

# 国际原子能机构安全标准

保护人类与环境

## 核电厂运行限值和条件 及运行程序

特定安全导则

第 SSG-70 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，国际原子能机构受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](http://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](mailto: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、发展和实际应用的资料性出版物组成。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。

# 核电厂运行限值和条件 及运行程序

## 国际原子能机构成员国

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
布隆迪	大韩民国	塞拉利昂
佛得角	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
芬兰	荷兰王国	越南
法国	新西兰	也门
加蓬	尼加拉瓜	赞比亚
冈比亚	尼日尔	津巴布韦
	尼日利亚	
	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-70 号

# 核电厂运行限值和条件 及运行程序

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（日内瓦）通过并于 1971 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。可以获得许可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內容。请见 [www.iaea.org/publications/rights-and-permissions](http://www.iaea.org/publications/rights-and-permissions) 了解详情。垂询可致函：

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>

© 国际原子能机构，2024 年  
国际原子能机构印刷  
2024 年 6 月 · 奥地利

## 核电厂运行限值和条件及运行程序

国际原子能机构，奥地利，2024 年 6 月

STI/PUB/2009

ISBN 978-92-0-521623-2（简装书：碱性纸）

978-92-0-521423-8（pdf 格式）

EPUB 978-92-0-521523-5

ISSN 1020-5853

# 前 言

## 拉斐尔·马里亚诺·格罗西总干事

国际原子能机构（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”。这些是原子能机构必须适用于其自身业务而且各国可以通过其国家法规来适用的标准。

原子能机构于 1958 年开始实施其安全标准计划，此后有了许多发展。作为总干事，我致力于确保原子能机构维护和改进这套具有综合性、全面性和一致性的、与时俱进的、用户友好的和适合目的的高质量安全标准。在利用核科学和技术的过程中正确地适用这些标准将为全世界的人和环境提供高水平的保护，并为持续利用核技术造福于所有人提供必要的信心。

安全是得到许多国际公约支持的一项国家责任。原子能机构的安全标准奠定了这些法律文书的基础，而且是有助于各方履行各自义务的全球基准。虽然安全标准对成员国没有法律约束力，但它们被广泛适用。对已在国家法规中采用这些标准以加强核能发电、研究堆和燃料循环设施中以及医学、工业、农业和研究领域核应用中的安全的绝大多数成员国而言，它们已成为不可或缺的基准点和共同标准。

原子能机构的安全标准以原子能机构成员国的实际经验为基础，并通过国际协商一致产生。各安全标准分委员会、核安保导则委员会和安全标准委员会成员的参与尤其重要，我向所有为这项工作贡献自己的知识和专长的人表示感谢。

原子能机构在通过评审工作组访问和咨询服务向成员国提供援助时，也使用这些安全标准。这有助于成员国适用这些标准，并使得能够共享宝贵经验和真知灼见。在安全标准的定期修订过程中，会考虑到这些工作组访问和服务的反馈，以及从使用和适用安全标准的事件和经历中汲取的教训。

我相信，原子能机构安全标准及其适用将为确保在使用核技术时实现高水平安全作出宝贵的贡献。我鼓励所有成员国宣传和适用这些安全标准，并与原子能机构合作，在现在和将来维护其质量。



# 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<sup>1</sup>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。

<sup>1</sup> 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）、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。

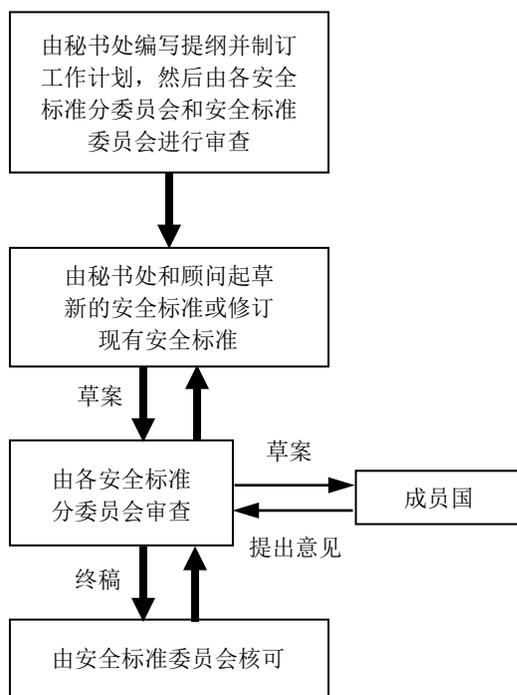


图 2. 制订新安全标准或修订现行标准的过程。

## 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

安全和核安保相关术语应理解为《国际原子能机构核安全和核安保术语》（见 <https://www.iaea.org/resources/publications/iaea-nuclear-safety-and-security-glossary>）中的术语。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

<b>1. 导言</b> .....	<b>1</b>
背景 (1.1-1.5).....	1
目的 (1.6, 1.7).....	2
范围 (1.8-1.10).....	2
结构 (1.11).....	2
<b>2. 运行限值和条件的概念及其制定</b> .....	<b>3</b>
运行限值和条件的概念 (2.1-2.7).....	3
制定运行限值和条件 (2.8-2.17).....	4
<b>3. 安全限值 (3.1-3.6)</b> .....	<b>6</b>
<b>4. 安全系统限值设置 (4.1-4.3)</b> .....	<b>7</b>
<b>5. 正常运行限值和条件 (5.1-5.9)</b> .....	<b>9</b>
<b>6. 监视和试验要求 (6.1-6.5)</b> .....	<b>10</b>
<b>7. 运行程序及导则</b> .....	<b>11</b>
概述 (7.1-7.13).....	11
应急运行程序的特殊方面 (7.14-7.24).....	13
严重事故管理导则 (7.25-7.31).....	15
多机组现场事故 (7.32-7.34).....	16
调试阶段的运行程序 (7.35, 7.36).....	17
<b>8. 制定运行程序 (8.1-8.9)</b> .....	<b>17</b>
<b>9. 遵守运行限值和条件以及运行程序 (9.1-9.12)</b> .....	<b>18</b>
<b>附录 I 正常运行限值和条件的选择</b> .....	<b>21</b>
<b>附录 II 运行程序 (大纲) 的制定</b> .....	<b>30</b>
<b>参考文献</b> .....	<b>33</b>
<b>附件 举例说明安全限值、安全系统设置和正常运行限值之间的相互关系</b> .....	<b>35</b>
<b>参与起草和审订人员</b> .....	<b>39</b>



# 1. 引言

## 背景

1.1. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2 (Rev.1) 号《核电厂安全：调试和运行》[1]规定了核电厂运行的要求，而原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/1 (Rev.1) 号《核电厂安全：设计》[2]规定了核电厂的设计要求。

1.2. 本“安全导则”提供了核电厂运行限值和条件 (OLC)<sup>1</sup> 和运行程序的制定和使用的特定建议。

1.3. 本“安全导则”是与其他六份核电厂运行安全导则同时编写的，内容如下：

- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-71 号《核电厂改造》[3]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-72 号《核电厂营运组织》[4]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-73 号《核电厂堆芯管理和燃料装卸》[5]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-74 号《核电厂中维护、试验、监视和视察》[6]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-75 号《核电厂员工的招聘、资格和培训》[7]；
- 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-76 号《核电厂运行的实施》[8]。

这套安全导则的一个共同目标是支持在核电厂培养强大的安全文化。

1.4. 本“安全导则”中使用的术语应按照原子能机构《安全术语》[9]定义和解释来理解。

---

<sup>1</sup> 在一些国家，使用术语“技术规范”代替术语“运行限值和条件”。

1.5. 本“安全导则”取代原子能机构《安全标准丛书》第 NS-G-2.2 号《核电厂运行限值、条件及运行程序》。<sup>2</sup>

## 目的

1.6. 本“安全导则”的目的是就核电厂运行限值和条件及运行程序的制定、内容和实施提供建议，分别满足 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 6 和 26。还提供了关于制定应急运行程序和严重事故管理导则的建议，以满足 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 19，以及关于为退役做准备的运行限值和条件及运行程序的建议，以满足 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 33。

1.7. 本“安全导则”中提供的建议主要针对核电厂的营运组织和监管机构。

## 范围

1.8. 预计本“安全导则”将主要用于陆基固定式核电厂，其水冷反应堆设计用于发电或其他生产应用（如区域供热或海水淡化）。

1.9. 本“安全导则”涵盖了运行限值和条件的概念；适用于核电厂的内容；以及营运组织对其建立、修改、遵守和记录的责任。支持实施运行限值和条件并确保其遵守的运行程序（包括应急运行程序和严重事故管理导则）也在本“安全导则”的范围内。

1.10. 与核电厂安全运行相关的维护、监视、在役检查、辐射防护和其他安全相关活动的程序以及应急准备和响应程序不在本“安全导则”的范围内。

## 结构

1.11. 第 2 部分提供了与运行限值和条件的概念和制定相关的建议；第 3—6 部分提供了关于安全限值、安全系统设置限值、正常运行限值和条件以及运行限值和条件监控和试验要求的建议；第 7 部分和第 8 部分提供了关于

---

<sup>2</sup> 国际原子能机构《核电厂运行限值、条件及运行程序》，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）。

制定运行程序和准则的建议；第 9 部分提供了关于如何确保遵守运行限值和条件及运行程序的建议，包括保留此类遵守记录的必要性；附录 I 列出了通常为其建立运行限值和条件的项目的样本清单；附录 II 概述了运行程序的制定；附件载有一个示例，说明安全限值、安全系统设置和正常运行限值之间的相互关系。

## 2. 运行限值和条件的概念及其制定

### 运行限值和条件的概念

2.1. SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 4.6 段指出：

“电厂应在运行限值和条件下运行，以防止出现可能导致预计运行事件或事故工况的情况，并在此类事件确实发生时缓解其后果。应制定运行限值和条件，以确保电厂按照设计假设和意图以及其许可证条件进行运行。”

运行限值和条件的定义应尽可能确保纵深防御水平的独立性（见 SSR-2/1 (Rev.1) [2]要求 7）及其足够的可靠性。

2.2. SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 4.9 段指出：“运行限值和条件应包括正常运行的要求，包括停堆和大修阶段，并应涵盖运行人员应采取的行动和应遵守的限值。”正常运行模式包括启动、功率运行、停堆、关闭、维护、试验和换料。运行限值和条件应定义运行要求，以确保对安全重要物项在所有运行状态、设计基准事故和设计扩展工况下都能发挥作用。这包括用于事故管理（包括严重事故管理）永久安装的便携式和移动设备。

2.3. 运行限值和条件应包括需要遵守的限值，以及安全重要结构、系统和部件需要满足的运行要求，以执行其在电厂安全分析报告中描述的预期功能。

2.4. 安全运行取决于人员以及设备和程序；因此，运行限值和条件还应包括当超出限值或安全重要设备无法执行其预期功能时应采取的行动。关于运行人员，运行限值和条件应包括监视和纠正或其他必要行动的要求，以补

充维护这些运行限值和条件所涉及的设备的功能。一些运行限值和条件可能涉及自动功能和人员行动的组合。

2.5. SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 4.10 段指出：

“运行限值和条件应包括以下内容：

- (a) 安全限值；
- (b) 安全系统限值设置；
- (c) 正常运行限值和条件；
- (d) 监视和试验要求；
- (e) 偏离正常运行的行动说明。”

此外，运行限值和条件应包括判断其适用性的目标，以及推导这些目标的基础。这些目标和基础应包括在关于运行限值和条件的文件中，以提高电厂人员对应用和遵守运行限值和条件重要性的认识。

2.6. 运行限值和条件应形成一个包含第 2.5 段所列要素的逻辑系统。其中安全限值构成安全条件的最终界限。附件中举例说明了这种相互关系。运行限值和条件应易于控制室人员接近它们并应该易于识别，最好放在一份文件中供控制室使用。控制室人员必须完全熟悉运行限值和条件及其技术基准（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 4.11 段）。

2.7. 如果出现这样的情况，运行人员由于任何原因不了解电厂的运行状态，或者不能确定电厂是否在运行限值和条件内运行，或者如果电厂以不可预测的方式运行，应立即采取措施使电厂进入安全状态。运行限值和条件应包含大意如此的一般性声明。

## 制定运行限值和条件

2.8. SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 4.7 段指出：“运行限值和条件应反映安全分析报告中描述的最终设计中的规定。”运行限值和条件应基于对单一电厂及其环境的安全分析。确定性安全分析的使用应酌情辅以概率安全分析。运行限值和条件的确定应充分考虑安全分析过程中的不确定性。安全分析报告及运行限值和条件应根据调试试验的结果进行评审和必要的修订（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 6.4 段）。

2.9. 应为每个运行限值和条件提供书面理由，其中应包括采用每个运行限值和条件的原因和任何相关背景信息。这些理由应随时可用，例如在主控制室和现场的技术支持中心。

2.10. 初始运行限值和条件通常应由营运组织与电厂设计者合作在运行开始前制定，以确保有足够的时间进行营运组织委托的独立评定。

2.11. SSR-2/2 (Rev.1) 第 4.12 段指出：

“营运组织应确保建立和实施适当的监视计划，以确保符合运行限值和条件，并确保其结果得到评价、记录和保留。”

每个运行限值和条件都应该有相关的监视要求，以核实是否遵守运行限值和条件。

2.12. 运行限值和条件应该对负责的运行人员有意义，并且应该由可直接测量(或可直接识别)的参数值来定义。在不能使用直接可测量值的情况下，限值参数与反应堆功率(或其他可测量参数)之间的关系应酌情用表格、图表或计算技术表示。每个运行限值和条件都应以这样一种方式陈述，即清楚地表明是否发生了违背。

2.13. 清晰的表达和避免歧义是可靠使用运行限值和条件的重要因素；因此，在编写将向运行人员提交运行限值和条件文件的早期阶段，应征求关于人为因素的建议。应解释术语的含义，以帮助防止误解。

2.14. 如有必要对运行限值和条件进行修改，应采用第 2.8—2.12 段所述的相同方法。应评审所有电厂改造，以确定是否需要修改运行限值和条件。对运行限值和条件的任何修改都应经过营运组织的评定和批准，遵循电厂的既定程序。根据 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 4.15 段，修改后的运行限值和条件可能还需要得到监管机构的核准。SSG-71[3]提供了关于电厂改造的建议。

2.15. 当有必要临时修改运行限值和条件时 — 例如，对新堆芯进行物理试验 — 应确保充分分析修改的影响，并且修改后的状态虽然是临时的，但至少涉及与永久修改相同水平的运行限值和条件评定和批准。当永久方法作为一种正当的替代方法可用时，这应该比临时修改运行限值和条件更可取。

2.16. SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 4.8 段指出：“应根据经验、技术发展和安全方法以及电厂的变化，对运行限值和条件进行必要的评审和修改。”应对运行限值和条件进行定期评审，以确保它们仍然适用于其预期目的。例如，应修改运行限值和条件，以反映设备的更换、环境对设备的影响以及老化。即使电厂没有被改造，也应该进行这种定期评审。

2.17. 应考虑概率安全评定在运行限值和条件优化中的应用。这涉及风险知情方法，利用概率安全评定和运行经验的洞察力来优化允许的停堆时间、监视试验间隔和试验策略。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3 号《制定和实施核电厂一级概率安全评定》[10]提供了进一步的建议。

### 3. 安全限值

3.1. 安全限值的概念是基于通过对燃料和燃料包壳的温度以及对冷却剂压力、压力边界完整性和影响从燃料中排放放射性物质的其他运行特征施加限制，防止放射性物质从电厂中不可接受地排放。安全限值旨在保护某些实物屏障的完整性，防止放射性物质不受控制地排放。

3.2. 应通过保守的方法确定安全限值，以确保考虑到与安全分析相关的所有不确定性。这意味着超过一个单一的安全限值不会导致不可接受的后果。然而，如果超过任何安全限值，只有在进行了适当的评价并根据既定的电厂程序批准重新启动后，才应反应堆停堆并恢复正常的功率运行。在超过安全限值后反应堆停堆规则中允许的任何例外都应包括在运行限值和条件中，并在安全分析中证明是正当的。

3.3. 选择安全限值的目的应是在所有工况下保持燃料包壳的完整性和反应堆冷却剂系统压力边界的完整性，从而确保没有大量放射性物质的排放。

3.4. 虽然安全壳的完整性对于限制事故的放射性后果很重要，但安全壳完整性的丧失本身不会导致燃料包壳的损坏。因此，安全壳的完整性不包括在安全限值中，但应包括在正常运行限值和条件中（见第 5 部分）。

3.5. 燃料和燃料包壳的温度应限制在确保不超过设计要求的值内。使用第 3.2 段中提到的保守方法，安全限值通常应表示为确保燃料包壳完整性的

最大可接受温度。应定义和确定燃料包壳局部传热速率的安全限值，以确保局部燃料温度和燃料包壳温度不会上升到可能发生包壳故障的水平。

3.6. 反应堆冷却剂系统的压力和温度的安全限值应与其设计值相关联。

## 4. 安全系统限值设置

4.1. 应根据一系列参数建立安全系统设置。这些参数包括建立安全限值所依据的参数，以及可能导致压力或温度瞬变的其他参数（或参数组合）。超过一些安全系统设置将导致反应堆自动停堆。超过其他安全系统设置将导致其他自动动作，以防止超过安全限值。提供其他安全系统设置以启动安全系统的运行。安全系统以这样一种方式限制反应堆系统的响应，即要不超过安全限值，又要缓解假想事故的后果。附件中说明了安全系统设置、安全限值和正常运行限值之间的相互关系。

4.2. 应建立安全系统设置，以确保在安全分析报告中假想参数值范围内自动启动安全系统，同时考虑到在调整标称设定点时可能发生的偏差。应提供适当的警报，使运行人员能够在达到安全系统设置之前启动纠正措施。

4.3. 下表包含应提供安全系统设置的典型参数、运行事件和保护系统装置：

- 中子通量和分布（即启动、中间和运行功率范围）；
- 中子通量变化率；
- 轴向功率分配系数；
- 功率振荡；
- 反应性保护设备；
- 燃料包壳或燃料通道冷却剂的温度；
- 临界功率比（沸水堆）；
- 反应堆冷却剂温度；
- 反应堆冷却剂的温度变化率；
- 反应堆堆芯空隙含量（沸水堆）；
- 反应堆冷却剂系统的压力（包括冷过压设置）；

- 反应堆容器或稳压器中的水位（随设备状态和反应堆类型而变化）；
- 反应堆冷却剂流量；
- 反应堆冷却剂流量的变化率；
- 再循环流（沸水堆）；
- 再循环流量变化率（沸水堆）；
- 一次冷却剂循环泵跳闸或再循环泵（沸水堆）跳闸；
- 中间冷却和终极散热器；
- 蒸汽发生器（压水堆）的水位；
- 蒸汽发生器（压水堆）的入口给水温度；
- 蒸汽发生器（压水堆）的出口蒸汽温度；
- 蒸汽流量和压力；
- 给水流量和温度（沸水堆）；
- 启动蒸汽管道隔离、汽轮机跳闸和给水隔离；
- 关闭主蒸汽管线隔离阀；
- 应急冷却剂注入；
- 安全壳压力；
- 启动安全壳的喷淋系统、冷却系统和隔离系统；
- 干井压力和温度（沸水堆）；
- 湿井压力、温度和水位（沸水堆）；
- 冷却剂毒性的控制和注入系统；
- 一回路中的放射性物质水平；
- 蒸汽管线中的放射性物质水平；
- 反应堆厂房中的放射性物质水平；
- 废气和废水出口中的放射性物质水平；
- 丧失正常电源；
- 丧失应急电源；
- 蒸汽发生器管泄漏监控（压水堆）；
- 一回路泄漏监控。

在正常运行的不同模式下，设置可能不同。例如，在低工作温度下，反应堆压力容器的泄压系统可能需要较低的压力设置。在超出安全系统设置的情况下或在设备故障的情况下启动的行动也可能因反应堆类型和设计而异。对于特定的反应堆类型，一些设置可能不适用，安全系统设置应根据附加参数进行规定，这些参数应在安全分析报告中进行描述。附录 I 提供了应包含在运行限值和条件文件中的参数、运行事件和保护系统设备的信息。

## 5. 正常运行限值和条件

5.1. 正常运行限值和条件旨在确保安全运行；也就是说，确保安全分析报告的假设仍然适用于运行工况，并且在电厂运行中不超过既定的安全限值。此外，应确保在正常运行值和已建立的安全系统设置之间有可接受的裕度，以避免安全系统不希望的频繁启动。附件中的图 A-1 显示了安全限值、安全系统设置和正常运行限值之间的相互关系。

5.2. 正常运行限值和条件应包括运行参数的限值、可运行设备的最低数量的规定、最低人员配备水平、运行人员在偏离运行限值和条件时应采取的规定行动以及从这些偏离中恢复的允许时间框架。运行限值和条件还应包括诸如反应堆冷却剂的化学成分和放射性含量以及向环境排放放射性物质的限值等参数。

5.3. 可运行性要求应说明安全重要系统或部件的数量，这些系统或部件应处于运行状态或每种正常运行模式的备用状态。这些可运行性要求共同定义了每种正常运行模式的最小电厂配置。在定义此最低安全配置时，应保持每个纵深防御级别和电厂中实施屏障的独立性。在无法满足可运行性要求的工况下，应具体说明为使电厂达到安全状态而采取的行动，如降功率或反应堆停堆，并说明完成该行动所允许的时间。

5.4. 在断电后电厂启动期间，可运行性要求应比电力运行期间允许的运行灵活性更严格。应指定启动所需的安全系统设备。

5.5. 在预计运行事件（包括反应堆停堆）之后，应确定和评价事件的原因。应采取适当的纠正措施，以保证恢复运行或在停堆的情况下重新启动反应堆是安全的。确定要执行的评价和行动程序应该提前准备好。如果超过了

运行限值和条件，应调查原因。进一步的建议可在原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号《核装置运行经验反馈》[11]找到。

5.6. 当有必要将安全系统的某个部件从服务中移除时，应确认安全逻辑继续符合设计规定。安全功能的执行可能会受到与执行该功能的设备没有直接关系的过程条件或服务系统条件的影响。应确保识别任何此类影响，并应用适当的限值，以确保维持最低安全电厂配置。

5.7. 对于安全相关设备的可运行性要求，应考虑冗余和可靠性设计中的规定，以及设备在不增加不可接受风险的情况下不可运行的时间。

5.8. 应评定允许的不可运行期和这些期的累积影响，以确保风险的任何增加保持在可接受的水平。为此，应酌情使用概率安全评定或可靠性分析。考虑到预先存在的安全研究或运行经验等信息，应在运行限值和条件中规定比概率安全评定得出的不可运行期更短的不可运行期。

5.9. 附录 I 包含通常为其建立运行限值和条件的参数、运行事件和保护系统设备的样本列表。这些项目适用于正常运行模式。应该认识到，对于特定的电厂设计，可能需要其他限值，以确保设计和安全分析中包括的所有参数都得到充分控制。

## 6. 监视和试验要求

6.1. 为了确保在适用模式下满足安全系统设置以及正常运行限值和条件，应根据批准的监视计划（见第 2.11 段）对相关系统和部件进行监控、视察、检查、校准和试验。应充分规定监视计划，以确保运行限值和条件的所有方面都得到解决。

6.2. 应明确规定安全系统以及安全相关系统和支持系统的试验要求和监视试验间隔。监视试验的频率应考虑到设备的安全重要性，并应基于可靠性分析。在可能的情况下，这种分析应包括概率安全评定和从以前的监控结果中获得的经验；如果这些都不可用，可靠性分析应基于供应商的建议。概率安全评定也可用于在对整体电厂风险的特定因素进行定量分析的基础上修改监视试验间隔。概率安全评定可以作为现有运行限值和条件评审和修改的一部分，或者作为新电厂规范开发的一部分[10]。

6.3. 监视要求应在程序中特定规定，程序中还应包含明确的验收标准，以确保对系统可运行性或部件可运行性没有疑问。应记录验收标准和被确认的运行限值和条件之间的关系。

6.4. 监视要求还应包括检测老化和腐蚀、疲劳和其他机制引起的其他形式的退化的活动。这些活动将包括对非能动式系统和受正常运行限值和条件明确涵盖的系统进行无损检测。如果发现退化条件，应评定对系统可运行性的影响并采取行动。

6.5. SSG-74[6]提供了关于监视活动的进一步建议。

## 7. 运行程序及导则

### 概述

7.1. SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 26 规定：

**“应根据营运组织的政策和监管机构的要求，制定全面适用于（反应堆及其相关设施）正常运行、预计运行事件和事故工况的运行程序。”**

所有与安全相关的活动都应按照符合原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 2 号《安全的领导和管理》[12]规定要求的管理系统制定和发布的程序进行。SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 3.2 段。包括监视程序在内的书面运行程序的可用性和正确使用是对核电厂安全运行的重要贡献。

7.2. SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 5.8 段指出：

**“应制定事故管理计划，该计划应包括预防事故（包括比设计基准事故更严重的事故）演变以及在发生事故时缓解其后果所必需的准备措施、程序和标准以及设备。”**

7.3. 在制定运行程序时，包括设计基准事故的应急运行程序和没有显著燃料退化的设计扩展工况，以及严重事故管理导则，应考虑人和组织因素对纵深防御水平的影响。

7.4. SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 4.26 段指出：“所有对安全重要活动应根据书面程序进行，以确保电厂在既定的运行限值和条件下运行。”运行程序应提

供所有正常运行模式的安全运行说明，包括启动、功率运行、停堆、关闭、维护、试验和换料。程序还应提供关于如何改变负载和操纵系统、设备和部件的说明，包括在比设计基准事故更严重的电厂状态下使用的系统、设备和部件。

7.5. 运行程序应根据其应用方式进行分类。例如，应通过这一分类明确区分下列类型的程序：

- (a) 以循序渐进的方式持续应用的运行程序；
- (b) 用作确认行动正确性参考的运行程序；
- (c) 供参考的运行程序。

7.6. 分步程序的使用应包括在每一步完成后、开始下一步之前对每一步进行确认。程序应包含执行某些关键任务的停工点，包括在超过停工点之前酌情进行独立检查。

7.7. 应制定警报响应程序以支持运行程序。他们应确保对偏离稳态运行工况做出及时和正确的响应（见附录 II），并确保电厂在运行限值和条件或安全分析报告中规定的限值内运行。

7.8. 运行人员为协助其履行指定职责而经常使用的运行辅助工具 — 包括草图、手写笔记、曲线和图表、说明、程序副本、印刷品、图纸、信息标签和其他信息来源 — 必须根据 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.5 段进行控制。SSG-76[8]提供了进一步的建议。

7.9. 对于预计运行事件、设计基准事故和没有显著堆芯退化的设计扩展工况，运行程序应提供返回安全状态的说明。对于没有明显堆芯退化的设计基准事故和设计扩展工况，将电厂参数保持在规定的限值内的程序应基于事件或基于症状（见第 7.14 段、第 7.17—7.20 段）。

7.10. 当在核电厂使用口头和/或书面指令时，应制定行政程序，以确保这些指令不会偏离既定的运行程序，也不会损害既定的运行限值和条件。

7.11. 应核实和验证运行程序，以确保它们在管理和技术上是正确的，易于运行人员理解和使用，并将按预期发挥作用。运行程序应适当考虑其使用环境。运行程序应以其将在现场使用的形式进行验证。

7.12. SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.4 段指出：

“运行程序和支持文件……应得到批准，并在必要时定期评审和修订，以确保其充分性和有效性。程序应根据运行经验和电厂的实际配置及时更新。”

7.13. 在电厂改造完成后，在对相关运行程序进行必要的评审和修订之前，经改造的系统或设备不应投入运行。作为定期安全评审的一部分，还应对程序进行评审，以确定营运组织管理、实施和遵守电厂程序以及保持符合运行限值和条件和监管要求的流程在确保电厂安全方面是否充分有效。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-25 号《核电厂定期安全评审》[13]提供了进一步的建议。

## 应急运行程序的特殊方面

7.14. 需要酌情制定基于事件或基于症状的应急运行程序（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.3 段）。这些程序应涵盖所有工作模式，包括低功耗和停堆模式。这两种方法对于设计基准事故都可以使用，尽管基于症状的程序更可取，原因见第 7.19 段基于症状的应急运行程序应使用指示电厂状态的参数，以帮助确定运行人员应采取的最佳行动，而无需进行事故诊断。

7.15. 应急运行程序还应解决设计扩展工况，而不会显著降低燃料质量。应急运行程序的目的是指导主控制室运行人员和其他运行人员防止燃料降解，考虑到电厂的全部设计能力，使用安全系统和非安全系统，包括可能在超出其初始预期功能和运行工况的情况下使用它们。应急运行程序应用于事故管理的预防领域。

7.16. 还应为装卸和贮存乏燃料的地点制定应急运行程序。应急运行程序应处理同时影响反应堆和乏燃料的事故工况的管理，并应考虑到反应堆和乏燃料系统之间的潜在相互作用。根据停堆和乏燃料系统，应急运行程序应考虑以下因素：

- (a) 在停堆模式下，大多数自动保护信号可能已被禁止，并且可能会激活大量警报；
- (b) 在燃料装卸、维护和定期试验过程中，由于人为错误，事故风险可能会增加；

- (c) 由于维护，系统可能不可用；
- (d) 可用的仪器仪表可能有限；
- (e) 运行人员可能需要在短时间内采取行动。

7.17. 基于事件的应急运行程序根据事件的确定规定运行人员的运行。对于基于事件的程序，行动应基于与设计和安全分析报告中考虑的预定义事件相关的电厂状态。在使用基于事件的方法时，应在运行人员采取纠正和/或缓解措施之前确定具体的设计基准事故。

7.18. 基于事件的应急运行程序应至少包括以下内容：

- (a) 识别特定事故的症状（如警报、运行工况、参数变化的可能幅度、堆芯冷却潜在退化的特征）；
- (b) 可能因事故而启动的自动行动；
- (c) 控制运行或自动动作确认的运行人员即时动作；
- (d) 运行人员采取随后行动，使反应堆恢复到正常状态，或提供安全、延长和稳定的停堆工况。

7.19. 应考虑基于事件程序的固有局限性。这些措施如下：

- (a) 只有在正确识别事件类型后，才有可能采取最佳的纠正措施或缓解事故后果的措施。运行人员可能需要对意外事件做出响应，并可能发现自己处于没有受过专门培训的情况下，或者没有特定程序来准确识别已经发生的事件；
- (b) 安全分析报告中只分析和说明了有限数量的事件，超设计扩展工况的未分析事故不在应急运行程序的范围内；
- (c) 大多数基于事件的过程假想事件将以某种预定的方式制定，并且只考虑有限数量的事件组合；
- (d) 不同程序之间没有联系或过渡点；因此，不存在用于处理多个事件（例如蒸汽管道断裂与冷却剂丧失事故相关联，或者给水丧失与预期瞬变相关联而没有紧急停堆）。

7.20. 基于症状的应急运行程序可以通过正式定义和优先考虑关键安全功能来解决基于事件方法的一些限值。在基于症状的程序中，应对事件的措施

决策应根据症状和电厂状态（如安全参数和关键安全功能的值）进行规定。这允许在缺乏关于持续事故假想方案信息的情况下保持最佳运行特征。

7.21. 应急运行程序应包含采取各种行动的决策点和标准。应评定与用于决策参数相关的不确定性和裕度。为了实施基于症状的程序，应进行全面的热水力分析。这种分析应确保与每个关键安全功能恶化相关的一套通用运行措施足以承受该安全功能面临的最严峻挑战。在适用的情况下，应使用电厂特定的概率安全分析来确定边界序列，对这些序列进行实际的热工水力分析，并确定潜在的运行人员行动和时间[10]。

7.22. 应急运行程序应易于与其他电厂程序区分开来。应自始至终使用一致的格式。程序的标题应简短并具有描述性，以使运行人员能够快速识别其适用的异常工况。

7.23. 在应急运行程序中应避免说明性文字，应仅限于运行人员执行行动或核实电厂状态的指示。应急运行程序可能包含辅助信息，以帮助运行人员采取应急措施，但该信息应与指令的主要部分分开。这些程序应酌情包括启动确定应急等级和启动相应应急计划的行动（见原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号《核或辐射应急准备与响应》[14]）。每当事件的严重性发生变化时，应重复执行这些运行的指令。

7.24. 关于应急运行程序的开发和评审的更多信息见参考文献[15]。

## **严重事故管理导则**

7.25. 原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-54 号《核电厂事故管理计划》[16]提供了关于事故管理（包括严重事故管理）的建议。

7.26. 必要的严重事故管理导则应通过系统分析电厂对严重事故的脆弱性以及制定应对这些脆弱性的策略来确定。

7.27. 应根据事故管理策略和用于缓解事故后果的措施制定严重事故管理导则。目的是在严重事故期间为现场应急响应组织提供指导。负责执行严重事故管理导则的运行人员是主要控制室运行人员和现场技术支持中心的工作人员（或同等人员）。公司、区域或国家一级技术中心的工作人员也可以

使用这些导则向受影响的现场提供支持。所有此类人员都应接受使用和应用严重事故管理导则的培训。

7.28. 在识别和选择应对严重事故的最合适措施时，应考虑电厂的特定细节。要求严重事故管理导则包括所有可能的手段——与安全相关的和常规的；永久和非永久；在电厂内，从邻近装置和场外——目的是保持安全壳的完整性，防止放射性物质排放到环境中（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 5.8B 段和 GSR Part 7[14]）。

7.29. 为确保有效使用严重事故管理导则，应将其与现有的应急运行程序仔细衔接，以避免任何遗漏。SSG-54[16]提供了关于应急运行程序和严重事故管理导则之间的接口以及从遵循一个到遵循另一个的过渡建议。

7.30. 应核实和验证严重事故管理导则，以尽可能评定其技术准确性和充分性，以及人员遵循和执行导则的能力。应定期评审严重事故管理导则，以确保其符合目的，并应在电厂相关部分改造后进行更新。

7.31. 严重事故管理导则应涵盖所有电厂状态和所有燃料位置，包括乏燃料水池和现场干式贮存（如相关）。严重事故管理导则应处理同时影响反应堆燃料和贮存设施乏燃料的严重事故。

## 多机组现场事故

7.32. 需要应急运行程序和严重事故管理导则来解决包含多机组场址的多机组甚至所有机组可能同时受到影响的可能性，包括同时发生的事故（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 5.8A 段）。这些程序和导则应处理损坏从一个机组传播到另一个或多机组的可能性，或由一个机组采取的行动造成的可能性。

7.33. 应急运行程序和严重事故管理导则应包含决策点和标准，以采取必要的行动，确保多机组电厂场址受事故影响机组以外的机组安全运行，并在适当的情况下，将这些其他机组置于安全停堆状态。

7.34. 应在严重事故管理导则中说明多机组场址各机组之间的互连方式。严重事故管理导则应考虑在设计扩展工况下，在机组之间使用任何可用的互连手段。

## 调试阶段的运行程序

7.35. 不同的人员组—承担建造、调试和运行—在调试阶段并行工作，责任逐渐转移，直到所有责任都属于营运组织的管理层。在此期间，运行人员应在调试人员的监视下，根据 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 25 为调试计划准备的试验程序进行运行。

7.36. 调试试验程序应尽可能遵循正常的电厂运行程序，以便核实并在必要时修订这些程序（另见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 6.9 段）。这一过程也为运行人员提供了熟悉电厂运行程序和电厂对这些程序响应的机会。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-28 号《核电厂调试》[17]提供了调试阶段运行程序的建议。

## 8. 制定运行程序

8.1. 为了制定一套运行程序，应该应用一个有计划和系统的过程。应为负责编写程序人员提供全面的指导。

8.2. SSR-2/2 (Rev.1) 第 7.1 段指出：“特定程序的详细程度应适合该程序的目的。”每个程序都应足够详细，以便合格人员能够在没有直接监督的情况下执行必要的活动，但不应试图提供所涉及电厂过程的完整描述。

8.3. 程序的格式可能因电厂而异，这取决于营运组织的政策；但是，所有程序都应根据符合 GSR Part 2[11]和 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 2 的管理系统制定。

8.4. 应指派具有适当能力和经验的人员制定和核实程序。这些程序应由参与其开发的人员以外的人员进行核实。

8.5. 应使用涉及人为因素的技术（如任务分析）来制定安全、可靠和有效的运行程序，该程序考虑到控制室的布局、电厂的总体设计、人员安排和电厂的运行经验。

8.6. 应为负责编写程序的人员提供针对电厂的指导，涉及以下内容：

(a) 对安全分析报告和运行限值和条件中规定限值的明确描述；

- (b) 程序之间的适当联系，以避免遗漏、相互冲突的指示和重复；并明确确定程序的进出条件，包括应急运行程序和严重事故管理导则；
- (c) 有效地（即向运行人员）介绍运行程序的内容，包括明确目标及其含义，并酌情使用流程图、图表和其他介绍辅助工具；
- (d) 需要对程序的基础进行书面解释，以帮助用户和个人在未来修订程序；
- (e) 核实和批准流程，包括针对电厂的验证（或尽可能与电厂相关的模拟）；
- (f) 对事故工况使用应急运行程序，包括设计基准事故和没有明显堆芯退化的设计扩展工况，以及对堆芯熔化的设计扩展工况使用严重事故管理导则。

8.7. 应在运行程序中正确识别相关传感器、警报和致动器，尤其是事故后或事故后程序，以确保安全过渡到安全状态。

8.8. 对运行程序的任何修订都应根据管理系统进行。修订后的运行程序需要在使用前进行核实和验证；见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 7.1 段和第 7.4 段。受程序修订影响的任何其他运行程序也应相应修订，运行人员应酌情接受修订后程序的培训。

8.9. 附录 II 提供了关于制定运行程序方法的进一步指导。

## 9. 遵守运行限值和条件以及运行程序

9.1. 核电厂的营运组织对安全负有主要责任。（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 1）要求营运组织确保符合运行限值和条件。（参见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 6）

9.2. 对遵守运行限值和条件的一个主要贡献是提供与运行限值和条件一致的运行程序。有些运行限值和条件可能在程序或其他文件中直接说明，如果是这样，应在相关文件中明确说明。

9.3. 对于具有多机组的场址，每个单独机组的运行限值和条件应一起呈现，最好是在专门用于该机组的单一文档中。

9.4. SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 9.3 段指出：“在退役的准备阶段，应保持高水平的运行安全，直到核燃料从电厂移除。”因此，运行程序和运行限值及条件的编写方式应使其在准备期间也适用。

9.5. 营运组织应定期对运行限值和条件的合规性进行核实。核实应独立于运行人员进行。

9.6. 要求在管理系统中包括检查运行限值和条件及运行程序遵守情况以及应对偏差的责任分配（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 3.2(b)段和第 3.2(e)段）。

9.7. 为了帮助确保合规，所有负责应用运行限值和条件的人员都应获得当前运行限值和条件的副本，并应在应用方面接受充分培训。在可能的情况下，应在仪器仪表和显示器上清楚地显示运行限值，以便于遵守。类似地，当前的运行程序应该立即提供给控制室人员和其他应要使用或参考它们的人员。运行人员应在应用当前程序方面接受充分培训，当运行限值和条件及运行程序修订时，应提供适当的再培训。

9.8. 如果不符合运行限值和条件或无法遵循程序，应报告并分析原因。作为分析的结果，需要采取适当的纠正措施以避免再次发生（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 5.30 段）。这可能导致根据管理系统内建立的允许以有控制的方式进行变更的流程修改运行限值和条件或运行程序（另见 SSR-2/2(Rev.1) [1]第 7.4 段）。还应分析运行期间的调试试验或常规试验的结果，以确定是否需要修改运行限值和条件或运行程序。

9.9. 在修改运行限值和条件或运行程序时，应使用配置管理，以确保所有文档保持一致。特别是，应该有一个机制来对照安全分析报告交叉检查运行限值和条件及运行程序，以帮助配置控制，并避免意外删除或保存运行限值和条件或其不正确应用。

9.10. 运行人员的最低人数，尤其是控制室的最低人数，应在运行限值和条件中规定。运行程序的设计应供现有运行人员使用，包括人数和资质。运行程序应明确谁负责执行。如果需要口头交流，应按照批准的协议进行。

9.11. 要求评价、记录和保留确保遵守运行限值和条件（见第 6 部分）的监视计划的结果（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 4.12 段）。应制作电厂运行记录以及符合运行限值和条件及运行程序的证明，并保存在适当的档案中（另见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]第 4.52 段）。要求报告与运行限值和条件的偏差，并采

取适当的应对措施（见 SSR-2/2（Rev.1）[1]第 4.14 段）。应对不合规报告进行调查，以确保实施纠正措施，并帮助防止将来再次发生不合规行为。与遵守或偏离运行限值和条件及运行程序相关的典型文件和记录如下：

- (a) 涵盖每个功率水平期间的运行记录，包括停堆；
- (b) 监视计划的记录（见第 6 部分）；
- (c) 燃料库存（新的和旧的）、燃料转移、燃料燃耗历史和堆芯核实的记录；
- (d) 向环境排放气态和液态放射性物质的记录，以及在现场积累的固态和液态放射性废物的记录；
- (e) 一回路传热系统部件的压力循环和温度循环记录；
- (f) 对与运行限值和条件相关的运行程序或电厂设备所做修改的评审记录，或对运行限值和条件所做修改的评审记录；
- (g) 培训记录和向运行人员介绍修改后运行程序的记录；
- (h) 监查记录、监查结果和纠正措施；
- (i) 偏离运行限值和条件或运行程序的报告；
- (j) 影响遵守运行限值和条件安全系统中的人为错误或故障的报告；
- (k) 偏离正常运行的特殊或临时运行说明；
- (l) 行政程序的制作和授权运行程序，包括特殊和临时运行程序。

9.12. 应特别考虑配置在第 9.11 段提到的文件。以便在必要时能够识别和随时检索与退役阶段相关的记录。原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-47 号《核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役》[18]提供了退役建议。

# 附录 I

## 正常运行限值和条件的选择

I.1. 根据反应堆的类型、设计特点和法规要求，本附录中列出的限值和条件是适用的。限值和条件应在运行限值和条件文件（见第 2.6 段和第 9.3 段）或程序中说明，视情况而定。所有限值和条件应基于设计说明和执行的安全分析，两者都记录在安全分析报告中。

### 反应性控制

#### 负反应性

I.2. 可用于插入的反应性控制设备中的最小负反应性应使安全分析报告中假想次临界程度能够在从任何正常运行模式和任何相关事故工况下停堆后立即达到，同时考虑到单一故障标准。

I.3. 应根据运行程序或运行限值和条件文件中运行人员可获得的信息，如控制棒位置、液体毒物浓度或中子倍增系数，规定必要的负反应性。

I.4. 应在运行程序或运行限值和条件文件中规定温度反应性系数、氙浓度和其他瞬时反应效应的限值，以便在停堆后，如果温度、氙浓度或其他瞬时反应效应不能通过正常反应控制设备补偿，可以通过使用硼酸水或其他中子吸收剂无限期保持次临界。

#### 反应性系数

I.5. 如果安全分析表明有此需要，应在运行程序或运行限值和条件文件中说明不同反应堆工况下反应性系数的限值，以确保事故和瞬态分析中使用的假设在每个燃料循环中仍然适用于运行工况。

#### 正反应性插入率

I.6. 正反应性插入率的限值应在运行程序或运行限值和条件文件中说明。应通过反应性系统逻辑或设置运行人员应遵守的特殊限值来确保符合性，以避免可能导致燃料温度过高的反应性相关事故工况。

## 监控反应堆堆芯中的中子通量

I.7. 对于充分监控反应堆功率水平的中子通量所需仪器仪表的可运行性要求，包括启动和停堆工况，应在运行限值和条件文件中说明。这些可能包括关于使用中子源提供必要的最低通量水平和关于中子探测器灵敏度的规定。SSG-73[5]提供了关于堆芯管理的建议。

## 反应性控制设备

I.8. 反应性控制设备的可运行性要求，包括安全分析报告中规定的冗余和多样性要求，以及它们的位置指示器应在各种正常运行模式的运行限值和条件文件中说明。这些可运行性要求应明确规定反应性控制设备的正确运行顺序以及启动和插入时间。（对于沸水堆，可通过改变再循环流速来控制反应性。）

## 反应性差异

I.9. 应在运行程序或运行限值和条件文件中说明反应性控制设备的预测和实际临界配置之间的允许反应性差异限值，并应在每次主要换料后的初始临界阶段和规定的时间间隔内核实这些限值的符合性。应评价显著反应性差异的原因，并采取必要的纠正措施。

## 液体中子吸收系统

I.10. 影响溶解度的参数限值（如浓度、贮存条件、温度）应在所有液体中子吸收系统的运行限值和条件文件中说明，并应规定适当的措施，以确保检测和纠正不符合这些限值的情况。应说明确保系统正确启动和运行的可运行性要求，并应定义启动和注射时间。

## 对堆芯的变动

I.11. 在对堆芯进行任何变动后，应根据运行程序确认和核实燃料和堆芯部件的位置，以确保每一个物项都在正确的位置。

## 硼稀释事件的预防

I.12. 在压水堆中，应特别注意在停堆运行期间尽量减少硼稀释事件的可能性。应在运行程序或运行限值和条件文件中说明硼浓度的限值、源范围内中子通量监控的条件、未硼化水源的隔离和应急硼系统。

## 反应堆保护系统和仪器仪表

### 反应堆保护系统和其它安全系统用仪器仪表

I.13. 应在运行限值和条件文件中说明反应堆保护系统和其他安全系统仪器仪表的可运行性要求，以及对响应时间、仪器仪表漂移和仪器仪表精度的限值（如适用）。应确定基于安全分析报告所需的联锁设备，并在运行限值和条件文件中说明相关的可运行性要求。

### 远程停堆的仪器仪表和控制

I.14. 如果在电厂设计中提供了用于远程停堆的仪器仪表和控制则应说明基本参数（如温度、压力、冷却剂流量、中子通量）的运行限值和条件，以允许电厂从主控制室外的一个或多个位置停堆并保持在安全状态。

## 堆芯冷却

### 反应堆冷却剂系统的温度和临界功率比

I.15. 对于各种正常运行模式，应在运行程序或运行限值和条件文件中说明冷却剂温度（最高和最低）和温度变化率的限值，以确保不超过堆芯参数的安全限值，并将影响冷却剂系统完整性的温度保持在适当的限值范围内。

I.16. 对于沸水堆，临界功率比是指示堆芯冷却状态的最重要参数。临界功率比的限值应在运行限值和条件文件中说明。

### 反应堆冷却剂系统的压力和水位

I.17. 反应堆冷却剂系统的允许压力和沸水堆的反应堆压力容器中的水位的限值应在运行程序或各种正常运行模式的运行限值和条件文件中说明。

为了考虑到材料特性的限值，对反应堆冷却剂系统允许压力和反应堆压力容器水位的这些限值应与温度或冷却剂流量等其他参数一起说明。在这种情况下，应明确说明不同参数之间的关系，并提供确保不超过允许条件所需的任何图表或计算技术。应选择限值，以便不超过各种事故分析中假设的初始条件，并保持一回路冷却系统的完整性。

## 反应堆功率

I.18. 应在运行限值和条件文件及安全分析报告中建立和定义反应堆总功率的限值，以确保不超过堆芯冷却系统的能力。

## 反应堆功率分布

I.19. 必要时，应在运行程序中说明反应性控制或控制棒和/或吸收器模式的特殊逻辑，以及控制棒的反应性值，以确保满足各种正常运行模式的允许通量差、功率峰值系数和功率分配的规定运行限值和条件。流量分布的适当控制应确保不超过燃料温度和热流量的限值以及事故分析中假想初始条件。应提供适当的计算方法或测量技术，使运行人员能够确认符合性。

## 反应堆冷却剂的化学质量

I.20. 除了压力和温度的运行限值和条件之外，反应堆冷却剂化学质量方面的限值也应在运行限值和条件文件中说明。例如，在水冷反应堆中，电导率、pH 值、氧含量和杂质（如氯和氟）的水平很重要。

## 压力安全阀和卸压阀

I.21. 对于反应堆冷却剂系统中的安全阀和/或卸压阀，应在运行限值和条件文件中说明可运行性要求。对于直接循环沸水堆，该系统包括蒸汽系统安全阀和卸压阀。阀门驱动的压力设置应在运行程序中说明。这些数值的可运行性要求应确保反应堆容器在正常运行的所有模式下，包括在低温下运行以及在事故工况下都保持完整。

## 慢化剂和盖气系统

I.22. 适当时，应在程序或运行限值和条件文件中说明慢化剂温度、化学质量和污染物水平的限值。运行限值和条件文件中还应规定覆盖气体中爆炸性气体混合物的允许浓度限值，并规定在线过程监控相关设备的可运行性要求。

## 蒸汽发生器

I.23. 与安全分析报告中描述的可运行性要求一致的可运行性要求应在蒸汽发生器的运行限值和条件文件中说明。这些要求应包括对应急给水系统和蒸汽系统安全阀和隔离阀的可运行性要求，以及对令人满意水质的限值和在水位和最小热交换能力的限值。

## 反应堆冷却剂系统泄漏

I.24. 泄漏限值应确保冷却剂库存可由正常补水系统维持，系统完整性可保持在安全分析报告中假设的程度。应在运行程序或运行限值和条件文件中提供与其安全功能相称的安全重要特定部件的最大泄漏规范。在确定泄漏限值时，应考虑泄漏介质对环境或二回路系统污染的允许限值。

I.25. 对于反应堆冷却剂泄漏的检测和测量系统，应在运行限值和条件文件中说明可运行性要求。一般来说，泄漏应分为已识别的泄漏或未识别的泄漏。已识别的泄漏包括，例如，进入收集系统（如泵密封处的收集系统）、进入安全壳空气或通过蒸汽发生器的泄漏；应测量这些泄漏，以免掩盖不明泄漏。

## 反应堆冷却剂放射性

I.26. 反应堆冷却剂活性水平的限值应在运行限值和条件文件中说明，以确保保护人员（并可能保护公众和环境）以及提供燃料完整性的指标。如果使用冷却剂活性的在线测量来监控运行中的燃料包壳完整性，则应在运行限值和条件文件中规定检测和（如适用）识别故障或可疑燃料的最低规定。

## 最终散热器

I.27. 应在运行程序或运行限值和条件文件中规定与最终散热器冷却能力一致的功率生产水平限值。

## 停堆时衰变热导出

I.28. 停堆模式下的运行可能会影响反应堆冷却系统的能力。在某些运行开始前，如降低冷却剂液位或打开反应堆冷却剂系统和安全壳边界，与衰变热水平相关的限值应在运行程序中说明。应在运行限值和条件文件中规定附加条件，以确定需要在所有停堆状态下运行的冷却系统。在轻水反应堆中，应特别注意停堆运行期间水位的监控和控制，以防止衰变热导出系统的损失。应在运行程序或运行限值和条件文件中提供水位限值和必要的可运行仪器仪表。

## 应急堆芯冷却系统

I.29. 用于应急堆芯冷却的各种系统的可运行性要求应在运行限值和条件文件中说明。这些应包括设备的可运行性和相关的环境条件，冷却剂的注入和循环的充分性，以及管道系统的完整性。应急堆芯冷却所依赖的所有系统最小流体量的限值和条件也应在运行限值和条件文件中说明。可运行性要求应涵盖应对安全分析报告中分析事故所需的所有规定。

I.30. 运行限值和条件文件中还应说明应急电源系统和其他辅助系统的可运行性要求，如用于防止液体冻结的加热回路、设备冷却系统和通风系统。还应规定这些应急系统在事故工况下的长期能力，以确保向环境排放的任何放射性物质低于可接受的限值。

## 安全壳和相关系统

I.31. 安全壳和相关系统的可运行性要求应在运行限值和条件文件中说明，并应包括安全壳完整性所必需的所有正常运行模式。应规定允许的泄漏率，并应在运行限值和条件文件中说明以下各项的可运行性和条件：

- (a) 隔离阀；
- (b) 真空断路器阀；

- (c) 驱动设备；
- (d) 过滤、冷却、浇灌和喷淋系统；
- (e) 可燃气体的控制和分析系统；
- (f) 通风和净化系统；
- (g) 相关仪器仪表。

I.32. 限值应该是这样的，从安全壳和相关系统排放的任何放射性物质将被限制在事故分析中假设的泄漏路径和速率内。应规定出入控制的预防措施，以确保安全壳系统的有效性不受损害。

## 其他系统

### 通风系统

I.33. 应在运行限值和条件文件中说明通风系统的可运行性要求，这些通风系统旨在防止空气中的放射性物质排放到环境中（或将此类排放保持在规定的限值内），或旨在支持安全系统。

### 二道安全壳通风

I.34. 如果提供了二道安全壳，应在运行限值和条件文件中说明压力或泄漏率方面的适当限值。

### 服务系统

I.35. 许多安全系统的可靠运行依赖于服务系统的运行，例如压缩空气系统和服务水系统。如果这些服务系统对电厂安全有重大影响，则应在运行限值和条件文件中考虑这些系统限值和条件。

### 电力系统和其他电源

I.36. 所有运行状态下电源的可用性和可运行性要求应在运行限值和条件文件中说明。这些电源包括：

- (a) 场外电源；
- (b) 场内发电机（即柴油机和燃气轮机，包括相关的燃料储备）；

- (c) 蓄电池和相关控制系统；
- (d) 保护、配电和开关设备。

I.37. 可运行性要求应确保有足够的电力供应反应堆安全停堆以及缓解和控制事故工况所需的所有安全系统。可运行性要求应确定必要的电力、供电线路的冗余、最大允许时间延迟和应急供电的必要持续时间。其他电源（如气动系统）的等效要求应在运行限值和条件文件中说明。当许多系统和部件因维护而停止服务时，应特别注意确保在停堆运行中保持充足的电力供应。

## 地震监控

I.38. 在适用的情况下，地震监控仪器仪表的可运行性要求应在运行程序或运行限值和条件文件中说明。应根据安全分析报告建立警报或任何纠正措施的设置。应规定设备的数量，并应足以确保在规定的限值下启动任何必要的自动动作。

## 重物移动

I.39. 应在运行程序或运行限值和条件文件中规定限值，以防止重物在对安全重要物项可能因起重设备的误用或故障而受损的区域上方或附近移动。

## 燃料装载

I.40. 燃料和吸收器处理的运行限值和条件应在运行限值和条件文件中说明，并应包括一次可装卸燃料量的限值，如有必要，还应包括辐照燃料的温度和衰变时间的限值。如果适当，应说明燃料装卸设备的可运行性要求。

I.41. 应规定在燃料装卸或换料操作期间监控堆芯反应性，以确保符合反应性运行限值和条件。为确保在燃料移动期间不进行可能引起辐射危害或临界事故的运行，应在运行程序中规定燃料装卸人员和控制室运行人员之间的通信条件。

## 辐照燃料的贮存

I.42. 辐照燃料的贮存条件应在运行程序或运行限值和条件文件中说明，并应包括以下内容：

- (a) 乏燃料冷却系统的最小冷却能力和燃料上方的最小水位；
- (b) 禁止将燃料贮存在指定存放辐照燃料的位置以外的任何位置；
- (c) 最小贮存量；
- (d) 适当的反应性裕度，以防止贮存区域的临界。

还应为辐照燃料的贮存区规定适当的辐射监控。

## 新燃料的贮存

I.43. 新燃料贮存的条件应在运行程序或运行限值和条件文件中说明。在装卸或贮存过程中，防止新燃料临界的任何特殊措施也应在运行程序中说明。新燃料的制造数据应对照购买燃料的规范进行检查。

## 辐射监控仪器仪表

I.44. 辐射监控仪器仪表的可运行性要求，包括放射性流出物的监控，应在运行程序或运行限值和条件文件中说明。这些可运行性要求应确保根据 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 20 制定和实施的辐射防护计划，充分监控适当的区域和排放路线，并确保在超过规定的放射性水平或活度水平时发出警报并采取适当行动。

## 电厂人员配置

I.45. 在所有运行状态和事故工况下运行电厂所需的合格运行人员的最低数量应在运行限值和条件文件中说明。最低运行人员人数必须足以执行应急运行程序（见 SSR-2/2 (Rev.1) [1]要求 4）。

## 消防系统

I.46. 消防系统的可用性要求应在运行限值和条件文件中说明。

## 消耗品和备件

I.47. 如果贮存安排可能对电厂安全产生重大影响，则应考虑现场消耗品和备件的可用性和贮存条件。这些条件应在运行程序中说明。

## 附录 II

### 运行程序（大纲）的制定

II.1. 可以使用图 1 所示的过程来开发运行程序。与图 1 方框 1—10 相关的建议载于第 II.2—II.10 段。运行程序的制定应符合 SSR-2/2 (Rev.1) [1] 要求 26。

II.2. 运行程序通常应由运行人员起草（方框 1）。用作参考的主要文件应包括以下内容：

- (a) 包含设计基准、要求、假设和意图的文件；
- (b) 合同文件、原始设计者和电厂供应商的文件，以及指导系统和组件运行的相关设备规范；
- (c) 调试文件（参见 SSG-28[17]第 5 部分）；
- (d) 包含相同或相似类型的其他电厂程序的文件。

II.3. 要求根据监管要求以及管理系统中包含的营运组织政策制定运行程序（参见 SSR-2/2 (Rev.1) [1] 要求 26）。还应确保运行程序与安全分析报告、电厂设计文件和运行限值和条件一致。

II.4. 运行程序初稿（方框 2）的评审，特别是安全方面的评审，应由至少与起草程序的人员具有同等资格的人员进行。评审应确认所有对安全及其性能要求重要的相关物项都已得到考虑。

II.5. 应征求相关运行人员对草案的意见，并酌情征求负责电厂设计和建造人员的意见（方框 3 和方框 3(a)）。

II.6. 在运行经理批准后（方框 4），应通过尝试将程序应用于每个系统的初始运行或（如有必要）模拟运行来验证程序（方框 5）。在可能的情况下，这种验证应由负责起草和评审程序的人员以外的人员进行。在仅执行模拟运行的情况下，该程序应最终通过应用于系统的实际运行来验证。

II.7. 如果验证试验的结果不令人满意，则应将草案发回重新起草，并提出修订建议（方框 4(a)）。如果试验结果令人满意，应将草案发送给相关经理，并建议批准和发布草案。

II.8. 在确认认为没有必要进行进一步修订后，应由电厂经理批准这些程序（方框 6）。然后应将程序输入文件系统，包括在电厂手册中，并根据质量管理原则进行处理（方框 7）。

II.9. 所有已批准的程序应按照营运组织的管理系统发布和分发，并提供给相关运行人员使用（方框 8 和方框 9）。

II.10. 评审应在规定的时间间隔（通常为 1 年或 2 年）或根据运行经验认为必要时进行（方框 10）。由于这些评审而对程序进行的任何修订都应遵循与初始程序相同的流程。

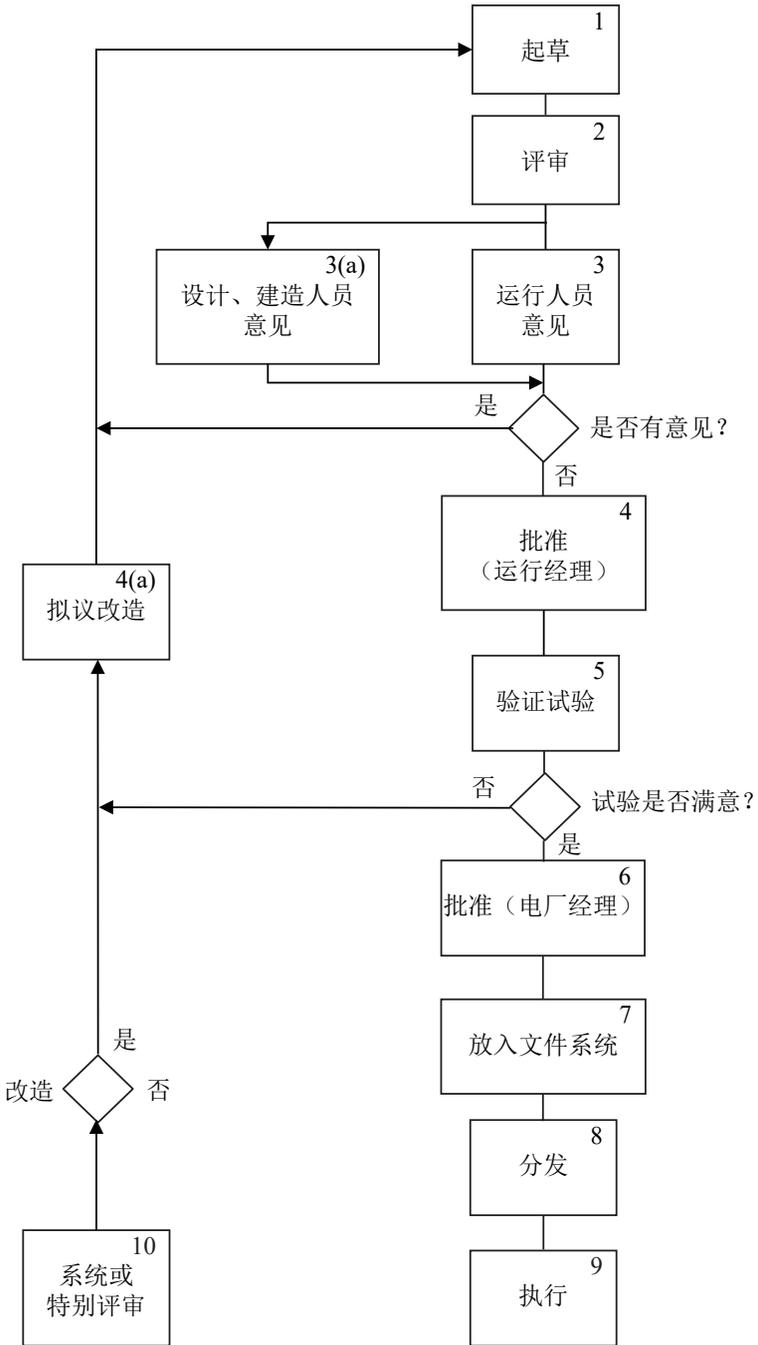


图 1. 制定运行程序的流程图。

## 参 考 文 献

- [1] 国际原子能机构《核电厂安全：调试和运行》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSR-2/2 (Rev.1) 号，国际原子能机构，维也纳（2016 年）。
- [2] 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）。
- [3] 国际原子能机构《核电厂改造》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-71 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [4] 国际原子能机构《核电厂营运组织》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-72 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [5] 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 SSG-73 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [6] 国际原子能机构《核电厂维护、试验、监视和视察》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-74 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [7] 国际原子能机构《核电厂员工的招聘、资格和培训》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-75 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [8] 国际原子能机构《核电厂运行的实施》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-76 号，国际原子能机构，维也纳（出版中）。
- [9] 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）。
- [10] 国际原子能机构《制定和实施核电厂一级概率安全评定》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-3 号，国际原子能机构，维也纳（2010 年）（修订版编写中）。
- [11] 国际原子能机构《核装置运行经验反馈》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-50 号，国际原子能机构，维也纳（2018）。
- [12] 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）。

- [13] 国际原子能机构《核电厂定期安全评审》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-25 号，国际原子能机构，维也纳（2013 年）。
- [14] 联合国粮食及农业组织、国际原子能机构、国际民用航空组织、国际劳工组织、国际海事组织、国际刑警组织、经济合作与发展组织核能机构、泛美卫生组织、全面禁止核试验条约组织筹备委员会、联合国环境规划署、联合国人道主义事务协调厅、世界卫生组织、世界气象组织，《核或辐射应急准备与响应》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 GSR Part 7 号，国际原子能机构，维也纳（2015 年）。
- [15] 国际原子能机构《核电厂特定应急运行规程的制定和审查》，《安全报告丛书》第 48 号，国际原子能机构，维也纳（2006 年）。
- [16] 国际原子能机构《核电厂事故管理计划》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-54 号，国际原子能机构，维也纳（2019 年）。
- [17] 国际原子能机构《核电厂调试》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-28 号，国际原子能机构，维也纳（2014 年）。
- [18] 国际原子能机构《核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役》，国际原子能机构《安全标准丛书》第 SSG-47 号，国际原子能机构，维也纳（2018 年）。

## 附 件

# 举例说明安全限值、安全系统设置和正常运行限值之间的相互关系

### 导言

A-1. 图 A-1 以燃料包壳温度为例，说明了安全限值、安全系统设置和正常运行限值之间的相互关系。<sup>1</sup>

A-2. 为了图 A-1 的目的，假设在安全分析报告中已经建立了监控参数（在这种情况下，冷却剂温度）和已经建立了安全限值的参数（在这种情况下，最大燃料包壳温度）之间的相关性。安全分析将表明，在冷却剂温度的安全系统设置下致动安全系统将防止燃料包壳温度达到安全限值，超过该安全限值可能发生从燃料中排放大量放射性物质。

### 稳态工作范围

A-3. 监控参数由控制系统或运行人员根据运行程序保持在稳态范围内。

### 超过警报设置（曲线 1）

A-4. 例如，由于负载变化或控制系统的不平衡，所监控的参数可能超过稳态范围。如果冷却剂温度达到警报设置，则运行人员将被警告采取行动，以补充任何自动系统，在燃料包壳温度达到正常运行限值之前，将燃料包壳温度降低到稳态值的范围内。还需要考虑运行人员响应的可能延迟。

### 超过正常运行限值（曲线 2）

A-5. 基于安全分析的结果，可以在稳态运行范围和安全系统设置之间的任何水平设置正常运行限值。为了考虑正常运行中出现的常规波动，在警报设置和正常运行限值之间有裕度是正常的。在正常运行限值和安

---

<sup>1</sup> 本示例是基于压水堆；然而，本附录中描述的一般概念适用于其他类型的反应堆。

置之间也可以有一个裕度，以允许运行人员在不激活安全系统的情况下采取行动来控制瞬变。如果达到正常运行限值，并且运行人员能够采取纠正措施来防止达到安全系统设置，则瞬变将具有曲线 2 的形式。

### **超过安全系统设定值（曲线 3）**

A-6. 在控制系统发生故障或运行人员失误或其他原因的情况下，监控参数可能会达到 A 点的安全系统设置，安全系统将被启动。由于安全系统中固有的延迟，该纠正措施仅在 B 点生效。所采取的行动必须足以防止达到安全限值，但不能排除局部燃料损坏。

### **超过安全限值（曲线 4）**

A-7. 如果事故比核电厂的设计基准事故更严重，包壳的温度可能会超过安全限值，从而发生大量放射性泄漏。额外的安全系统可以由其他参数驱动，以使其他工程安全特征投入运行以缓解后果，并且可以激活事故管理措施。

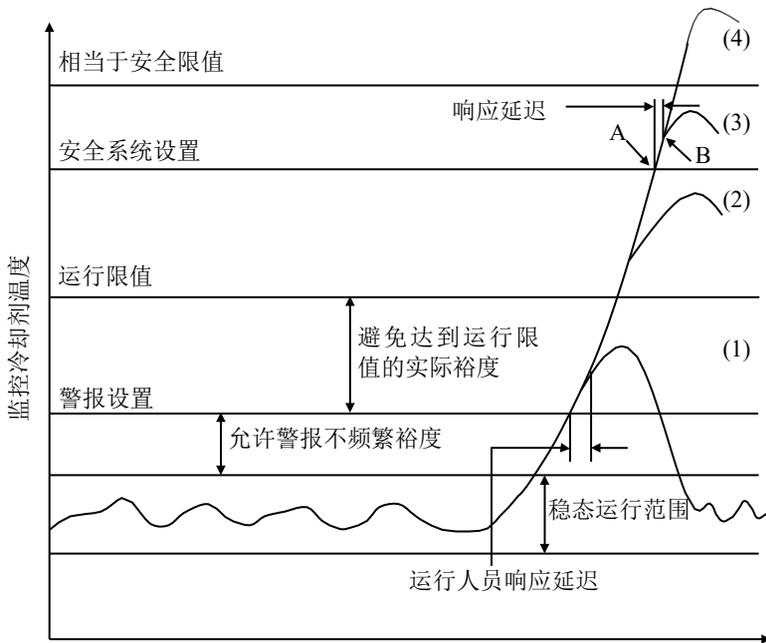
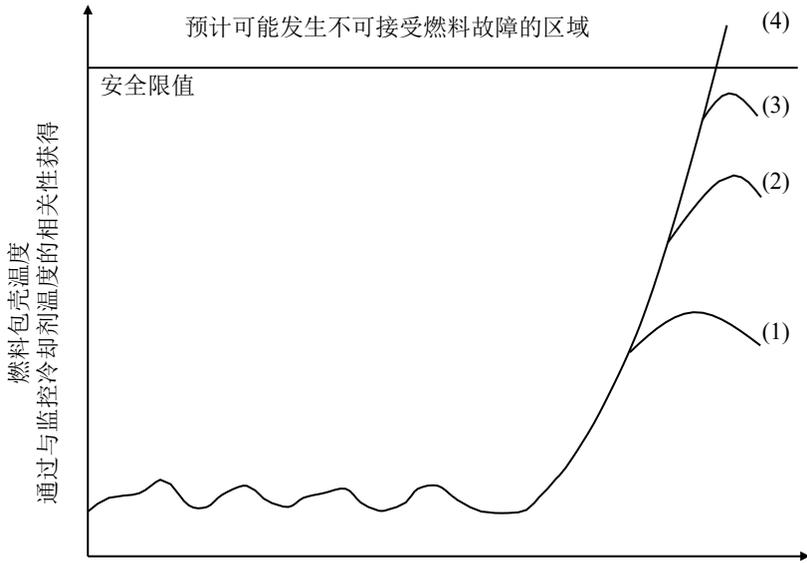


图 A-1. 安全限值、安全系统设置和正常运行限值之间的相互关系。

所示的四条曲线在 A-4—A-7 段做了解释



## 参与起草和审订人员

Andersson, O.	顾问（瑞典）
Asfaw, K.	国际原子能机构
Bassing, G.	顾问（德国）
Cavellec, R.	国际原子能机构
Depas, V.	比利时能源集团电力公司
Lipar, M.	顾问（斯洛伐克）
Nikolaki, M.	国际原子能机构
Noël, M.	欧洲委员会联合研究中心（比利时）
Ranguelova, V.	国际原子能机构
Shaw, P.	国际原子能机构
Tararin, A.	俄罗斯联邦俄罗斯核电厂联合企业
Vaišnys, P.	顾问（奥地利）



## 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