

普通高等教育核工程与核技术专业规划教材



HEDIANCHANG ANQUAN

核电厂安全

朱继洲 单建强 合编

Thermal Energy & Power



中国电力出版社

<http://jc.cepp.com.cn>

普通高等教育核工程与核技术专业规划教材



HEDIANCHANG ANQUAN

核电厂安全

朱继洲 单建强 合编
奚树人 主审



中国电力出版社

<http://jc.cepp.com.cn>

内 容 提 要

本书为普通高等教育核工程与核技术专业规划教材。

本教材以压水堆型核电厂为主要研究对象,着重论述美国三哩岛核电厂事故发生后 30 多年来,压水堆核电厂设计和研究、制造和运行、监管和评价中关于核安全的主要课题。全书分为 8 章:第 1 章引论,阐述核电厂安全的概念(核电厂安全的特征与安全对策);第 2 章介绍核安全法规及安全监督;第 3 章介绍核电厂的安全设计(纵深防御设计原则);第 4 章论述核电厂的安全评价(确定论安全评价法与概率安全评价法两种系统工程安全评定方法);第 5 章介绍核电厂安全运行——运行工况和事故分类;第 6 章分析核电厂典型事故;第 7 章叙述核电厂核辐射防护与监测;第 8 章阐述核电厂严重事故的处置与缓解,并在附录中介绍三哩岛核电厂事故和切尔诺贝利核电厂事故过程。

本书可作为高等院校核能与科学与工程学科各专业的本科教材,也可供从事核电厂研究、设计、运行和管理的工程技术人员参考。

图书在版编目(CIP)数据

核电厂安全/朱继洲,单建强编.—北京:中国电力出版社,2010.8

普通高等教育核工程与核技术专业规划教材

ISBN 978-7-5123-0731-5

I. ①核… II. ①朱… ②单… III. ①核电厂—安全技术—高等学校—教材 IV. ①TM623.8

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2010)第 149052 号

中国电力出版社出版、发行

(北京三里河路 6 号 100044 <http://jc.cepp.com.cn>)

北京市同江印刷厂印刷

各地新华书店经售

*

2010 年 11 月第一版 2010 年 11 月北京第一次印刷

787 毫米×1092 毫米 16 开本 10.5 印张 254 千字

定价 17.00 元

敬告读者

本书封面贴有防伪标签,加热后中心图案消失

本书如有印装质量问题,我社发行部负责退换

版权专有 翻印必究

前 言

20 世纪 70 年代, 国务院做出了适度发展核电的决定, 经过 30 多年的努力, 我国核电从无到有, 得到了很大的发展。中国已发展成为世界上少数几个拥有较为完备的核电科研、工程设计、建设和运营、设备制造、人才培养、核安全监管、核燃料供应和核废物处置等完整的核工业体系的国家之一。

为贯彻落实“积极推进核电建设”的发展方针, 实现核电技术的跨越式发展, 缩小与世界核电先进水平的差距, 2007 年 10 月, 国务院正式批准了国家发展和改革委员会拟定的《核电中长期发展规划(2005~2020)》。该规划指出我国的核电发展指导思想和方针是: “统一技术路线, 注重安全性和经济性, 坚持以我为主, 中外合作, 通过引进国外先进技术, 进行消化、吸收和再创新, 实现核电厂工程设计、设备制造和工程建设与运营管理的自主化, 形成批量建设中国自主品牌大型先进压水堆核电厂的综合能力”。加快发展核电、提高核电等清洁能源占全国能源供给总量的比重, 是中国能源发展的战略重点。

“安全是核电的生命线”, 截至 2008 年 8 月, 世界上有 441 台核电机组正在运行, 已经累积了近 14 000 堆·年的运行经验, 至今只发生过美国三哩岛核电厂事故(1979 年)和前苏联切尔诺贝利核电厂事故(1986 年)两次事故。这两次事故使社会公众开始对核电安全性产生了疑虑, 部分国家电力投资者也放慢了对核电的投资步伐, 美国撤销了不少拟建的核电项目(但没有放弃核电发展的可行性研究), 核电发展在一段时期进入低潮。而令人欣慰的是, 中国自有核电厂以来近 20 年间, 从未发生 2 级及 2 级以上的核安全运行事件, 核电厂职业照射剂量水平、放射性排出物的年排放量远低于国家限值, 周围环境的辐射水平保持在天然本底范围内, 没有给环境带来不良影响。

必须指出, 前苏联切尔诺贝利核电厂事故发生后至今的 20 多年来, 各国对其核电厂的改进措施已见成效, 核电安全性、经济性都有所提高, 世界上的核电机组未发生重大事故。因核电事故发生所引起的人身早期死亡风险远远低于因汽车车祸、飞机失事、煤矿事故、火灾或高温等各类事故的风险。在国际社会越来越重视温室气体排放、气候变暖的形势下, 核电不造成对大气的污染排放, 核电对于满足经济和社会发展不断增长的能源需求、保障能源供应与安全、保护环境、实现电力工业结构优化、提升国家综合经济实力所具有的优势, 已成为共识。核能已成为人类使用的和可持续发展的重要能源之一。

当然, 人们也必须牢记切尔诺贝利事故的教训: “A nuclear accident anywhere is a nuclear accident everywhere”, 即核电厂事故不但会影响其本身, 而且会波及周围环境, 甚至会越出国界。这就说明核安全是核能发展中最重要研究课题, 反应堆事故分析和核电厂安全是每个从事核电设计、制造、运行、维护的工作者必须要学习掌握的。

1996 年, 编者应大亚湾核电合营公司培训中心的要求, 编写了《核电厂安全》培训教材, 该书一直被列为大亚湾核电员工技能培训教材之一。自 1998 年起, 《核电厂安全》培训教材又在中广核集团新招聘大学生各外部培训点使用; 自 2005 年起, 中广核集团开展与国内 9 所高校的企校 3+1 联合培养核电人才新模式后, 该书也被指定在中广核集团苏州核电

学院和各联合培养高校教学中使用。

为满足当前我国核电加速发展、各高等学校和各核电公司人才培养之急需，在听取各高校授课教师的意见与建议基础上，决定对《核电厂安全》作进一步修改后正式出版。

本教材以压水堆型核电厂为主要研究对象，着重论述美国三里岛核电厂事故发生后 30 多年来，压水堆核电厂设计和研究、制造和运行、监管和评价中关于核安全的主要课题。全书分为 8 章：第 1 章引论，阐述核电厂安全的概念（核电厂安全的特征与安全对策）；第 2 章介绍核电厂安全法规和安全监督；第 3 章介绍核电厂的安全设计（纵深防御设计原则）；第 4 章论述核电厂的安全评价（确定论安全评价与概率安全评价法两种系统工程安全评定方法）；第 5 章介绍核电厂的安全运行——运行工况和事故分类；第 6 章分析核电厂典型事故；第 7 章介绍核电厂核辐射防护与监测；第 8 章阐述核电厂严重事故的处置与缓解，并在附录中介绍三里岛核电厂事故和切尔诺贝利核电厂事故过程。

本书由西安交通大学朱继洲与单建强合编。朱继洲编写第 1、5~8 章，单建强编写 2~4 章，朱继洲负责统稿。本书承清华大学核能研究设计院奚树人教授提供部分资料、审定大纲和全书，得到了中国电力出版社编辑的支持与帮助，编者在此表示衷心的感谢。

由于学识水平所限，书中疏漏之处在所难免，恳请使用本教材的高等院校师生，各核电研究、设计院所及各核电厂的专家、学者和广大读者批评指正。

编者

jzzhu@mail.xjtu.edu.cn

jqshan@mail.xjtu.edu.cn

2010 年 9 月

目 录

| | |
|---------------------------------|----|
| 前言 | |
| 第 1 章 引论 | 1 |
| 1.1 核反应堆安全的概念 | 1 |
| 1.2 核反应堆安全性特征 | 7 |
| 1.3 核电厂的安全对策 | 9 |
| 1.4 核安全文化 | 11 |
| 参考文献 | 14 |
| 第 2 章 核安全法规及安全监督 | 16 |
| 2.1 核安全立法目的和基本原则 | 16 |
| 2.2 中国核安全法规 | 18 |
| 2.3 IAEA 及有关国家的安全法规 | 22 |
| 2.4 核安全监督 | 27 |
| 参考文献 | 31 |
| 第 3 章 核电厂的安全设计 | 32 |
| 3.1 纵深防御的基本安全原则 | 32 |
| 3.2 设计基准事故准则——核电厂安全设计原则 | 35 |
| 3.3 非能动的安全设计 | 39 |
| 参考文献 | 42 |
| 第 4 章 核电厂的安全评价 | 43 |
| 4.1 确定论安全评价法 | 43 |
| 4.2 概率安全评价法 | 45 |
| 参考文献 | 55 |
| 第 5 章 核电厂安全运行——运行工况和事故分类 | 56 |
| 5.1 核电厂运行工况与运行限值 | 56 |
| 5.2 核电厂事故分类 | 58 |
| 5.3 核电厂运行规程与事故处理规程 | 62 |
| 5.4 三里岛核电厂事故后措施 | 66 |
| 5.5 国际核事件等级表 | 68 |
| 5.6 运行中人因问题与安全文化 | 70 |
| 5.7 核电厂运行安全性能指标 | 71 |
| 参考文献 | 77 |
| 第 6 章 核电厂典型事故 | 78 |
| 6.1 各类运行工况的安全准则 | 78 |
| 6.2 三道屏障的完整性 | 79 |
| 6.3 没有流体流失的设计基准事故 | 81 |

| | | |
|------------|----------------------------|------------|
| 6.4 | 蒸汽发生器传热管破裂事故 | 91 |
| 6.5 | 蒸汽管道破裂事故 | 96 |
| 6.6 | 给水管道的破裂事故 | 100 |
| 6.7 | 失水事故 | 104 |
| 6.8 | 未紧急停堆的预期瞬态 | 111 |
| | 参考文献 | 115 |
| 第7章 | 核电厂核辐射防护与监测 | 116 |
| 7.1 | 压水堆核电厂的核辐射 | 116 |
| 7.2 | 核电厂核辐射的防护 | 117 |
| 7.3 | 放射性辐射的监测 | 122 |
| | 参考文献 | 125 |
| 第8章 | 核电厂严重事故的处置与缓解 | 126 |
| 8.1 | 严重事故的对策要求 | 126 |
| 8.2 | 核电厂严重事故过程分析 | 127 |
| 8.3 | 严重事故的处置 | 130 |
| 8.4 | 事故处置的组织实施 | 139 |
| 8.5 | 应急计划 | 140 |
| | 参考文献 | 143 |
| 附录 | | 144 |
| 附录1 | 三里岛核电厂事故概况 | 144 |
| 附录2 | 切尔诺贝利核电厂事故概况 | 147 |
| 附录3 | 《中华人民共和国核安全法规汇编》目录（1998年版） | 153 |
| 附录4 | 《核安全导则汇编》目录（1998年版） | 155 |
| 附录5 | 《核电厂安全》缩写字表 | 159 |

第 1 章 引 论

1.1 核反应堆安全的概念

核能的发现和利用是 20 世纪世界科技史上最杰出的成就之一。1942 年诞生了第一座核反应堆, 20 世纪 50 年代初期, 建成了将核能转变为电能的试验性核电厂。此后, 经历了实验堆、模式堆和商用堆几个发展阶段, 截至 2010 年 8 月, 世界上有 441 台核电机组在运行, 已累积了近 14 000 堆·年的运行经验, 核电厂在技术上已趋成熟, 在经济上已有竞争能力。

1.1.1 核电厂的发展历程^[1]

1. 核电的起步与发展

20 世纪 50 年代初开始, 利用已有的军用核技术建造以发电为目的的反应堆, 由建造实验堆阶段转入验证示范阶段。美国在潜艇动力堆技术的基础上, 于 1957 年 12 月建成了希平港 (Shipping Port) 压水堆核电厂, 于 1960 年 7 月建成了德雷斯頓 (Dresden-1) 沸水堆核电厂, 为轻水堆核电厂的发展开辟了道路。英国于 1956 年 10 月建成了卡德霍尔 (Calder Hall A) 生产、发电两用的石墨气冷堆核电厂。前苏联于 1954 年在奥布宁斯克建成 APS-1 压力管式石墨水冷堆核电厂。加拿大于 1962 年建成 NPD 天然铀重水堆核电厂。围绕这些核电厂的建设, 核电科研人员进行了广泛的科研攻关, 解决了一系列建造核电厂的工程技术问题, 证实了核电厂能够安全、经济、稳定地运行, 实现了工程可行性和经济可行性的验证, 为 20 世纪 70~80 年代核电较大规模商业化应用打下了基础。

20 世纪 60~70 年代, 核电的安全性和经济性得到验证, 相对于常规发电系统的优越性明显地显现出来。此时, 又是世界各国经济快速发展时期, 电力需求也以十年翻一番的速度迅速增长, 给核电发展提供了一个广阔的市场。核电迅速实现了标准化、批量化的建设和发展。

在核电大发展时期, 同样存在激烈竞争。一些核电厂因其固有特点的限制, 难以同其他堆型竞争而被淘汰, 如气体冷却重水堆、产生蒸汽重水堆 (SGHWR) 等。有发展空间的机型, 则为提高安全性、改善经济性而不断改进, 如压水堆、沸水堆、重水堆核电厂在美国、前苏联、法国、日本、加拿大等国形成了系列化的发展。

20 世纪 70~80 年代, 先发生了 1979 年的美国三里岛 (TMI-2) 核电厂事故, 1986 年又发生了前苏联切尔诺贝利 (Chernobyl-4) 核电厂事故, 特别是切尔诺贝利灾难性核事故, 引起了强烈的反响, 使核能的公众接受问题成了世界核电发展的重大障碍, 部分国家停止正在建造或计划建造的核电厂, 少数国家作出拒绝核能利用的决定。

20 世纪 90 年代, 为解决核能的公众接受问题, 世界核工程界吸取两大核事故的教训, 集中力量进行了核电厂安全标准、审批程序、堆型改进等方面的工作, 编制《核电厂用户要求》文件, 进行更安全、更经济的先进轻水堆核电技术的研究。

2. 21 世纪核电技术发展促使了核能的复苏^[2]

(1) 美国政府颁布了新的能源政策, 要复苏核能。2001 年 5 月 17 日, 美国前总统布什颁布新的美国核能政策《美国国家能源政策报告》, 指出“应该发展清洁的、资源无限的核

能”，能源政策提出“把扩大核能作为国家能源政策的重要组成部分”。

美国现有 104 台核机组在运行，占其总电力装机容量的 19.66%。在 2001 年 5 月召开的核能会议上，美国核工业界提出，在 2020 年前，新增核电装机容量 5000 万 kW 的目标。2001 年 8 月初，美国众议院通过了“保障美国未来能源”的法案，支持在现有核电厂址上建设新的核机组，增加国家在核能方面的研究费用，增加各大学的核科学及核工程学科的教育经费和研究费用。

美国已申请建造的 15 台核机组均为第三代，其中 AP1000 10 台，EPR 1 台，ESB-WR 2 台，ABWR 2 台。

2002 年 8 月，美国核能研究所提出了《美国 2020 年核能发展计划》。其战略目标是把核能作为国家和国际能源规划的一个组成部分以及可持续发展环境政策的一项重要措施，到 2020 年核电占全国总发电量的 23%。

2006 年美国发起了“全球核能伙伴计划 (GNEP)”，目标是“与其他国家合作，以获取更先进的核技术用于发展新的防止核扩散的再循环技术，以生产更多能源，减少废物，最大限度地降低人们对核扩散的忧虑”。

(2) 俄罗斯现有 30 台核机组在运行，占总发电装机容量的 10%。同时，俄罗斯正在加紧开发第三代压水堆 VVER-1000 和 VVER-1500，作为下一步准备建造和出口的堆型。

2001 年 1 月底，俄罗斯原子能部副部长尼克马图林说：“位于俄罗斯欧洲地区不久将面临电能短缺危机，政府唯一的解决方案是修建新的核反应堆”，“防止潜在的能源危机，俄罗斯计划在 2020 年前修建 40 座核反应堆”。

2015 年前俄罗斯政府将从联邦预算中拨款 6740 亿卢布（相当于 260 亿美元）用于核工业的发展。俄罗斯政府还计划大幅提高核能发电能力，计划 2015 年前，每年兴建两座核电厂，从 2016 年开始，每年建立 3 座核电厂，到 2020 年将其数量增加到每年 4 座，到 2030 年将核能发电的份额提高到 25% 以上。

(3) 日本核电发展归属于科技厅、通产省分工管理。日本已成为世界第三大核电国，核电约占总发电量的 1/3。进入 21 世纪以来，日本核电产业继续稳步发展。2005 年实际运行中的核机组 54 台，在建机组 4 台。

日本政府为了兑现削减 CO₂ 排放目标的承诺，日本资源能源厅提出日本将在 2001~2010 年新建 13 座（约 1694 万 kW）核电厂。其中沸水堆 10 座（约 1295 万 kW，ABWR 8 座，BWR 2 座），压水堆 3 座（约 399 万 kW，APWR 2 座，PWR 1 座）。自 2011 年起，还计划建造 7 座核电厂，约 848 万 kW（其中 ABWR 5 座，BWR 2 座）。

2006 年 8 月，日本制定了核能国家计划，以提高日本核发电能力——从目前的 30% 提高至 40% 以上。

(4) 法国核电工业起步于 20 世纪 70 年代，目前有 59 台机组运行，发电量占其总电量的 80% 左右。

进入 21 世纪，法国能源界仍坚定不移地大力发展核能。法国政府决定在 2015~2020 年以新一代的核电厂代替目前的核电厂。在技术的选择上，法国将使用欧洲压水式核反应堆 (EPR)。法国核安全当局已明确不再批准建造 P4、N4 第二代机组。

2006 年 1 月，法国政府提出“后石油时代”问题，认为它是 21 世纪全球都将重点关注的焦点之一，法国将继续努力保持在核电领域的领先地位。为此，法国将启动第四代核电厂

的设计和建造计划,并将在2020年实现第一个第四代核电厂投入运行。

2006年10月欧盟批准法国新建下一代核电厂,预计在2012年正式投入使用,2020年之前技术成熟并得以推广。

(5) 韩国现有20台核电机组在运行,占其总发电装机容量的28%。目前正在建造的核电机组6台,其中包括接近第三代水平的韩国百万千瓦级标准核电机组OPR1000 4台,第三代APR1400 2台。

(6) 中国核电发展的最新目标是^[3]:到2010年,在运行的核电装机容量1200万kW;到2020年,在运行核电装机容量4000万kW,在建核电装机容量1800万kW。这就是说,我国核电行业在2006~2010年期间将开始加速发展(核电装机容量年复合增长率6.5%),2010~2020年间将迎来发展的黄金时期(核电装机容量年复合增长率为27.4%)。这样,我国的核电发展战略已经由原来的“适度发展”转变为“积极发展”。

3. 世界核电技术发展的趋势——提高安全性、改善经济性

(1) 提高安全性、改善经济性成为核电技术发展的主要趋势。在核电市场竞争中,一种堆型能保持持续稳定的发展而不被市场竞争所淘汰,关键是能够确保安全、在经济上有竞争力。近十年来,指导核电技术发展的用户要求文件(URD、EUR)、最新提出的第四代核电厂的性能要求以及美国最近颁布的新的能源政策,都贯穿一条主线,就是要提高安全性、改善经济性,在满足确定的安全要求的条件下,争取最好的经济性。

(2) 综合利用各种有效的安全手段(采用能动与非能动安全系统,包括人的主观能动性)确保安全、简化系统、减少设备来提高安全性。

世界各国最新提出的设计概念,一般都在原有设计基础上增加非能动安全系统代替原有的能动安全系统,但也不追求全部采用非能动安全系统,而是根据技术发展程度和对机组的安全、经济性能的改进程度确定采用哪几个非能动安全系统,即非能动、能动混合型的安全系统,就是要综合利用各种手段确保安全,强化非能动安全系统,并不意味着要放弃能动安全功能。国际原子能机构安全标准丛书NS-R-1《核动力厂安全:设计》(2000)明确指出,解决安全问题可以有三个层次,即固有安全特性、能动系统、程序操作,这个概念是必须清楚的。

(3) 重视核安全文化建设。在前苏联切尔诺贝利核电厂事故后,国际原子能机构着力推广核安全文化理念。在《安全文化》^[4]中十分明确地指出:人的意识在探测和消除潜在问题时是十分有效的,他们对安全有积极的贡献。基于此,人员负有非常重要的责任。除了严格遵守确定的程序以外,他们必须按“安全文化”来行事。运行核电厂的单位,以及负有安全责任的其他单位,都必须建立安全文化来预防人为因素(简称人因)差错,并从人的积极作用中获益。

半个多世纪来,世界核电的发展已经证明了核能是经济、清洁的替代能源。随着压水堆等堆型的普及、运转和研究工作的深入,以及各国政府和工业界花费了巨大的经费和人力,对核安全技术作了不断的改进,建立起更加严格的核安全法规和管理体制,目前核电安全已达到了相当高的水平。但是,在近14000堆·年的核电厂运行历史中,发生了两起核事故,特别是有大量放射性物质释放到环境的切尔诺贝利核电厂严重事故,带来了环境、健康、经济和社会心理上的巨大影响。因此,以核电厂严重事故的预防和缓解为研究重点的反应堆安全问题仍然是当前核电发展中最重要研究课题。同时,提高安全性、改善经济性是核电发

展中提出的必须解决的问题，是世界核电发展的最大障碍，如果没有安全性更好的核电堆型来代替现在的堆型，并得到公众的认可，核电就不可能持续稳定地发展。

1.1.2 安全性的定义

核电厂事故不但会影响其本身的运行，而且会波及周围环境，甚至会越出国界。因此，对其安全和环境审查是件极其严肃的工作。反应堆安全性的含义是指对工作人员和周围居民的健康与安全有切实可靠的保证，即应做到^[5]：

(1) 在正常运行情况下，反应堆厂房外的放射性辐射以及向外排放的液态和气态放射性废物，对反应堆工作人员和周围居民造成的放射性辐照，应该小于规范规定的允许水平。

(2) 在事故情况下，不论事故是内部原因（如系统或设备的故障）或者外部原因（如飞机坠落、地震等）引起的，反应堆的保护系统及专设安全设施都必须能及时投入工作，确保堆芯安全、限制事故发展、减少设备的损坏、防止大量放射性物质泄漏到周围环境中去。

为了确保核电厂的安全，人们必须设定核电厂要达到的安全目标。目前，已建立起的核电厂安全目标可分为三种，即定性安全目标、定量安全目标和概率安全目标。

1. 核电厂的定性安全目标

定性安全目标通常用概括的语言描述核电厂安全所要达到的目的，并且阐述实现这些目的所采用的原理。核电厂定性安全目标的典型例子是国际原子能机构在 75-INSAG-3 *Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants*^[6]（国际核安全顾问组·核动力装置的基本安全原则·国家核安全局译·）中将定性安全目标分为三个，即一个总目标和两个辅助性的目标。

核安全的总目标：在核电厂建立并维持一套有效的防御措施，以保证人员、社会及环境免受放射性危害。总的核安全目标由辐射防护目标和技术安全目标所支持，这两个目标互相补充、相辅相成，技术措施与管理性和程序性措施一起保证对电离辐射危害的防御。

辐射防护目标：保证在所有运行状态下核电厂内的辐射照射或由于该核电厂任何计划排放放射性物质引起的辐射照射保持低于规定限值并且合理可行尽量低，保证减轻任何事故的放射性后果。

技术安全目标：采取一切合理可行的措施防止核电厂事故，并在一旦发生事故时减轻其后果；对于在设计该核电厂时考虑过的所有可能事故，包括概率很低事故，要以高可信度保证任何放射性后果尽可能小且低于规定限值；并保证有严重放射性后果的事故发生的概率极低。

安全目标要求核电厂的设计和运行使得所有辐射照射的来源都处在严格的技术和管理措施控制之下。这样的阐述所表达的含义是：核电厂的安全目标不是消除风险，而是控制风险，正像 75-INSAG-3 中所表达的：“无论怎样努力，都不能实现绝对安全。就某种意义上来说，生活中处处有危险”。从技术角度讲，辐射防护目标不排除人员受到有限的照射，也不排除法规许可数量的放射性物质从处于运行状态的核电厂向环境的排放；但是，此种照射和排放必须受到严格控制，并且必须符合运行限值和辐射防护标准。应该控制核电厂的风险，使其与国家发电行业其他技术的风险相当或更低，对社会不产生明显的附加风险即可。而 75-INSAG-3 中的技术安全目标就是对核电厂控制风险所采取措施的阐述。

在美国核管会的政策声明“*Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants; Policy Statement, republication*”（51FR30028, 1986）^[7]中所提出的两个定性安全目标是：

(1) 应该对公众的个体成员提供对核电厂运行后果的一定水平的防护, 避免这些成员承受对生命和健康明显的附加风险。

(2) 核电厂运行对生命和健康所产生的社会风险与其他可行的竞争发电技术相比较应该是可比的或更低的, 应该对社会风险没有明显的增加。

2. 核电厂的定量安全目标

定性安全目标阐述了核安全的目的和原理, 但定性安全目标不能提供具体的指标, 从而不能解决操作层次的问题, 这就需要确定定量安全目标。

典型的定量安全目标是美国核管会在其政策声明“51FR30028”中所确定的, 即

(1) 对紧邻核电厂的正常个体成员来说, 由于反应堆事故所导致立即死亡的风险不应该超过美国社会成员所面对的其他事故所导致的立即死亡风险总和的千分之一。

(2) 对核电厂邻近区域的人口来说, 由于核电厂运行所导致的癌症死亡风险不应该超过其他原因所导致癌症死亡风险总和的千分之一。

51FR30028 将紧邻和邻近区域分别确定为距核电厂厂址边界 1 英里和 10 英里。

在 51FR30028 的定性安全目标中, 描述核电厂所导致的社会风险要与可行的竞争发电技术相比较, 但由于这类技术的数据不确定性, 在定量安全目标中采用的是与总社会风险的比较和定量。对于两个千分之一的定量来说, 其所附加的社会风险是非常低的, 特别是与定性安全目标所确定的没有明显增加相比较。这里可能考虑了几个因素: 一是核电的社会可接受性, 二是利益代价分析, 三是核电的可持续发展。

核电厂的一个特殊之处是有着很多其他行业所不具有的社会敏感性, 这里的原因很多, 如核能特殊的发展历史、核工业本身特点所导致的神秘性等。因此, 即使在后果与其他灾难相当或更小的情况下, 核事故对公众的影响也会被心理放大许多倍。在安全目标的确定过程中不得不考虑到这个因素。

但考虑到这个因素, 也不意味着需要一味地提高核电厂的安全水平要求, 因为提高核电厂的安全水平往往需要大量资源的投入。对于一个风险很低的行业, 过多地投入资源对降低整个社会风险没有显著意义, 反而是对资源的一种浪费。

一味地要求核电厂提高安全水平的另外一个后果可能就是核电行业的扼杀。总体来说, 核电带给人类的利益还是远远大于其弊端, 促进核电的可持续发展也是设定安全目标所要考虑到的问题。

显然, 51FR30028 中所确定的定性和定量安全目标都是考虑对现有公众的保护, 它没有解决 75-INSAG-3 中核安全的总目标所提到的另外两个需要保护的方面, 即环境和社会, 更没有考虑到核能行业所产生的放射性废物可能的长远影响问题。

从理论上来说, 考虑 these 问题是必要的, 但解决这些问题也存在着巨大的困难, 包括人们的世界观, 以及技术上还无法充分评估放射性废物的长远影响以及人类技术进步所导致的解决放射性废物问题的能力。因而从现实角度讲, 这也是人类在现有知识水平和科学技术水平下所能作出的一种选择。

3. 核电厂的概率安全目标

虽然已经有了核电厂的定性和定量安全目标的表述, 但对于每个具体的核电厂运行者或设计者来说, 从技术上评估是否满足两个千分之一目标是困难的。为了技术上的可操作性, 国际原子能机构、美国核管会等又推荐了一个通用的性能指导值, 这个指导值通常又称为概

率安全目标, 见表 1-1。

表 1-1 核电厂概率安全目标

| 提出机构和文件 | 目 标 |
|--|--|
| 美国核管会 51FR30028 | <p>为了满足两个千分之一的定量安全目标, 达到</p> <ul style="list-style-type: none"> ——每运行堆年严重堆芯损坏频率小于 10^{-4}; ——每运行堆年大规模放射性释放频率小于 10^{-5}。 <p>由于这两个定量目标在实践中难以操作, 因此导出了检验这两个目标是否达到的指导值, 即“与要求可靠的安全壳系统性能的传统纵深防御方法和事故缓解概念一致, 反应堆事故所导致的向环境大规模放射性释放的总平均频率每运行堆年应该低于 10^{-6}”</p> |
| 国际原子能机构 75-INSAG-3 | <p>相当于此技术安全目标的现有核电厂指标是:</p> <ul style="list-style-type: none"> ——每运行堆年发生严重堆芯损坏的概率约低于 10^{-4}; ——未来核电厂在实施所有的安全原则后, 应该达到更先进的指标, 即每运行堆年不超过 10^{-5} 严重堆芯损坏事件 |
| 国际原子能机构 修改版 INSAG-12 ^[8] | <p>与技术安全目标一致, 现有核电厂发生严重堆芯损坏的频率每运行堆年约低于 10^{-4}, 严重事故的处置和缓解措施能够将需要厂外早期响应的大规模放射性释放的概率至少降低一个数量级</p> |
| 国际原子能机构 安全标准 NO. NS-G-1.2 ^[9] | <p>堆芯损坏频率。在这方面, INSAG 已经建议了下述目标:</p> <ul style="list-style-type: none"> ——现有核电厂每堆年 10^{-4}; ——未来核电厂每堆年 10^{-5} |

- 注 1. 经过几次修改后, 最终在 2001 年形成了文件 SECY-01-0009 *Modified Reactor Safety Goal Policy Statement*, 与传统的纵深防御途径和事故缓解概念所要求的安全壳系统可靠性能相一致。必须注意的是, 严格说这个概率安全目标是在美国的厂址、环境和人口条件下为满足两个千分之一的定量安全目标所评估出来的。在其他国家, 它的数值应该在自己的定量安全目标下, 根据自身的条件加以评估确定。
2. 严重事故的处置和管理措施应当使需要厂外早期响应的大规模放射性释放的概率至少降低一个数量级。
3. INSAG-12 中表述: “在采用全部的安全原则和第 25 段的目标 (注: 对未来核电厂所提出的一些改进方向) 后, 未来核电厂能够达到一个每运行堆年严重堆芯损坏不超过 10^{-5} 的改进目标。未来核电厂的另一个目标是实际地消除 (practical elimination) 需要早期厂外响应的大规模放射性释放, 而在设计过程中使用现实的假设和最佳估算分析考虑能够导致安全壳晚期失效的严重事故, 表明针对其后果仅需要在区域和时间上都是有限的防护措施”。
4. *Safety Assessment and Verification For Nuclear Power Plant* 中也给出了有关的概率安全目标。INSAG 已经建议了大规模放射性释放的概率安全准则, 目标如下: 现有核电厂每堆年 10^{-4} , 未来核电厂每堆年 10^{-5} 。

需要注意的是, 对于未来核电厂大规模放射性释放的概率安全目标, NO. NS-G-1.2 的表述与 INSAG 有所差异。

在比较这些概率安全目标的表述时, 还应注意其中的一些差别, 如“大规模放射性释放”和“需要厂外早期响应的大规模放射性释放”, 以及“实际地消除”和某个具体数值。

“大规模放射性释放”和“需要厂外早期响应的大规模放射性释放”的内涵和需要核电厂所采取的实际措施上是有重大差异的。“需要厂外早期响应的大规模放射性释放”所针对的主要是导致安全壳早期失效的一些事故序列, 如堆芯高压熔融物的喷射、安全壳内大体积的氢爆、压力容器外的蒸汽爆炸和安全壳旁路型的 LOCA 事故等; 而“大规模放射性释放”还需要处理安全壳的长期加压和安全壳底板融穿等事故序列。“实际地消除”除了概率安全

分析的结果外，还融入了更多的工程和经验判断。

在使用概率安全目标时，还需要明确几个问题：

(1) 一些人针对某些核电厂的熔堆频率，如 $10^{-4}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ ，采用简单乘积的方式，断定如果一个国家建设 100 座同类核电厂，则该国家熔堆频率为 $10^{-2}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ ，就说“百无一失”，而不是“万无一失”了，从而得出 100 座核电厂运行时，必然每年发生一起严重事故的错误结论。从前面的讨论可以看出，这种推论里面存在着一个明显的概念错误，即将核电厂周围某个人所应该承担的风险和一个国家所能承受的风险混淆了起来。实际上对一个国家来说，在 100 年的时间里发生一次熔堆事故是一个很小的风险。回顾我国的历史，如 1976 年的唐山大地震、1998 年的长江大洪水和 2008 年的汶川大地震，其所造成的损失都远远大于美国三里岛核电厂事故，其他造成重大损失的灾害还有很多。

(2) 地震、洪水等灾害是由自然界强加给人类的。这里涉及了人们世界观的问题。除非人类维持在一种“原生态”，人类所从事的活动或多或少地都在强加给自然界某些东西，这些东西又可能反过来加给人类自己，如大量人类活动所导致的温室气体排放等。而人类自己发动的两次世界大战所带来的灾难更是比美国三里岛核电厂事故，甚至前苏联切尔诺贝利核电厂事故大得多。毕竟人类处于“原生态”所存在的问题并不少于发展所带来的问题，迄今为止，大多数人还是认同“发展是硬道理”的。

(3) 在一个厂址上建设多座核电厂是否有影响？结论是肯定的。从理论上来说，一个厂址的堆数量肯定对周围人员有影响，但实际操作时可能不存在任何问题。前面已经提到，像严重堆芯损坏后大规模放射性释放频率等只是衡量能否满足两个千分之一定量安全目标的指导值，在确定这些指导值时，已经评估了大量的情况，并且有保守处理在内，一般情况下（除非某个厂址的堆数量出奇的多）不会对定量安全目标的实现产生影响。

我国国家核安全局 2002 年 5 月发布了《新建核电厂设计中几个重要安全问题的技术政策》^[10] 引用了 URD（用户要求文件）的两个概率安全目标作为指导性指标：每堆年发生严重堆芯损坏事件的频率低于 10^{-5} ，每堆年需要场外早期响应的大量放射性释放事件的频率低于 10^{-6} 。

1.2 核反应堆安全性特征

以水作冷却剂和慢化剂、以低富集度铀为燃料的轻水堆（压水堆及沸水堆）核电厂，在已投产的核电厂中占绝大多数。轻水堆核电厂是利用核裂变释放的大量热能产生的蒸汽推动汽轮发电机组发电，再向电网输电。为了使核电厂经济地运行，应很好地利用反应堆核燃料裂变时产生的大量热能，使它转变为高温蒸汽；与此同时，为了保证装置的安全运行，还必须阻止积累在燃料元件内的大量放射性裂变产物释放到周围环境中。通常的设计是提供多道实体屏障来实现放射性物质与环境的隔离。轻水堆核电厂安全性与下述因素有关^[11]。

1. 强放射性

与一般工业装置相比，反应堆的危险性在于核裂变过程中除了释放巨大的能量以外，还伴随着大量放射性物质的生成。一般来说，在平衡循环寿期末，反应堆每 1W 热功率所形成的裂变产物的放射性约为 $3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$ 。在裂变产物中，有容易从二氧化铀芯块中逸出的稀有气体氪（Kr）、氙（Xe）以及易溶于水的卤族同位素，它们在堆内的累积见表 1-2。

表 1-2 每 1W 反应堆热功率的堆内放射性 (饱和值)

| 同位素 | 半衰期 | 堆内累积量 [Bq (Ci)] |
|--------------------|---------|----------------------------------|
| ^{83m}Kr | 1.86h | 1.51×10^8 (0.004 08) |
| ^{85m}Kr | 4.4h | 4.74×10^8 (0.0128) |
| ^{85}Kr | 10.76a | 9.58×10^6 (0.000 259) * |
| ^{87}Kr | 76min | 8.51×10^6 (0.0230) |
| ^{88}Kr | 2.8h | 1.17×10^9 (0.0316) |
| ^{131m}Xe | 11.9d | 7.33×10^6 (0.000 198) |
| ^{133m}Xe | 52.6h | 5.07×10^7 (0.001 37) |
| ^{133}Xe | 5.31d | 2.05×10^9 (0.0554) |
| ^{135m}Xe | 15.6min | 5.70×10^8 (0.0154) |
| ^{135}Xe | 9.14h | 1.95×10^9 (0.0528) |
| ^{131}I | 8.05d | 9.29×10^8 (0.0251) |
| ^{132}I | 2.4h | 1.41×10^9 (0.0381) |
| ^{133}I | 20.8h | 2.08×10^9 (0.0562) |
| ^{134}I | 52.5h | 2.43×10^9 (0.0657) |
| ^{135}I | 6.68h | 1.89×10^9 (0.0510) |

* 运行 22 000h 后的值。

在一座电功率为 1000MW 的反应堆内, 裂变产物放射性将高达 10^{20} Bq。但是, 98% 以上的放射性裂变产物可保留在二氧化铀陶瓷芯块内, 只有不到 2% 的氪 (Kr)、氙 (Xe) 和碘 (I) 等气态放射物质扩散在燃料芯块和元件包壳之间的间隙内, 见表 1-3。

表 1-3 1000MW 核电厂的放射性总量

| 部 位 | 总量[Bq(Ci)] | | | 占堆芯总量的份额 | | |
|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | 芯 块 | 间 隙 | 合 计 | 芯 块 | 间 隙 | 合 计 |
| 堆芯 ^① | 3.0×10^{20} | 5.2×10^{18} | 3.0×10^{20} | | | |
| | (8.0×10^9) | (1.4×10^8) | (8.1×10^9) | 9.8×10^{-1} | 1.8×10^{-2} | 1 |
| 乏燃料储存池 ^② | 4.8×10^{19} | 4.8×10^{17} | 4.8×10^{19} | | | |
| | (1.3×10^9) | (1.3×10^7) | (1.3×10^9) | 1.6×10^{-1} | 1.6×10^{-3} | 1.6×10^{-1} |
| 乏燃料运输容器 ^③ | 8.1×10^{17} | 1.2×10^{15} | 8.1×10^{17} | | | |
| | (2.2×10^7) | (3.1×10^5) | (2.2×10^7) | 2.7×10^{-3} | 3.8×10^{-5} | 2.7×10^{-3} |

① 停堆后 30min 堆芯放射性总量。

② 2/3 堆芯的乏燃料组件 (1/3 衰变 3d, 1/3 衰变 150d) 放射性总量。

③ 压水堆 7 个或沸水堆 17 个乏燃料组件衰变 150d 放射性总量。

2. 高温高压水

反应堆一回路系统储存有几百立方米高温高压的冷却剂水。一旦一回路管道破裂或设备故障, 大量高温水会从破口喷射出来, 迅速汽化。在这些水中带有一定数量的放射性物质。更为严重的是, 由于冷却剂不断流失, 堆芯水位下降, 燃料元件得不到冷却而逐渐熔化, 熔融堆芯的温度可能高到足以烧穿压力容器和安全壳底部, 进入基础岩石层。

在压水堆一回路系统中, 冷却剂温度变化或容积波动, 都会引起一回路系统压力的相应

变化。压力过高将导致系统设备损坏；压力过低则使堆芯局部沸腾，甚至出现容积沸腾。因此，既要防止超压，又要防止压力过低造成冷却剂汽化。

3. 衰变热

反应堆停闭后，堆芯内中子链式裂变反应虽然中止，但是，裂变产物继续发射 β 和 γ 射线，许多裂变产物的半衰期又较长。射线在与周围物质作用时迅速转化为热能，这就是衰变热。

衰变热的定量计算可由魏格纳·韦（Wigner-Way）公式给出，即

$$P_d(t) = 0.0622P_0[t^{-0.2} - (t_0 + t)^{-0.2}] \quad (1-1)$$

式中 $P_d(t)$ —— β 和 γ 射线的衰变产生的功率；

P_0 ——停堆前的反应堆功率；

t ——停堆后的时间，s；

t_0 ——停堆前反应堆运行的时间，s。

衰变热随停堆后时间的变化也可利用经验公式绘成曲线，如图1-1所示，其中假定停堆前反应堆已运行了足够长时间。

从式(1-1)的计算或图1-1的曲线中可以看出，即使在停堆后几小时，衰变热产生率仍有额定功率的1%。如不提供适当的冷却，衰变热将引起堆内燃料元件的过热和燃料元件包壳破损，导致裂变产物的释放。

4. 核电厂放射性废料的处置

核电厂像其他工业企业一样，也要产生废物。核电厂产生的废物，数量比一般燃煤电厂少，仅为同等规模燃煤电厂的万分之一。废物分低放射性废物（受到轻微污染的固体，例如手套及衣服等）、中放射性废物（主要来自核电厂的工艺流程废物，例如废过滤器芯片，废树脂和蒸发残渣）、高放射性废物（乏燃料）。对低、中放射性废物处理分五个步骤：废物分类及保存→废物包装→经包装的废物运往处置场地→经包装的废物点收后进行处理→储存及记录质量保证文件。

对高放射性废物处理，如核电厂用过的乏燃料组件，需送往后处理厂进行处理，其中97%的核燃料可提取后循环再利用。而剩余的3%高放射性废物，可用沥青固化、水泥固化或玻璃固化等方法，使它变成不易渗透的固体，在后处理厂储存，并最终送往国家高放深层处置中心处置。

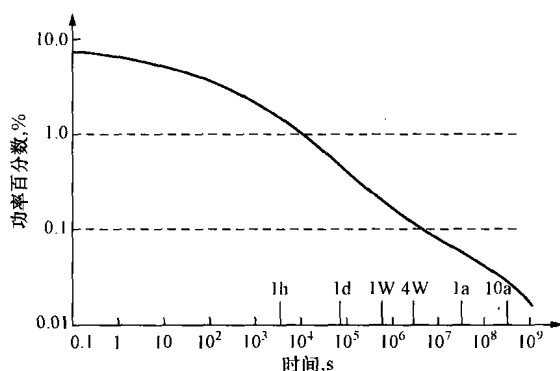


图1-1 停堆后衰变热的变化

1.3 核电厂的安全对策

从核反应堆安全性特征的分析中可以看出，为了保证核电厂的安全，应采取的对策是：在各种运行状态下、在发生设计基准事故期间和之后，以及尽实际可能在发生所选定的超设计基准事故的事故工况下，都必须执行如图1-2所示的基本安全功能^[11]。

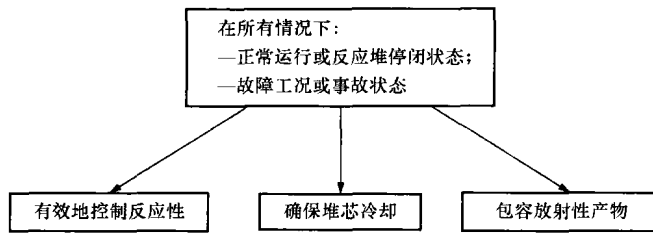


图 1-2 三项基本安全功能

1.3.1 反应性的控制

在反应堆运行过程中，由于核燃料的不断消耗和裂变产物的不断积累，反应堆内的后备（剩余）反应性就会不断减少；此外，反应堆功率的变化也会引起反应性变化。所以，核反应堆的初始燃料装载量必须比维持临界所需的量多得多，使堆芯寿命初期具有足够的后备（剩余）反应性，以便在反应堆运行过程中补偿上述效应所引起的反应性损失。

为补偿反应堆的后备（剩余）反应性，在堆芯内必须引入适量的可随意调节的负反应性。此种受控的反应性既可用于补偿堆芯长期运行所需的后备（剩余）反应性，也可用于调节反应堆功率的水平，使反应堆功率与所要求的负荷相适应。另外，它还可作为停堆的手段。实际上，凡是能改变反应堆有效倍增因子的任一方法均可作为控制反应性的手段。例如，向堆芯插入或抽出中子吸收体、在冷却剂中改变可溶性毒物浓度、改变反应堆燃料的富集度、移动反射层以及改变中子泄漏等。其中，向堆芯插入或抽出中子吸收体是最常用的一种方法，通常称中子吸收体为控制元件。

反应堆活性区总的需要控制的反应性应当等于后备（剩余）反应性与停堆余量之和。根据反应堆运行工况不同，可把反应性的控制分为三种类型。

(1) 紧急停堆控制。当反应堆出现异常工况时，作为停堆用的控制元件必须具有迅速引入负反应性的能力，使反应堆紧急停闭。

(2) 功率控制。要求动作迅速，及时补偿由于负荷变化、温度变化和变更功率水平引起的微小的反应性瞬态变化。

(3) 补偿控制。用于补偿燃料耗、裂变产物积累所需的剩余反应性，也用于改变堆内功率分布，以便获得更好的热工性能和更均匀的燃料。控制的反应性当量大，并且它的动作过程是十分缓慢的。

通常，对堆芯的反应性控制有以下三种方式：

(1) 控制棒。在堆芯内插入可移动的含有吸收材料的控制棒。按其作用不同可分为补偿棒、调节棒和安全棒三种。补偿棒用于补偿控制，调节棒用于功率控制，安全棒用于紧急停堆控制。

控制棒是用中子吸收截面较大的材料，例如镉（Cd）、铟（In）、硼（B）和铪（Hf）等制成。在中子能谱较硬的热中子堆中，为了提高控制效果，最好采用几种中子吸收截面不同的材料组成的混合物作控制棒，以便在各个能区内吸收中子。为此，在近代压水堆中使用的控制棒多数由银—铟—镉（Ag-In-Cd）合金制成。此外，控制棒材料还必须具备耐辐照、抗腐蚀和易于机械加工等方面的良好性能。

(2) 可燃毒物棒。堆芯每个循环寿期的长短通常取决于反应堆初始燃料装载量。当然，