</p> | 第 3.162 段 | |
| | <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元件破损，就需尽早对缺陷燃料进行检测和功率抑制。</p> | 第 3.163 段 |

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料（续）

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 |
|----|--|---|
| 燃料 | <p>除非另有说明，“燃料”是指燃料基体，燃料棒和/或燃料组件。燃料棒指的是燃料元件、燃料细棒或任何包含燃料芯块的结构。</p> <p>加压重水堆中，燃料组件也可以被称为燃料棒束。</p> <p>新型燃料材料正在研发中，例如增强型事故容错燃料，重点是更良好的蒸汽反应特性和更低的氢气产生量。</p> <p>燃料基体是指各种类型的陶瓷燃料芯块的结构/微观结构。</p> <p>燃料芯块材料包括：</p> <ul style="list-style-type: none"> — 富集二氧化铀； — 天然二氧化铀（用于加压重水堆）； — 铀钚混合氧化物燃料（二氧化铀—二氧化钚）； — 钚基燃料（例如，二氧化钚、钚基二氧化铀、钚基 MOX 燃料）； — 后处理二氧化铀； — 掺杂的燃料芯块（如铬、铝、硅）以改善其性能（用于轻水堆）。 <p>在烧结的二氧化铀颗粒中混合或在其表面上覆盖可燃毒物材料（如钐、镉、硼和铟），以暂时抑制由燃料中的高浓度易裂变材料引起的过度反应性。</p> | <p>第 1.4 段</p> <p>第 1.4 段</p> <p>第 1.4 段</p> <p>第 1.6 段</p> <p>第 2.4 段</p> <p>第 3.4 段</p> |

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料（续）

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 |
|----|--|----------------|
| 燃料 | 热棒是指假设保守的堆芯径向功率分布下具有最高相对功率的燃料棒。 | 第 3.33(a)段 |
| 燃料 | 在评定运行期间的燃料峰值温度时，需要考虑以下与燃料相关的现象：燃料热导率扩散率以及芯块-包壳间隙热传导的变化，燃料压实，燃料肿胀，裂变产物在燃料中的累积，释放到燃料棒自由空间的裂变气体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。 | 第 3.40 段 |
| 燃料 | 对于铀钚混合氧化物燃料，燃料中的同位素组成和钚含量与乏燃料组件的卸料燃耗紧密相关，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，钚各种相关核素（钚-238、钚-239、钚-240、钚-241 和钚-241）需要在混合氧化物堆芯设计中予以考虑，混合氧化物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。 | 第 3.157(a)段 |
| 燃料 | 在沸水堆中，燃料盒边界内外的压差可引起燃料盒的弯曲和膨胀。这种变形，即燃料包壳弯曲，可能增加局部热流峰值以及引起影响反应性控制组件运动的摩擦。 | 第 3.57(a)段 |

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料（续）

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 |
|------|---|---------------------------|
| 负载跟踪 | <p>负载跟踪是指核电厂发电量与电网需求匹配的一种运行模式。负载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荷下运行时输出的电能。</p> <p>负载跟踪模式下，有可能引入额外的维护和监控，并且在评定某些结构、系统和部件的可靠性和老化时更复杂化。</p> | 第 3.158 段 |
| 裕度 | <p>当电厂以负载跟踪模式运行时，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）。</p> <p>本“安全导则”中，“安全裕度”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。</p> | 第 3.161 段 第 2.13 段 |
| | <p>本“安全导则”中使用的“设计限值”一词涵盖了原子能机构《安全术语》[I-1]定义的常用术语“安全限值”、“运行限值和条件”以及“验收标准”。</p> | |

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料（续）

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 |
|---------------|---|-----------------------|
| 裕度 | 停堆裕度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。 | 第 3.24 段 |
| 芯块-包壳 相互作用 | 在所有核电厂状态下，包壳向内蠕变与燃料芯块热膨胀和气态肿胀将导致促使芯块-包壳机械相互作用的包壳应变。这种燃料故障模式即芯块-包壳机械相互作用是由于应变超过包壳的延伸率。 | 第 3.59 段 |
| | 在腐蚀环境下，当包壳内表面应力（由于芯块-包壳相互作用）达到限值时，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（如延长低功率运行），则燃料包壳将向内蠕变，间隙再次闭合。这时，在这样的较低功率水平下认为重新调整了燃料棒的状态。当反应堆堆芯后继续恢复到满功率时，包壳内出现拉伸应力。在燃料棒裂变腐蚀产物环境下，拉伸应力的存在将加剧芯块-包壳的相互作用从而增加应力腐蚀开裂的敏感性。 | 第 3.48 段、 第 3.61 段 |

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料（续）

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 |
|---------------|---|----------------|
| 芯块-包壳 相互作用 | 功率剧增故障阈值是在一个引起燃料故障的称为“关键燃耗时段”的燃耗阶段内功率激增的下限值。对于燃料燃耗低于关键燃耗时段，芯块-包壳间隙保持打开，同芯块-包壳间隙闭合情况相比，包壳达到相同应力水平所需要的功率变化更大。对于燃料燃耗大于上述关键燃耗时段，经验表明辐照产生的芯块-包壳界面处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。由于关键燃耗时段取决于芯块-包壳间隙闭合动力学，因此该燃耗时段也取决于包壳类型和燃料棒设计中具体的材料特性。 | 第 3.63 段 |
| 反应性 反馈 | <p>反应堆堆芯的固有中子特征表现在以下反应性反馈或反应性系数中：</p> <ul style="list-style-type: none"> — 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）； — 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）； — 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）； — 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）； — 缓发中子份额和瞬发中子寿命； — 功率再分布对反应性的影响（如氙瞬变和慢化剂密度）； — 堆芯长期分析中氙和其他中子吸收体的衰变。 | 第 3.16 段 |

表 I-1. 补充技术信息，以澄清术语并提供额外的背景资料（续）

| 主题 | 澄清 | “安全导则” 相关段落 |
|----|---|----------------|
| 停堆 | <p>最简单普通的自动防故障安全停堆设备的设计形式是将能动方式的停堆设备设置于堆芯上方。假设停堆设备的导向结构不被阻塞，即使在能动保持方式失去动力供应时，例如线圈断电，停堆设备将在重力作用下落入堆芯。这不适用于沸水堆。</p> | 第 3.112(c)段 |
| | <p>停堆设备的总反应性价值同它们之间的布置间距相关，也和它们在反应堆中的位置相关。当两套设备靠近时，其总价值小于各自价值之和。</p> | 第 3.115(f)段 |

附件 I 参考文献

- [I-1] 国际原子能机构《国际原子能机构核安全和辐射防护安全术语》(2018年版)，国际原子能机构，维也纳（2019年）。
- [I-2] 国际原子能机构《核电厂反应堆冷却剂系统与相关系统的设计》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-56 号，国际原子能机构，维也纳（修订版编写中）。

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

燃料棒

II-1. 燃料棒的设计需要考虑以下方面的问题：

(a) 包壳：

- 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）；
- 包壳力学性能随辐照的变化（位移和压力负载）；
- 材料和化学性能评定；
- 应力腐蚀；
- 循环和疲劳；
- 辐照后包壳的几何构型和化学稳定性。

(b) 燃料材料（包括可燃吸收剂）：

- 辐照工况下燃料的几何构型稳定性；
- 燃料密实化（动力学和变化）；
- 包壳和冷却剂潜在的化学相互作用；
- 燃料芯块内的裂变气体产生和分布；
- 裂变气体排放动力学；
- 气态肿胀；
- 辐照下的热力学性能；
- 微观结构随辐照的变化。

(c) 燃料棒性能：

- 芯块和包壳温度及其分布；
- 燃料-包壳间隙闭合动力学和间隙变化（以解决芯块-包壳相互作用问题）；

- 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、裂变气体排放、燃料棒内压增加、燃料棒热导率降低）；
- 燃料棒弯曲；
- 燃料棒生长。

使用经过验证的分析模式和/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设备或商业核电厂（先导棒或先导组件）中获得。分析模式通常与燃耗相关。

燃料组件

II-2. 燃料组件各部件（如对于压水堆，燃料组件的上下管座、导向管、定位格架、搅混格架、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工况和负载：

- 堆芯压紧系统负载；
- 水力负载；
- 热工水力限值（如临界热流密度）；
- 事故负载（如失水事故）和地震负载；
- 装卸和运输负载；
- 燃料组件弯曲变形。

反应性控制组件

II-3. 反应性控制组件的设计需要考虑以下几个方面：

- 在正常运行、瞬态和事故工况下的控制棒内压和相关的包壳应力；
- 热膨胀和辐射导致的肿胀；
- 吸收材料和包壳受辐照的影响；
- 磨蚀对包壳受力的影响。

中子源组件

II-4. 中子源组件的设计需要考虑以下几个方面：

- (a) 辐照效应；
- (b) 考虑外围燃料组件的燃耗吸收效应的影响；
- (c) 地震等外部事件。

阻力塞组件

II-5. 阻力塞组件的设计需要考虑以下问题：

- (a) 由于热膨胀或辐照肿胀导致的与导向管相互作用；
- (b) 对冷却剂旁流的影响（对压水堆）；
- (c) 磨蚀对导向管受力的影响。

参与起草和审订人员

| | |
|--------------|-------------|
| Asfaw, K. | 国际原子能机构 |
| Kamimura, K. | 日本核监管局 |
| Nakajima, T. | 日本核监管局 |
| Schultz, S. | 美国核管制委员会 |
| Shaw, P. | 国际原子能机构 |
| Sim, K. | 国际原子能机构 |
| Suk, H. | 加拿大核安全委员会 |
| Toth, C. | 国际原子能机构 |
| Waeckel, N. | 法国电力公司 |
| Yllera, J. | 国际原子能机构 |
| Zhang, J. | 比利时特克贝尔工程公司 |

当地订购

国际原子能机构的定价出版物可从我们的主要经销商或当地主要书商处购买。
未定价出版物应直接向国际原子能机构发订单。

定价出版物订单

请联系您当地的首选供应商或我们的主要经销商：

Eurospan

1 Bedford Row
London WC1R 4BU
United Kingdom

交易订单和查询：

电话：+44 (0) 1235 465576

电子信箱：trade.orders@marston.co.uk

个人订单：

电话：+44 (0) 1235 465577

电子信箱：direct.orders@marston.co.uk

网址：www.eurospanbookstore.com/iaea

欲了解更多信息：

电话：+44 (0) 207 240 0856

电子信箱：info@eurospan.co.uk

网址：www.eurospan.co.uk

定价和未定价出版物的订单均可直接发送至：

Publishing Section
International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre
PO Box 100

1400 Vienna, Austria

电话：+43 1 2600 22529 或 22530

电子信箱：sales.publications@iaea.org

网址：<https://www.iaea.org/zh/chu-ban-wu>

通过国际标准促进安全

国际原子能机构
维也纳