

安全丛书

No.50-C-D

国际原子能机构安全标准

实施法规

核动力厂的安全设计



国际原子能机构，维也纳，1986

-65
667

安全丛书 No. 50-C-D

实施法规
核动力厂的安全设计

国际原子能机构

维也纳, 1986

本安全丛书还有英文、法文、俄文和西班牙文版本

实施法规：核动力厂的安全设计
国际原子能机构，维也纳，1986
STI/PUB/516
ISBN 92-0-523386-2

IAEA 安全丛书分类

从安全丛书 No. 46 开始，丛书内的各种出版物将分以下四类：

(1) **IAEA 安全标准** 这类出版物包括机构理事会于 1976 年 2 月 25 日通过并载于 IAEA 文件 INFCIRC/18/Rev.1 的“国际原子能机构的安全标准和措施”所规定的本机构安全标准。这类标准是经过理事会的批准出版的，因此是本机构的业务和受本机构援助的活动所必须遵守的。这类标准由本机构的基本安全标准、本机构的专用规章和本机构的实施法规所构成。封面的下半页印有宽的红色标带。

(2) **IAEA 安全导则** 据 IAEA 文件 INFCIRC/18/Rev.1，IAEA 安全导则的目的是补充说明 IAEA 安全标准并为执行这些安全标准推荐一个或数个可以采用的程序。这类出版物是经过本机构总干事的批准出版的。封面的下半页印有宽的绿色标带。

(3) **推荐性文件** 这类出版物包括指导安全实践的一般推荐性文件，是经过本机构总干事的批准出版的。封面的下半页印有宽的棕色标带。

(4) **程序和数据** 这类出版物包括与安全问题有关的程序、技术和准则，是经过本机构总干事的批准出版的。封面的下半页印有宽的蓝色标带。

注：属于 NUSS 计划（核安全标准计划）范围内的所有出版物，其封面的上半页均有宽的黄色标带。

实施法规

核动力厂的安全设计

下列国家是国际原子能机构的成员国：

阿富汗	阿尔巴尼亚	阿尔及利亚	奥地利	澳大利亚	孟加拉国	比利时	玻利维亚	保加利亚	白俄罗斯	喀麦隆	智利	中国	哥斯达黎加	古巴	塞浦路斯	捷克	朝鲜民主主义人民共和国	丹麦	厄立特里亚	埃及	萨尔瓦多	法国	德国	希腊
匈牙利	印度尼西亚	意大利	日本	利比亚	马来西亚	墨西哥	摩洛哥	尼泊尔	荷兰	新西兰	挪威	巴基斯坦	巴拉圭	秘鲁	波兰	葡萄牙	罗马尼亚	俄罗斯联邦	沙特阿拉伯	塞内加尔	南非	西班牙	苏丹	瑞士
瑞典	泰国	土耳其	乌克兰	乌兹别克斯坦	委内瑞拉	越南	也门	赞比亚	津巴布韦	刚果(金)	刚果(布)	赤道几内亚	几内亚比绍	几内亚	塞拉利昂	利比里亚	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂
塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	塞拉利昂	

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

© IAEA, 1986 年

需要翻印或翻译本出版物中所含的资料时，请按下述地址与国际原子能机构书面联系，以取得本机构的许可：Wagramerstrasse 5, P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria

国际原子能机构印于奥地利
1986年2月

序

总干事

不论发达国家还是发展中国家，其能源需求均在持续不断地增长。象石油和天然气这类传统能源，可能在今后几十年内耗尽，而现有的能源生产能力已日益难以满足当前世界范围的能源需求。据专家们估计，到本世纪末，我们就可能要面临能源短缺的局面。在新能源中，核能因其成熟的工艺而成为弥补未来能源缺口的唯一的、最重要的可靠能源。

在过去 25 年中，已有 19 个国家建造了核动力厂。现有 200 多座动力反应堆在运行，还有 150 座正在计划建造。从长远看，核能将在世界能源规划发展中发挥愈来愈重要的作用。

核工业从出现以来，始终保持着首屈一指的安全记录。鉴于核动力安全的重要性，并希望把这个记录保持下去，国际原子能机构制定了一项广泛的计划，在与热中子动力堆有关的许多安全问题上给成员国提供指导。这项计划就是众所周知的 NUSS 计划（NUSS 是 Nuclear Safety Standards 的缩写），即核安全标准计划。目前该计划包括以实施法规和安全导则的形式编写和出版的约 50 本书。这些书正在作为机构的安全丛书出版，每一本都有英文、法文、俄文和西班牙文版本^①。这些书在必要时将根据经验加以修订，使其内容得到更新。

这项计划面临的任务是繁杂而又艰巨的，需要组织大量的会议来起草、审查、修改、统一和批准这些文件。国际原子能机构感谢许多成员国，它们慷慨地提供了专家和资料；也感谢许多个人，他们的名字列在已发表的参与人员名单中，这些人花费了时间和精力来帮助实施这个计划；还真诚地向参与这项工作的国际组织致以谢意。

这些实施法规和安全导则，是本机构出版的推荐性文件，供成员国按自己的核安全要求加以利用。愿意与国际原子能机构签订协议，以便在核动力厂选址、建造、调试、运行或退役方面从本机构获得援助的成员国，将被要求遵守属于该协议规定活动范围的那部分实施法规和安全导则。但是应当承认，在任何许可证审批程序中的最终决定权和法律责任，总是属于该成员国的。

NUSS 出版物事先假定有一个全国性的体系，在这个体系内的各方，如管理机构、许可证申请者 / 持有者、供应者或制造者等，要各善其事。然

^① 从 1986 年起增补中文版本。

而，如涉及一个以上的成员国，那就可能有必要根据国情和成员国之间及各组织间的有关协议对所述程序作某些修改。

这些法规和导则是以这种形式编写的，即只要成员国决定采用，就能把这些文件的内容直接应用于它所管辖的各项活动。因此，根据法规和导则的惯例并按照高级顾问组的建议，行文中采用了“必须”和“应该”二词，使可能的使用者区别是坚持要求还是希望采用。

保证为子孙后代提供充足而安全的能源，从而对提高他们的福利和生活水平有所贡献这样一个任务，是我们大家都关心的事。希望本书以及根据 NUSS 计划正在出版的其他文件，能对实现这个任务有所裨益。

说 明

高级顾问组

国际原子能机构关于制定核动力厂实施法规和安全导则的计划，已载于 IAEA 文件 GC (XVIII) / 526 / Mod. 1。这个计划称作 NUSS 计划，它讨论放射安全问题，而且目前只限于陆上固定式热中子反应堆核动力厂。本书就是根据这个计划出版的。

总干事为实施该计划而在 1974 年 9 月设立的高级顾问组选定了实施法规的五个题目，并草拟了一份有助于实施这五种法规的安全导则的暂定书目。高级顾问组被委以在这项计划的各个阶段对其进行监督、审查和咨询的任务，以及批准将递交总干事的文件草案。已针对每个实施法规成立了一个相应的技术审查委员会，各委员会均由成员国的专家们组成。

按照上述 IAEA 文件所规定的程序，实施法规和安全导则——它们基于不同国家的组织体制和实践方面的文件和经验——由来自成员国的两三位专家同本机构的工作人员组成的专家工作组首先草拟。然后再由相应的技术审查委员会进行审查和修改。这项工作既利用公开的资料，也利用非公开的资料，如成员国对征求意见表的答复等。

经技术审查委员会修改后的文件草案，提交高级顾问组。在高级顾问组认可后，要把英、法、俄和西班牙文本送交各成员国征求意见。技术审查委员会根据这些意见进行修改与补充，再经高级顾问组进一步审查之后，文件草案就递交总干事，由他在适当的时候送交理事会，进行出版前的最后核准。

五种实施法规包括下列题目：

- 管理核动力厂的政府机构；
- 核动力厂选址的安全问题；
- 核动力厂安全设计；
- 核动力厂运行中的安全问题；
- 核动力厂安全方面的质量保证。

这五种实施法规确定了为实现核动力厂充分安全运行应达到的目标和最低要求。

出版安全导则，是为了说明并向成员国提供实施有关法规特定部分的可接受的方法。如果采用的方法和方案与这些导则中规定的不同，但它们提供了至少相当的保证，说明核动力厂可以安全运行而不会给广大公众和厂区人员的健康和安全带来过大的危险，那么这样的方法和方案也是可以接受的。虽然这些实施法规和安全导则为安全建立了必要的基础，但它们也可能不充分或不完全适用。必要时应参考国际原子能机构出版的其他安全方面的文件。

为了适应特殊情况，有时可能需要满足附加要求。而且，还会有一些特殊问题，必须由专家们根据具体情况加以分析。

易裂变物质和放射性物质以及整个核动力厂的实体保卫只在适当场合笼统提到，未加详细讨论。工业安全和环境保护的非放射性方面的问题，没有明确地加以考虑。

文件中的附件，要看作是这个文件的一个不可分割的组成部分，而且与正文具有同样的地位。

另一方面，附录、脚注、参与人员名单和参考书目仅仅是为了给使用者提供可能有帮助的资料或实际事例。补充的书目资料有时可从本机构得到。

每本书中都附有有关的定义。

出版这些书的目的是为了成员国的管理机构和有关单位在适合时使用。为了完整地理解这些书的内容，还应参阅其他有关实施法规和安全导则。

目 录

1. 引言	1
1.1. 目的	1
1.2. 范围	1
1.3. 总则	1
2. 一般准则	2
2.1. 人因工程学原则	2
2.2. 放射防护	2
2.3. 厂址特征	3
2.4. 自然事件的防护	3
2.5. 人为事件的防护	3
2.6. 事件的组合	4
2.7. 核动力厂入口的控制	4
2.8. 质量要求	4
2.9. 在役试验、维护、修理、检查和监测的措施	4
2.10. 单一故障	5
2.10.1. 概述	5
2.10.2. 单一故障准则	5
2.10.3. 单一故障准则的适用范围	5
2.10.4. 单一故障准则的使用方法	5
2.10.5. 附加的要求	6
2.11. 设备停役	6
2.12. 安全系统的辅助设施	6
2.13. 余热向最终热阱输送	6
2.14. 防火和防爆	7
2.15. 设备故障的影响	7
2.16. 多堆核动力厂的共用构筑物、系统和部件	7
2.17. 含有可裂变物质或放射性物质的系统	7
2.18. 撤离路线和通讯手段	7
2.19. 退役	8
3. 仪表和控制	8
3.1. 总的要求	8
3.2. 控制室	8
3.3. 应急控制点	8

4. 反应堆堆芯	9
4.1. 反应堆设计	9
4.2. 燃料元件	9
4.3. 反应堆堆芯控制	9
4.4. 反应堆停堆	9
5. 保护系统	10
5.1. 保护系统的功能	10
5.2. 保护系统的可靠性和可试验性	10
5.3. 保护系统和控制系统的分隔	11
6. 反应堆冷却剂系统	11
6.1. 反应堆冷却剂系统的设计	11
6.2. 一回路压力边界的在役检查	11
6.3. 反应堆冷却剂装量	12
6.4. 反应堆冷却剂的净化	12
6.5. 堆芯余热的排出	12
6.6. 应急堆芯冷却	12
6.7. 应急堆芯冷却系统的检查和试验	12
7. 应急动力供应	13
8. 安全壳系统	13
8.1. 安全壳系统的目的	13
8.2. 安全壳结构强度	13
8.3. 安全壳的泄漏	13
8.4. 安全壳压力试验的能力	14
8.5. 安全壳贯穿件	14
8.6. 安全壳隔离阀	14
8.7. 安全壳构筑物的空气闸门	14
8.8. 安全壳内部结构	14
8.9. 安全壳的排热	15
8.10. 安全壳内空气的净化	15
8.11. 包覆层和涂层	15
9. 放射防护	15
9.1. 原则	15
9.2. 放射防护设计	15
9.3. 辐射监测的设施	16
9.4. 放射性废物的处理	16
9.5. 液体放射性物质释放到环境的控制	17
9.6. 气载放射性物质的控制	17

10. 燃料操作和贮存系统	17
10.1. 未辐照的燃料的操作和贮存	17
10.2. 辐照过的燃料的操作和贮存	17
定义	19
参与人员名单	27
NUSS 计划书目	29

1. 引 言

1.1. 目的

本实施法规汇集了那些旨在确定热中子反应堆核动力厂安全上重要的构筑物、系统和部件的最低要求的核安全原则。它只强调必须满足哪些安全要求，而对如何才能满足这些要求则不作具体规定。本法规是国际原子能机构核安全标准计划（NUSS 计划）中关于陆上固定式热中子反应堆动力厂实施法规和安全导则的一部分。本书最后列出了 NUSS 计划出版书目，其第 3 部份所列出的安全导则将有助于本法规的实施。

本法规可供从事核动力厂设计、建造和运行的单位以及管理机构使用。

1.2. 范围

为防止或减轻可能危及安全的认为可信的事件所引起的后果，本实施法规规定了安全上重要的构筑物、系统和部件必须满足的设计要求，这些事件统称为假想始发事件。它们包括可以单独地或共同地影响安全的许多因素，这些因素可能：

- (1) 与核动力厂厂址及其环境有关；
- (2) 由人员的有意或无意的活动所引起；
- (3) 来源于核动力厂本身的运行。

本法规不考虑以下几类事件：

- (1) 发生的概率极低，因而可以认为是不可信事件（不管这类事件是否会导致放射性释放超过可接受的限值）；
- (2) 本身能使已建核动力厂所在地区遭到全面破坏又不能加以防范的人为事件或自然事件；
- (3) 在任何情况下都不会影响核动力厂的安全的工业性事故。

本法规不涉及核动力厂对环境的非放射性影响。

要根据具体的堆型和厂址来确定具体的设计基准。第 6 节和第 8 节的某些要求只适用于轻水堆。

应该认识到，本法规的各项要求不是始终不变的，它们将根据将来的经验不断予以修订。

1.3. 总则

在设计和建造核动力厂时，有许多原则应视为对安全运行是必不可少的。反应堆安全的主要目标是：在所有运行工况和事故工况下使公众和厂区边界以内的人员受到的照射保持在合理可行尽量低的水平。为实现这一目标，核动力厂是按很高的质量标准设计、建造和运行的，从而尽量减少能导致放射性物质大量释放的故障的可能性。

因为反应堆堆芯中装有大量放射性物质并且可能迅速释放，所以，凡与反应堆的安全停闭、堆芯冷却和余热排出有关的安全功能均属于最重要的安全功能。

放射性物质的外逸由多道屏障来防止。有些屏障是现成的，因为它们在高功率运行中是要起作用的，另一些则仅为安全需要而设置。

必须考虑能导致任一屏障失效的所有假想始发事件。这些事件有：可信的外部事件、人的活动和部件故障。在针对某一核动力厂所确定的设计基准中，必须对这些事件予以明确说明。

设计上所采取的一切预防措施，包括运行人员应采取的行动，只要其目的是

(1) 使那些能防止放射性物质外逸的屏障保持完整无损，

(2) 减轻屏障失效的后果，

都必须针对每一假想始发事件加以说明，并且必须作为该动力厂设计基准的一部分。对于每一假想始发事件，在核动力厂能按设计要求对该事件作出响应的条件下，必须通过分析来确定放射性物质的预期最大释放量以及公众或厂区人员所受的预期最大照射量，在考虑到数据和分析上的不确定因素后不得超过为该事件规定的可接受的限值。

在设计过程中必须考虑核动力厂的安全运行，建立起一套运行要求和限制：

(1) 对工艺变量和其他重要参数的限值；

(2) 安全系统的整定值；

(3) 为确保构筑物、系统和部件的性能符合设计要求而提出的对核动力厂维护、试验和检查方面的要求。

上述要求和限制必须作为制定运行限值和条件的依据，营运机构按这些限值和条件才能获准从事核动力厂的运行。

2. 一般准则

2.1. 人因工程学原则

为安全起见，厂区人员的工作场所和工作环境必须按人因工程学原则进行设计。

2.2. 放射防护

提出以下详细要求的目的是，确保公众和厂区人员受到的放射性照射很低，在所有运行工况下^① 都不超过规定的限值，在事故工况下则不超过可

^①由国际放射防护委员会所定义的概念“合理可行尽量低”(ALARA)，应该用于这些运行工况。

接受的限值。设计部件和构筑物时，不仅必须考虑放射性释放的影响，还必须考虑直接辐射和散射辐射的影响。

2.3. 厂址特征

在核动力厂设计中，必须考虑核动力厂与人口、气象、水文、地质和地震等环境因素的相互影响。设计中还必须考虑为保证核动力厂安全和保护公众所必需的各种厂外服务设施，如电源和消防设施等。

2.4. 自然事件的防护

安全上重要的构筑物、系统和部件的设计必须确保核动力厂在遭受已经考虑到的地震、龙卷风、飓风、洪水、海啸和湖涌等自然事件时，能将反应堆安全停闭，并在以后的长时间内将其保持在次临界状态，将余热排出，并使放射性物质的外逸不超过可接受的限值。必须考虑到上述自然事件可能导致的一切可信后果，必要时还要估计到核动力厂的服务设施受到损坏。如果某一安全上重要的构筑物、系统或部件经过周密设计，估计在遭受上述任何一种自然事件时失效的概率很低，则该种自然事件所引起的失效可以不列入核动力厂的设计基准。

确定这类构筑物、系统和部件的设计基准时必须考虑：

(1) 对核动力厂厂区影响最严重的自然事件，它可根据 IAEA 《实施法规：核动力厂选址的安全问题》和为实施该法规而制订的安全导则（见本书最后 NUSS 计划出版书目第 2 部分）所规定的方法来确定；

(2) 这类事件所造成的放射性影响。

2.5. 人为事件的防护

安全上重要的构筑物、系统和部件必须设计成在发生人为事件时能确保反应堆安全停闭，而在以后的长时间内将其保持在次临界状态，将余热排出，并使放射性物质的外逸不超过可接受的限值。在厂区附近可能导致人为事件的活动有：堤坝坍塌、开矿、飞机坠毁、交通事故和化工厂事故等。必须考虑到上述人为事件可能导致的一切可信后果，必要时还要估计到核动力厂的服务设施受到损坏。如果某一安全上重要的构筑物、系统或部件经过周密设计，估计在发生上述任何一种人为事件时失效的概率很低，则该事件所引起的失效可不列入核动力厂的设计基准。

假想的人为事件发生的概率及其可能产生的放射性后果，包括考虑厂址及附近地区在可预见的将来发展的因素，应是确定核动力厂设计基准的重要参数。从设计的观点来看，上述人为事件的性质和危害程度应在核动力厂有关部分建造之前取得管理机构的认可。必须尽早把核动力厂设计中针对人为事件所规定的限值通知对该厂周围地区的发展和活动有管辖权的所有主管部门。

还必须从设计上考虑妥善的防范措施，防止可能来自内部或外部的破坏活动。

2.6. 事件的组合

对于每一厂址，安全上重要的构筑物、系统和部件的设计基准必须反映：

(1) 据信有较大可能同时或单独发生的人为事件、自然事件、设备故障和操作错误的各种组合；

(2) 这类事件组合的放射性后果。

2.7. 核动力厂入口的控制

必须通过构筑物的适当布置将核动力厂与周围环境隔离，而把入口永久性地控制起来。在厂房设计和厂区布置上尤其要注意上述要求，另外必须配备监督人员和 / 或监测设备，严防未经批准的人员和物品进入核动力厂。

2.8. 质量要求

安全上重要的构筑物、系统和部件的设计、制造、安装、检查和试验应达到的质量水平必须与其应执行的安全功能的重要性相适应。对于所采用的法规和标准，必须加以确认和评定，以判明其可用性、适应性和完整性。还必须根据需要对法规和标准进行补充或修改，以确保设计能达到安全功能所要求的质量。为确保这些构筑物、系统和部件在核动力厂寿期内可靠地执行其安全功能，必须制定并实施质量保证大纲。安全上重要的构筑物、系统和部件在设计、制造、安装、检查、试验和维护过程中的有关记录，必须由核动力厂许可证持有者在核动力厂整个寿期内妥善保管或在其控制之下。

2.9. 在役试验、维护、修理、检查和监测的措施

必须从设计上保证安全上重要的构筑物、系统和部件有足够的可靠性。在设计中也必须考虑到，它们在核动力厂寿期内进行的试验、维护、修理和 / 或检查以及 / 或者功能监测达到与其所执行安全功能的重要性相适应的标准，同时又不使厂区人员受到过量的照射，但下述情况除外。

如果从设计上无法保证这些安全上重要的构筑物、系统和部件的试验和 / 或检查和 / 或监测达到要求的程度，则必须采取适当的预防性安全措施，避免潜在的、未被发现的故障。

2.10. 单一故障

2.10.1. 概述

本法规 1.3 “总则”一节阐明了安全设计的总目标和基本要求。本节将针对一些必须执行可靠性要求很高的重要安全功能的选定系统和部件规定更为具体的要求。为得到高度的可靠性，除要求高质量外，往往还需要在设备组合内采用冗余性设计，必要时还须采用多样性设计。冗余或多样设置的构筑物、系统和部件既可用于减轻假想始发事件的后果，又可执行其他的重要安全功能。

对冗余度的最低要求必须是：在各种假想始发事件中，即使对重要安全功能有影响的任何部件发生假想的可信随机故障，而该重要安全功能又为减轻此假想始发事件的后果所必需，安全要求仍能满足。冗余设备的数量和容量必须根据上述要求和防止放射性物质外逸的所有屏障尽可能保持相当完整的目标来选择。

在本法规中，为获得所要求的高度可靠性而必须采用冗余性设计的那些安全功能（或对那些安全功能有影响的系统），在条文中采用“假定一个单一故障”这种提法加以识别。

2.10.2. 单一故障准则

任何设备组合，不论在其任何部位假定发生可信的单一随机故障时仍能执行其正常功能，则它满足单一故障准则。由该假定单一故障引起的所有继发性故障均应视为该单一故障不可分割的组成部分。

2.10.3. 单一故障准则的适用范围

以下两类设备组合必须使用单一故障准则：

(1) 核动力厂设计中的每一安全组合，安全组合是指在某一特定的假想始发事件发生后，能完成为使该事件的后果不超过设计基准中规定的限值而要求的所有动作的那种设备的组合；

(2) 本法规中注明要使用单一故障准则的每个安全系统。

2.10.4. 单一故障准则的使用方法

为检验核动力厂是否符合单一故障准则，必须对有关的设备组合进行下述分析：

必须假定一个单一故障（包括由该故障引起的所有继发性故障的影响）依次发生在该组合内的每一个单元上，直到在该设备组合内对所有可信故障都作出分析为止。必须对每个有关的设备组合逐一进行分析，直到所有组合和所有可信故障都被考虑到。在单一故障分析中，任何时候都不考虑发生一个以上的随机故障。

采用上述方法分析每一安全组合和每一安全系统时，如果在考虑了假想始发事件对所分析的安全组合的影响后，这些组合或系统仍能执行其安全功能，则认为设计符合该准则。