

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

**IAEA**

**国际原子能机构**

**安全标准**

**丛书**

核动力厂运行限值和条件及  
运行规程

**安全导则**

No. NS-G-2.2



**IAEA**  
国际原子能机构

该出版物已被第 SSG-70 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-70 号取代。

## 核动力厂运行限值和条件及运行规程

### 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-70 号取代。

下述国家是国际原子能机构的成员国：

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

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-70 号取代。

国际原子能机构安全标准丛书第 NS-G-2.2 号

# 核动力厂运行限值和条件及运行规程

## 安全导则

国际原子能机构  
维也纳，2005 年

该出版物已被第 SSG-70 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 • 2005 年  
国际原子能机构印制  
2005 年 8 月 • 奥地利

## 核动力厂运行限值和条件及运行规程

国际原子能机构，奥地利，2005 年 8 月  
STI/PUB/1100  
ISBN 92-0-514105-4  
ISSN 1020-5853

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

## 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、制造者和营运者也适用这些标准，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-70 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-70 号取代。

## 目 录

1. 引言 .....	1
背景 (1.1—1.3) .....	1
目标 (1.4) .....	1
范围 (1.5) .....	1
结构 (1.6) .....	2
2. 安全目的 (2.1) .....	2
3. 运行限值和条件的概念及其制订 .....	2
运行限值和条件的概念 (3.1—3.7) .....	2
制订运行限值和条件 (3.8—3.16) .....	3
4. 安全限值 (4.1—4.5) .....	4
5. 限制性的安全系统整定值 (5.1—5.4) .....	5
6. 正常运行的限值和条件 (6.1—6.9) .....	7
7. 监督要求 (7.1—7.5) .....	8
8. 运行规程 .....	8
总则 (8.1—8.7) .....	8
应急程序的特定方面 (8.8—8.18) .....	9
调试阶段的运行规程 (8.19—8.20) .....	11
9. 制定运行规程 (9.1—9.7) .....	11
10. 遵守运行限值和条件以及运行规程 (10.1—10.7) .....	12
附件I：正常运行限值和条件的选择 .....	15
附件II：制定运行规程（大纲） .....	24
参考文献 .....	27

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

附录：举例解释一些术语 .....	29
术语表 .....	33
参与起草和审订的人员 .....	35
认可安全标准的机构 .....	36

## 1. 引言

### 背景

1.1. 本安全导则是作为国际原子能机构制定与核动力厂相关的安全标准的计划的一部分而编写的。本安全导则取代IAEA1979年版的安全导则《核动力厂的运行限值和条件》（安全丛书 50-SG-O3）。

1.2. 为使核动力厂能以安全方式运行，在最终设计和后续修改中所作的规定必须反映在对核动力厂运行参数的限制以及对核动力厂的设备与人员的要求中。在设计安全评定期间，营运单位必须负责将上述限制和要求编成一套运行限值和条件（OLC）。制定和利用与运行限值和条件相一致并确保其贯彻执行的运行规程（OP）可很大程度地确保遵守运行限值和条件。

1.3. 在本机构的安全要求出版物《核动力厂的安全：运行》[1]的第5章中，规定了对运行限值和条件和运行规程的要求。本安全导则是对该实施法规的补充。

### 目标

1.4. 本安全导则的目的是为运行限值和条件和运行规程的制订、内容和执行提供指导，它的指导对象是监管人员和核动力厂的所有者/营运者。

### 范围

1.5. 本安全导则包括：运行限值和条件的概念，适用于陆基固定的热中子反应堆核动力厂的运行限值和条件的具体内容，以及营运单位制定、修改、遵守运行限值和条件并使之形成文件的责任。支持运行限值和条件的执行并确保其得到遵守的运行规程也在本安全导则的范围之内。维护、监督和检查规程的具体方面，以及与核动力厂安全运行有关的其他安全活动不在本安全导则的范围之内，但可在IAEA其他的安全导则中找到（例如见参考文件[2]和[3]）。

## 结构

1.6. 第二章表明基本安全目的和运行限值和条件之间的关系。第三章介绍运行限值和条件的概念和制定。从第四章到第七章详细描述运行限值和条件类型的特征、安全限值、安全系统整定值、正常运行的限值和条件以及监督要求。第八章和第九章讨论运行规程问题，包括它们的制定。第十章就如何确保遵守运行限值和条件和规程提供指导，包括考虑保留遵守记录的必要性。附件I列出通常规定了限值和条件的物项，附件II给出制订运行规程的大纲。附录举例说明本安全导则使用的一些术语。本安全导则最后是术语表。

## 2. 安全目的

2.1. 为达到基本技术安全目标，即防止可能导致事故工况的事件发生，如果发生这种事故工况，则减轻其影响。“必须按照一套从安全分析中导出的、明确运行的安全界限的运行限值和条件控制设施的运行，这些限值和条件必要时必须根据调试和运行经验进行修订。必须为工作人员和设备的可获得性规定最低要求。必须由经过适当培训且得到认可的人员按照详细、有效和批准的程序运行。”（参考资料[4]，510段）。

## 3. 运行限值和条件的概念及其制订

### 运行限值和条件的概念

3.1. 机构的运行安全要求[1]规定必须制订运行限值和条件，以确保核动力厂按照设计要求运行。为了达到这个要求，应该编写核动力厂安全分析报告，明确必须满足的运行限值和条件，以防止可能导致事故工况的事件发生，或者在事故工况确实发生的情况下，减轻事故的后果。

3.2. 运行限值和条件必须包含对不同运行状态的要求，包括停堆。这些运行状态应包括启动、发电、停堆、维护、试验和换料[1]。运行限值和条件还应该规定运行要求，以确保包括专设安全设施在内的所有安全系统在所有运行状态下和设计基准事故（DBA）下都能执行所要求的功能。

3.3. 运行限值和条件的技术方面包括核动力厂安全重要构筑物、系统和部件能够按照电厂安全分析报告中的假设执行其预定功能时必须遵守的限制和运行

要求。安全运行既取决于设备，也取决于人员，所以运行限值和条件还应该包括运行人员应采取的行动和应遵守的限制。

3.4. 在运行人员方面，运行限值和条件包括对监督以及为补充涉及保持规定的运行限值和条件的设备功能而必须采取的纠正或补充措施的主要要求。一些运行限值和条件可能涉及自动功能和人员操作的组合。

3.5. 核动力厂的运行限值和条件应包括：

- (a) 安全限值，
- (b) 限制性的安全系统整定值，
- (c) 正常运行的限值和条件，
- (d) 监督要求，
- (e) 偏离运行限值和条件时的行动说明。

另外，运行限值和条件可以包括所有或某些最重要的运行限值和条件的目标及其导出的依据，以证明它们的应用。这些应包括在运行限值和条件文件中，以提高核动力厂人员应用和遵守运行限值和条件的意识。

3.6. 应该明白，运行限值和条件构成一个逻辑系统，在这个系统中，第3.5节列出的要素之间密切相关，并且安全限值表示安全条件的最终边界。在附件中可以找到解释这种相互关系的例子。这些运行限值和条件应该随时能被控制室的人员接触到。因此，应将它们收集在一份文件中供控制室使用。控制室的操作人员应该非常了解运行限值和条件以及它们的技术基础。

3.7. 无论什么原因，只要出现运行人员不明白的运行状况，或运行人员不能判定核动力厂是否在运行限值内运行，或核动力厂以非预期的方式运行，那么应该立即采取措施使核动力厂恢复到较安全的状况。

## 制订运行限值和条件

3.8. 运行限值和条件必须以单个核动力厂及其环境的安全分析为基础，根据设计中的规定[1]而制定。运行限值和条件的确定也应恰当考虑到安全分析过程中的不确定性。安全分析报告和运行限值和条件应加以审定，并根据调试试验结果做必要的修改。对每一个运行限值和条件的论证应通过书面形式包括任何有关的背景信息，表明采纳的原因。这些论证应在需要时可随时获得。

3.9. 通常，应在开始运行前与设计者合作制订运行限值和条件，以确保监管机构能有充分的时间进行评定和批准。

3.10. 每一个运行限值和条件都应有相关的监督要求来支持操作人员遵守运行限值和条件。

3.11. 同样重要的是，运行限值和条件对负责操作的人员而言应是意义重大的，并应通过可测量和可直接识别的参数值来确定。如果不能使用可直接识别的参数值，应通过表、图或适当的计算技术来表明限制性参数和反应堆功率或其他可测量参数之间的关系。应以明确的方工来规定运行限值和条件，以使在任何情况下都清楚是否发生了违反运行限值和条件的情况。

3.12. 清晰说明和避免含糊对于运行限值和条件使用的可靠性而言是非常重要的，因此，在早期制订将提供给操作人员的运行限值和条件文件时应考虑到有关人因工程的建议。应对术语的含义加以解释，有助于避免错误理解。

3.13. 只要对运行限值和条件的修改是必要的，都应采用第3.8—3.12节中描述的方法。所有核动力厂的修改都应该经过审查以确定它们是否需要运行限值和条件的修改。对运行限值和条件的任何修改都应该按照要求经过监管部门的审查和批准。

3.14. 如需要暂时修改运行限值和条件，例如对新堆芯进行物理试验，应特别注意，保证修改带来的后果是经过分析的，以及修改后的情况尽管是暂时的，但至少必须达到和长期修改一样的审议和批准水平。当另一种方法合理可行时，应采用该方法，而不用临时性地修改运行限制和条件。

3.15. 应定期审议运行限值和条件以确保它们仍然适用于预期目的，必要时，应根据运行经验和技术发展对运行限值和条件进行修改。即使核动力厂没有任何修改，也要进行定期审查。

3.16. 应对概率安全评定（PSA）在运行限值和条件优化中的应用加以考虑。概率评定方法可与运行经验结合使用来对运行限值和条件进行合理性论证和修改。

## 4. 安全限值

4.1. 安全限值概念的基础是通过应用施加给燃料和燃料包壳的温度、冷却剂压力、压力边界完整性和其他影响燃料中放射性物质释放的运行性能的限值来防止核动力厂不可接受地释放放射性物质。制定的安全限值是为了保护一些防止放射性物质失控释放的实体屏障的完整性。应通过一种保守的方法来制定安全限值，以确保安全分析中的所有不确定性都能被考虑。这意味着超出一个安

全限值未必一定造成前面提到的不可接受的后果。然而，如果超过了任何一个安全限值，反应堆应被停堆，并且只有在根据核动力厂既定程序进行适当评价和批准重新启动后才能恢复正常功率运行。

4.2. 选择安全限值的目的是维持各种工况下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，这样，可以保证不会有重大的放射性物质被释放。维持燃料包壳完整性的一个主要因素是充分冷却燃料。在这方面，应保持反应堆冷却剂系统压力边界完整无缺。这可以防止冷却剂的丧失以及由此造成的冷却效率降低。

4.3. 尽管安全壳的完整性对限制事故的放射学影响是非常重要的，但是安全壳完整性的丧失本身并不会对燃料包壳造成损害。因此它不被包括在安全限值里，应被包括在正常运行的限值和条件下（第六章）。

4.4. 应限制燃料和燃料包壳的温度以保证实现设计意图中有关燃料的破损在可接受的范围内。安全限值通常应当用第4.1.节中提到的保守方法确保燃料包壳完整性的最大可接受值来表示，应制定燃料包壳的局部传热速率限值，以确保局部燃料温度和燃料包壳温度不会上升到发生包壳故障的水平。

4.5. 反应堆冷却剂系统的压力和温度的安全限值应根据它们的设计数值来规定。

## 5. 限制性的安全系统整定值

5.1. 对于包含在安全限值中的参数以及可能影响压力或温度瞬变的其他参数或参数的组合，要选取安全系统整定值。一旦超出某些整定值，将引起事故保护停堆，以抑制瞬变；而超过另一些整定值，将导致一些其他的自动动作，以防止超过安全限值。还有其他一些安全系统整定值，用来触发专设安全系统投入运行。这些专设安全系统可以限制预期运行事件过程，使安全限值不致被超过，或者减轻假想事故的后果。附录阐述了安全系统整定值、安全限值和运行限值和条件之间的相互联系。

5.2. 制定的安全系统整定值应确保安全系统在安全分析报告中假定的参数值以内自动启动，尽管在调整名义整定值可能出现错误。应提供适当的警报，使操作人员能够在安全系统整定值到达之前采取首次的纠正措施。

5.3. 以下是需要安全系统整定值的典型参数、运行事件和保护系统装置。必须说明的是核动力厂状况不同，安全系统整定值可以不同。例如，在低温运行状况下，反应堆压力容器的卸压系统可能需要较低的压力整定值。

- (1) 中子注量率及其分布（流量程、中间量程和运行功率量程）；
- (2) 中子注量率变化率；
- (3) 轴向功率分布因子；
- (4) 功率震荡；
- (5) 反应性保护装置；
- (6) 燃料包壳或燃料通道冷却剂的温度；
- (7) 反应堆冷却剂温度；
- (8) 反应堆冷却剂温度变化速率；
- (9) 反应堆冷却剂系统压力（包括冷态超压整定值）；
- (10) 反应堆容器或稳压器的水位（因核动力厂状况和反应堆类型而异）；
- (11) 反应堆冷却剂流量；
- (12) 反应堆冷却剂流量变化速率；
- (13) 一回路冷却剂主泵跳闸；
- (14) 中间冷却和最终热阱；
- (15) 蒸汽发生器水位；
- (16) 蒸汽发生器的入口给水温度；
- (17) 蒸汽发生器的出口蒸汽温度；
- (18) 蒸汽流；
- (19) 蒸汽压力；
- (20) 触发主蒸汽管道隔离、汽轮机脱机和给水隔离的整定值；
- (21) 主蒸汽管道隔离阀关闭；
- (22) 应急冷却剂注射；
- (23) 安全壳压力；
- (24) 触发安全壳喷淋系统、冷却系统和隔离系统起动的整定值；
- (25) 干井压力；
- (26) 液体中毒物的控制和注射系统；
- (27) 一回路的放射性水平；
- (28) 蒸汽管道的放射性水平；
- (29) 反应堆厂房的放射性水平和大气污染水平；
- (30) 正常电源断电；
- (31) 应急电源。

5.4. 根据堆型和设计的不同,对上列物项需要触发的如第5.1.1节中所述的那些动作可能不一样,或者说某些整定值可能不适用。对某些特定堆型,在安全系统报告中可能规定一些附加的参数,对这类参数应该确定安全系统整定值。

## 6. 正常运行的限值和条件

6.1. 正常运行的运行限值和条件是为了确保安全运行,即确保安全分析报告中的假定是有效的,并保证在核动力厂运行期间,规定的安全限值不被超出。另外,应保证在正常运行值和规定的安全系统整定值之间留有可接受的裕值,以避免安全系统不必要的频繁启动。附录中的图A-1给出了安全限值、安全系统整定值和正常运行限值之间的相互关系。

6.2. 正常运行的限值和条件包括运行参数限值、可运行设备的最低需要量规定、工作人员最低配备水平、操作人员在偏离运行限值和条件时应采取的规定动作以及允许完成这些动作的时间。这些限值包括安全重要参数,如工作介质的化学组成,它们的放射性浓度和放射性物质向环境排放的限值。

6.3. 对各种正常运行方式,可运行性要求应该规定应处于运行状态或备用状态的安全重要系统或部件的数目。这些可运行性要求总起来可以确定每种正常运行模式的动力厂最低安全配置。当可运行性要求不能达到预期程度时,应该规定要采取的行动,如降低功率或停堆,使核动力厂恢复到较安全的状况。并应规定完成这些行动所需的时间。

6.4. 由于停役后动力厂启动期间有关风险较高,这种模式的可运行性要求应该比功率运行期间为提供运行灵活性而容许的可运行性要求更为严格。应该规定启动时要求处于可运行状态的安全系统设备。

6.5. 在包括反应堆停堆在内的异常事件发生后,应确定事件的原因,以确保反应堆安全恢复运行或在停堆时再启动反应堆。应具备有规程来确定要执行的行动和评价。如果超出运行限值和条件限值,应调查原因。

6.6. 当需要使安全系统部件退役时,应确认安全逻辑仍旧符合设计规定。安全功能的执行可能受到不直接与执行此功能的设备相关的过程状态或服役系统状态的影响,因此应保证确定此种影响和采取恰当的限制。

6.7. 在安全相关设备的可运行性要求方面,应在设计中考虑对多重性、设备的可靠性和设备在没有且不可接受的风险增加的情况下可能不能运行的时期的规定。

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

6.8. 应评估容许的不能运行期和这段时期的累计影响，以确保任何风险的增加都被保持在可接受的水平上。概率安全评定或可靠性分析应是达到这一目的最合适的方法。在OLC中可能研究的不可运行时间比从概率安全评价中得到的短。

6.9. 附件I讨论了通常需要正常运行的限值和条件的物项。应该认识到，对于一个特定核动力厂设计而言，还需要其他限值，以确保能充分控制设计和安全分析中的所有参数。

## 7. 监督要求

7.1. 为了确保安全系统整定值以及正常运行的限值和条件在任何时候都得到满足，应根据一个批准的监督大纲对相关系统和部件进行监测、检查、核查、校正和试验。

7.2. 应适当规定监督大纲以确保将限值或条件的所有方面包括在内。监督程序的频率应加以规定并且基于可靠性分析，在可行的情况下包括概率安全评定和对以前监管结果的经验研究，或在两者都没有的情况下采纳供应商的建议。

7.3. 应在程序中以明确的验收准则规定监管要求，确保对系统的可运行性或部件的可运行性没有疑问。这些准则与将被确认的限值或条件之间的关系应以书面形式进行明确。

7.4. 监管要求还应包括旨在探测老化和由于腐蚀、疲劳和其他机理造成的其他形式的性能省化的活动。这些活动将包括对非能动系统和正常运行运行限值和条件中明确包括的系统的无损检查。如果发现性能省化工况，应评估对系统可运行性的影响并采取行动。

7.5. 关于监督工作的进一步指导请见IAEA安全导则《对核动力厂安全重要物项的监督》[3]。

## 8. 运行规程

### 总 则

8.1. 所有安全相关活动必须遵照已批准的行政程序发行的文件来进行。包括监督程序在内的书面运行规程的可获得性和正确使用是有助于核动力厂安全运

## 该出版物已被第 SSG-70 号取代。

行的一个重要因素。IAEA安全要求[1]规定“必须制定全面适用于正常、异常和应急工况的运行规程”（参考资料[1]，第5.11节）。

8.2. 应制定正常运行工况下的运行规程，以确保核动力厂在运行限值和条件范围内运行，运行规程还应为各种正常运行模式的安全操作提供指令，例如启动、发电、关闭、停堆、改变负荷、过程监测和燃料装卸。如需要，运行规程应提交监管部门评定和认可。

8.3. 应制定报警响应程序支持主要的运行规程。它们应确保及时准确地对偏离稳态运行限值（附件）做出响应，还应确保核动力厂的参数保持在规定的限值范围内。

8.4. 运行规程应为预期运行事件和事故工况提供恢复指令。对设计基准事故而言，使核动力厂保持在规定的限值内状态的程序可以基于事件导向或征兆导向。对超设计基准工况而言，这些指令将征兆导向；即，这些程序将使用表明核动力厂状态的参数，使操作人员在不需要事故诊断的情况下确定最佳恢复办法。

8.5. 如果核动力厂在运行操作中使用口头和/或书面指令，那么管理程序也应到位，以确保口头和/或书面指令不会偏离规定的运行规程，也不会损害规定的运行限值和条件。应向监管部门通报任何不符合项，以获得事先批准。

8.6. 运行规程应加以核实和确认，以确保它们在管理和技术上无误，便于操作人员容易使用并起到预期作用。尤其应确保运行规程与它们预计使用的环境协调一致。运行规程应以现场使用的形式得到确认。

8.7. 运行规程被定期审议，以确保其继续适用于其目的，必需时，应按要求对这些程序进行修改、验证、确认和批准。

### 应急程序的特定方面

8.8. 应以事件或征兆为导向来制定应急运行规程（EOP）。对设计基准事故而言，尽管以征兆为导向的规程更适用于第8.12节的原因，但两种方法都可使用。对超设计基准事故而言，由于可能存在各种工况，所以以征兆为导向的应急运行规程和事故管理指南更适合。

8.9. 事件导向的应急运行规程规定了操作人员在事件确定基础上的动作。对事件导向规程而言，事故响应的决定和措施应根据与预定事件有关的核动力厂状况做出，这些事件在设计和安全分析报告中都已被考虑到。在使用事件基准

## 该出版物已被第 SSG-70 号取代。

方法时，操作人员必须在恢复和/或缓解操作开始之前确定具体的设计基准事故。

8.10. 事件基准应急运行规程应至少包括以下方面：

- (a) 鉴别特定事故的征兆（例如报警、运行状态、可能的参数变化幅度、可能的堆芯冷却省化的特征）；
- (b) 作为事故结果而可能被采取的自动动作；
- (c) 操作人员采取控制措施或确认自动动作的直接行动；
- (d) 旨在使反应堆恢复到正常工况或保证安全、延长和稳定的停堆工况的操作人员后续行动。

8.11. 应考虑事件导向规程的固有局限性，它们包括：

- (a) 只有在正确确认事件类型后才可能实现最佳的恢复和/或缓解。然而，操作人员可能需要对意外事件做出响应，因此他们可能会发现自己处于没有受过响应这种状况的专门培训或没有准确鉴别所发生事件的程序的境况。
- (b) 在最终安全分析报告（FSAR）中仅仅有限数量的事件被分析和考虑，未分析的超设计基准事故不在这些程序范围以内。
- (c) 大部分事件导向规程面向“单向的”，仅处理有限数量的事件组合。
- (d) 不同程序之间没有联系或衔接；因此，没有供操作人员处理多重事件使用的预定方法（例如，与冷却剂丧失事故相关的蒸汽管道破裂，或与预期紧急停堆瞬变相关的给水丧失）。

8.12. 征兆导向的应急运行规程可以通过正式确定和优先排列主要关键安全功能的方法来克服事件导向方法的一些局限性。在征兆导向的程序中，应规定在考虑到征兆和核动力厂的系统状况（例如安全参数值和关键安全功能）后才能做出事件响应措施的决定。这使操作人员可以维护最佳的运行性能，无需担忧持续的事故情景。征兆导向的方法中使用的监测核动力厂参数的办法符合核动力厂的工作人员在严重事故工况下的需要。

8.13. 应为征兆导向的程序的实施进行综合热工水力学分析。这种分析应确保与每个临界安全功能退化相关的操作人员动作足以经受得住对安全功能的最严重挑战。

8.14. 应急运行规程应易于与核动力厂的其他程序相区分。应自始至终采用一种连贯的形式。程序名称应该简短并且是描述性的，使操作人员能够迅速识别它所适用的异常工况。

## 该出版物已被第 SSG-70 号取代。

8.15. 在应急运行规程中应避免解释性内容，应急规程应仅限于操作人员执行动作或检查核动力厂状况的指令。应急运行规程可以包括帮助操作人员进一步采取适当应急行动的补充背景资料，但这些资料必须和主要的程序动作分开。指令适时应包括旨在启动确定事故工况应急等级并开始相应的应急响应动作程序的行动。只要应急运行规程或AMG的执行表明事件严重程度出现变化时，就应重复这些行动指令。

8.16. 解决超设计基准事故所需的EOPS运行规程或事故管理导则应通过对超设计基准事故和核动力厂对这种事故的脆弱性的系统分析，以及制定解决这些脆弱性的战略来确认。

8.17. 在识别和选择解决超设计基准事故的最佳措施时，应考虑核动力厂的具体情况。严重事故管理应包括利用各种可能的方法，如安全相关的或常规的方法，在该核动力厂或附近机组或外部机组采用的方法，以防止放射性物质向环境的释放。

8.18. 为确保事故管理导则的有效利用，应仔细将事故管理导则与现有的应急运行规程相关联，以提供连续性和避免疏忽或矛盾。

### 调试阶段的运行规程

8.19. 在调试阶段，建造、调试和运行小组同时存在，责任将从一个小组逐渐移交到另一个小组，直到核动力厂的管理部門接管整个核动力厂的责任。在这个时期，运行小组应按照为执行调试大纲而制定的试验程序在调试小组的监督下运行。

8.20. 试验程序应尽可能遵循正常核动力厂的运行规程，以验证和必要时，修改这些程序。通过这个过程，操作人员可以熟悉核动力厂的正常运行规程和核动力厂对这些程序的响应。更多对调试阶段运行程序的指导请见IAEA安全导则《核动力厂的调试程序》[5]。

## 9. 制定运行规程

9.1. 为了制定一套运行中使用的程序，应实施一个有计划的系统过程。利用起草者的全面导则可有助于这个过程。

9.2. 每个程序应非常详细，使每个合格的人员都能够没有直接监督的情况下执行所要求的工作，但不必提供所涉及核动力厂程序的完整描述。

## 该出版物已被第 SSG-70 号取代。

9.3. 程序格式可以因核动力厂而异，这取决于营运单位的政策，但这些程序应根据规定的质量保证要求和建议来制定。适当的导则请见IAEA关于质量保障的安全丛书出版物[6]，特别是安全导则No.50-SG-Q13。

9.4. 必须指派具有适当能力和经验的个人来起草和修改程序。

9.5. 应使用考虑到人因的技术，例如任务分析，来制定安全、可靠和有效的运行规程。在运行规程中应考虑到控制室的布局，核动力厂的总体设计，工作人员安排和相干核动力厂的运行经验。

9.6. 应在以下方面提供核动力厂的专门指导：

- (a) 安全分析报告以及运行限值和条件中规定的约束的明确定义；
- (b) 避免疏忽和重复的程序之间的适当联系以及进入退出条件的明确规定；
- (c) 使用符合与人为因素有关的良好实践的方法向操作人员进行陈述，包括阐明的目标和意义，以及适当使用流程图、图表和其他方法；
- (d) 需要对程序基础进行书面解释，以帮助使用者和将来修改程序的个人；
- (e) 验证和批准过程，包括确认所考虑的核动力厂或有关的模拟；
- (f) 使用事件导向和征兆的程序处理预期运行事件和事故工况，使用征兆导向的程序处理超设计基准事故工况。

9.7. 另外，应适当说明相关传感器、报警和驱动装置，尤其是事件后或事故后的程序，以确保安全过渡到充分安全状态。对制定运行规程方法的进一步的指导请见附件II。

## 10. 遵守运行限值和条件以及运行规程

10.1. 核动力厂管理部门承担着确保运行限值和条件得到遵守的主要责任。为了履行这一责任，应根据IAEA质量保障法规和相关安全导则[6]制定有关的控制办法。有助于遵守运行限值和条件的一个主要因素是制定符合运行限值和条件的运行规程。一些运行限值和条件可以在程序和一些文件中直接说明，如果是这样，在执行文件中明确说明这一点。对于多机组反应堆而言，不应在一份单独文件中规定多个机组的运行限值和条件。

10.2. 为了确保遵守运行限值和条件，所有对应用运行限值和条件负责的人员应可以随时得到目前生效的运行限值和条件的复印件，并应在运行限值和条件的实施方面得到充分培训。如可能，在仪表和显示屏上应清楚标明运行限值，以便于遵守。同样，控制室的工作人员和其他需要使用和参考运行规程的人员

## 该出版物已被第 SSG-70 号取代。

应能立即得到目前的运行规程。操作人员应在目前程序的应用方面得到充分的培训，并在运行限值和条件以及运行规程被修改时计划和实行适当的再培训。

10.3. 如果运行限值和条件不能被满足或规程没有被执行，应报告并分析原因。这可能导致根据制定的程序修改运行限值和条件或运行规程，这种制定的程序使得修改可以按监管部门的要求以受控的方式进行和批准。例行试验或调试试验结果也需要分析和考虑对运行限值和条件或运行规程进行更改的必要性。

10.4. 当修改运行限值和条件或运行规程时，应使用配套管理的方法，以确保其他文件与修改后的运行限值和条件和运行规程保持一致。尤其是，应有一个从安全分析经运行限值和条件到执行程序跟踪机制，以帮助配套管理，避免运行限值和条件的意外删除或保留或意外应用。请见IAEA关于质量保证的安全导则No.50-SG-Q2[6]。

10.5. 对工作人员数目，尤其是控制室（附件I）中的人员数目，应该有一些限值和条件。运行规程应能设计成由数目上和资格上都符合要求的工作人员使用。运行规程应该清楚表明谁负责执行。如果需要口头沟通，应按照批准的议定书进行。

10.6. 应按照IAEA关于质量保证[6]的安全导则No.50-SG-Q3的规定记录核动力厂遵守运行限值和条件以及运行规程的运行和论证，并保存这些记录。应调查不符合项报告以确保实施纠正行动，并帮助防止将来再发生这种不符合项。与安全导则相关的典型文件和记录如下：

- (a) 每一个功率水平区段的运行记录，包括停堆；
- (b) 监督大纲记录；
- (c) 燃料存量记录（新的和已使用的），燃料转运，燃料燃耗和堆芯检查历史；
- (d) 气体和液体放射性物质向环境释放的记录，场址内累积的固体和液体放射性废物的记录；
- (e) 主回路热传输系统部件压力和温度循环记录；
- (f) 对与运行限值和条件有关的运行规程或核动力厂设备修改的审查记录，或对运行限值和条件修改的审查记录；
- (g) 监查、监查结果和纠正行动的记录；
- (h) 偏离运行限值和条件或程序的报告；
- (i) 人因失误或安全系统中影响遵守运行限值和条件或部件故障的报告；
- (j) 有关偏离正常运行、异常状况和实验要求的特殊或暂时运行指令；
- (k) 运行规程制定和批准的管理程序，包括特殊和暂时的运行规程。

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

10.7. 应特别考虑第10.6节中提到的文件的配套，以便必要时可以随时鉴别和检索退役阶段的相关纪录。退役导则请见参考资料[7]，也可见IAEA关于质量保证的安全导则No.50-SG-Q14[6]。

## 附件 I

### 正常运行限值和条件的选择

#### 反应性控制

##### 负反应性要求

- I.1. 供插入使用的反应性控制装置中的最小负反应性应该使安全分析报告中所假设的次临界度在任何运行状态后和在任何相关事故工况下停堆后能够立即达到。
- I.2. 应该根据反应堆操纵员可得到的信息，如控制棒位置、液体毒物浓度或中子增殖系数来规定所要求的负反应性。
- I.3. 为了在停堆后始终保持规定的次临界度，如果用正常的反应性控制装置不能补偿温度、氙浓度或其他瞬态反应性效应时，可以使用设计中所提供的其他手段，如利用含硼水或其他毒物。

##### 反应性系数

- I.4. 在安全分析提出这种要求的场合，应该规定不同反应堆工况下的反应性系数限值，以保证事故分析和瞬态分析中所用的假设在每个燃料循环中都保持有效。

##### 正反应性引入速率

- I.5. 为了避免可能导致燃料温度过高的反应性事故工况，应该规定正反应性引入速率的限值，并通过反应性系统逻辑或规定运行人员应遵守的专门限制来保证不超过这个速率限值。

## 反应堆堆芯中子注量率监测

I.6. 为了在各种反应堆功率水平下（包括启动和停堆工况）充分监测中子注量率，应该规定仪表需要。其中包括关于使用中子源来提供必需的最低通量水平和中子探测器敏感度的规定。

## 反应性控制装置

I.7. 应该规定各种正常运行模式下反应性控制装置及其位置指示器的可运行性要求，其中包括安全分析报告中所述的多重性或多样性的要求。这些可运行性要求应该具体规定反应性控制装置的正确顺序、触发时间和插入时间。反应性控制装置的运行时间应该符合设计假设或比设计假设更保守。

## 反应性差值

I.8. 应该规定反应性控制装置预期临界布置与实际临界布置之间的容许反应性差值，并且应该在每次大量换料后初始临界期间以及在规定的间隔期内，核实与限值的符合情况。应该评价产生显著差的原因，并应采取必要的纠正措施。

## 液体毒物系统

I.9. 应该对所有液体毒物系统规定的浓度、贮存和影响溶解度的温度限值，并应规定适当的措施来确保检测和纠正与这类限值的偏离。应该规定保证这类系统正确和发挥功能的可运行性要求，并应规定和注射的时间。

## 堆芯

I.10. 堆芯变更后，燃料元件及其他堆内部件的位置应该按书面程序进行核实和验证，以确保各物项都处于正确的位置。

## 硼稀释预防

I.11. 在轻水堆中，应特别注意尽可能减小停堆操作期间发生硼稀释事件的可能性。应规定硼浓度，在源量程范围内的中子注量密度监测，无硼水源和应急硼系统的隔离的限值和条件。

## 反应堆保护系统和仪表

### 反应堆保护系统和其他安全系统的仪表

I.12. 应该规定反应堆保护系统和其他安全系统的仪表与逻辑装置的可运行性要求，根据具体情况，还要规定响应时间、仪表漂移和准确度的限值。应该鉴定安全分析报告所要求的联锁装置，并规定适当的可运行性要求。

### 遥控停堆仪表和控制

I.13. 如果核动力厂设计中规定了在主控室的可居住性可能丧失情况下遥控停堆仪表和控制，应说明对主要参数（例如温度、压力、冷却剂流和中子通量）的可运行性要求，以实现从主控室外的一点或一些点使核动力厂停堆和维持在安全状态下。

## 堆芯冷却

### 堆芯冷却剂系统温度

I.14. 为了保证不超过规定的堆芯参数安全限值，以及保证把影响冷却剂系统完整性的温度保持在合适的界限以内，应该规定各种正常运行模式下的冷却剂温度（最低或最高）限值和冷却剂温度变化速率限值。

### 反应堆冷却剂系统压力

I.15. 应该规定各种正常运行模式下的反应堆冷却剂系统容许压力限值。出于某些目的，如为了考虑材料性能的限制，这类运行限值应该与其他参数，如温度或冷却剂流量一起作出规定。在这种情况下，应该清楚地说明它们之间的关系，并提供为保证不超过容许条件所需的各种曲线或计算方法。同样，根据具体情况还应该规定一些特殊的要求。应该选取限值，使得各种事故分析所假定的初始条件不致被超过和主冷却剂系统的完整性得以保持。

## 反应堆功率

I.16. 为了保证堆芯冷却系统的容量不被超过，应该在安全分析报告中建立和规定总的反应堆功率的限值。

## 反应堆功率分布

I.17. 必要时应规定反应性控制的专门逻辑，或控制棒和或吸收棒式样，以及控制棒反应性值，以确保对各种正常运行模式的容许的差、功率峰值因子和功率分布所规定的限制得到满足。正当控制通量分配应该确保不超过事故分析中假定的燃料限制温度和热通量以及初始条件。如合适，应提供正确的计算方法或测量技术以确保反应堆操作人员能够确认遵守情况。

## 反应堆冷却剂的化学品质

I.18. 除了上述压力和温度限制以外，还应该规定反应堆冷却剂化学品质的限值，例如，在水冷反应堆中，电导率、pH值、含氧量以及氯、氟等杂质都十分重要。

## 压力安全阀或卸压阀

I.19. 对反应堆冷却剂系统所需要的安全阀和/或卸压阀数目，应该规定可运行性要求。对于直接循环的沸水堆动力厂，冷却剂系统包括蒸汽系统卸压阀和安全阀。应该规定阀门驱动的压力整定值。这些值的选取应该使各种运行状态下的系统完整性得到保持，包括低温下运行。

## 慢化剂和覆盖气体系统

I.20. 在适当的情况下，应该对慢化剂温度、化学品质和污染物水平规定限值，还应规定覆盖气体中爆炸性气体混合物的容许浓度规定限值。在这一方面，还应该规定在线工艺监测设备的可运行性要求。

## 蒸汽发生器

I.21. 对蒸汽发生器规定的可运行性要求应该与安全分析报告中要求的相一致。这些要求应包括应急给水系统以及蒸汽系统的安全阀和隔离阀的可运行性，以及良好的水质要求并包括对水位、最小热交换容量的特定限制。

## 反应堆冷却剂系统泄漏

I.22. 泄漏限值应该能保证用正常补给系统来维持冷却剂的总量，并使系统的完整性保持在安全系统报告中所假定的程度。对特定安全重要部件的最大泄漏值的规定应与其安全功能相匹配。在确定泄漏限值时，应该考虑泄漏介质对环境或对二回路系统污染的容许限值。应规定、反应堆冷却剂泄漏检测系统或测量系统的可运行性要求。总之，泄漏应分为可识别出的泄漏（例如在泵密封处进入收集系统、进入安全壳空气或通过蒸汽发生器的泄漏；应对这些泄漏进行测量，以避免忽略这些未识别出的泄漏）或不可识别出的泄漏。

## 反应堆冷却剂的放射性

I.23. 应该规定反应堆冷却剂容许比活度的限值，这不仅能给安全分析报告中讨论的燃料完整性提供一个度量，也有助于保护人员和环境。如果使用冷却剂活度的在线测量来监测运行期间燃料包壳的完整性，应对探测和查明，破损燃料或可疑燃料规定最低规定的措施。

## 最终热阱

I.24. 最终热阱通常是指作为设备和冷凝器抽取冷却水的江河、湖泊和海洋。在某些情况下，也使用干式或湿式冷却塔。应该根据这些热阱的冷却能力规定动力生产水平限值。

## 停堆期间衰变热排出

I.25. 停堆期间的操作可能限制反应堆冷却系统的能力。应规定在某种运行开始时衰变热水平的限值，例如降低冷却剂水位或开启反应堆冷却剂系统和安全壳边界。应规定附加限值和条件，以确定必要的冷却系统能在各种停堆状态下

运行。在轻水堆中，应特别注意停堆运行期间水位的控制和监测，防止衰变热排出系统的丧失。应给出允许水平和必要的仪器的运行限值和条件。

## 应急堆芯冷却系统

I.26. 应该对用于应急堆芯冷却的各系统规定可运行性要求。它们应该包括以下方面的要求：设备可运行性和环境状况，冷却剂注射与循环的充分性，管道系统的完整性，以及应急堆芯冷却所依赖的所有系统中最小流体量的特定限制。这些可运行性要求应该涉及为应付安全分析报告中分析的有关事故所必需的所有规定。特别是为了确保这些系统连续有效，还应该规定应急电源系统和其他辅助系统的可运行性要求，这些辅助系统例如有用于防止溶液冻结的加热回路、设备冷却系统和通风系统。为了确保释放到环境中去的放射性物质低于可接受的限值，还应该考虑和规定这些应急系统在事件后的长期使用能力。

## 安全壳系统

I.27. 应该规定安全壳系统的可运行性要求，其中应该包括不要求安全壳完整性的条件。应该规定容许的泄漏率，并对下列系统和部件规定可运行性要求和运行条件：隔离阀；真空断路阀；驱动装置；过滤、冷却、注水和喷淋系统；易燃气体控制和分析系统；通风和净化系统；有关仪表。规定的运行限值和条件应该保证从安全壳系统中释放的放射性物质被限制在事故分析中假定的泄漏途径及泄漏率以内。为了保证不损害安全壳系统的效能，应该规定入口控制的预防性措施。

## 其他系统

### 通风系统

I.28. 在为了把气载放射性物质控制在规定的限值以内以支持某一安全系统而提供了通风系统的场合，如有必要，应该对这类系统的可运行性规定相应的限值。

## 二次安全壳通风

I.29. 在提供二次安全壳的场合，应该对二次安全壳进行通风，并应该如安全分析报告所述保持适当的绝对压力，以便使可能的直接泄漏保持在假定值以下。应该对压力或泄漏率规定合适的限值。

## 服务系统

I.30. 许多安全系统的可靠运行都取决于服务系统的运行，例如压缩空气系统和厂用水系统。如果这些服务系统将核动力厂的安全性造成重大影响，那么应考虑这些服务系统的限值和条件。

## 供电系统和其他动力源

I.31. 应该规定所有运行工况下电源的可利用性要求。电源包括厂外电源、厂内发电设备（柴油机组、燃气轮机，以及有关的燃料储备）、蓄电池组和有关的控制设备以及保护、配电和开关设备。可运行性要求应该能使完成核动力厂安全停堆以及减轻和控制事故工况后果所需的所有与安全有关的设备获得足够的电力。可运行性要求必须规定所需功率、供电线路冗余度、最大容许时间延迟以及应急电源必需的持续供电时间。应该对其他电源规定同样的要求（如气动动力系统）。特别是要确保在许多系统和部件停役维修时，能获得足够的电力。

## 地震监测仪

I.32. 在适用的场合，应该规定地震监测仪表的可运行性要求。应该规定与安全分析报告相一致的报警整定值或纠正动作的整定值。规定的设备台数应足以保证在规定的限值点能触发所需的自动动作。

## 重物移动

I.33. 应规定限值和条件来防止重物移动到一些区域的上部，或接近这些区域。在这些区域中，由于提升设备的误操作或故障，安全相关系统或部件可能被损坏。这种限值和条件可以随运行模式的变化而改变。

## 燃料装卸

I.34. 关于燃料和吸收体装卸的操作要求应该包括可以一次同时装卸的燃料的数量限值，必要时，还可以包括辐照过燃料的温度限值和衰变时间限值。在适当的情况下，应该规定燃料装卸设备的可运行性要求。为了保证满足反应性要求，应该制定在装料或换料操作期间监测堆芯反应性的措施，并应该规定这类监测所需的程序和仪表。为了保证在燃料移动时不会出现可能导致核功率剧增或辐射危害的操作，应该规定在燃料装卸人员和控制室运行人员之间通讯联络的要求。

## 辐照过燃料的贮存

I.35. 应该规定辐照过燃料的贮存条件，这些条件应该包括：乏燃料冷却系统的最低限度冷却能力和在燃料上方的最低水位；禁止在指定位置以外的任何场所存放辐照过燃料；最低限度的备用贮存能力；以及防止在贮存区内达到临界而要求的适当反应性裕度。对辐照过燃料贮存区，还应该规定适当的辐射监测。

## 新燃料的贮存

I.36. 应该规定新燃料的贮存准则。为了避免新燃料在装卸和贮存期间达到临界，还应该制定一些专门措施。必要时，在燃料插入堆芯前，应该核实燃料的浓缩度。

## 辐射监测仪表

I.37. 应该规定辐射监测仪表（包括排出流监测）的可运行性要求。这些要求应该保证按照放射防护要求和监管机构的要求，对适当的区域和释放途径进行充分监测，并保证在超过规定的辐射限值或活度限值时，能报警或触发相应的动作。

## 核动力厂人员配备

I.38. 应该规定核动力厂在各种运行状态下需要的值班人员，其人数必须足以执行所要求的应急程序。应该规定控制室内所需的最少值班人数，包括这些人员承担职责所必备的资格。

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

## 防火系统

1.39. 应该规定所有运行状态下防火系统的可用性的要求。

## 附件 II

### 制定运行规程（大纲）

II.1. 核动力厂的运行规程可以遵照图II.1的流程按质量保证原则来制定。

II.2. 通常应由运行小组起草运行规程（方框1）。主要参考文件应包括：

- (a) 包含设计假设和意图的文件；
- (b) 承包商就系统和部件的运行提供指导的合同文件；
- (c) 调试文件（参见IAEA安全导则《核动力厂的调试程序》）；
- (d) 含有同类或类似核动力厂的程序的文件。

运行小组应该保证，在任何情况下程序都要与安全报告、运行限值和条件和其他各项监管要求以及动力厂手册中的运营机构的政策保持一致。

II.3. 运行规程初稿的审查，特别是其安全方面（方框2）的审查应由至少具有相当于文件起草者资格的适当合格人员进行。审查者应证实草案确实规定要求安全分析中假设作为基石的动力厂的所有设施和动力厂的性能是可运行的或得到遵守。审查还应考虑该文件的形式和编辑问题。

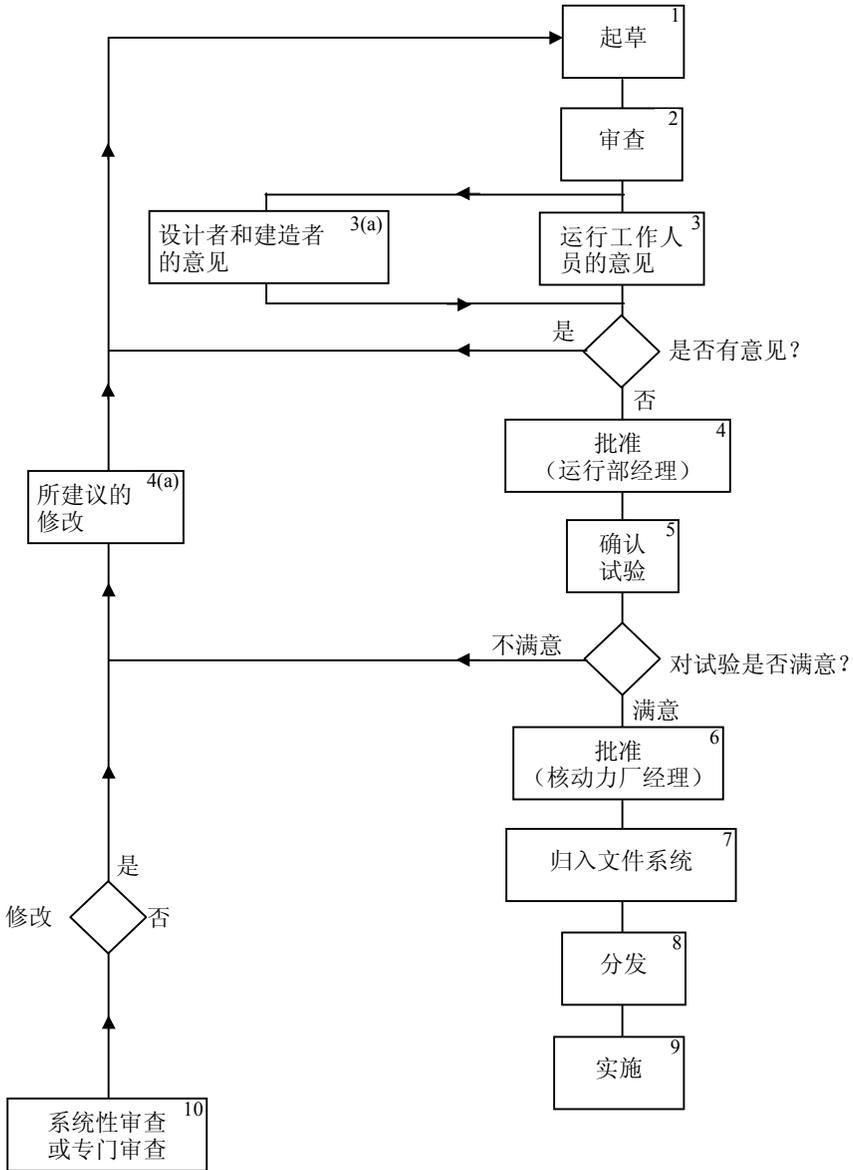
II.4. 要求运行工作人员，必要时还要求设计者和建造者对草案提出意见。（方框3和方框3a）。

II.5. 经运行部经理核准后（方框4），在每个系统实际的最初运行期间或如果有必要在模拟运行期间（方框5），通过程序的首次试行来确认程序的有效性。如果有可能，这项确认工作应该由负责草拟和审查程序以外的人员来进行。在仅执行了模拟运行的情况下，应尽早通过系统的实际运行来最终确认该程序。

II.6. 如果上述确认试验是令人满意的，则应将草案连同将批准和发布的建议一并呈交动力厂经理。如果上述草案不能令人满意，则将草案连同所建议的修改意见一并退回给起草者（方框4a）。

II.7. 在已确认程序不再需要作进一步修改之后（方框6），就应批准和发布。然后，应把该程序编入文件系统和载入动力厂手册，并按照质量保证原则予以处理（方框7）。

II.8. 所有已得到批准的程序应按书面行政程序分发并提供控制室使用（方框8和9）。



图II.1 制定运行规程的流程图

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

II.9. 应按规定的時間间隔（通常为1年或2年）进行审查，或根据运行经验可随时要求进行审查（方框10）。

II.10. 根据上述审查的结果对程序所作的任何修改应按照初始文件所遵循的流程图进行。

## 参考文献

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (2000).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Maintenance of Nuclear Power Plants, Safety Series No. 50-SG-O7, IAEA, Vienna (1990).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Surveillance of Items Important to Safety in Nuclear Power Plants, Safety Series No. 50-SG-O8, IAEA, Vienna (1990).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Safety of Nuclear Installations, Safety Series No. 110, IAEA, Vienna (1993).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Commissioning Procedures for Nuclear Power Plants, Safety Series No. 50-SG-O4, IAEA, Vienna (1980).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna (1996).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Safety Standards Series No. WS-G-2.1, IAEA, Vienna (1999).

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

## 附录

### 举例解释一些术语

#### 引言

A-1. 图A-1解释并说明了安全限值、安全系统整定值以及运行限值之间的相互关系。

A-2. 为了明确起见，图A-1中仅描述一种情况，即考虑的关键参数是燃料包壳温度。

A-3. 图A-1中假定在安全分析中已确定了被监测参数（此处指冷却剂温度）与最高燃料包壳温度（已确定安全限值）之间的关系。安全分析将会表明，受监测的冷却剂温度在达到安全系统整定值时触发安全系统动作，能防止燃料包壳温度达到安全限值，如果超过此限值，可能会从燃料中释放大量的放射性物质。

#### 稳态运行范围

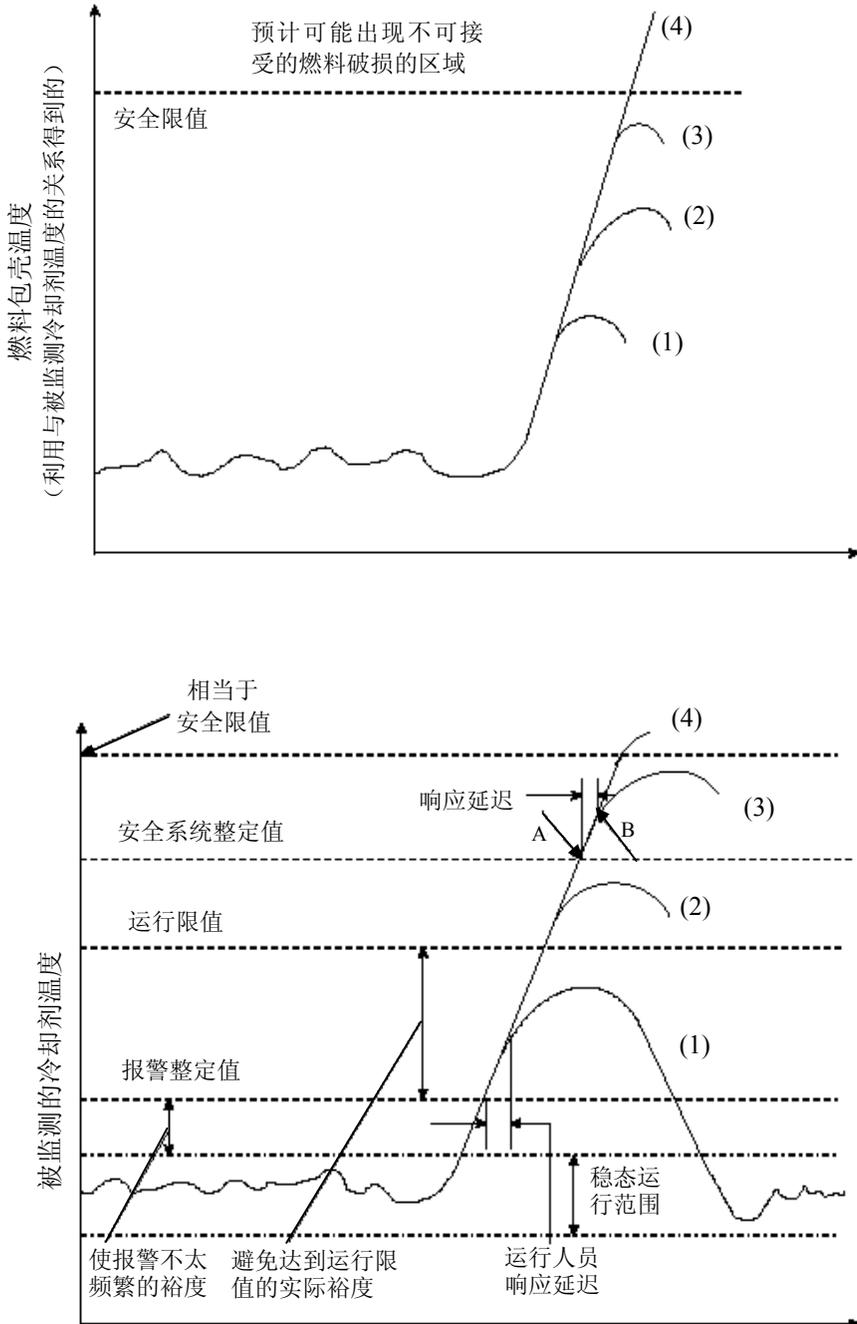
A-4. 应由控制系统或由操纵员按照运行规程把受监测的参数保持在稳态范围内。

#### 超过报警整定值（曲线1）

A-5. 由于负荷变化或控制系统的不平衡，受监测的参数有可能超过稳态范围。如果温度上升达到了报警整定值，操纵员将被警报并采取行动补充任何自动系统，使温度降到稳态数值，避免使温度上升到正常运行的限值。应考虑操纵员响应延迟。

#### 超过运行限值（曲线2）

A-6. 以安全分析结果为基础，正常运行限值可定在稳态运行范围和安全系统驱动整定值之间的任何水平上。为了考虑正常运行中出现的例行波动，在报警整定值和运行限值之间保留裕量是正常的。为了使操纵员能够在不驱动安全系



图A-1 安全限值、安全系统整定值和运行限值之间的相互关系

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

统的情况下采取行动控制瞬态,在运行限值和安全系统整定值之间也可有裕量。如果达到运行限值,并且操纵员可以采取纠正行动防止达到安全系统整定值,那么瞬态形式如曲线2。

### 超过安全系统整定值(曲线3)

A-7. 在控制系统失灵、操纵员出现差错或其他原因的情况下,被监测的参数可能在A点达到安全系统整定值,致使安全系统驱动。但由于安全系统仪表和设备的固有响应时间滞后,这个纠正动作要到B点才开始起作用。尽管不能排除局部燃料损坏,但为阻止达到安全限值的响应应是充分的。

### 超过安全限值(曲线4)

A-8. 当发生的故障超过动力厂按设计所能应付的最严重故障时,或安全系统出现一个或多重故障时,燃料包壳温度可能会超过安全限值,使放射性物质大量释放出来。可以由其他参数驱动附加的安全系统,使其他专设安全设施投入运行,以减轻事故后果,并可以采取事故管理措施。

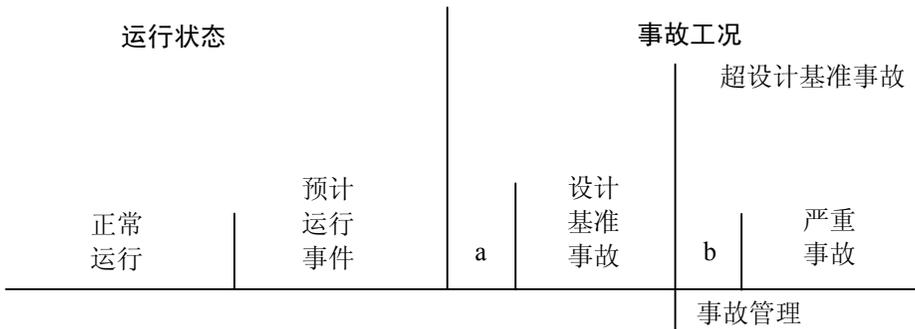
该出版物已被第 SSG-70 号取代。

## 术 语 表

**营运单位/营运者** 申请授权或已被授权运营核动力厂并对其安全负责的任何单位。

**运行限值和条件** 为保证核动力厂安全运行，经监管机构批准的一整套确定参数限值、设备功能和性能以及人员水平的规定。

**动力厂状态**



(a) 没有被明确视为设计基准事故但属于设计基准事故范畴的事故工况。

(b) 堆芯性能无明显下降的超设计基准事故。

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

**事故管理** 为以下目的而在超设计基准事故演变过程中采取的一系列行动：

- 防止事件升级为严重事故；
- 缓解严重事故的后果；
- 实现长期的安全、稳定状态。

**预计运行事件** 在设施运行寿期内预计至少出现一次，但是由于设计中已采取相应措施不会引起安全重要物项的严重损坏或导致事故工况的偏离正常运行的运行过程。

**设计基准事故** 在核动力厂的设计中按照既定设计准则作了针对性准备并且燃料损坏和放射性物质释放保持在许用限值内的事故工况。

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

**正常运行** 在规定运行限值和条件下的运行。

**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** 比设计基准事故严重并且造成堆芯性能明显下降的事故工况。

**安全限值** 运行参数的各种限值，已经证明核动力厂在这些限值内运行是安全的。

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

**安全系统整定值** 为防止出现超过安全限值的状态，在发生预计运行事件和事故工况时自动启动保护装置的若干触发点。

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

## 参与起草和审订的人员

Brandejs, P.	捷克共和国国家核安全办公室
Lange, D.	国际原子能机构
McIntyre, P.	英国伯克利核电站
Straub, G.	德国TUV工程和系统技术公司
Taylor, R.	国际原子能机构
Vaišnys, P.	国际原子能机构

## 认可安全标准的机构

### 核安全标准委员会

比利时: Govaerts, P. (主席); 巴西: da Silva, A.J.C.; 加拿大: Wigfull, P.; 中国: Lei, Y.; Zhao, Y.; 捷克共和国: Stuller, J.; 芬兰: Salminen, P.; 法国: Saint Raymond, P.; 德国: Wendling, R.D., Sengewein, H., Krüger, W.; 印度: Venkat Raj, V.; 日本: Tobioka, T.; 大韩民国: Moon, P.S.H.; 荷兰: Versteeg, J.; de Munk, P.; 俄罗斯联邦: Baklushin, R.P.; 瑞典: Viktorsson C., Jende, E.; 英国: Willby, C., Pape, R.P.; 美利坚合众国: Morris, B.M.; 国际原子能机构: Lacey, D.J. (协调员); 经济合作与发展组织/核能机构: Frescura, G., Royen, J.

### 安全标准委员会

阿根廷: Beninson, D.; 澳大利亚: Lokan, K., Burns, P.; 加拿大: Bishop, A. (主席), Duncan, R.M.; 中国: Huang, Q., Zhao, C.; 法国: Lacoste, A.-C., Asty, M.; 德国: Hennenhöfer, G., Wendling, R.D.; 日本: Sumita, K., Sato, K.; 大韩民国: Lim, Y.K.; 斯洛伐克: Lipár, M., Misár, J.; 西班牙: Alonso, A., Trueba, P.; 瑞典: Holm, L-E.; 瑞士: Prêtre, S.; 英国: Williams, L.G., Harbison, S.A.; 美利坚合众国: Travers, W.D., Callan, L.J., Taylor, J.M.; 国际原子能机构: Karbassioun, A. (协调员); 国际辐射防护委员会: Valentin, J.; 经济合作与发展组织/核能机构: Frescura, G.

该出版物已被第 SSG-70 号取代。

该出版物已被第 SSG-70 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 92-0-514105-4  
ISSN 1020-5853