

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

国际原子能机构 安全标准

保护人类与环境

核电厂安全分析报告的 格式和内容

安全导则

第 GS-G-4.1 号



IAEA

国际原子能机构

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

国际原子能机构安全相关出版物

国际原子能机构（原子能机构）安全标准

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

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

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

有关原子能机构安全标准计划的信息可访问以下原子能机构因特网网址：

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

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

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

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-61 号取代。

核电厂安全分析报告的 格式和内容

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-61 号取代。

下述国家是国际原子能机构的成员国：

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

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

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

国际原子能机构安全标准丛书第 GS-G-4.1 号

核电厂安全分析报告的 格式和内容

安全导则

国际原子能机构
维也纳·2006年

该出版物已被第 SSG-61 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 发至原子能机构出版科或按以下地址邮寄：

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

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

核电厂安全分析报告的格式和内容

国际原子能机构，奥地利，2006 年 3 月
STI/PUB/1185
ISBN 92-0-502306-X
ISSN 1020-5853

序

总干事

穆罕默德·埃尔巴拉迪

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

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

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

监管核安全和辐射安全是一项国家责任。目前，许多成员国已经决定采用原子能机构的安全标准，以便在其国家条例中使用。对于各种国际安全公约缔约国而言，原子能机构的安全标准提供了确保有效履行这些公约所规定之义务的一致和可靠的手段。世界各地的设计者、制造者和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-61 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-61 号取代。

国际原子能机构安全标准

通过国际标准实现安全

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

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

原子能机构的标准

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

安全标准反映了有关保护人类和环境的高水平安全在构成要素方面的国际共识。

这些安全标准以原子能机构安全标准丛书的形式印发，该丛书分以下 3 类：

安全基本法则

- 阐述防护和安全的目标、概念和原则以及为安全要求提供依据。

安全要求

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

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

安全导则

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

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

标准的主要用户

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

标准的制定过程

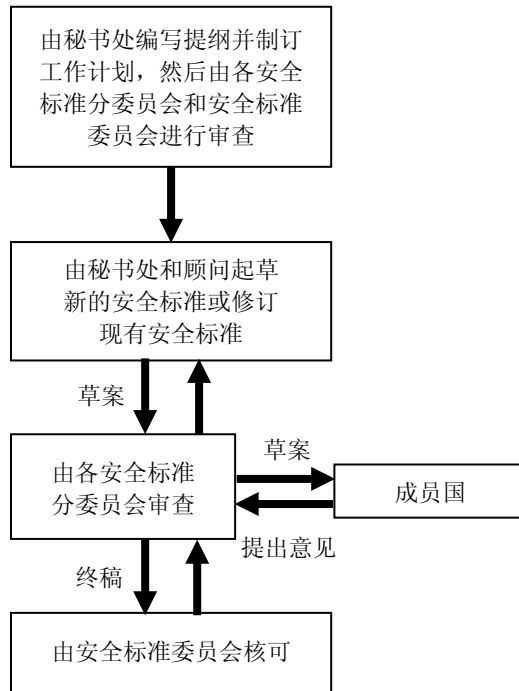
编写和审查安全标准的工作涉及原子能机构秘书处及分别负责核安全、辐射安全、放射性废物安全和放射性物质安全运输领域安全的 4 个安全标准委员会（核安全标准委员会、辐射安全标准委员会、废物安全标准委员会和运输安全标准委员会），和 1 个负责监督整个安全标准计划的安全标准委员会。原子能机构所有成员国均可指定专家参加 4 个安全标准委员会的工作，并可就标准草案提出意见。安全标准委员会的成员由总干事任命，并包括负责制订国家标准的政府高级官员。

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

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

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

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



新安全标准的制定或现有安全标准的修订程序。

标准的适用和范围

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

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

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

文本的解释

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

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

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

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

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

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

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

目 录

| | |
|----------------------------|----|
| 1. 引言 | 1 |
| 背景 (1.1~1.2) | 1 |
| 目的 (1.3~1.4) | 2 |
| 范围 (1.5) | 2 |
| 结构 (1.6) | 2 |
| 2. 总体考虑 (2.1~2.8) | 3 |
| 3. 安全分析报告的格式和内容 | 5 |
| 第 1 章: 引言 | 5 |
| 总体考虑 (3.1) | 5 |
| 第 2 章: 核电厂总体描述 | 5 |
| 总体考虑 (3.2) | 5 |
| 适用的法规、规范和标准 (3.3~3.4) | 6 |
| 基本技术特征 (3.5) | 6 |
| 布置及其他方面资料 (3.6~3.8) | 6 |
| 核电机组的运行模式 (3.9) | 7 |
| 参考文献包含的资料 (3.10) | 7 |
| 第 3 章: 安全管理 | 7 |
| 总体考虑 (3.11) | 7 |
| 管理过程的特定方面 (3.12~3.14) | 7 |
| 安全性能的监测和审查 (3.15~3.16) | 8 |
| 第 4 章: 厂址评价 | 9 |
| 总体考虑 (3.17~3.21) | 9 |
| 厂址参考数据 (3.22~3.24) | 10 |
| 厂址特定灾害的评价 (3.25~3.28) | 10 |
| 附近的工业设施、运输设施和军用设施 (3.29) | 11 |
| 可能影响核电厂安全的厂址活动 (3.30~3.31) | 11 |
| 水文 (3.32) | 11 |
| 气象 (3.33) | 11 |
| 地震 (3.34) | 12 |

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

| | |
|----------------------------------|----|
| 由外部源造成的放射性状况 (3.35~3.36) | 12 |
| 应急大纲和事故管理中的厂址相关问题 (3.37) | 12 |
| 厂址相关参数的监测 (3.38~3.40) | 12 |
| 第 5 章: 总体设计方面 | 13 |
| 总体考虑 (3.41) | 13 |
| 安全目标 and 设计原则 (3.42~3.52) | 13 |
| 与设计原则和准则的一致性 (3.53~3.54) | 16 |
| 构筑物、系统和部件的分级 (3.55) | 16 |
| 土木工程和构筑物 (3.56~3.58) | 16 |
| 设备鉴定和环境因素 (3.59) | 17 |
| 人因工程 (3.60~3.61) | 18 |
| 内部外部灾害的防护 (3.62) | 18 |
| 第六章: 核电厂系统的设计描述和符合性 | 18 |
| 总体考虑 (3.63~3.70) | 18 |
| 反应堆 (3.71~3.72) | 21 |
| 反应堆冷却剂和相关系统 (3.73~3.74) | 23 |
| 专设安全设施 (3.75~3.80) | 24 |
| 仪表和控制 (3.81~3.89) | 26 |
| 电气系统 (3.90~3.96) | 29 |
| 核电厂辅助系统 (3.97~3.101) | 31 |
| 电力转换系统 (3.102~3.104) | 32 |
| 消防系统 (3.105~3.106) | 33 |
| 燃料装卸和贮存系统 (3.107~3.109) | 33 |
| 放射性废物处理系统 (3.110~3.112) | 34 |
| 其他安全相关系统 (3.113) | 34 |
| 第 7 章: 安全分析 | 34 |
| 总体考虑 (3.114~3.116) | 34 |
| 安全目标和验收准则 (3.117~3.119) | 35 |
| 假设始发事件的鉴别和分级 (3.120~3.126) | 35 |
| 人员行动 (3.127) | 37 |
| 确定论分析 (3.128~3.143) | 37 |
| 概率论分析 (3.144~3.147) | 42 |
| 安全分析结果概要 (3.148) | 43 |

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

| | |
|------------------------------------|----|
| 第 8 章：调试 | 43 |
| 总体考虑 (3.149~3.153) | 43 |
| 第 9 章：运行方面 | 44 |
| 总体考虑 (3.154) | 44 |
| 组织 (3.155) | 44 |
| 行政管理程序 (3.156) | 45 |
| 运行程序 (3.157) | 45 |
| 应急运行程序 (3.158) | 45 |
| 事故管理细则 (3.159) | 45 |
| 维护、监督、检查和试验 (3.160~3.164) | 46 |
| 堆芯管理和燃料装卸 (3.165) | 46 |
| 老化管理 (3.166) | 47 |
| 修改的控制 (3.167) | 47 |
| 人员资格和培训 (3.168~3.171) | 47 |
| 人为因素 (3.172) | 48 |
| 运行经验反馈大纲 (3.173~3.175) | 48 |
| 文件和记录 (3.176) | 49 |
| 停役 (3.177) | 49 |
| 第 10 章：运行限值和条件 | 49 |
| 总体考虑 (3.178~3.181) | 49 |
| 第 11 章：辐射防护 | 50 |
| 总体考虑 (3.182~3.183) | 50 |
| “合理可行尽量低”原则的适用 (3.184~3.185) | 51 |
| 辐射源 (3.186) | 51 |
| 辐射防护的设计特性 (3.187~3.190) | 51 |
| 辐射监测 (3.191) | 52 |
| 辐射防护大纲 (3.192) | 52 |
| 第 12 章：应急准备 | 53 |
| 总体考虑 (3.193~3.196) | 53 |
| 应急管理 (3.197~3.199) | 53 |
| 应急设施 (3.200~3.201) | 54 |
| 评定事故发展、放射性释放和事故后果的能力 (3.202~3.203) | 54 |
| 第 13 章：环境方面 | 55 |
| 总体考虑 (3.204) | 55 |

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

| | |
|-----------------------|----|
| 放射性影响 (3.205~3.206) | 55 |
| 非放射性影响 (3.207) | 55 |
| 第 14 章: 放射性废物管理 | 56 |
| 总体考虑 (3.208~3.210) | 56 |
| 废物的控制 (3.211) | 56 |
| 放射性废物的装卸 (3.212) | 56 |
| 使废物累积最少化 (3.213) | 57 |
| 废物的整备 (3.214) | 57 |
| 废物的贮存 (3.215) | 57 |
| 废物处置 (3.216) | 57 |
| 第 15 章: 退役和寿期终止方面 | 58 |
| 总体考虑 (3.217) | 58 |
| 退役概念 (3.218) | 58 |
| 退役期间的安全规定 (3.219) | 58 |
| 不同的退役方案 (3.220) | 59 |
| 初步工作的规划 (3.221) | 59 |
| 4. 安全分析报告的审查和更新 | 59 |
| 总体考虑 (4.1) | 59 |
| 安全分析报告的形式 (4.2) | 60 |
| 安全分析报告的常规修订 (4.3~4.4) | 60 |
| 参考文献 | 61 |
| 术语表 | 65 |
| 参与起草和审定的人员 | 67 |
| 安全标准核可机构 | 69 |

1. 引言

背景

1.1. 营运单位为了获准建造和运行核电厂，需要向监管机构申请并从监管机构获得许可证。安全要求出版物 GS-R-1《核安全、辐射安全、放射性废物安全和运输安全的法律和政府的基础结构》[1]第 5.3 段和第 5.4 段分别指出：“5.3.在发证之前，必须要求申请者提交一份详细的安全论证文件，这份文件必须由监管机构按照明确规定的程序进行审查和评定”；“5.4.监管机构必须对营运者为支持申请许可证要提交的文件的格式和内容提供指导。必须要求营运者按照商定的时间表向监管机构提交或提供所规定或要求的全部资料”。这种资料应当以一份报告（以下称为“安全分析报告”）的形式提供。

1.2. 对安全分析报告的要求主要取决于一个国家采用的监管体制，这种体制会影响安全分析报告中所提供资料的范围和深度。对于小规模核电计划或进口核电厂的国家，可能明显依赖于供应商所在国的实践或帮助论证核电厂设计安全的国际实践。在任何情况下，监管者与营运者都应当尽可能在选址阶段及早对话，以便就需要哪些文件来论证任何拟建装置达到所需的安全水平和这些文件的提交计划达成一致。一些国家就安全分析报告的内容给出很全面的指导。一份被广泛援引和使用的文件是由美国核管理委员会（核管会）提出的标准格式[2]。本安全导则考虑了核管会的这份文件和其他相关参考文献。本安全导则主要依靠国际原子能机构的安全标准[1, 3~6]和其他出版物提出用于各种类型核电厂的全面安全分析报告的可能格式和内容选择。可以采用与本安全导则不同的其他可供选择格式。在这种情况下，本导则提出的建议应当被视为这种可供选择格式中使用的潜在内容。

目 的

1.3. 为支持向监管机构申请建造和（或）运行核电厂的许可要编写安全分析报告，本安全导则的目的就是对这种安全分析报告的可能格式和内容提供建议和指导。同样，本安全导则还就如何满足安全要求出版物 GS-R-1 中所确立的要求（参考文献[1]第 5.4 段）提出建议，并对相关安全导则[3]进行补充。

1.4. 安全导则 NS-G-1.2《核电厂的安全评定和验证》提供了准备安全分析报告中由设计单位和营运单位进行的评定和验证的指导[4]。另一份安全导则 GS-G-1.2《监管机构对核设施的审查和评定》提供了审批过程中由监管机构进行的审查和评定的指导[7]。

范 围

1.5. 本安全导则拟主要用于陆上固定式热中子反应堆核电厂，但是其中有些部分可以更广泛应用于其他核设施。安全分析报告的具体内容将取决于拟建核电厂的特定类型和设计，并且这将决定如何将本安全导则中的各节纳入安全分析报告中。这里给出的指导尽管打算主要用于新厂，但当营运单位定期审查现有核电厂的现有安全分析报告以识别适当改进领域和（或）审查许可证申请基础时，这些指导对于这些现有核电厂也会有用。本安全导则以同等重视程度涵盖了为证实核电厂安全应当在安全分析报告中充分论述的技术方面和人为因素。

结 构

1.6. 第 2 节涵盖总体考虑。第 3 节论述核电厂安全分析报告的标准内容。第 4 节提供审查和更新安全分析报告的建议。

2. 总体考虑

2.1. 安全分析报告是营运单位与监管机构的一种重要沟通，并且是核电厂许可证审批基础的一个重要部分和一座设施安全运行基础的一个重要部分。因此安全分析报告应当包含有关核电厂及其运行状况的准确和十分精确的资料，尤其应包括例如安全要求、设计基准、厂址和电厂特征、运行限值和条件以及安全分析的资料，以便监管机构将能够独立地评价电厂的安全性。特别是应当论证，该报告自始至终考虑了安全方面的技术因素与人为因素的相互作用。安全分析报告应当提供有关核电厂的足够资料，尽量减少审批过程中为核安全和辐射安全评定所需要的补充文件数量。安全分析报告可以提及更详细的附加资料。如果监管机构要求这些资料，应当将它们提供给监管机构。

2.2. 许多国家的一般实践是安全分析报告以连续和增补部分形式发布。这些可能包括：

- (a) 支持申请选址和（或）建造许可的初始（初步）安全分析报告或建造前安全分析报告。
- (b) 在许可证审批过程中先于申请运行许可的更新（中间）安全分析报告或运行前安全分析报告。在一些国家的许可证审批安排中，设想对核电厂调试颁发正式许可。在这种情况下，根据监管机构对建造前安全分析报告的初步审查结果而修订的安全分析报告中间版本，应当提交给监管机构，以便证明营运单位对核电厂投入商业运行之前的试运行已经准备就绪。
- (c) 在核电厂进入首次常规运行之前考虑对中间报告的修订而最后确定的（最终）安全分析报告（电站安全分析报告）。

2.3. 应当使监管机构十分了解选址过程以及选定的厂址和核电厂的随后变化。应当按照商定的时间表尽早将安全分析报告的各部分内容提交给监管机构。这样做将有助于审查过程的顺利进行，有助于防止不必要的拖延。

2.4. 初始报告（建造前安全分析报告）的范围可能受到限制。因此，应当鼓励计划建造反应堆者与监管机构在建造前的审查阶段前进行非正式接触，以便双方对项目的性质和可能的监管要求达成共识。建造前安全分析报告应当包括为达到预定设计而采取的安全原则和规定的安全目标的说明，也包括与安全基本法则保持一致的方式和如何满足安全目标的说明。它通常应当包含足够详细的资料、技术要求和辅助计算，以便安全负责人能够评定核电厂能否建造和能否在其整个寿期内以可接受的安全方式运行。结合任何厂址特征，应当描述设计中包含的安全设施以及已考虑的对核电厂的可能挑战。初步报告中要提供的资料数量将取决于拟建反应堆设计在多大程度上基于沿用以前许可证审批过程的通用设计或标准设计，包括安全分析报告的编写。

2.5. 中间报告（运行前安全分析报告）应当针对建造前安全分析报告中所列出的题目和与初步报告所确定的安全规定或设计意图的任何偏离或修正进行修订，并提供更详细资料。运行前安全分析报告应当主要证明核电厂的最终详细设计是正当的，并提供一份安全性论证文件。另外，运行前安全分析报告应当比建造前安全分析报告更详细地论述与核电厂本阶段调试和运行有关的事项。运行前安全分析报告应当提供有关核电厂许可证审批基础的最新资料。

2.6. 最终安全分析报告应当包含竣工核电厂首次进入常规运行而进行调试和许可证审批过程后对中间报告（运行前安全分析报告）的任何必要的修订。最终报告应当明确论证核电厂符合其设计意图。安全分析报告的系统化更新届时将成为对营运单位在核电厂剩余寿期中的一个要求。系统化更新通常定期进行，以便反映任何运行经验反馈、核电厂修改和改进、新的监管要求或对许可证审批基础的变更。

2.7. 安全分析报告由营运单位编写并提交监管机构，以便监管机构能够评定向核电厂颁发许可证的合适性。安全分析报告还应当作为营运单位评定核电厂或运行实践变更的安全影响的基础。本安全导则以下各节列出并描述了包含在核电厂综合安全分析报告中的可能题目，还在相应的各节讨论了安全分析报告的标准格式。在应用本安全导则时，可能需要改进，以

反映核电厂各个许可证审批阶段之间和不同国家许可证审批实践之间的差异。在国家要求的情况下，安全分析报告或安全分析报告的任何部分都可以提供给公众。

2.8. 提交安全分析报告的主要目的之一是向监管机构提供必要的资料。核电厂工作人员和管理人员也应当了解安全分析报告的主要结论。这通过提供概述安全分析报告有关章节的补充文件可能会得到帮助。

3. 安全分析报告的格式和内容

第 1 章：引言

总体考虑

3.1. 安全分析报告应当从引言开始。引言应当包括：

- (a) 说明安全分析报告的主要目的；
- (b) 描述现有许可状况；
- (c) 确定核电厂的设计者、供应商、建造商和营运单位；
- (d) 说明监管机构已经审查和批准的任何相似（或相同）的核电厂和说明具体的差异和自批准以来所做的改进；
- (e) 有关编写安全分析报告的主要资料；
- (f) 描述安全分析报告的结构、报告各节的目的和范围，以及各节之间的预定联系。

第 2 章：核电厂总体描述

总体考虑

3.2. 本章应当对核电厂进行总体描述，包括对现行安全概念的考虑和与适当的国际实践的一般比较。它应当使读者在不查阅后面章节的情况下能够充分获得对设施的一般了解。

适用的法规、规范和标准

3.3. 本节应当列出核电厂设计使用的一般和特定设计准则所依据的所有相关法规、规范和标准。如果监管机构没有规定这些法规、规范和标准，那么应当证明它们的适当性。应当明确说明设计中对这些要求的任何变更或偏离，以及处理这些变更或偏离并证明其正当性的方式。

3.4. 只要系统或部件不完全符合有关法规、规范和标准的任何要求，应当对任何放宽某一特定要求进行单独和完全的正当性证明。

基本技术特征

3.5. 本节应当简要介绍（适当时采用表格）设施的基本要素，适当时包括核电厂机组数目、核电厂类型、核电厂基本特征、主要保护系统、核蒸汽供应系统或燃气轮机循环类型、安全壳结构类型、堆芯热功率水平、每个热功率水平相应的净电功率输出，以及为了解设计所包括的主要工艺过程所需要的任何其他特征。将核电厂设计与监管机构已批准的早期类似设计相比较可能是有帮助的，这样可以确定主要区别和帮助证明所做出的任何修改和改进的正当性。应当在安全分析报告的附录中列出选定的核电厂特征。

布置及其他方面资料

3.6. 本节应当包括核电厂主要系统和设备的基本技术和示意图，以及设施详细的实体和地理位置、与电网的连接和通过铁路、公路和水路进入厂址的方式。营运单位应当提供整个核电厂的总体布局图。图示应当用核电厂主要系统和设备以及它们的目的和相互作用的简要描述加以补充。必要时，应当提及详细描述特定系统和设备的安全分析报告其他章节。

3.7. 应当描述不同设计单位提供的厂内设备和系统之间的主要接口和界限，以及与核电厂外部设备和系统（例如包括电网）的接口，并详细描述协调核电厂运行的方式。

3.8. 如果要求的话，本节还可以包括或提及有关核电厂实物保护规定的保密资料。在一些国家，这还可以包括在厂内或厂外出现恶意行为的情况下采取的各种保护措施。

核机组的运行模式

3.9. 应当描述机组所有可能的运行模式，包括启动、正常功率运行、停堆、换料和任何其他允许的运行模式。应当描述在偏离正常运行工况的情况下以不同功率水平运行的允许时期。还应当规定使机组恢复正常运行工况的方法。

参考文献包含的资料

3.10. 本节应当列出作为安全分析报告的一部分通过参考文献体现的主题报告。试验和分析的结果（例如制造商的材料试验结果和鉴定数据）可以作为单独的报告提交。在这种情况下，这些报告应当列于本节中，并且应当在安全分析报告的相应章节中提及或概述。

第 3 章：安全管理

总体考虑

3.11. 本章应当描述和评价为在核电厂整个寿期中实现对所有安全方面的满意控制而建立的营运单位的管理结构以及程序和过程。这应当包括厂内安全评定组织的作用和将向营运单位的管理提供建议的任何厂外安全咨询委员会的作用。目的是证明营运单位将能够在核电厂整个运行寿期内履行其安全运行核电厂的责任。

管理过程的特定方面

3.12. 本节应当描述营运者的工作场所和公司的管理结构和技术支持单位，应当介绍为提高安全性而实现设计单位和营运单位的有效管理控制的方式，以及为确保管理部门的安全程序得到执行和遵守而采取的措施，并证明其正当性。参考文献[8]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

安全文化的考虑

3.13. 本小节应当介绍营运单位鼓励在核电厂整个寿期内发展、维护和加强健全的安全文化的策略。所提供的资料应当证明必要的安排在核电厂是适当的并已就绪。这些安排的目的应当是促进所有安全方面的良好意识并与工作人员一起定期检查在现场所达到的安全意识水平。营运单位在可能的情况下应当确定安全文化指标，并且应当制订一项这些指标的监测大纲。确定这些指标时应当征求工作人员的意见，并且应当使工作人员随时了解检查的结果。应当对任何安全水平下降的迹象采取响应行动。

质量保证

3.14. 本小节应当描述为核电厂建立的质量保证（质保）体系的主要方面。应当论证，在与安全有关的所有核电厂活动中，都执行了适当的质保规定，包括建立质保大纲以及进行监查、审查和自我评定。这些活动应当包括设计、货物和服务采购（包括利用承包商的组织）、电厂建造和运行、维护、修理和更换、在役检查、试验、换料、修改、调试和退役。质保安排应当涵盖核电厂整个寿期中与核电厂有关的安全事项。参考文献[9]进一步讨论安全分析报告的这一小节将涵盖的事项。

安全性能的监测和审查

3.15. 本节介绍的资料应当证明已建立了适当的监查和审查系统，以保证营运单位的安全政策得到有效地实施，并且从其自身和他人经验中汲取教训，以提高安全性能。应当表明，已建立独立的安全审查手段，制订了客观的内部自我评价大纲，并由有经验的业界同行对该大纲进行定期外部审查。还应当表明，在安全性能方面采用了相关的可测量指标，使高层管理部门能够查明任何安全缺陷和恶化，并及时采取应对措施。

3.16. 本节应当描述营运单位拟用于识别本单位中可能导致安全业绩下降的任何变化的方法，并且应当证明大纲用于防止这种下降的措施的适当性。参考文献[8]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

第 4 章：厂址评价

总体考虑

3.17. 本章应当提供有关厂址和周围地区地质、地震、火山、水文和气象特征的资料，以及与核电厂安全设计和运行有关的目前和预计的人口分布和土地使用情况。应当包括足够的资料，以便能够进行独立评价。

3.18. 应当调查可能影响核电厂安全的厂址特征，并且应当介绍评定的结果。安全分析报告应当提供有关厂址评价任务¹的资料，作为对设计阶段、设计评定阶段[4]和定期安全评审[10]的支持。这些资料可能包括：

- (a) 外部事件（人为原因或自然原因）的厂址特有危害评价；
- (b) 外部事件发生概率的设计指标（参见第 3.26 段和第 3.27 段）；
- (c) 外部事件设计基准的定义；
- (d) 核电厂设计的厂址参考数据资料收集（土工、地震、火山、水文和气象数据）；
- (e) 安全分析报告各部分中考虑的厂址有关事项对应急准备和事故管理的影响评价；
- (f) 核电厂整个寿期中对厂址有关参数监测的安排。

3.19 安全分析报告的这一节应当讨论关于厂址排除和（或）接受准则的考虑，以便在厂址调查阶段后[11]初步筛选适宜的厂址。

3.20. 与厂址有关的资料是设计过程中一个很重要的输入，可能是最终安全评价中不确定性来源之一。应当在安全分析报告中考虑针对这种不确定性水平而采取的措施。

3.21. 参考文献[11]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

¹ 在一些国家，这些资料收集在环境报告中。

厂址参考数据

3.22. 本节应当规定厂址位置，包括在许可证持有者控制的区域和需要就控制其中可能影响核电厂运行的活动进行磋商的周围地区，包括禁飞区。有关这类活动的资料将包括人口分布和密度有关数据，以及核电厂厂址周围公共设施和私人设施（机场、港口、铁路运输中心、工厂及其他工业厂址、学校、医院、警察局、消防队和市政局）的分布情况。本节还应当包括周围地区土地和水资源的使用（例如用于农业），并且应当包括对任何可能与核电厂的相互影响的评定。

3.23. 本节还应当提供与岩土工程土的性质和地下水水文有关的厂址参考数据。应当描述收集地基设计资料的调查活动、基土-结构相互作用影响评价、地面构筑物与地下构筑物的建造和厂址的土质改良。

3.24. 安全分析报告应当介绍厂址有关数据和有关不确定性的范围，以便在结构设计和放射性物质的弥散研究中使用。应当提及详细描述调查活动的技术报告及报告的推广使用，以及在地区和（或）书目基础上收集的数据的来源。还应当将地面构筑物的设计和厂址保护措施[11]（如果相关的话）形成文件，以及描述与上述资料有关的预计变化，并且根据需要更新。

厂址特定灾害的评价

3.25. 本节应当介绍厂址自然灾害和人为灾害的详细评价结果。在采取行政管理措施减轻这些灾害（特别是人为事件造成的灾害）的情况下，应当提供有关这些实施措施的资料，以及执行这些措施的作用和责任。

3.26. 安全分析报告应当讨论各种灾害的筛选准则（包括包络数据、概率阈值和事件的可信度），以及就始发源来说每种灾害的预期影响、潜在传播机理和对厂址的预计影响。

3.27. 安全分析报告的这一节应当讨论防止外部事件设计的目标概率水平定义，以及与可接受限值的一致性。

3.28. 应当论证，已经做出了适当安排，来按照最新的评价方法、监测数据和监视活动结果定期更新厂址特定灾害的评价。

附近的工业设施、运输设施和军用设施

3.29. 本节应当介绍厂址附近现有的或拟建的工业、运输或其他设施的潜在事故影响的详细评价结果。应当考虑将对核电厂的任何已查明的威胁纳入设计基准事件中，以帮助确定为减轻已查明的潜在事件影响而必需考虑的任何附加设计措施。还应当描述与这种资料有关的预计发展，并应当根据需要进行更新。

可能影响核电厂安全的厂址活动

3.30. 应当提供并描述在核电厂厂址如果错误实施而可能影响核电厂安全运行的任何过程或活动，例如厂区内的交通堵塞，燃料、气体和其他化学品的贮存和潜在溢出，通过有害颗粒、烟或气体造成摄入（例如因控制室通风摄入空气）或污染。

3.31. 厂址保护措施（包括水坝、沟渠和排水）和对厂址的任何修改（如换土或提升厂址海拔高度）通常被认为是厂址特征调查阶段的一部分，在安全分析报告的这一节中应当考虑从设计基准角度对它们的评定。评定可以根据指导文件和参考文献[11, 17, 18]进行。

水文

3.32. 本节应当为能够评价厂址的水文状况对核电厂设计、性能要求和安全运行的潜在影响提供足够的资料。这些水文状况应当包括与超大降雨和来自水道、水库、临近排水和厂址排水的径流泛滥等现象有关的状况。本节还应当考虑由溃坝、与冰有关的洪水和厂内厂外地震引起与水有关的效应洪水波浪。对于滨海和滨河厂址，应当评价海啸、湖涌以及潮汐和强风的组合影响。本节给出的资料将与评定进出厂址的放射性物质运输和放射性核素向环境的弥散有关。参考文献[18]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

气象

3.33. 本节应当描述厂址及其周围地区有关的气象方面，并考虑地区和当地的气候影响。为此，应当记录厂内气象监测大纲得到的数据。应当从设计角度评价气象参数极值，包括温度、湿度、降雨量、直风和旋转风的风

速，以及雪载荷。应当酌情考虑闪电和风沙瓦砾对核电厂安全的影响。本节给出的资料将与评定进出厂址的放射性物质运输和放射性核素向环境的弥散有关。参考文献[19]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

地震

3.34. 本节应当提供厂址及其周围地区的地震特征和地壳构造特征。对地震灾害的评价应当基于用适当的证据和数据证实的适当地壳构造模型。应当详细地描述这一分析的结果。这些结果将进一步用于考虑结构设计、部件的抗震鉴定和安全分析的安全分析报告其他章节。参考文献[16, 17]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

由外部源造成的放射性状况

3.35. 应当十分详细地描述厂址环境中的放射性状况，如果邻近有核电厂机组和其他外部源的话，也要考虑它们的放射性影响，以使用作最初基准点和使监管机构获得对厂址放射性状况的了解。

3.36. 可以简要描述可利用的辐射监测系统和用于探测任何辐射或放射性污染的相应技术手段。本节可以酌情参照核电厂许可证审批时与放射性方面有关的安全分析报告其他有关章节。

应急大纲和事故管理中的厂址相关问题

3.37. 事故管理主要取决于厂址附近适当的出入口道路、掩蔽所和供应网的可用性。预计厂址的许多灾害情景包括厂址附近的影响，因此也包括人员撤离和进出厂址的可能性。事故期间和事故后当地交通网络和通信网络的可用性，是实施适当应急大纲的关键。安全分析报告的这一节应当讨论在严重事故情况下有关核电厂通道和运输的应急安排的可行性。应当表明，对适当的厂外基础结构的要求已得到满足。应当确定对任何必要的行政管理措施的需要，以及营运单位之外的其他部门的有关责任。

厂址相关参数的监测

3.38. 本节应当描述对受地震、大气、水和地下水相关发展以及人口统计、工业和运输相关发展影响的厂址参数进行监测的规定。这可以用于为营运

者对外部事件采取应急响应行动提供必要的资料，支持厂址的定期安全评审，建立放射性物质的弥散模型，以及验证所考虑的厂址特定灾害的完备性。

3.39. 长期监测大纲应当包括收集厂址特有仪表记录的数据和国家专门研究机构数据，以比较查明与设计基准的显著变化，例如，由于全球气候变暖的可能影响产生的变化。

3.40. 应当在安全分析报告中比较详细地描述监测厂址相关灾害影响的策略，并利用其结果来防止、减轻和预测这些影响。

第 5 章：总体设计方面

总体考虑

3.41. 本章应当概述为满足基本安全目标[20, 21]而采用的总体设计概念和方法。应当在安全分析报告的其他章节更详细地论证实际设计与具体技术安全要求的一致性。这些章节可以在这里提及。

安全目标 and 设计原则

3.42. 本节应当介绍设计中采用的安全目标和安全原则。它们应当以参考文献[5]的第 2.2 段、第 2.4 段和第 2.5 段介绍的目标为基础，即国际原子能机构定义的总体核安全目标、辐射防护目标和技术安全目标。第 3.43 段至第 3.52 段进一步讨论这一主题。

纵深防御

3.43. 安全分析报告的这部分应当用一般术语描述将纵深防御概念纳入核电厂设计所采用的设计方法。应当论证，已经在所有安全相关活动方面考虑了纵深防御概念。采用的设计方法应当确保设计中有多重和（在可能的范围内）独立的防御级别和防御屏障，以便针对任何缘由的运行事件和事故提供保护。应当描述主要屏障的选择，并证明其正当性。应当特别强调

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

安全重要系统。应当酌情包括为减轻事件的后果和帮助执行重要安全功能而提出的任何操纵员行动。参考文献[5]给出有关纵深防御概念的指导。

安全功能

3.44. 安全要求出版物《核电厂安全：设计》[5]规定了为确保安全而需要执行的基本安全功能：反应性控制、堆芯热量排除、放射性物质包容和运行排放控制、以及事故排放限制。安全分析报告的这部分应当确定由特定核电厂设计完成的基本安全功能，并证明其正当性。它应当规定在假设始发事件后的不同时期完成这些安全功能所必要的相应构筑物、系统和部件。

3.45. 除基本安全功能外，还应当确定任何专门的安全功能。例如，排热应当被视为不仅是堆芯安全所需要的安全功能，而且是核电厂中包含需冷却的放射性材料的任何其他部分（如乏燃料池和贮存区）的安全所需要的安全功能。参考文献[5]附件给出了确认轻水反应堆核电厂的专门安全功能的指导。

确定论设计原则和准则

3.46. 本小节应当总体描述将选定的确定论设计原则体现在设计中的方式。如果在设计中为了保证有足够的安全裕度来满足法律要求或监管要求而采取了保守的确定论原则和准则，那么电厂的安全评定可以大大简化。在设计方面将基于保守的确定论原则的情况下，例如载于国际标准或国际公认的工业规范和标准或载于监管指导文件中的确定论原则，应当在安全分析报告的这一小节阐明这些方法的使用。

3.47. 在一些情况下，核电厂的设计可能不完全符合监管指导文件中的专门确定论原则。在这种情况下，要么应当论证已通过另外手段提供了适当的安全裕度，要么应当证明建议的设计更改或偏差的正当性。在任何一种情况下，都应当及早征求监管机构的意见。

单一故障准则

3.48. 在安全分析报告的这部分，应当论证通常已经系统地考虑了单一故障准则，以确保核电厂安全功能得到维持。这应当包括为防止共因故障和

共模故障采用冗余性、多样性和独立性的规定。应当考虑系统的一个冗余系列因维修而停用和（或）因灾害而损坏时发生单一故障的可能性。参考文献[22]提供了单一故障准则运用的指导。

其他安全要求或准则

3.49. 安全分析报告的这部分应当提供设计中采用的任何其他安全要求或准则的详细说明和其适当性的总体论证。应当考虑采用适当的安全裕度、设计简化、非能动安全特性、逐渐响应的核电厂系统、容错设备和系统、操纵员友好型系统、在适当情况下采用的先漏后破概念，以及有可能预防故障和增强设计安全性的任何其他设计方法。还应当考虑在可能的情况下采用未能达到安全状态的系统设计方面。

概率论设计准则

3.50. 如果在设计过程中采用了概率论安全准则，应当在本小节中详细说明这些准则。这里还应当简要讨论设计与这些准则的符合性。但是，核电厂最终设计的概率安全评定结果应当在有关安全分析章节中提供。

辐射防护

3.51. 本小节应当用一般术语描述采用的设计方法，考虑经济和社会因素，以满足辐射防护目标和确保在所有运行状态下设施内的辐射剂量或设施中的任何计划排放放射性物质而产生的辐射剂量低于规定限值并合理可行尽量低（见参考文献[21]第 4.9 段）。应当论证：

- (a) 由一种实践造成的辐射剂量通过辐射防护措施被减少到一定程度，以致于进一步采取设计、建造和运行方面的任何努力都不能使辐射剂量得到预期减少；
- (b) 避免使工作人员长时间处于会受到辐射照射的区域等问题已在设计中得到适当考虑。

3.52. 考虑适当的国际标准[23]或国家标准，核电厂设计应当确保操纵员可能受到强照射的次数保持在可接受的水平。另外，还应当在核电厂的运行中使用“合理可行尽量低”原则，以尽可能进一步减少职业照射。本小节可以参照详细阐述辐射防护问题的安全分析报告的其他章节。

与设计原则和准则的一致性

3.53. 本节应当简要完整地说明核电厂设计与最终确定的设计原则和准则的一致性。最终的设计原则和准则本身将反映为核电厂采用的安全目标。

3.54. 如果为满足这些准则而修改核电厂基本设计，那么应当加以说明。应当描述与选用准则的任何偏离，并证明其正当性。如果这些准则是在设计的不断变化中制定的，还应当概述这些准则的发展变化。

构筑物、系统和部件的分级

3.55. 本节应当提供有关构筑物、系统和部件分类和安全分级所采用方法的资料。它应当包括有用于确保这些构筑物、系统和部件适合于其设计任务、依然符合目的和连续执行设计正当性所要求的任何必要的安全功能（特别是安全分析中要求的和在安全分析报告相应章节中介绍的那些安全功能）的方法的资料。如果构筑物或系统可能发生相互作用，那么应当在这里提供已在设计中确保较低级别或分类的核电厂措施不会不适当地损害较高级别措施的作用的详细方法。在这里应当以附件列出或提及安全相关系统以及主要构筑物和部件，以及它们的分级和分类。参考文献[4]提供有关构筑物、系统和部件的分级方法的指导。

土木工程和构筑物

3.56. 本节应当介绍有关土木工程和构筑物设计的相关资料。应当讨论设计原则和准则以及设计中使用的规范和标准。还应当简要评价建造核安全有关的建筑物和构筑物（包括建筑物和构筑物的抗震分级）达到必要的安全裕度的论证方法。应当明确说明与设计要求的任何偏离，以及影响这些偏离的方式和这些偏离的正当性。

3.57. 还应当提供土木工程和构筑物所特有的以下资料：

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

- (a) 详细的预计结构载荷范围，以及建筑物和构筑物的规定的性能要求和设计中对其危害的考虑。
- (b) 描述已考虑载荷与源相互作用的程度，以及证实建筑物和构筑物完成其安全功能能够承受所要求的载荷组合。
- (c) 如果采用建筑物和构筑物安全和（或）抗震分级系统，应当在设计中描述采用的分级基准。应当论证，包含安全重要设备的建筑物的安全分级与它包含的系统、部件和设备的分级相称。
- (d) 如果厂房的结构或围墙是用来提供与其结构功能不同的功能（例如辐射屏蔽、隔离和包封的功能），应当规定对这些功能确定的附加要求，适当时，并在安全分析报告的其他章节中提及。

安全壳和（或）包容建筑物

3.58. 本小节应当规定对安全壳厂房本身的安全要求，包括它的密封性、机械强度、抗压能力和抗危害能力。还应当描述为符合适用的安全要求而提供的厂房的主要设计特性。如果设计中包含第二个安全壳，在这里也应当加以描述。

设备鉴定和环境因素

3.59. 本节应当描述为证实核电厂的安全重要物项在核电厂整个寿期内受到所确定的各种单独或综合环境挑战时能够满足设计要求和依然符合目的而采用的鉴定程序。如果验收准则用于通过试验或分析进行核电厂物项鉴定，应当在这里加以描述。鉴定大纲应当考虑对核电厂的所有确定的和相关的潜在破坏影响，包括内部灾害事件和外部灾害事件。在这里应当以附件列出或提及所有的设备物项及其环境鉴定。参考文献[24]给出了构筑物、系统和部件的鉴定的指导，包括对环境因素的考虑。

人因工程

3.60. 本节应当论证设计过程中充分考虑了人因工程²和人机界面，以有利于运行人员与核电厂之间的相互作用。这应当对于所有运行状态和事故工况以及预期发生相互作用的核电厂的所有位置都是有效的。

3.61. 考虑可能对操纵员行为的可靠性产生影响的所有人的行为因素，本节应当描述人因工程原则。应当在安全分析报告有关核电厂系统描述和设计符合性章节中，考虑有利于操纵员成功完成动作的系统和设备的特定设计特征。

内部外部灾害的防护

3.62. 本节应当描述总体设计措施，以确保主要的安全重要构筑物、系统和部件不受核电厂设计中考虑的一切内部外部灾害的有害影响。

第六章：核电厂系统的设计描述和符合性

总体考虑

3.63. 安全分析报告这一章中提出的资料不可避免地取决于选定要建造的反应堆特定类型和设计。对于一些类型的反应堆，第 3.64 段至第 3.113 段讨论的许多章节将完全适用，而对于其他类型，则可能不直接适用。对于后者，营运单位与监管机构对安全分析报告中描述的核电厂系统应当取得一致意见。但是，一般的原则是，应当在安全分析报告中描述可能影响安全的所有系统，并且对于这些系统来说，应当考虑以下一般方法。

3.64. 本章应当描述核电厂所有安全重要构筑物、系统和部件，并且应当论证它们与设计要求的符合性。每项描述的详细程度应当与所描述物项的安全重要性相称。

² “人因工程”是考虑可能影响人的行为因素的工程。

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

3.65. 如上所述，本章的详细内容很可能取决于选定的反应堆的特定类型和设计。但是，不管反应堆类型和设计如何，有关核电厂每个特定系统的各节应当分成 3 个基本小节：

- (a) 系统描述：应当规定功能要求和详细描述系统。
- (b) 工程评价：应当论证已恰当考虑了所有相关功能要求、工业规范和标准要求以及监管要求。对于安全重要系统，这种论证还要得到单一故障、故障模式和影响分析的评定、共因故障和共模故障的评定、总的可靠性评定以及在适当时放射性评定的支持，并适当提及必要时提供的更详细文件。
- (c) 安全评定：对于安全重要系统，本小节应当概括说明该系统有足够能力完成其安全功能和没有可信的单一故障或操纵员失误可能使该系统设计的安全功能失效。对于非安全重要系统，本小节应当论证为排除这种系统影响安全重要系统执行功能的可能性已将其与安全重要系统分离和（或）隔离。

3.66. 系统描述的每个小节至少应当提供以下资料：

- (a) 系统的目的；系统的安全、抗震、环境和质保分级；以及系统与整个核电厂联接的方式，适当时，包括与监管机构以前为类似机组审查和批准的系统的相似程度。
- (b) 系统的功能设计描述，包括：功能要求（对核电厂所有运行模式的假定需求和需求性能）；说明系统通常是处于连续运行、间断运行还是备用运行；法规、规范和标准提出的专门要求以及涉及系统的可靠性、冗余性和与其他系统的接口的专门要求（包括穿过安全壳的管道上的隔离装置）；电源及仪表和控制系统的安排；如果有的话，根据概率论安全分析确定的专门要求；根据运行反馈提出的要求；主要单元及其配置；以及简化的功能图。
- (c) 设计中的人为因素考虑，包括：正常启动和停堆及事故相关运行模式下与人机接口有关的人为因素考虑；为监测系统运行提供的仪表；设备试验、维修和监督的实体位置（可达性）；显示设备；警报设备；实体连锁装置；旁路或不运行状态指示设备。

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

- (d) 运行方面，包括：与其他系统运行的相互依赖；系统运行性的技术规范书要求；系统试验规定；系统监督要求；以及系统维修要求。
- (e) 系统设计的详细要素，包括：根据系统（对于电气、仪表和控制系统）的安全重要性确定的主单线电路图及其他选定的示意图；管路和仪表图纸（对于流体系统）；实体位置或等轴图；超压防范措施，例如联锁装置和局部超压防护（对于流体系统）；以及内部外部灾害的保护装置，例如水密封、飞射物屏蔽、高温隔热、地短路或断电故障的电气保护（电气、仪表和控制系统）；大型转动设备供电母线的电压和频率保护；以及与冷却、润滑、流体化学取样、空气冷却和消防等支持系统的接口。

3.67. 工程评价的每个小节至少应当提供以下资料：

- (a) 以表列出专门技术要求、工业规范和标准要求 and 法规要求，并论证系统设计如何已经满足所有这些要求。
- (b) 为证明符合技术和工业规范和标准以及法规要求而提供的支持性技术资料的摘要（可回查到原始专题报告）。例如将包括以下摘要：材料强度和（或）耐腐蚀报告、环境鉴定报告、可燃性试验、抗震结构分析、电磁干涉测量和射频干涉测量干扰试验、以及软件的独立验证和确认分析。

3.68. 对于安全分析中信任的任何系统（或支持信任的某一系统），应当在工程评价中提供以下附加资料：

- (a) 安全分析中直接信任的系统的功能评定，包括但不限于：系统运行的时间安排；满足安全分析假设的最低系统性能；相信系统能够在其中正常运行的任何不常见的异常环境情景。
- (b) 论证实体分离、电气和（或）液体隔离装置和环境鉴定要求能够足以在外部事件和内部危害（例如地震、火灾、内部外部水淹、大风和内部飞射物）期间和之后，可靠地提供所要求的安全功能。
- (c) 在故障模式和影响分析中记录并且与满足参考文献[5]确立的单一故障准则要求一致的单一故障分析。

- (d) 证明系统的可靠性足以确保完成系统预定的安全功能的可靠性分析（包括共因故障和共模故障）。

3.69. 关于安全评定的每个小节至少应当概括地说明所述系统被判定能够完成其预定功能的技术基础。这种判定的基础应当包括和所有适用的监管准则一致性证明（通过利用监管指导性文件及工业规范和标准）和（或）通过分析或试验达到足够的设计裕度证明。对于非安全相关系统，只证明所论系统的失效不会导致比安全分析中已考虑的事件更严重的事件且不会降低安全相关系统的运行就足够了。

3.70. 在某些情况下，应当用与每个特定系统的专门特性或实现的功能有关的更详细资料补充上面描述的总体要点。在下面各节中给出的资料是针对列出的每个系统的专题。必要时应当修改这些资料，以适合有关核电厂类型的设计。

反应堆

3.71. 本节应当提供反应堆的有关资料，如有可能，采用第 3.65 段至第 3.70 段描述的格式。另外，应当提供以下资料，证明反应堆在其整个预定寿期内有能力完成在所有运行模式下的安全功能。

- (a) 概括描述反应堆各种部件设计的机械、核、热工水力行为，这些部件包括燃料、反应堆容器内部构件和反应性控制系统，以及相关仪表和控制系统。
- (b) 燃料系统的设计：
 - (i) 应当描述燃料系统的基本原理以及对选定的设计基础的安全证明。燃料系统设计基础的正当性，除其他方面外，还应当描述燃料的设计限值，以及在规定的状态包括正常运行、预期运行事件和事故工况下所期望的性能的功能特征。
- (c) 堆内构件的设计。应当描述：
 - (i) 堆内构件系统，定义为燃料的一般外部细节、燃料的装配结构（例如燃料组件或燃料棒束）、燃料定位所需的有关部件和反应堆内所有支持元件，包括用于慢化和燃料定位的任何

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

单独的措施。应当提及安全分析报告中涵盖反应堆燃料有关方面以及燃料装卸和贮存的其他章节。

- (ii) 部件的物理性质和化学性质，包括热工水力、结构和机械方面，对静态和动态机械载荷的预期响应，以及部件的行为，并描述在核电厂整个寿期内辐照对堆内构件执行其安全功能的能力的影响。
 - (iii) 任何重要的子系统部件，包括用于慢化和燃料定位的任何单独措施，以及相应的设计图纸，并考虑维护工作对执行安全功能的影响，包括监测辐照和老化对堆内构件影响的堆内构件监视和（或）检查大纲。
 - (iv) 堆芯行为和性能的监测大纲，应当涵盖监测堆芯的中子学、尺寸和温度的规定。
- (d) 核设计和堆芯核性能。应当描述：
- (i) 核设计基础，包括核和反应性控制限值，例如有关剩余反应性、燃料燃耗、反应性系数、功率分布控制和反应性引入率的限值。
 - (ii) 栅格的核特征，包括堆芯物理学参数、燃料富集度分布、可燃毒物分布、燃耗分布、控制棒位置和换料方案。
 - (iii) 用于计算堆芯的中子学特征，包括反应性控制特征的分析工具、方法和计算机程序（以及有关程序验证和确认以及不确定性的资料）。
 - (iv) 燃料元件、燃料组件和整个堆芯内的设计基准功率分布，并提供有关轴向和径向功率分布以及整个反应性控制能力的资料。
 - (v) 堆芯在整个燃料循环期间的中子稳定性，并考虑核电厂可能的正常和设计基准运行工况。
- (e) 热工水力设计。应当描述：
- (i) 设计基础，堆芯和配套结构的热工水力设计，以及反应堆冷却剂系统热工水力设计的接口要求。

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

- (ii) 用于计算热工水力参数的分析工具和方法以及计算机程序（以及程序验证和确认资料以及不确定性）。
 - (iii) 流量、压力和温度分布，极限值的规定及其与设计限值的比较。
 - (iv) 堆芯的热工水力稳定性的验证。
- (f) 反应堆材料：
- (i) 应当证明反应堆部件所使用材料的正当性，这些材料包括一回路压力边界的材料和提供堆芯支承功能和任何单独的慢化功能的材料。还应当提供有关材料技术规格书要求的资料，包括化学、物理和机械性能、抗腐蚀性、尺寸稳定性、强度、韧性、耐破裂性和硬度。还应当考虑压力边界中的密封件、垫片和紧固件的特性和必需的性能。
- (g) 反应性控制系统的功能设计：
- (i) 应当论证反应性控制系统，包括任何必要的辅助设备和液压系统，均设计和安装得能够提供必需的功能特性，并与其他设备适当隔离。

3.72. 参考文献[25, 26]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

反应堆冷却剂和相关系统

3.73. 本节应当提供有关反应堆冷却剂系统及其相关系统的资料，可能的话，采用第 3.65 段至第 3.70 段描述的格式。另外，应当提供以下资料，以证明反应堆冷却剂系统将在运行状态和事故工况下保持其要求的结构完整性。

- (a) 反应堆冷却剂压力边界的完整性：
- (i) 应当描述构成反应堆冷却剂压力边界的所有部件在经受正常工况（包括停堆状态）和假想事故载荷时的工程力学和断裂力学的详细分析和数字应力评价以及研究的结果，并证明其正当性。应当列出所有部件以及相应的适用程序。应当直接

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

引证每个主要部件的专门详细的应力分析，以便必要时能够做出进一步评价。

(b) 反应堆容器：

- (i) 应当提供足以证明所使用的材料、制造方法、检查技术和载荷组合符合所有适用的规定、工业规范和标准的详细资料。这包括反应堆容器材料、反应堆容器的压力温度限值和完整性，包括脆化考虑。如果反应堆设计包括预应力混凝土部件或容器排管，还应当提供有关这些部件的类似资料。

(c) 反应堆冷却剂系统的设计：

- (i) 应当描述为确保反应堆冷却剂系统的各个部件和与反应堆冷却剂系统相联的子系统满足设计的安全要求已经实现的性能和设计特性，并证明其正当性。这应当酌情包括反应堆冷却剂泵、气体循环器、蒸汽发生器或锅炉、反应堆冷却剂管道或通道、主蒸汽管线隔离系统、反应堆堆芯隔离冷却系统、主蒸汽管线和给水管道、稳压器、稳压器泄压系统、主冷却和应急冷却措施，以及余热排除系统，包括泵、阀门和支承件等所有部件。

3.74. 参考文献[27]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

专设安全设施

3.75. 本节应当给出第 3.65 段至第 3.70 段描述的专设安全设施和相关系统的相关资料。必要时，应当补充下述其他系统特有的资料。

应急堆芯冷却系统

3.76. 本小节应当介绍应急堆芯冷却系统及其相关流体系统的有关资料。驱动逻辑应当在后面有关保护系统的章节中描述，不必在这里描述。

安全壳（或包容）系统

3.77. 本小节应当提供为控制事故的影响区域而采用的安全壳（或包容）系统的有关资料，并且除其他事情外，应当包括：安全壳的除热系统、二次包容的功能设计、安全壳隔离系统、安全壳的超压和负压保护，可能的话还有对安全壳中易燃气体的控制、安全壳喷淋系统和安全壳泄漏试验系统。参考文献[28]进一步讨论安全分析报告的这一小节要包括的事项。

可居性系统

3.78. 本小节应当提供可居性系统的有关资料。可居性系统是为确保包括主控制室和辅助控制室中的人员在内的核电厂必要的人员能够坚守其岗位，并且能够采取行动在运行状态下安全运行核电厂以及在事故工况下使核电厂处于安全状况而提供的专设安全设施、系统、设备、供应和程序。控制室的可居性系统应当包括屏蔽、空气净化系统、气候状况控制以及可能需要的粮食和水的贮存能力。

裂变产物去除和控制系统

3.79. 本小节应当提供裂变产物去除和控制系统的有关资料。另外，应当提供以下专门资料，以证明这些系统的性能：所有必要的状况下系统运行的冷却剂 pH 值和化学状态的考虑，假想设计基准裂变产物载荷对过滤器的影响，以及裂变产物的设计基准释放机理对过滤器可运行性的影响。

其他专设安全设施

3.80. 本小节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段所描述的核电厂设计中采取的任何其他专设安全设施的有关资料。例如包括但不限于：辅助给水系统、蒸汽大气排放和备用冷却系统。这些系统的清单将在很大程度上取决于考虑中的核电厂的类型。

仪表和控制

3.81. 本节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的仪表和控制系统相关资料。反应堆仪表探测反应堆各种参数，并在正常运行期间向控制系统以及在预计运行事件和事故工况中向事故保护停堆系统和专设安全设施和系统传输适当的信号。本节提供的资料应当强调构成保护系统的那些仪表及其配套设备，以及操纵员赖以监测核电厂状况和在设计基准事故后关闭核电厂并使核电厂维持在安全停堆状态的那些系统。还应当提供用于在正常运行中控制核电厂的非安全相关仪表和控制系统的资料。应当描述这些系统，以便证明这些系统的失效将不会妨碍安全相关仪表和控制系统的适当运行，或造成核电厂安全分析中没有考虑到的挑战。参考文献[29]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

保护系统

事故保护停堆系统

3.82. 本小节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的事故保护停堆系统的相关资料。另外，应当提供事故保护停堆系统特有的以下专门资料：

- (a) 每个单独的事故保护停堆参数的设计基础，并提及相信该事故保护停堆参数可以减轻其后果的假设始发事件。
- (b) 事故保护停堆系统整定值、系统运行的时间延迟和测量中的不确定性的技术要求，以及这些要求与安全分析报告这一章中所做假设的关系。
- (c) 与专设安全设施触发系统的任何接口（包括共享信号和参数测量通道的使用）。
- (d) 与非安全相关仪表、控制或显示系统的任何接口，以及确保独立性的措施。
- (e) 确保冗余事故保护停堆系统通道分离所采用的手段和借以从冗余的独立通道中产生符合信号的手段。
- (f) 从主控制室和辅助控制室手动触发事故保护停堆系统的规定。

- (g) 在借助于数字计算机执行事故保护停堆逻辑的情况下，对软件设计和质保大纲以及软件验证和确认大纲的讨论。参考文献[29]进一步讨论安全分析报告这一小节要包括的事项。

专设安全设施的触发系统

3.83. 安全分析报告的这一部分应当提供第 3.65 段至第 3.70 段所描述的专设安全设施触发系统的相关信息。在一些核电厂设计中，事故保护停堆触发系统和专设安全设施触发系统被设计成一个系统。在这种情况下，最好是在一节中把事故保护停堆触发系统和专设安全设施触发系统作为一个系统来描述。

3.84. 另外，应当提供专设安全设施触发系统特有的以下专门资料：

- (a) 专设安全设施每个单独的触发系统参数的设计基础，并提及相信该参数可以减轻其后果的假设始发事件；与反应堆事故保护停堆系统的任何接口（包括共享信号和参数测量通道的使用）；与非安全相关系统的任何接口，以及确保电气信号适当隔离的措施；以及为确保专设安全设施的冗余触发系统通道的实体隔离所采用的手段。
- (b) 在借助于数字计算机执行专设安全设施触发逻辑的情况下，对软件设计和质保大纲以及软件验证和确认大纲的讨论。参考文献[29]进一步讨论安全分析报告的这一部分要包括的事项。
- (c) 专设安全设施触发系统整定值、系统运行的时间延迟和测量中的不确定性的技术要求，以及这些要求与安全分析报告这一章中所做假设的关系。
- (d) 专设安全设施触发系统内的设备保护联锁装置（例如泵和阀门联锁装置以及电动机保护装置）的规定，以及论证这种联锁装置将不会对专设安全设施的运行产生不利影响。
- (e) 从主控制室和辅助控制室手动启动专设安全设施的规定。
- (f) 设计中设想的和安全分析中信任的任何有关的操纵员远程控制和（或）自动控制、局部控制、开关控制或调制控制。

安全相关显示仪表

3.85. 本小节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的安全相关显示仪表系统和计算机化核电厂信息系统的有关资料。另外，还应当提供以下专门资料：

- (a) 测量的参数、传感器的实体位置、最严重运行或事故工况应当定义的环境鉴定包络性和需要传感器可靠运行的持续时间的清单。
- (b) 由核电厂计算机监测的参数之技术要求和主控制室和辅助控制室中的操纵员使用的、用于过滤信息、显示趋势、产生报警以及长期储存数据和显示信息的任何计算机软件的特征（扫描频率、参数确认、跨通道传感器检查）。如果数据处理和存储通过多台计算机进行，应当描述实现不同计算机系统同步的手段。

安全所需要的所有其他仪表系统

3.86. 本小节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的安全分析所需要的任何其他诊断和仪表系统的相关资料，并且应当包括：严重事故管理所需要的任何特定系统；泄漏探测系统；振动和松动部件的监测系统；以及在安全分析中相信可以防止对安全相关设备的损害和防止某些类型事故的保护联锁系统（例如低压流体系统与高压流体系统之间接口的阀门联锁装置，这两个系统的运行可能导致系统内冷却剂丧失事故）。

安全不需要的控制系统

3.87. 本小节应当提供安全不需要的控制系统的简要资料。应当提供以下专门资料，以证明控制系统的假想失效将不会使安全相关系统的运行失效或导致比安全分析中已经假设和分析的更严重的情景：

- (a) 简要描述核电厂正常运行中使用的非安全相关控制系统；
- (b) 描述任何非安全相关限制系统（例如为避免由于启动局部功率减少造成的事故保护停堆而安装的控制级别功率减少系统）；
- (c) 论证这种系统不会挑战安全相关系统的运行。

主控制室

3.88. 本小节应当描述主控制室设计中采用的一般原理。应当包括描述主控制室的布局，重点是人机接口。设在主控制室内的设备的电气设计标准已经在以前章节中描述，在这里不必重复。如果在设计或改进布局时已经对主控制室进行了正式设计审查（人为因素审查），应当在本小节中概述这一审查的结果。

辅助控制室

3.89. 本小节应当适当描述辅助控制室，包括布局，重点是人机接口。发送到辅助控制室的设备信号的电气设计标准已经在以前章节中描述，在这里不必重复。应当详细地描述核电厂系统与主控制室和辅助控制室的通讯信号之间的实体隔离和电气隔离的手段，以证明辅助控制室是冗余的，并且独立于主控制室。应当详细地描述将控制和联络信号从主控制室传送到辅助控制室的机理，以便证明这种传送在事故工况下如何进行。

电气系统

3.90. 本节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的电力系统的相关资料。另外还应当提供电气系统特有的以下资料：

- (a) 电力系统的具体划分，包括不同的系统电压和系统的哪些部分被认为是重要的。
- (b) 证实包括断路器在内的安全相关电力系统的功能恰当性，并保证这些系统有符合设计准则的恰当的冗余性、实体隔离、独立性和可测试性。电气设备保护，包括在事故工况下旁路这种保护的规定。参考文献[30]进一步讨论安全分析报告的这一部分要包括的事项。
- (c) 总体描述电力公司电网及其与其他电网的相互连接，以及与厂内电力系统（或配电盘）的连接点。应当从核电厂安全运行的角度审查电网的稳定性和可靠性。应当描述控制电网的负荷调度中心的实体位置，以及调度中心、大的远程负荷中心和发电厂之间联络的规定。

应当描述调节外部电网的电压和频率的主要手段。应当提供显示主要电网相互连接的简化线路图。

厂外电力系统

3.91. 本小节应当提供与核电厂有关的厂外电力系统的资料。它应当包括对厂外电力系统的描述，重点是与厂内电力系统的相互连接处的控制和保护设施（断路器安排、手动和自动隔离开关）。应当特别强调用于保护核电厂免受厂外电力干扰影响和维持厂内辅助设施电力供应的所有设计规定。还应当提供电网可靠性的资料，并应当描述处理频繁的电网故障所需的任何设计特有的规定。

厂内电力系统

交流电力系统

3.92. 本小节应当提供电厂具体的交流电力系统的相关资料。它应当描述厂内交流电力系统，包括柴油机或燃气轮机驱动系统、发电机配置和不间断交流电力系统。应当确定厂内每一交流负荷的功率要求，包括：稳态负荷，电动机负荷的启动千伏特安培，标称电压，容许电压降（以在要求的时间内实现全部功能能力），实现每一负荷的全部功能能力所需要的序列和时间，标称频率，允许的频率波动，系列数目，须同时供电的专设安全设施的最低系列数目。

3.93. 另外，还应当提供有关厂内交流电力系统的资料，以证明：

- (a) 在设计基准事故迭加丧失厂外电源中，必需的专设安全设施负荷能够在不使柴油发电机过载并在与安全分析章节中提供的假设相一致的时间框架内按顺序接到应急柴油发电机上。
- (b) 协调了厂内交流电力系统断路器，以确保应急电力可靠地输送给专设安全设施和不间断交流电力系统负荷。

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

- (c) 在正常的厂外交流电力系统可以利用的时候和假想厂外电源丧失事件期间，不间断的交流电力都能连续地提供给重要的安全系统和安全相关仪表和控制系统。
- (d) 证明反应堆冷却剂泵惰转的最大频率衰减率和低频限制值是正当的，确保须同时供电的专设安全设施的最低系列数目（如果提供两个以上的系列）。

直流电力系统

3.94. 安全分析报告的这一部分应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的直流电力系统的相关资料。另外，还应当提供专门直流电力系统的以下资料：电池长期放电能力（当承受设计负荷时，在不充电的情况下预计电压随时间衰变的情况）的评价，存在的主要直流负荷（包括不间断交流电力系统逆变器和任何非安全相关的直流负荷，例如汽轮机轴承的润滑油泵），并描述直流电池存放区和电缆系统的消防措施。

3.95. 应当规定厂内每一直流负荷的功率要求，包括：稳态负荷、冲击负荷（包括应急状况）、负荷序列、标称电压、容许电压降（以在规定的时限内实现全部功能能力）、系列数目，以及须同时供电的专设安全设施的最低系列数目（如果提供两个以上系列）。

3.96. 参考文献[30]进一步讨论安全分析报告这一小节要包括的事项。

核电厂辅助系统

3.97. 本节应当提供核电厂特有的辅助系统的相关资料。

供水系统

3.98. 本小节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的与核电厂有关的供水系统的相关资料。它应当包括例如厂用水系统、反应堆辅助设施冷却系统、除盐水补给系统、最终热阱和冷凝水贮存设施。

工艺辅助设施

3.99. 本小节应当以第 3.65 段至第 3.70 段描述的格式提供与反应堆工艺系统有关的辅助系统的资料。它应当包括例如有关压缩空气系统、工艺和事故后取样系统、设备排水和地面排水系统、化学控制和容量控制系统、净化系统和硼酸使用控制系统的资料。

供暖、通风和空调系统

3.100. 本小节应当以第 3.65 段至第 3.70 段描述的格式提供供暖、通风、空调和冷却系统的相关资料。它应当包括控制室区、乏燃料池区、辅助和放射性废物区以及汽轮机厂房（在沸水反应堆中）的通风系统，以及专设安全设施的通风系统。

其他辅助系统

3.101. 本小节应当提供其运行可能影响核电厂安全并且在安全分析报告的任何其他部分中都没有涉及到的任何其他厂用辅助系统的相关资料：例如，柴油发动机的联络系统、照明系统、冷却水系统、启动系统、润滑系统，以及燃烧进气和排气系统。

电力转换系统

3.102. 本节应当提供核电厂电力转换系统的相关资料，这将取决于核电厂的类型和（或）设计。

3.103. 还应当酌情提供蒸汽和电力转换系统特有的以下资料：

- (a) 在正常运行状态中和在事故工况下对汽轮发电机的性能要求。
- (b) 描述主蒸汽管道和相关的控制阀、主凝汽器、主凝汽器抽真空系统、汽轮机轴封系统、汽轮机旁路系统、循环水系统、凝结水净化系统、凝结水和给水系统，以及适用时蒸汽发生器排污系统。还要描述水化学大纲，以及讨论蒸汽、给水和凝汽器系统的材料。

3.104. 对于其他类型的电力转换系统，应当提供相当的可供选择的资料，以证明该系统符合适用的设计要求。

消防系统

3.105. 本节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的消防系统的相关资料。它应当论证为确保核电厂设计有适当的消防措施所做出的规定是正当的。设计应当包括火灾时纵深防御的恰当规定，并且应当提供火灾预防、火灾探测、火灾警报、火灾扑灭和火灾封闭的措施。应当考虑材料的选择、冗余系统的实体分隔、设备的抗震鉴定和用于隔离冗余系列的屏障使用。

3.106. 应当评定设计所成功地提供的适当消防的程度；本节可以提及安全分析报告其他章节（例如安全分析章节）的这方面资料。适当时，还可以在本节描述确保人员消防安全的规定。参考文献[14]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

燃料装卸和贮存系统

3.107. 本节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段所描述的燃料装卸和贮存系统的相关资料。它应当包括为核燃料的屏蔽、装卸、贮存、冷却、传送和运输拟订的详细安排。参考文献[31]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

新燃料

3.108. 本小节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的用于新燃料的装卸和贮存系统的相关资料。它应当包括为确保新燃料始终处于安全状态所建议的详细措施。这应当包括包装、燃料衡算系统、贮存、临界预防、燃料完整性控制和燃料保安等考虑。

辐照燃料

3.109. 本小节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的用于辐照燃料的装卸和贮存系统的相关资料。应当包括为确保辐照燃料始终处于安全状态而建议

的详细措施。这应当包括对以下方面的适当规定的考虑：放射防护；临界预防；燃料完整性控制，包括为处理破损燃料的特殊规定；燃料化学、燃料冷却、燃料衡算系统、燃料保安，以及燃料托运和运输安排。

放射性废物处理系统

3.110. 本节应当提供第 3.65 段至第 3.70 段描述的放射性废物处理系统的相关资料。它应当包括在核电厂整个寿期中安全控制、收集、装卸、处理、贮存和处置因厂址上的一切活动产生的各种形式的固体、液体和气体放射性废物的核电厂设计特性。这应当包括为这些目的提供的构筑物、系统和部件以及为监测放射性废物的可能泄漏或逃逸而采用的仪表设备。在决定处理这种危害所需的措施时，应当考虑放射性废物被吸附和（或）吸收的可能。参考文献[32]进一步讨论安全分析报告这一节要包括的事项。

3.111. 本节应当描述有关放射性废物规定的设计要求中已涵盖的放射性物质的来源；必要时，应当提及安全分析报告中有关退役的章节。

3.112. 本节可能需要交叉引用安全分析报告中考虑核电厂的辐射防护问题的章节。本节还可以提及安全分析报告中详细考虑放射性废物管理运行方面的其他章节。

其他安全相关系统

3.113. 在这一标题下应当描述宣称有安全功能、可能帮助或支持某一安全系统或可能影响某一安全系统的性能的任何其他系统。

第 7 章：安全分析

总体考虑

3.114. 本章应当描述为评定核电厂在响应假设始发事件中的安全，根据放射性排放的安全准则和规定限值所进行的安全分析的结果。这些分析包括用于支持正常运行的确定论安全分析，预计运行事件、设计基准事件、超设计基准事件和选定的严重事故的分析，以及概率论安全分析。必要时，这种描述可用参考材料予以支持。参考文献[4]第 4 章就将提出了由设计者

和营运单位为支持核电厂许可证审批过程而进行分析的附加指导。本安全导则应当用作编写安全分析报告这一章的参考。

3.115. 安全分析和设计过程相互迭代，两项活动应当平行进行。分析的范围和详细程度应当随着设计的进展而增加，以便最终安全分析反映最终核电厂设计。考虑到定期安全评审中使用更先进的工具或方法，为证明建议的设计修改的正当性，可能需要进一步的分析。

3.116. 在安全分析一章中提供的资料应当足以对安全重要物项的设计基准进行正当性证明和确认，并确保核电厂总体设计能够满足每种核电厂状况的辐射剂量和放射性释放的规定限值。设计、制造、建造和调试这些过程应当与安全分析结合起来，以便确保在竣工的核电厂中实现设计意图。

安全目标和验收准则

3.117. 本节应当提到以前在有关总体设计方面的章节[20, 21]中确定的适用于特定核电厂设计的核安全、辐射防护和技术安全的原则和目标。

3.118. 另外，应当针对不同级别的事件和分析类型规定构筑物、系统和部件特有的详细验收准则。这些验收准则应当确保频繁的事件应当后果较小，可能导致严重后果的事件概率应当很低。

3.119. 应当在安全分析报告的这一部分充分证明详细验收准则的技术要求的正当性并形成文件。在编写安全分析报告的这一节时应当考虑参考文献[4]中提供的有关验收准则的技术要求的建议。

假设始发事件的鉴别和分级

3.120. 应当描述用于鉴别假设始发事件³的方法。除其他事情外，这可能包括利用主逻辑图、灾害和可运行性分析以及故障模式和影响分析等分析方法。在确定假设始发事件时还应当考虑由于人为差错可能发生的始发事件。

³ 假设始发事件是在设计期间确定的能够导致预计运行事件或事故工况的事件。假设始发事件的根本原因可能是可信的设备故障和人员差错（既可在设施内，也可在设施外）、人为事件或自然事件。）

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

无论使用哪种方法，应当论证已系统化地确定了假设始发事件，并已列出全部事件清单。

3.121. 应当按照事件的预期频率和类型对事件分类。分类的目的是：

- (a) 证明考虑中的各种事件的基准是正当的。
- (b) 减少需要详细分析的始发事件数目，使之只剩下一组事件。这组事件包括安全分析中相信会发生的每个不同事件组中的最极端情况，但是不包含系统特性相同（例如在时间范围、核电厂系统响应和放射性释放份额方面）的事件。
- (c) 不同的事件分类，允许不同的安全分析验收准则。

3.122. 应当描述事件分类的基准，并证明其正当性。通常，要在安全分析报告中处理的假设始发事件清单将包括预期运行事件和设计基准事故。应当还包括从超设计基准事故分析中获得的结果[4, 5]。如果假定发生了另外的差错，一些设计基准事故或超设计基准事故可能会进一步发展，并导致涉及堆芯性能明显下降和（或）厂外放射性释放的严重事故。还应当视核电厂或系统设计的需要，或为了编制核电厂事故管理大纲和支持应急准备[4, 5]，将严重事故分析的结果纳入安全分析报告中。（参考文献[4]解释了这里提到的假设始发事件类型所使用的术语。）

3.123. 在事件分类过程中，要考虑厂内和厂外的所有类型的始发因素，以及所有运行模式，包括正常运行、停堆和换料。通过事件分类过程，应当列出需分析的不同类别的电厂特定事件。应当研究例如手动或自动控制等不同的核电厂工况。还应当评价不同的厂址状况，例如厂外电源的可用性或厂外电源的完全丧失，并考虑核电厂机动运行与电网之间的可能相互作用和酌情考虑同一厂址上不同的反应堆机组之间的可能相互作用。还应当考虑核电厂其他系统中的故障，例如辐照燃料的贮存和放射性气体贮罐中的故障。

3.124. 安全分析报告中要分析和介绍的电厂特定事件的清单，除其他事项外，应当包括内部假设始发事件，例如热量排除的增减，反应堆冷却剂流量的增减，反应性和功率异常（包括燃料棒束错放），反应堆冷却剂装量

增减，以及放射性物质从子系统或部件中释放。另外，还应当考虑从其他考虑中导出的一组内部假设始发事件，例如支持系统丧失，内部水淹、火灾和爆炸，内部飞射物，结构倒塌和物体坠落，管道抖动和喷射影响，以及导致一回路泵冷却丧失的错误的安壳隔离信号[15]。

3.125. 要考虑的这组外部假设始发事件应当酌情包括以下原因造成的事件：火灾，水淹，地震，火山爆发，极端风和其他极端天气状况，生物现象，飞行器撞击和爆炸等人为事件，有毒和窒息性气体和腐蚀性气体和液体，电磁干扰，进水口损坏[13]，以及附近的工业设施和部分运输网络爆炸影响。

3.126. 应当在编写安全分析报告的这一节时考虑参考文献[4]中提供的有关假设始发事件鉴别和分类的建议。

人员行动

3.127. 本节应当总体描述在不同类型的安全分析中考虑人员行动所采用的方法，以及为在各种类型的分析中选定的模拟这些行动的方法，并证明其正当性。

确定论分析

3.128. 在安全分析报告的这一节中，应当考虑为评价核电厂安全性并证明其正当性而进行的所有确定论分析。确定论安全分析预计核电厂在专门预定运行状态下对假设始发事件的响应。它适用专门的规则和采用专门的验收准则。分析一般集中于采用不同的计算工具分析的中子学以及热工水力、结构和放射性的方面。正如参考文献[4]第 4.19 段中所陈述的：“一般来说，出于设计目的进行的确定论分析应当是保守的。超设计基准事故的分析一般不像设计基准事故的分析那样保守。”最佳估计程序用于确定论分析是可接受的，条件是它们要么结合合理保守地选择输入数据，要么与评价结果的不确定性相关联。

3.129. 确定论分析通常通过利用综合计算机程序计算核电厂参数来进行。应当描述用于确定论分析的模型和计算机程序，以及就核电厂参数、包括控制系统在内的系统的可运行性和在事件中操纵员的行动（如果有的话）

做出的一般假设。应当证明做出的重要简化是正当的。应当在这一节中描述针对不同类型的假设始发事件进行的确切安全分析所使用的一组极限安全分析假设。还应当描述为确保这些假设证明每种类型的假设始发事件可以实现足够的安全裕度所采用的方法。

3.130. 应当总体概述计算机程序验证和确认过程，并引用更详细的专题报告。应当引用支持性文件确定所使用的任何计算机程序。应当强调证实计算机程序对特定事件的适用性，并且应当引用确认文件。确认文件应当提及有关的支持性实验计划和（或）实际的核电厂运行数据。还应当介绍核电厂模型的确认状况。参考文献[4]进一步讨论安全分析报告这部分要包括的事项。

3.131. 这一节应当描述在确定论安全分析方面建立用于证明可接受性的方法和模型所使用的任何一般分析细则（例如关于系统和（或）支持系统的运行状态、保守的时间延迟和操纵员行动的选择）。参考文献[33]给出了压水堆、沸水堆、加压重水堆和石墨慢化沸水冷却压力管堆确定论事故分析的指导。

正常运行中的安全

3.132. 本小节应当论证，核电厂的正常运行能够安全进行，并因此证实核电厂对工作人员和公众成员造成的辐射剂量以及放射性物质的计划排放和（或）释放都在规定限值内[4，23]。

3.133. 应当分析所有可能的正常运行工况。通常，这些工况应当包括例如：

- (a) 从停堆开始正常反应堆启动，到临界，再到满功率；
- (b) 功率运行，包括满功率运行和低功率运行；
- (c) 反应堆功率变化，包括负荷跟踪模式和在适当的情况下，在持续一段低功率后恢复满功率；
- (d) 从功率运行开始停堆；
- (e) 热停堆；

- (f) 冷却过程；
- (g) 在合适的情况下，在正常运行期间换料；
- (h) 在换料模式中或打开反应堆冷却剂或安全壳边界的另一种维护工况中停堆；
- (i) 新燃料和辐照燃料的装卸。

预计运行事件和设计基准事故

3.134. 本小节应当描述为可靠地证明工程设计的容错能力和安全系统的有效性而进行的预计运行事件和设计基准事故分析的结果。分析应当涵盖所有正常运行状态，包括低功率模式和停堆模式。

3.135. 对于每类假设始发事件，只分析能够代表一组事件的包络响应的有限数量的包络始发事件也许足够了。在本节应当描述这些选定的包络事件的基准。应当确定对安全分析结果重要的核电厂参数。这些参数一般包括：反应堆功率及其分布、堆芯温度、包壳氧化和（或）变形、一回路系统和二回路系统的压力、安全壳参数、温度和流量、反应性系数、反应堆动力学参数，以及反应性装置的价值。

3.136. 应当规定保护系统的特征，包括该系统被触发的运行状态、任何时间延迟和设计中所称的触发后系统能力，并证明它们符合安全分析报告中关于设计核电厂系统的描述和符合性章节中所描述的系统的总体功能要求。

3.137. 在一些情况下，可能需要对单一假设始发事件进行不同的分析，以便证明满足不同的验收准则。应当论证，有关特定假设始发事件的所有相关验收准则都得到满足，并且应当根据需要将许多分析的结果明确包括在安全分析报告中。

每组假设始发事件的分析

3.138. 对于分析的每一组假设始发事件，应当有一个单独的小节提供以下资料：

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

- (a) 假设始发事件：假设始发事件的描述，假设始发事件所属级别和须满足的验收准则。
- (b) 事故界限条件：假设始发事件发生前核电厂运行配置的详细描述，针对模型和事件的具体假设，以及使用的计算机程序。还应当描述分析中相信会发生的系统和操纵员的动作，例如：
 - (i) 正常运行的核电厂系统和支持系统；
 - (ii) 正常运行的核电厂仪表和控制系统；
 - (iii) 核电厂和反应堆保护系统；
 - (iv) 专设安全系统及其触发整定值；
 - (v) 如果有的话，操纵员的行动。
- (c) 初始核电厂状态：分析中使用的重要核电厂参数和初始条件的特定值，这些值可以用表列出。应当说明这些值是如何选择的和它们对于正在分析的特定假设始发事件的保守程度。
- (d) 确认其他假设故障：讨论假定在事故情景中发生的任何额外的单一故障和证明选择它作为极限单一故障的基准的正当性[33]。
- (e) 核电厂响应评定：讨论模化的核电厂行为，重点介绍主要事件的时间范围（始发事件、任何随后的故障、触发不同的安全组的时间和实现长期安全稳定状态的时间）。应当提供单独的系统触发时间，包括事故保护停堆时间和操纵员干预时间。应当用图形表示事件期间关键参数随时间变化的情况。应当选定参数，以便能够在正在考虑的验收准则范围内获得事件进展的全貌。例如，在评价燃料包壳温度时，应当根据反应堆的类型和设计酌情给出功率、热流密度、反应堆冷却剂系统压力、反应堆冷却剂系统流体总量、燃料温度和应急堆芯冷却系统的流量等参数。这些结果应当提供有关的核电厂参数和与验收准则的比较，并最终说明结果的可接受性。还应当讨论物理屏障状况和安全功能的执行情况。
- (f) 放射后果评定：应当酌情提供放射后果评定的结果。应当将关键结果与验收准则相比较，并明确说明符合验收准则的结论。

- (g) 敏感性研究和不确定论分析：应当酌情提供为证明结果的可靠性和事故分析的结论而进行的敏感性和不确定论分析的结果。

超设计基准事故设计能力的考虑

3.139. 除设计基准事件的分析之外，还应当分析证明该设计缓解某些超设计基准事故的能力。可以部分地根据国家法规、概率论安全分析或识别核电厂潜在薄弱环节的任何其他故障分析，对要分析的这类事件做出选择。一般可能属于这一类别的事件是涉及到多于一个故障的序列（除非它们在设计阶段已被考虑到设计基准事故中），例如：核电厂交流电中断，未能紧急停堆的预期瞬变，保护系统或专设工程设施性能下降的设计基准事件，以及导致安全壳旁路和（或）包容旁路的序列。应当在这一小节中描述选定事件的基准，并证明其正当性。

3.140. 这些分析应当使用最佳估计模型和假设，并可以依靠实际的系统动作和性能、非安全相关系统和实际的操纵员动作。在这是不可能的情况下，应当做出合理的保守假设。在这种假设中，要考虑在了解正在模化的物理过程中的不确定性。

3.141. 将在安全分析报告这部分中提出的超设计基准事故分析的格式和内容应当与提出预计运行事件和设计基准事件分析的格式和内容相一致，并做出以下修改：

- (a) 应当说明超设计基准事件分析的目的和（或）特定的验收准则。
- (b) 应当给出事故情景中的额外假设故障的讨论，以及选择这些故障的基准的讨论。
- (c) 无论何时考虑操纵员行动，都应当论证操纵员将有可靠的信息、完成必需动作的足够时间和遵循的程序，并且受过培训。应当将主要结果与特定验收准则相比较，并且应当明确说明符合验收准则的结论。

严重事故

3.142. 必要时，安全分析报告的这一部分应当充分详细地描述为鉴别能够导致明显堆芯损坏和（或）放射性物质厂外释放的事故（严重事故）而进行的分析。应当在这里考虑这种事件对核电厂构成的挑战 and 可能合理地预计设计可以减轻其后果的程度，证明其正当性，并且加以引用。

3.143. 应当进行一些严重事故序列的详细分析，包括例如氢火灾、蒸汽爆炸和熔融燃料与冷却剂相互作用。本节应当规定和提供制订核电厂事故管理大纲和应急准备大纲中使用的最相关的严重事故分析的结果。应当在严重事故分析中确定和优化为减轻事故的影响以及为应急大纲和准备提供输入而可能进行的事故管理措施。应当参照采用这些结果的安全分析报告的那些相关章节。

概率论分析

3.144. 应当利用核电厂设计和运行安全的综合审查来补充确定论分析的结果和说明确定论设计是否成功实现了设计目标。开展综合审查的一种可能方法是通过利用概率论安全分析。本节应当简要描述概率论安全分析研究的范围、使用的方法和获得的结果。如果在核电厂设计中采用了任何定量的概率论安全准则或目标（在安全分析报告的有关概率论设计准则中提到），也应当在这里提及。

3.145. 应当考虑包含在概率论安全分析的方法和范围讨论中的题目可能包括：

- (a) 证明概率论安全分析研究的选定范围的正当性；
- (b) 事故序列模化，包括事件序列和系统模化、人的行为分析、相关性分析和事故序列在核电厂损坏状态中的分类；
- (c) 数据评定和参数估计，包括始发事件频率的评定、部件的可靠性、共因故障概率和人为差错概率；
- (d) 事故序列的量化，包括不确定性、重要性和敏感性分析；
- (e) 源项分析和厂外后果的评定。

3.146. 应当在安全分析报告这一部分描述概率论分析的主要结果。在提供这些结果时应当确保它们明确传达定量的风险估计和作为造成这些风险估计的最重要因素的核电厂设计和运行方面。本节应当提及正在作为独立报告编写的完整的核电厂概率论安全分析研究。必要时，概率论安全分析研究本身应当作为单独报告提供监管机构审查。

3.147. 如果在核电厂设计中使用了定量的概率论安全准则，应当将概率论安全分析的主要结果与这些准则相比较，以证明符合性。这些准则可以与个人风险估计和社会风险估计相关联，以确保评定核电厂对公众的风险的所有方面都得到了充分考虑。

安全分析结果概要

3.148. 本节应当概述安全分析的总体结果，证实在每个方面都满足了分析的要求，如果要求已被改变应当提供正当性证明，并且明确证明在哪些场合要求没有被完全满足或由于进一步的考虑而被改变。在后者情况下，应当规定为满足安全要求而采取的任何补充措施。

第 8 章：调试

总体考虑

3.149. 营运单位应当论证核电厂将在进入运行阶段以前适合于使用。在这里应当提供营运单位为证明这种适宜性所采取的过程。营运单位应当描述为在核电厂运行前确认其设计性能打算进行的试验。调试大纲除其他事项外，还应当证实单独的核电厂物项将能够在其技术要求内执行任务，并且它们可以在不同的安全系统中共同发挥功能，以确保系统的安全功能得到可靠执行。另外，作为调试大纲的一部分，应当在有未来运行人员参与的情况下，在切实可行的范围内证实运行程序（见参考文献[6]，第 4.1 段）。

3.150. 为此，应当编写一份详尽规划的、受控制的和适当形成文件的调试大纲，并准备好执行。应当在安全分析报告的这一章中介绍调试大纲的建议。应当论证从核电厂的安全正当性证明到调试大纲的明确联系。

3.151. 本章还应当介绍调试单位的详细情况，包括在调试阶段期间设计单位、建造单位和营运单位之间的适当接口，其中应当包括对附加人员及其与调试单位的相互作用的规定。还应当表明，将有足够数目的各级合格运行人员直接参与调试过程[6]。应当详细地描述为制定和批准试验程序、控制试验操作以及审查和批准试验结果而建立的各个过程。这应当包括在试验的最初结果没有完全满足设计要求时将采取的过程。

3.152. 应当大致列出将在不同的调试阶段进行的试验。特别是，应当在运行前安全分析报告中概括描述大纲为每个独特的或一类中的第一个主要设计特性进行的运行前试验和（或）启动试验。试验描述概要应当包括试验方法和试验目标。试验验收准则可以酌情在安全分析报告中介绍，或可以作为详细的试验程序的一部分和单独提及。应当介绍试验大纲的暂行时间进度，同时明确确认被认为是其他试验前提的试验。参考文献[34]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

3.153. 对老的核电厂，可能在安全分析报告修订后，调试一节可以简化，并将一些资料转到支持性参考文献中。适当时，可以添加改进后的核电厂调试特有的额外资料。

第 9 章：运行方面

总体考虑

3.154. 依据各国的监管惯例，一些题目（例如运行方面）或可以载入安全分析报告中，或可以载入提交给监管机构的单独文件中。在包括本章的情况下，它应当描述核电厂整个寿期内与安全有关的重要运行问题，并应当介绍营运单位为充分处理发现的这些问题而提出的建议。参考文献[8, 35~38]进一步讨论安全分析报告的这一章要包括的事项。

组织

3.155. 本节应当描述营运单位的安排和规定营运单位内部不同部门的职能和责任。还应当描述审查机构（例如安全委员会和顾问组）的组织 and 责任。

组织机构的描述应当论证为安全运行核电厂而确定的所有管理职能，例如决策职能、运行职能、支持职能和审查职能，都得到恰当处理。

行政管理程序

3.156. 本节应当描述营运单位为确保核电厂的安全管理采用的一般行政管理程序。应当描述制订、批准、修订和执行核电厂程序的过程。应当列出主要核电厂行政管理程序，并简要描述它们的目标和内容。

运行程序

3.157. 本节应当描述核电厂运行程序。提供的资料应当足以证明，为确保核电厂在运行限值 and 条件内运行已制订了正常运行的运行程序。还应当论证，运行程序为启动、电力生产、降低功率、冷却、停堆、负荷改变、过程监测和燃料装卸等所有模式的正常运行的安全操作提供了指令。应当明确证明，在这些程序的制订和确认中考虑了人因工程的原则[39]。

应急运行程序

3.158. 本节应当描述操纵员将在各种紧急情况中采用的程序，不管是事件导向的还是征兆导向的。应当证明选定的方案的正当性，并酌情将其与核电厂安全分析的结果相关联。无论选择哪种方案，应当论证诊断和处理紧急状况所需的操纵员动作被适当涵盖。应当介绍检验和确认采用的方案，并列出了将遵循的程序。应当论证在制定和确认这些程序时考虑了人因工程的原则[39]。

事故管理细则

3.159. 本节应当描述核电厂事故管理的选定方案。应当描述为预防严重事故和在事故发生的情况下减轻事故后果而制订的相应事故管理细则，并证明其正当性。所提供的资料应当酌情提及核电厂的事故管理大纲。应当论证，已经考虑了在核电厂或邻近装置或外部可获得的、与安全有关的或常规的所有可能手段，来防止放射性物质释放到环境中。还应当论证，已经系统地制订了事故管理细则，并考虑了：安全分析报告中分析和提供的严重事故的结果，已查明的核电厂对这种事故的薄弱环节，以及处理这些薄弱环节所选定的策略。

维护、监督、检查和试验

3.160. 安全分析报告应当规定，核电厂的哪些安全相关物项将需要任何形式的监测，以确保它们仍然符合目的，并且它们的运行在规定的可靠和安全运行限值内。

3.161. 在本节，安全分析报告应当描述营运单位为鉴别、控制、规划、执行、监查和审查影响可靠性和核安全的维护、监督、检查和试验实践打算建立的安排，并证明其正当性。

3.162. 监督大纲应当确保证实在设计中做出的并在建造和调试期间检验过的安全运行规定在核电厂整个寿期内继续有效，并且提供将用于评定构筑物、系统和部件的剩余使用寿命的数据。另外，应当论证监督大纲规定恰当，确保包含了运行限值和条件的所有相关方面。还应当论证监督频度基于可靠性分析，适当时包括概率论安全分析和从以前监督结果获得经验的研究，或者在两者都没有的情况下，基于供应商的建议。

3.163. 本节还应当包括证明为帮助论证核电厂符合规定的标准、满足采取的检查准则和仍能够执行必要的安全功能所需的核电厂检查（包括在役检查）的适当性的资料。特别是，应当强调一回路和二回路冷却系统的完整性的在役检查的恰当性，因为这两个系统对于安全十分重要，发生故障可能会出现严重后果。

3.164. 营运单位还应当确定能够影响核电厂安全功能的所有试验。除已确定的试验的时间表外，这还应当包括确保试验在允许的期限内启动、执行和确认的系统。本节还应当提及对所确定的试验进行监查和审查的方法。参考文献[37]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

堆芯管理和燃料装卸

3.165. 安全分析报告应当论证，为确保燃料在反应堆中的安全使用和燃料在现场运输和贮存的安全，营运单位对与堆芯管理和燃料装卸有关的所有运行活动做出了必要安排。应当表明对于每批换料都进行试验，证实堆芯性能符合设计意图。还应当表明，堆芯状况处于监测中，并与预测相比较，以确定它们是否如其所料和在运行限值内。另外，应当表明，已为处理燃

料棒或控制棒的故障确立了准则和建立了程序，以便使一回路冷却剂或气体排出流中的裂变产物和活化产物的数量最小化。

老化管理

3.166. 营运单位应当确定可能受老化影响的核电厂所有部件，并应当介绍为处理发现的问题所提出的建议。除其他方面外，这包括在发现可能出现影响部件、设备和系统在核电厂整个寿期内执行其安全功能的能力的老化或其他形式的性能恶化的情况下营运单位关于适当的材料监测和取样大纲的建议。应当适当考虑分析老化方面的运行经验反馈。

修改的控制

3.167. 营运单位应当描述确定、控制、规划、执行、监查、审查和记录在核电厂整个寿期内对核电厂进行必要的修改的建议方法。这应当考虑建议的修改的重要性，以便能对这些修改进行分级，并酌情提交给监管机构。修改控制过程应当涵盖对核电厂系统和部件、运行限值和条件、核电厂程序和工艺软件做出的改变。还应当证明修改控制包括对核电厂的长期和临时改变。当建议的修改会影响操纵员或营运单位的行为时，应当论证已做出规定来确保在修改的设计和执行的整个过程中人因工程的原则得到考虑和应用。应当保存所有修改的记录，并且必要时应当经常修订所有的文件、程序、说明书和图纸，以反映这些变更。还应当论证，配置管理要求在执行核电厂的修改中得到满足。参考文献[35]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

人员资格和培训

3.168. 本节应当就核电厂工作人员的资格和培训大纲足以在核电厂整个寿期内实现和维持工作人员必要的业务能力水平提供正当性证明。应当提供资料描述初始资格要求和工作人员培训大纲，包括进修培训和再培训，以及记录核电厂工作人员现行岗位的适用文件系统。培训大纲和设施，包括模拟机，应当反映电厂机组的状况、特征和性能，并且应当简要加以描述。

3.169. 应当论证将采取系统化的培训方法。这可以包括以分析此项工作所涉及的责任和任务为基础的培训大纲，并且应当适用于所有人员，包括经理。

3.170. 在许可证审批制度包含有操纵员取照规定的情况下，报告应当描述该系统并解释为遵循这些执照审批要求将制订的规定。

3.171. 参考文献[36]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

人为因素

3.172. 安全分析报告的这一节应当描述营运单位关于受人为因素影响的运行问题管理大纲的建议，包括对已建立的措施的持续审查和研究。这一大纲应当描述为确保操纵员能够在所有运行环境下，在主控制室以及根据需要在核电厂其他地方有效工作所建立的组织规定，包括建议的值班制度和轮换、对操纵员能否胜任职责的评定和与人为因素有关的其他问题。

运行经验反馈大纲

3.173. 营运单位应当介绍对将执行的运行经验反馈大纲的建议。该大纲应当提供措施确保核电厂的各种事件被鉴别、记录、通告、酌情给予内部调查和通过采取预防再次发生的适当对策被用于促进提高核电厂实绩和安全文化，并且必要时应当使监管机构能够获悉。该大纲应当包括技术、组织和人为因素方面的考虑。适当时，应当描述为报告和分析低水平事件和接近过失的事件做出的安排。

3.174. 运行经验反馈大纲还应当涉及关于评价从类似核电厂运行事件获得的经验的规定，确定普遍问题和必要时执行改进措施。

3.175. 安全分析报告的这一节应当论证建议的系统对于运行经验反馈的适宜性，以便分析设备故障和人为差错的根本原因，改进任务书和运行程序，以及必要时，评定核电厂翻新和进行现代化改造的必要性，包括组织变更。参考文献[38]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

文件和记录

3.176. 营运单位应当在这里详细提供创建、接收、分类、控制、存储、检索、更新、修订和删除在核电厂整个寿期中与运行活动有关的文件和记录的规定。特别是，这应当包括营运者对核电厂配置管理以及核电厂废物和退役管理的文件规定。参考文献[3]进一步讨论安全分析报告的这一节要包含的事项。

停役

3.177. 营运单位应当在这里描述根据运行周期和其他因素需要对反应堆定期停堆的相关安排。这应当包括确保停役期间核电厂安全的措施，以及确保这一时间在核电厂临时工作的人员安全的措施。应当特别注意为确保停役的特殊环境中的安全而采取的措施，例如多种活动，来自不同领域和提供不同服务的多个行动者，组织和规划，时间压力，未预见到的事件的管理，停役经验反馈以及如何分析这种经验并将该经验运用到改善停役的管理中。

第 10 章：运行限值和条件

总体考虑

3.178. 尽管各国在将运行限值和条件明确纳入安全分析报告中的作法不尽相同，但是公认的是，运行限值和条件构成营运单位获准运行核电厂的基础的一个重要部分。在一些国家，运行限值和条件作为安全分析报告的一部分来介绍。在其他国家，它们被编写成一份独立的文件并在安全分析报告中提及。无论采取哪种方案，应当论证，在安全分析报告中已系统地确定了运行限值和条件。

3.179. 许可证审批过程一般应当考虑从安全运行极限中正式导出的控制、限值、条件、规则和必要行动形式的运行限值和条件。安全运行极限涉及在确定设计基准中所包括的各种可能运行状态。这是为了确保核电厂的运行将不会对工作人员或公众的健康和安全造成无法忍受的风险，运行始终处于为核电厂建立的安全运行方案内。实施这种控制的手段因国家和反应

堆类型而异，但是通常所有方案都应当向与核电厂安全正当性明显相关的操纵员提供清楚明确的指示。

3.180. 运行限值和条件应当基于按照在设计中做出的规定对核电厂及其环境进行的安全分析。应当在适当考虑安全分析过程中的不确定性的情况下确定运行限值和条件。应当通过书面表示采取运行限值和条件的原因和任何相关背景资料证实每个运行限值和条件的正当性。必要时，应当根据调试期间进行的试验的结果[39]予以修订。

3.181. 详细的运行限值和条件如果包括在安全分析报告中，应当包含系统和部件的包络参数和可运行性条件的数值。还应当为确保这些参数仍然在可接受限值范围内以及系统和部件是可以运行的而对监视、维护和修理规定相应的要求，并酌情利用概率论安全分析证明其正当性。还应当明确确定在运行限值和条件未被满足的情况下将采取的行动。在一些场合，这些条件还应当包括重要的行政管理方面，例如最低限度的值班组成和内部审查频率。还应当涵盖对运行事件的报告要求。参考文献[39]进一步讨论安全分析报告的这一章要包括的事项。

第 11 章：辐射防护

总体考虑

3.182. 本章应当提供有关辐射防护政策、策略、方法和规定的资料。还应当描述正常运行和预计运行事件期间的预计职业辐射照射，包括避免和限制照射的措施。参考文献[21, 23, 40, 41]进一步讨论安全分析报告的这一章要包括的事项。

3.183. 所提供的描述应当包括简要描述已将适当的辐射防护措施纳入设计的方式，或提及能够获得这种资料的安全分析报告其他章节。应当解释如何考虑了时间、距离和屏蔽的基本保护措施。应当论证，为减少不必要的辐射源数量，已按照参考文献[41]第 3.76 段至第 3.80 段的建议做出了适当的设计和运行安排。

“合理可行尽量低”原则的适用

3.184. 本节应当描述营运单位的政策和“合理可行尽量低”原则在运行中的适用。它应当与第 3.51 段中所概述的概念说明相一致，并且应当论证，作为最低限度，参考文献[40, 41]中所描述的适用“合理可行尽量低”原则的建议已被采用。

3.185. 本节应当提供正常运行期间和预计运行事件中核电厂辐射区的估计年占用时间。为了减少对工作人员的辐射剂量，应当调查工作人员留在辐射水平高的某些厂区的必要性（以便限制在这些区的工作时间）。

辐射源

3.186. 本节应当描述所有厂内辐射源，并考虑封闭源和固定源以及潜在的气载放射性物质源。它还应当涵盖可能的照射途径。

辐射防护的设计特性

3.187. 本节应当描述确保辐射防护的设备和设施的设计特性。它应当提供对每个鉴别的辐射源加以屏蔽的资料，描述职业辐射防护特性，描述用于区域辐射固定监测和气载放射性物质连续监测的仪表设备及其选择和布置的准则，以及必要时讨论对设备的任何去污的设计规定。

3.188. 应当说明设计中适用的辐射防护原则。例如：

- (a) 作为核电厂正常运行的结果，任何人不得受到超过允许剂量限值的辐射剂量；
- (b) 在正常运行过程中的职业照射必须是合理可行尽量低；
- (c) 必须使用剂量约束，以避免剂量分配中的不公正；
- (d) 必须采取措施防止任何工作人员逐年受到接近剂量限值的剂量；
- (e) 必须采取一切切实可行的步骤防止有放射性后果的事故；
- (f) 必须采取一切切实可行的步骤，使任何事故的放射性后果最小化。

3.189. 在辐射剂量指标包括在设计技术要求中的情况下，应当在这里加以说明。适当时，本节还应当包括与预计公众成员在核电厂整个运行寿期中从厂运行中受到的剂量水平有关的任何辐射剂量指标[23]。

3.190. 应当论证，对于总体设计而言，为减少来自所有源的剂量和放射性释放，在核电厂的设计、布局和使用方面做出了适当规定。这种规定应当包括系统、构筑物和部件的适当设计，以便减少核电厂整个寿期中所有活动的照射量，或在有关活动不会产生显著利益的情况下，取消这些活动。可以就这一主题参照安全分析报告中关于核电厂系统设计的描述和符合性的章节。

辐射监测

3.191. 本节应当提供在核电厂整个寿期内的所有活动中对所有重要辐射源监测的有关详细安排。这应当包括对运行状态、设计基准事故和超设计基准事故以及必要时严重事故进行监测的适当规定。

辐射防护大纲

3.192. 本节应当描述辐射防护大纲的行政管理组织、设备、仪表设备和设施，以及程序。应当论证，按照参考文献[41]第 2.2 段的建议，核电厂辐射防护大纲基于考虑了所有辐射危害的位置和大小的事先风险评定，并且包括：

- (a) 工作区和入口控制的分级；
- (b) 工作的局部规则和监督；
- (c) 个人和工作场所的监测；
- (d) 工作规划和工作许可；
- (e) 防护衣和防护设备；
- (f) 设施、屏蔽和设备；
- (g) 保健监督；
- (h) 防护优化原则的适用；
- (i) 源减少；

- (j) 培训；
- (k) 应急安排。

第 12 章：应急准备

总体考虑

3.193. 本章应当提供应急准备的资料，以合理的方式证明，在事故情况下，能够采取保护公众、工作人员和核电厂所需的一切行动，执行这些行动的决定过程将是及时的、守纪的、协调的和有效的。应急准备安排应当涵盖将对环境和有正当理由准备执行防护措施的厂外区域产生影响的事故（特别是超设计基准事故和严重事故）的整个范围。描述应当包括目标与策略、组织和管理的资料，并应当提供足够的资料说明将如何满足应急大纲的实际目标[42]。

3.194. 应当详细描述与参与应急响应的其他主管部门和组织的行动的联络和协调。这应当包括描述用于在严重事故情况下对可能有正当理由采取紧急防护措施的所有管辖区域执行厂外保护行动的程序。

3.195. 应当描述调试前确保适当的应急准备和响应安排已就绪的规定，包括厂内演习和厂外演习。应当确定为保持适当的应急准备预见的定期演练的时间间隔，并证明其正当性。

3.196. 参考文献[42, 43]进一步讨论安全分析报告的这一章将涵盖的事项。

应急管理

3.197. 本节应当适当描述营运单位对紧急状况的响应。

3.198. 应当在这里一般地描述在事故情况下为保护工作人员和公众而采取的应急安排，包括以下措施：建立应急管理；对应急状况进行鉴别、分级和宣布；通知厂外官员；启动响应系统；执行缓解行动；在厂内和厂外采取紧急防护行动；保护应急工作人员；评定初始阶段；管理医学响应；以及不断向公众发出通告。

3.199. 在这一节还应当描述确保核电厂工作人员得到保护的措施和如何将这些措施与其他应急行动相协调。必要时，应当参照讨论这一问题的安全分析报告的其他章节。

应急设施

3.200. 应当提供核电厂在以下方面的特别能力的资料：

- (a) 除了核电厂的详细控制外，响应人员将在其中决定、启动和管理所有厂内措施以及向厂外应急设施传输有关核电厂状况数据的厂内应急设施；
- (b) 使辅助控制室能够控制重要安全系统的适当措施；
- (c) 响应人员将在其中评定从厂内测量中获得的信息、必要时提供建议和支持以使核电厂得到控制和工作人员得到保护以及与所有应急组织协调以便通知和必要时保护公众的厂外应急设施；
- (d) 酌情或根据国家安排需要向监管机构传输数据和资料的厂外监测系统。

3.201. 应急设施的描述应当包括支持专门设施的指定功能所必需的任何设备、联络及其他安排的细节。还应当描述这些设施的可居性和在事故期间保护工作人员的规定，并证明其正当性。

评定事故发展、放射性释放和事故后果的能力

3.202. 本节应当论证操纵员将有用于以下方面的措施：

- (a) 及早探查、监测和评定有正当理由采取应急行动的状况，以减轻事故后果，保护厂内人员和向厂外官员建议适当的防护行动。这一评定应当包括对堆芯损坏的实际水平或预测水平的评定。
- (b) 如果事故已发生，预测任何放射性物质释放的程度和重要性。
- (c) 迅速和连续评定厂内和厂外的放射性状况。
- (d) 连续评定核电厂状况和放射性状况，以便酌情修改正在进行的响应行动。

3.203. 应当论证，处于异常状况的核电厂的必要仪表设备或系统的响应足以确保执行必需的安全功能。（也可以引用安全分析报告中证明所需设备鉴定的正当性的其他章节。）

第 13 章：环境方面

总体考虑

3.204. 各国对于将环境方面资料纳入安全分析报告中的作法可能是不同的。如果需要的话，本章应当简要描述为评定核电厂的建造、正常状态下的运行和退役对环境的影响而采取的方案。

放射性影响

3.205. 本节应当描述为控制固态、液态和气态放射性排出流向环境的排放将采取的措施。这些排放应当符合“合理可行尽量低”原则。本节：

- (a) 应当规定有关固态、液态和气态排放的任何规定限值和运行指标，以及遵守这些限值的措施；
- (b) 应当描述关于污染程度和辐射水平的厂外监测制度；
- (c) 应当确定记录现场例行放射性释放和保存记录的方法；
- (d) 应当描述为响应大纲外放射性释放所需要的专门环境监测大纲和报警系统以及适当时中断这种释放的自动装置；
- (e) 应当确定为向主管部门和公众提供适当数据将采取的措施。

3.206. 本节应当涵盖可能在核电厂整个寿期内对厂址有放射性影响的厂址活动的各个方面，包括建造、在正常状况下的运行和退役。

非放射性影响

3.207. 本节应当涵盖可能在核电厂整个寿期内对厂址有非放射性影响的厂址活动的各个方面，包括建造、运行和退役。特别是，本节应当描述为控制任何有危险的固态、液态和气态非放射性排出流向环境的释放将采取的措施。本节还：

- (a) 应当鉴别释放或排放的化学性质和物理性质；
- (b) 应当确定排放的任何规定限值和运行指标；
- (c) 应当描述污染的厂外监测制度；
- (d) 应当描述响应大纲外释放所需要的报警系统；
- (e) 应当确定为向公众提供适当数据将采取的措施。

第 14 章：放射性废物管理

总体考虑

3.208. 本章应当证明为安全管理核电厂整个寿期中产生的所有类型的放射性废物所建议的措施的充分性。它应当引用安全分析报告有关核电厂系统设计的描述和符合性章节中提供的放射性废物处理系统的设计描述。

3.209. 应当简要描述固态、液态和气态废物的主要来源并估计它们符合设计要求的产生率。

3.210. 本章还应当提供有关正常和异常运行状态以及事故工况中具有不同的集结状态和放射性水平的放射性废物的积累率和数量、状况和形态的特征的资料，以及有关放射性废物处理和（或）整备、贮存和运输的方法和技术手段的资料。对废物的考虑应当酌情涵盖在制订安全处理核电厂整个寿期中的放射性废物的措施的所有阶段中的固态、液态和气态废物。本节应当考虑废物的处置前安全管理方案。参考文献[32, 44, 45]进一步讨论安全分析报告的这一章要包括的事项。

废物的控制

3.211. 本节应当描述控制或包容核电厂寿期的各个阶段产生的废物的措施。必要时本节还可以讨论对废物分类和分离的建议。

放射性废物的装卸

3.212. 本节应当描述安全装卸核电厂寿期的各个阶段产生的所有废物的措施。这应当包括当把产生的废物从原地点运输到规定贮存地点时的安全

装卸规定。本节应当考虑将来某个时候（包括在退役阶段）可能将废物取回的必要性。

使废物累积最少化

3.213. 本节应当描述使核电厂整个寿期的各个阶段产生的废物累积最小化的措施。这应当包括将废物产生量减少到尽可能低的水平所采取的措施。评定应当表明，废物量和活度是按照废物贮存设施设计可能提出的任何专门要求最小化的。

废物的整备

3.214. 本节应当描述对核电厂寿期的各个阶段产生的废物进行整备的措施。在被认为应慎重的情况下，可以按照既定的程序处理废物，并且应当在这里描述所考虑的方案。然而，还应当考虑建立最合适的方案，如果对废物处置的优先选择在核电厂寿期内改变，该方案在可能的范围内不排除其他可供选择的方案。

废物的贮存

3.215. 本节应当描述对核电厂寿期的各个阶段产生的废物进行贮存的措施。本节应当考虑放射性废物的数量、类型和体积，以及在贮存规定范围内对废物分类和分离的必要性。还应当讨论对用于处理长期贮存问题的专门系统的可能需要，这些问题例如冷却、包容、挥发性、化学稳定性、反应性和临界性，并应当描述建立的任何这种系统。

废物处置

3.216. 本节应当描述安全处置核电厂寿期的各个阶段产生的废物的措施。这应当包括确保必要时将废物安全运输到另一个规定的场地长期贮存的措施。

第 15 章：退役和寿期终止方面

总体考虑

3.217. 核电厂在其寿期结束或者在此之前如果营运者决定令其退役时势必将退役。应当在初始临界以前或核电厂运行开始以前证明核电厂退役的能力。安全分析报告的这一章应当包含在这个时候为核电厂的最终退役预期的建议。这一章应当定期更新，以考虑越来越多的细节，并反映退役策略的发展。参考文献[46, 47]进一步讨论安全分析报告的这一章要包括的事项。

退役概念

3.218. 安全分析报告的这一节应当简要讨论建议的退役概念，并考虑以下方面：

- (a) 使产生的废物数量最小化和有利于退役的设计方案；
- (b) 考虑运行和退役阶段期间产生的放射性废物的类型、数量和活度；
- (c) 确定退役的方案；
- (d) 对退役过程进行规划、分期或分阶段，包括确定整个过程的适当监督要求；
- (e) 对合适和充分记录的适当文件控制和维护；
- (f) 预计的组织变更，包括保存退役阶段将需要的原理知识的现有规定。

退役期间的安全规定

3.219. 本节应当简要描述根据规定的安全原则和安全目标确保退役期间的安全所必要的措施。应当特别注意以下方面：

- (a) 该过程期间的放射性（气载的和液态的）排放应当符合“合理可行尽量低”原则，并且应当至少保持在允许限值内；
- (b) 还应当论证退役期间执行放射危害纵深防御概念的可行性。

不同的退役方案

3.220. 本节应当描述为退役确定的方案和挑选的方法，并进行相应的正当性证明。应当解释可供选择方案的主要区别（例如，对于人员、公众和环境的放射后果的最小化，以及技术、经济、社会及其他相关的指标的优化）。还应当论述有关退役过程的任何方案及其对进度的影响。

初步工作的规划

3.221. 本节应当介绍包含以下基本活动（包括它们的预计执行时间表）的退役工作的暂行大纲，包括进度：

- (a) 开展退役的工程研究，确定政策和目标；
- (b) 制订合理的退役策略，包括适当时确定分阶段退役方案；
- (c) 编写退役的安全分析报告；
- (d) 对于全部或部分拆卸，制订使反应堆处于安全状况的计划；
- (e) 制订确保公共设施（供热、供电和供水）将可用来支持这项工作的大纲；
- (f) 制订为对退役期间产生的放射性废物进行分类、处理、运输和贮存提供适当设施的大纲；
- (g) 规定在所确定的退役阶段期间对机组的实物保护、监测和监视；
- (h) 在整个退役过程中遵守许可证审批过程。

4. 安全分析报告的审查和更新

总体考虑

4.1. 在新核电厂的许可证审批中，初步安全分析报告、中间安全分析报告和最后安全分析报告都是由营运单位编写的重要文件，监管机构可利用这些文件评定核电厂设计的充分性和许可证申请基础的适宜性。应当注意，

安全分析报告可能只是若干资料来源之一，监管机构接受的最终安全正当性证明可能包括更广泛的资料。

安全分析报告的形式

4.2. 营运单位应当与监管机构就安全分析报告的提供、存储和使用的形式（例如电子版或印刷版）达成一致。在做出这一决定时，应当酌情按照国家法律和条例全面考虑监管机构对可供选择的报告形式的可接受性的态度。

安全分析报告的常规修订

4.3. 因为安全分析报告是核电厂安全的全面正当性证明的一部分，所以它应当反映核电厂的现行状态和许可证申请基础，并且应当相应地保持最新状态（这有时被称为“适时”安全分析报告）。

4.4. 对安全分析报告进行常规审查和更新的必要性取决于报告在正在进行的许可证审批过程中的作用。监管机构在确定对安全分析报告常规更新的必要性和更新频率时应当考虑的因素包括：维护总体的安全正当性证明和文件的方法；对核电厂进行的重大修改和对运行限值和条件的修订；以及核电厂定期安全评审的频率。参考文献[10]就执行安全分析报告的定期安全评审和定期更新提供了指导。

参考文献

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radioactive Waste and Transport Safety, Safety Standards Series No. GS-R-1, IAEA, Vienna (2000).
- [2] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, Regulatory Guide 1.70, Rev. 3, NRC, Washington, DC (1978).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Documentation for Use in Regulating Nuclear Facilities, Safety Standards Series No. GS-G-1.4, IAEA, Vienna (2002).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.2, IAEA, Vienna (2001).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (2000).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Review and Assessment of Nuclear Facilities by the Regulatory Body, Safety Standards Series No. GS-G-1.2, IAEA, Vienna (2002).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Operating Organization for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.4, IAEA, Vienna (2001).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations: Code and Safety Guides Q1–Q14, Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna (1996).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.10, IAEA, Vienna (2003).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, Safety Standards Series No. NS-R-3, IAEA, Vienna (2003).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dispersion of Radioactive Material in Air and Water and Consideration of Population Distribution in Site Evaluation for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-3.2, IAEA, Vienna (2002).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.5, IAEA, Vienna (2003).

- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Protection against Internal Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.7, IAEA, Vienna (2004).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Protection against Internal Hazards Other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.11, IAEA, Vienna (2004).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-3.3, IAEA, Vienna (2002).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Geotechnical Aspects of Nuclear Power Plant Site Evaluation and Foundations, IAEA, Vienna (in preparation).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Flood Hazard for Nuclear Power Plants on Coastal and River Sites, Safety Standards Series No. NS-G-3.5, IAEA, Vienna (2004).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-3.4, IAEA, Vienna (2003).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Safety of Nuclear Installations, Safety Series No. 110, IAEA, Vienna (1993).
- [21] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 120, IAEA, Vienna (1996).
- [22] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Single Failure Criterion, Safety Series No. 50-P-1, IAEA, Vienna (1990).
- [23] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.6, IAEA, Vienna (2003).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design for the Reactor Core for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.12, IAEA, Vienna (2004).
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.5, IAEA, Vienna (2002).

- [27] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.9, IAEA, Vienna (2004).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NSG- 1.10, IAEA, Vienna (2004).
- [29] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.3, IAEA, Vienna (2002).
- [30] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Emergency Power Systems at Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.8, IAEA, Vienna (2004).
- [31] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Fuel Handling and Storage Systems in Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G- 1.4, IAEA, Vienna (2002).
- [32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Radioactive Waste Management Systems at Nuclear Power Plants, Safety Series No. 79, IAEA, Vienna (1986).
- [33] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Accident Analysis for Nuclear Power Plants, Safety Reports Series No. 23, IAEA, Vienna (2002).
- [34] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Commissioning for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.9, IAEA, Vienna (2003).
- [35] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Modifications to Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.3, IAEA, Vienna (2001).
- [36] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.8, IAEA, Vienna (2002).
- [37] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna (2002).
- [38] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, A National System for Feedback of Experience from Events in Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna (in preparation).
- [39] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.2, IAEA, Vienna (2000).
- [40] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna (in preparation).
- [41] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Operation of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.7, IAEA, Vienna (2002).

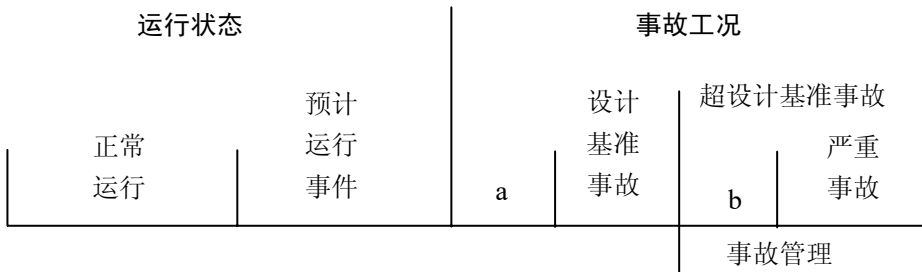
- [42] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE CO-ORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, Safety Standards Series No. GS-R-2, IAEA, Vienna (2002).
- [43] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA, Vienna (in preparation).
- [44] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Basis for the IAEA Standards, IAEA, Vienna (in preparation).
- [45] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste, Including Decommissioning, Safety Standards Series No. WS-R-2, IAEA, Vienna (2000).
- [46] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Remediation of Areas Contaminated by Past Activities and Accidents, Safety Standards Series No. WSR- 3, IAEA, Vienna (2003).
- [47] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Safety Standards Series No. WS-G- 2.1, IAEA, Vienna (1999).

术语表

运行 为实现设施的建造的目的而进行的全部活动。对于核电厂，包括维修、换料、在役检查及其他有关活动。

运行限值和条件 经监管机构批准的，为获准设施的安全运行列举的参数限值、设备的功能和性能及人员执行任务的水平的一整套规定。

电厂状态



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

b=没有造成堆芯明显恶化的超设计基准事故。

事故工况 比预计运行事件更严重地偏离正常运行，包括设计基准事故和严重事故。

事故管理 在超设计基准事故的发展过程中所采取的一系列行动：

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

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

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

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

正常运行 在规定运行限值和条件范围内的运行。

运行状态 正常运行和预计运行事件两类状态的统称。

严重事故 严重性超过设计基准事故并且造成堆芯明显恶化的事故工况。

假设始发事件 设计期间确定的可能导致预计运行事件或事故工况的事件。

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

安全功能 为安全而必须达到的特定目的。

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

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

单一故障准则 发生任何单一故障的情况下，系统必须能够执行其任务的准则（或要求）。

参与起草和审定的人员

| | |
|----------------|--------------|
| Almeida, C. | 巴西国家核能委员会 |
| Balabanov, E. | 保加利亚能源咨询有限公司 |
| Bickel, J. | 美国科技股份有限公司 |
| Davenport, T. | 英国核设施检查局 |
| Janke, R. | 德国反应堆安全股份公司 |
| Newland, D. | 加拿大核安全委员会 |
| Ranguelova, V. | 国际原子能机构 |

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

安全标准核可机构

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

安全标准委员会

阿根廷: Oliveira, A.; 巴西: Caubit da Silva, A.; 加拿大: Pereira, J.K.; 法国: Gauvain, J.; Lacoste, A.-C.; 德国: Renneberg, W.; 印度: Sukhatme, S.P.; 日本: Tobioka, T.; Suda, N.; 大韩民国: Eun, S.; 俄罗斯联邦: Malyshev, A.B.; Vishnevskiy, Y.G.; 西班牙: Azuara, J.A.; Santoma, L.; 瑞典: Holm, L.-E.; 瑞士: Schmocker, U.; 乌克兰: Gryschenko, V.; 英国: Hall, A.; Williams, L.G. (主席); 美利坚合众国: Travers, W.D.; 国际原子能机构: Karbassioun, A. (协调员); 国际放射防护委员会: Clarke, R.H.; 经合组织核能机构: Shimomura, K.

核安全标准委员会

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

辐射安全标准委员会

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

运输安全标准委员会

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

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

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

废物安全标准委员会

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

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

该出版物已被第 SSG-61 号取代。

该出版物已被第 SSG-61 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 92-0-502306-X

ISSN 1020-5853