

SAFETY & MANAGEMENT OF NUCLEAR POWER PLANTS

核电厂 安全与管理

刘定平 编



华南理工大学出版社
SOUTH CHINA UNIVERSITY OF TECHNOLOGY PRESS

核电厂安全与管理

刘定平 编



华南理工大学出版社
SOUTH CHINA UNIVERSITY OF TECHNOLOGY PRESS

· 广州 ·

图书在版编目 (CIP) 数据

核电厂安全与管理/刘定平编. —广州: 华南理工大学出版社, 2013. 8
ISBN 978-7-5623-3974-8

I. ①核… II. ①刘… III. ①核电厂—安全管理—高等学校—教材 IV. ①
TM623.8

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (2013) 第 152938 号

核电厂安全与管理

刘定平 编

出 版 人: 韩中伟

出版发行: 华南理工大学出版社

(广州五山华南理工大学 17 号楼, 邮编 510640)

<http://www.scutpress.com.cn> E-mail: scutcl3@scut.edu.cn

营销部电话: 020-87113487 87111048 (传真)

责任编辑: 欧建岸

印 刷 者: 湛江日报社印刷厂

开 本: 787mm×960mm 1/16 印张: 17.75 字数: 358 千

版 次: 2013 年 8 月第 1 版 2013 年 8 月第 1 次印刷

印 数: 1~2000 册

定 价: 34.00 元

版权所有 盗版必究 印装差错 负责调换

目 录

第一章 概述	(1)
1.1 核电厂的发展与安全	(1)
1.2 典型核电事故分析	(5)
1.2.1 切尔诺贝利核电事故	(6)
1.2.2 三里岛核电事故	(8)
1.2.3 日本福岛核电事故	(12)
1.2.4 三大事故对核电发展的影响	(15)
1.3 核电厂的经济性与安全性	(17)
1.3.1 核电厂的经济性	(17)
1.3.2 核电厂的安全性	(19)
1.4 核电厂的构成	(19)
1.4.1 核岛	(20)
1.4.2 常规岛	(21)
1.5 核电厂的运行特点	(22)
1.6 我国核电的起步和发展前景	(23)
复习思考题	(25)
第二章 核安全文化	(26)
2.1 核安全与核安全文化	(26)
2.2 核安全文化体系的影响因素	(29)
2.2.1 设计	(29)
2.2.2 建造	(33)
2.2.3 运行	(34)
2.2.4 监管	(36)
2.2.5 退役	(37)
2.3 基于纵深防御的核安全文化	(38)
2.3.1 五级防御	(38)
2.3.2 三道防线	(40)
2.4 基于三道屏障和三大安全功能的核安全保障体系	(41)
2.4.1 基于三道屏障的核安全保障体系	(41)
2.4.2 基于三大安全功能的核安全保障体系	(43)
2.5 基于核安全文化的单一故障与共模故障准则	(44)

2.5.1 单一故障准则	(44)
2.5.2 共模故障准则	(46)
2.6 核安全的相关组织	(47)
2.6.1 国际原子能机构	(47)
2.6.2 世界核电运营者协会	(49)
复习思考题	(51)
第三章 核电厂的安全运行与管理	(52)
3.1 核电厂的安全组织机构	(52)
3.1.1 核电厂安全组织机构的职责	(52)
3.1.2 核电厂安全组织机构的形式	(52)
3.1.3 核电厂组织机构的职能分配	(53)
3.2 核电厂运行人员的资格和培训	(55)
3.2.1 核电厂运行人员的作用	(55)
3.2.2 运行人员的资格	(56)
3.2.3 运行人员的培训	(57)
3.2.4 运行人员的考核与授权	(58)
3.3 正常运行规程	(59)
3.4 核电厂安全状态的监测	(59)
3.4.1 安全参数显示系统	(59)
3.4.2 运行限值和条件	(63)
3.5 运行的质量保证	(65)
3.6 核电厂事故预案和应急计划	(66)
3.6.1 核电厂事故处理规程	(66)
3.6.2 核电厂应急计划	(68)
3.7 核电厂的安全审核评价和安全监督	(70)
复习思考题	(72)
第四章 核电厂安全设计	(73)
4.1 安全设计原理	(73)
4.1.1 安全目标	(73)
4.1.2 安全理念	(74)
4.2 安全设计准则	(75)
4.2.1 辐射防护要求	(75)
4.2.2 安全功能要求	(75)
4.2.3 核电厂安全特性	(76)
4.2.4 设计基准	(76)

4.2.5	设备质量与检修安全	(77)
4.2.6	系统和部件的可靠性设计	(78)
4.2.7	运行人员操作的优化设计	(81)
4.2.8	余热输送设备设计	(81)
4.2.9	防火和防爆设计	(82)
4.2.10	次级故障的影响	(82)
4.2.11	多堆共用的构筑物、系统和部件	(82)
4.2.12	含有可裂变或放射性物质的系统	(82)
4.2.13	撤离路线和通信手段	(83)
4.2.14	核电厂出入口控制	(83)
4.2.15	核电厂的退役	(83)
4.3	反应堆堆芯安全设计	(83)
4.3.1	反应堆设计	(83)
4.3.2	燃料元件设计	(84)
4.3.3	反应堆堆芯控制	(84)
4.3.4	反应堆停堆	(84)
4.4	反应堆冷却剂系统安全设计	(85)
4.4.1	反应堆冷却剂系统	(85)
4.4.2	一回路压力边界的在役检查	(86)
4.4.3	反应堆冷却剂装置	(86)
4.4.4	反应堆冷却剂净化	(86)
4.4.5	堆芯余热的排出	(86)
4.4.6	应急堆芯冷却	(87)
4.4.7	应急堆芯冷却系统的检查和试验	(87)
4.5	信息和控制系统设计	(87)
4.5.1	基本设计要求	(87)
4.5.2	控制室设计	(88)
4.5.3	辅助控制点	(88)
4.5.4	应急控制中心	(88)
4.6	保护系统设计	(89)
4.6.1	保护系统的功能	(89)
4.6.2	保护系统的可靠性和可试验性	(89)
4.6.3	保护系统和控制系统的分隔	(89)
4.7	应急动力供应系统设计	(90)
4.8	安全壳系统设计	(90)

4.8.1	安全壳系统的作用	(90)
4.8.2	安全壳的结构强度	(90)
4.8.3	安全壳的泄漏	(91)
4.8.4	安全壳压力试验	(91)
4.8.5	安全壳贯穿件	(91)
4.8.6	安全壳隔离	(91)
4.8.7	安全壳构筑物的气密闸门	(92)
4.8.8	安全壳内部结构	(92)
4.8.9	安全壳的排热	(92)
4.8.10	安全壳内气体的净化	(92)
4.8.11	覆盖层和涂层	(92)
4.9	辐射防护设计	(93)
4.9.1	防护原则	(93)
4.9.2	防护设计	(93)
4.9.3	辐射监测设备	(94)
4.9.4	放射性废物的处理	(94)
4.9.5	液态放射性物质向环境释放的控制	(94)
4.9.6	气载放射性物质的控制	(95)
4.10	燃料装卸和贮存系统设计	(95)
4.10.1	未辐照燃料的装卸和贮存	(95)
4.10.2	已辐照燃料的装卸和贮存	(95)
4.11	设计确认	(96)
4.11.1	安全分析	(96)
4.11.2	设备的合格鉴定	(97)
4.11.3	质量保证	(97)
	复习思考题	(97)
第五章	核电厂的专设安全设施	(99)
5.1	安全注射系统	(99)
5.1.1	安全注射系统的功能	(99)
5.1.2	安全注射系统的描述	(100)
5.1.3	安全注射系统的运行	(102)
5.1.4	安全注射系统的试验和监测	(103)
5.1.5	非能动堆芯冷却系统	(104)
5.2	安全壳	(106)
5.2.1	安全壳结构	(106)

5.2.2	安全壳贯穿件	(108)
5.2.3	安全壳的隔离与检验	(110)
5.2.4	安全壳的附属系统	(112)
5.3	安全壳喷淋系统	(113)
5.3.1	安全壳喷淋系统的功能	(113)
5.3.2	安全壳喷淋系统的描述	(114)
5.3.3	安全壳喷淋系统的运行	(115)
5.4	蒸汽发生器辅助给水系统	(116)
5.4.1	蒸汽发生器辅助给水系统的功能	(116)
5.4.2	蒸汽发生器辅助给水系统的描述	(117)
5.4.3	蒸汽发生器辅助给水系统的运行	(118)
5.5	氢气控制系统	(120)
5.5.1	氢气控制系统的特点	(120)
5.5.2	氢气控制系统的功能	(120)
5.5.3	氢气控制系统的组成	(120)
5.5.4	氢气控制系统的运行	(121)
5.6	主控室应急可居留系统	(121)
5.6.1	主控室应急可居留系统的功能	(121)
5.6.2	主控室应急可居留系统的组成	(121)
5.6.3	主控室应急可居留系统的运行	(122)
5.7	自动卸压系统	(123)
5.7.1	自动卸压系统的功能	(123)
5.7.2	自动卸压系统的组成	(123)
5.7.3	自动卸压系统的控制	(124)
	复习思考题	(126)
第六章	核电厂异常运行工况分析	(127)
6.1	核电厂运行工况分析	(127)
6.1.1	运行工况分类	(127)
6.1.2	事故工况下应遵守的准则	(129)
6.1.3	超设计基准事故分析	(130)
6.2	国际核事件等级划分	(131)
	复习思考题	(135)
第七章	核电厂安全组织与安全控制	(136)
7.1	核电厂最小核安全运行值	(136)
7.2	正常运行期间的核安全控制	(138)

7.2.1	核电厂运行技术规范	(138)
7.2.2	机组再启动的核安全控制	(139)
7.2.3	系统和设备状态控制	(140)
7.2.4	定期试验的核安全控制	(141)
7.2.5	通知 STA 的情况	(141)
7.3	事故工况下的核安全控制	(142)
7.3.1	应急运行程序(EOP/SOP)	(142)
7.3.2	场内应急组织	(143)
7.3.3	事故停堆后的重新临界	(143)
7.4	外部侵害和自然事件的核安全控制	(144)
	复习思考题	(145)
第八章	核电厂典型事故	(146)
8.1	反应性事故	(147)
8.1.1	现象与危险	(147)
8.1.2	原因分析	(147)
8.1.3	反应性事故预防	(156)
8.2	蒸汽发生器传热管断裂事故	(156)
8.2.1	现象与危险	(157)
8.2.2	原因分析	(158)
8.2.3	处理与预防	(159)
8.3	蒸汽管道破裂事故	(161)
8.3.1	现象与危险	(161)
8.3.2	原因分析	(163)
8.3.3	处理与预防	(163)
8.4	热气导管压力容器双断裂	(165)
8.4.1	现象与危险	(165)
8.4.2	原因分析	(167)
8.4.3	预防与处理	(168)
8.5	给水管道的破裂事故	(169)
8.5.1	现象与危险	(169)
8.5.2	原因分析	(171)
8.5.3	处理与预防	(171)
8.6	失水事故	(172)
8.6.1	现象与危险	(172)
8.6.2	原因分析	(177)

8.6.3 处理与预防	(177)
8.7 一回路失压事故	(178)
8.7.1 现象与危险	(178)
8.7.2 原因分析	(180)
8.7.3 处理与预防	(182)
8.8 厂用电失去事故	(183)
8.8.1 现象与危险	(183)
8.8.2 原因分析	(185)
8.8.3 处理与预防	(186)
8.9 事故时未能紧急停堆的预期瞬态	(189)
8.9.1 现象与危险	(189)
8.9.2 原因分析	(190)
8.9.3 处理与预防	(192)
8.10 超设计基准事故	(193)
8.10.1 现象与危险	(193)
8.10.2 事故的原因	(194)
8.10.3 处理与预防	(195)
复习思考题	(197)
第九章 核电厂放射性辐射防护	(198)
9.1 核电厂的核辐射	(198)
9.1.1 安全壳内辐射源	(200)
9.1.2 安全壳外辐射源	(200)
9.2 核电厂核辐射的防护规定	(201)
9.2.1 辐射防护的目的和原则	(201)
9.2.2 年剂量限值	(202)
9.3 核电厂核辐射的防护措施	(204)
9.3.1 正常运行期间的核辐射防护措施	(204)
9.3.2 事故时的核辐射防护措施	(206)
9.4 核电厂的屏蔽	(207)
9.4.1 热屏蔽	(208)
9.4.2 生物屏蔽	(209)
复习思考题	(210)
第十章 核电厂三废及其处理	(211)
10.1 核电厂三废的产生	(211)
10.2 核电厂放射性废物的处理	(213)

10.3 硼的回收	(215)
10.3.1 硼回收系统的工作原理	(215)
10.3.2 硼回收系统的运行	(217)
10.4 放射性废气的处理	(217)
10.4.1 含氢废气的处理	(217)
10.4.2 含氧废气的处理	(219)
10.5 放射性废液的处理	(219)
10.6 放射性固体废物的处理	(221)
复习思考题	(223)
第十一章 先进的核电安全技术	(224)
11.1 各阶段核电厂安全性比较	(224)
11.1.1 第一代核电厂安全特点	(224)
11.1.2 第二代核电厂安全特点	(224)
11.1.3 第三代核电厂安全特点	(225)
11.1.4 第四代核电厂安全特点	(226)
11.1.5 各阶段核电厂安全性比较	(226)
11.2 第三代核电厂安全技术基准	(227)
11.2.1 美国先进轻水堆技术基准	(227)
11.2.2 欧洲先进核电技术设计基准	(231)
11.3 第三代核电厂——非能动型核电厂 AP1000	(233)
11.3.1 AP1000 技术简介	(233)
11.3.2 AP1000 的结构特点	(234)
11.3.3 AP1000 安全纵深防御原则	(237)
11.3.4 AP1000 非能动安全系统	(238)
11.3.5 AP1000 严重事故管理策略	(242)
11.4 第三代核电厂——改进型核电厂 EPR	(243)
11.4.1 EPR 技术简介	(243)
11.4.2 EPR 的结构特点	(244)
11.4.3 EPR 堆芯融化概率的改进与堆芯融化预防	(247)
11.4.4 EPR 缓解严重事故的措施	(249)
11.4.5 EPR 专设的安全设施	(250)
11.5 第四代核技术与我国核电的发展	(252)
11.5.1 亟待开发的第四代核技术	(252)
11.5.2 发展核电是我国的必然选择	(253)
复习思考题	(254)
附录 I 我国核电国标一览表	(255)

附录Ⅱ 有关核电厂的安全法规	(257)
附录Ⅲ 有关核电厂的安全导则	(260)
缩略语	(263)
参考文献	(266)
编后语	(269)

第一章 概 述

1.1 核电厂的发展与安全

核电厂又称核电站，是用铀、钚等作核燃料，将其裂变反应中产生的能量转变为电能的发电厂。根据反应堆的种类，核电厂可以分为压水堆核电厂、沸水堆核电厂、重水堆核电厂、石墨水冷堆核电厂、石墨气冷堆核电厂、高温气冷堆核电厂和快中子增殖堆核电厂等。

核电厂由核岛（主要是核反应堆及蒸汽发生系统）、常规岛（主要是汽轮发电机组）和电厂配套设施三大部分组成。核燃料在反应堆内产生的裂变能，主要以热能的形式出现。它经过冷却剂的载带和转换，最终用蒸汽或气体驱动涡轮发电机组发电。

核电厂利用其反应堆内核燃料裂变时所产生的热能发电，同时产生大量的放射性裂变产物和活化产物。这些物质都被严密地封闭在多道屏障内。如果堆芯中燃料过量反应，安全壳就可能破损甚至熔化，发生放射性物质的外泄。因此，核电厂所有带强放射性的关键设备都必须安装在反应堆安全壳内，以便在失水事故或其他严重事故下限制放射性物质外逸。为了保证堆芯核燃料在任何情况下能得到冷却而免于烧毁熔化，核电厂设置有多重安全系统。

因此发展核电一开始就应把“建立并保持一种有效的防御系统，以保护人员、社会和环境免受放射性危害”作为核安全的总目标。世界各国普遍通过许可证制度来监管核电厂的安全。核电厂营运单位必须在安全分析报告中证明所申请建造和运行的核电厂的安全性符合核安全法规和标准的要求，对所有设计基准事故的分析结果必须满足验收准则。

在正常情况下，核电厂向外排放的放射性废物是极少的，对厂区人员、公众和环境的影响也极小。到目前为止，全世界绝大多数核电厂具有良好的安全记录。截至2011年底，超过13000个堆·年核电厂运行历史中，仅发生过3次严重事故——美国三里岛核电厂事故、前苏联切尔诺贝利核电厂事故和日本福岛第一核电厂事故，而且仅后两者发生了大量放射性物质外泄，对工作人员、公众和环境产生放射性危害。总体说来，核电厂安全状况还是很好的。

核电厂安全是指核电厂发生危及厂区人员、公众和环境的事实的风险及其安

全防范措施。除常规发电厂的安全问题外，核电厂还必须重点关注核安全问题。虽然核电厂具有良好的安全防护和安全记录，但也具有潜在的放射性危害。核电厂和其他常规发电厂一样，可能因设计不当、设备故障、人为失误或其他外来不可抗因素造成各种事故。三次严重核电事故说明，堆芯严重受损甚至发生大量放射性物质外泄的潜在风险是存在的，其影响甚至可能超越国界，成为国际社会广泛关注的问题。

提高核电厂安全是历史性课题。核电技术的更新换代使核能生产的安全性不断提高。自1954年前苏联建成电功率5MW的实验性核电厂以来，核电技术的发展已经历了三个阶段。

第一代核电技术是和平利用核能研发阶段的试验堆和原型堆。20世纪50年代开发建设的实验性原型核电厂，证明了利用核能发电的技术是可行的。美国在潜艇动力堆的技术基础上，于1957年12月建成希平港压水堆核电厂，于1960年7月建成德累斯顿（Dresden-1）沸水堆核电厂，为轻水堆核电的发展开辟了道路。英国于1956年10月建成卡尔德霍尔（Calder Hall A）产钚、发电两用的石墨气冷堆核电厂。前苏联于1954年建成奥布宁斯克（APS-1）压力管式石墨水冷堆核电厂后，于1964年建成新沃罗涅日压水堆核电厂。加拿大于1962年建成NPD天然铀重水堆核电厂。这些核电厂显示出比较成熟的技术和低廉的发电成本，为核电的商用推广打下了基础。

第二代核电技术的广泛应用始于20世纪60年代，至今这一代大部分商业核电厂仍在运行之中。它们大部分已实现标准化、系列化和批量建设，主要种类有压水堆（PWR）、沸水堆（BWR）、重水堆（CANDU）和石墨水冷堆（RBMK）等。

20世纪60年代末70年代初，各工业发达国家的经济处于上升时期，电力需求以十年翻一番的速度迅速增长。由于化石燃料资源供应紧张，各国寄希望于核电。美、苏、英、法等国都制订了庞大的核电发展计划，后起的联邦德国和日本也挤进了发展核电的行列。一些发展中国家，如印度、阿根廷、巴西等，则以购买成套设备的方式开始进行核电厂建设。

美国轻水堆核电的经济性得到验证以后，形成了核电厂建设的第一个高潮，1967年核电厂订货达到25.6GW。1973年美国核电总装机容量占世界的2/3。1973年世界第一次石油危机后，为摆脱对中东石油的依赖，形成了第二个核电厂建设高潮。1973年和1974年两年间，共订货66.9GW，核电设备制造能力达到每年25~30GW。美国还通过出口轻水堆技术和开放分离市场使轻水堆成为世界核电厂建设的主导堆型。在核电大发展的形势下，美、英、法、联邦德国等国还积极开发了快中子增殖堆和高温气冷堆，建成一批相关的实验堆和原型堆。

第二代核电技术证明了发展核电在经济上是可行的。但是，前苏联切尔诺贝

利核电厂和美国三里岛核电厂发生的严重事故，引起了公众对核电安全的质疑，同时也让人们意识到第二代核电技术的不完善性，许多国家的核电发展也因此一度停滞。

第三代核电技术指的是 20 世纪 80 年代开始发展在 90 年代投入市场的先进轻水堆核电厂。如日本的先进沸水堆（ABWR）、韩国的 APR1400（先进压水堆）、欧洲压水堆（EPR）和美国的先进压水堆（AP600、AP1000）都属于这一代。第三代核能系统基于前二代核能系统的成熟技术，重新设计，做了大量研究开发工作，在安全性和操作的简便性方面有了重大改进。它具有在经济上能与联合循环的天然气机组相竞争，在能源转换系统方面大量采用第二代成熟技术的优势。第三代核电技术与第二代核电技术最根本的一个差别，就是第三代核电技术把设置、预防和缓解严重事故作为设计核电厂必须满足的要求。目前，第三代核电技术是世界核电发展的主流。

考虑到新一代核能系统的发展需要相当长的周期，也由于对新的核能系统的要求已逐渐明朗，美国能源部着手规划发展在经济性、安全性和废物处理等方面有重大改革的新一代先进核能系统——第四代先进核能系统。

在 1999 年 11 月召开的美国核学会冬季年会上，美国进一步明确了发展第四代核能系统的设想。2000 年 1 月，美国、法国、日本、英国、韩国、南非等 9 个国家在华盛顿签署了共同发展第四代核能系统的声明。2000 年 5 月，由美国能源部主持，在华盛顿召开了美国第四代先进核能系统发展目标的专家研讨会。会议的目的是提出第四代核能系统必须满足的目标和特性，特别是从安全角度提出第四代先进核能系统必须具有下列特性：

- ①必须具有非常低的堆芯破损概率，堆芯熔化概率小于 $10^{-6}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 。
- ②能够通过对核电厂的整体实验向公众证明核电的安全性。
- ③在事故条件下无厂外放射性物质的释放，不需场外应急，即无论核电厂发生什么事故，都不会对厂外公众造成损害。
- ④初始投资低于 1000 美元/kW。
- ⑤建设周期小于 3 年。
- ⑥电力生产成本每度电低于 3 美分，能够和其他电力生产方式竞争。

随着核能安全技术的发展，核电技术先后经历了试验堆、模式堆和商用堆几个发展阶段，核电厂在技术上日臻成熟，在经济上竞争力日益提高。根据国际原子能机构（IAEA）2011 年 1 月公布的数据，全世界共有 442 台核电机组在运行，总装机容量约 $3.7 \times 10^8 \text{ kW}$ （如表 1-1 所示），主要分布在北美、欧洲及东亚的一些工业化国家，其中美国 104 台、法国 58 台、日本 54 台、俄罗斯 32 台、韩国 21 台。核电发电量约占全球总发电量的 16%，已有 18 个国家和地区核发电量占发电总量的比例超过 20%。全球在建核电机组 63 台，装机容量为

60.8GW，主要集中在中国、印度和俄罗斯等国家。核电在各国发电量中所占的比例如表 1-2 所示。

表 1-1 全世界在运行的核电机组数和核发电量（按堆型）

堆型	机组数	总功率/MW
沸水堆(BWR)	94	84958
快中子动力堆(FBR)	2	690
气冷石墨堆(GCR)	18	9034
轻水冷却石墨堆(LWGR)	16	11404
加压重水堆(PHWR)	44	22358
压水堆(PWR)	268	243429
合计	442	372202

注：上述数据取自国际原子能机构 PRIS 数据库。

表 1-2 世界各国核电占本国发电量的比例

国家	占本国发电量的比例	台数
美国	20.17%	104
法国	75.17%	58
日本	27.23%	54
俄罗斯	17.82%	32
韩国	36.41%	21
印度	3.14%	20
英国	16.32%	19
加拿大	14.83%	18
德国	25.40%	17
乌克兰	48.59%	15
中国	1.80%	13

注：上述数据取自国际原子能机构 PRIS 数据库。

从表 1-1 可以看出，世界上运行中的 442 座核电机组中，快中子动力堆只有 2 座，而 440 座热中子动力堆机组中，按数目多少排序的堆型前三名依次为压水堆、沸水堆和加压重水堆。按其慢化剂、冷却剂和燃料成分的不同，正在运行的快堆、热中子动力堆的组合情况如表 1-3 所示。

表 1-3 运行中的快堆、热中子动力堆的组合

慢化剂	快堆	热中子动力堆										
		石墨				水		重水				
冷却剂	Na/NaK	熔盐	CO ₂	H ₂ O	He	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	D ₂ O	Hydro - Carbon	CO ₂	
燃料	天然铀		MAGNOX					BLW	PHWR	OCR		
	浓缩铀		AGR	RBMK	HTGR	PWR	BWR	SGHW	ATUCHA		KKN	EL4
	Th - U	MSBR			THTR	LWBR						
	Pu - U	LMFBR						FUGEN				

注：LMFBR—液态金属快中子增殖堆；MSBR—熔盐增殖反应堆；MAGNOX—镁诺克斯型堆（天然铀，镁合金包壳，石墨慢化气冷反应堆）；RBMK—大功率石墨慢化，沸腾水冷却，压力管式反应堆（它的结构与压水堆完全不同，前苏联切尔诺贝利核电站 4 号机组即这种堆型）；HTGR—模块式高温气冷堆；THTR—钍高温反应堆；PWR—压水反应堆；LWBR—轻水增殖反应堆；BWR—沸水反应堆；BLW—沸水冷却重水慢化反应堆；SGHW—蒸汽发生重水反应堆；PHWR—加压重水慢化和冷却反应堆；OCR—有机冷却反应堆。

从表 1-1 可以看出，世界上大多数国家的核电站采用压水堆。压水堆核电站具有如下特点：

- ①压水堆以轻水作慢化剂及冷却剂，反应堆体积小，技术十分成熟。
- ②压水堆采用低富集度铀作燃料，铀的浓缩技术已经过关。
- ③压水堆核电站有放射性的一回路系统与二回路系统分开，放射性冷却剂不会进入二回路而污染汽轮机，运行、维护方便；需要处理的放射性废气、废水及其他废物量较少。

为了进一步提高核电站的安全可靠性，在压水堆核电站设计中，不断增加安全设施，导致系统过于复杂化，从而造成投资过高与建设周期过长等一系列问题。因此，各国正致力于改进堆型和开发新一代反应堆，其中先进压水堆（APWR）和先进沸水堆（ABWR）的研究在美日已开展了二十余年。人们希望在现有轻水堆基础上发展发电成本更低、安全可靠性更高的核电站。瑞典提出了过程固有安全反应堆（PIUS）的概念设计。核燃料的经济利用和实现增殖是开发新一代动力堆的主要目标，法国、瑞典、日本、加拿大以及我国正在积极开展高温气冷堆、钠冷快中子增殖堆等先进堆型的开发研究。

1.2 典型核电事故分析

自 1954 年前苏联第一座核反应堆开始运行以来，全球在运行的核反应堆有