



华明川 编著

先进核电站

切尔诺贝利和福岛那样的核事故还会发生吗？

辐射安全



中国原子能出版社

先进核电站辐射安全

——切尔诺贝利和福岛那样的
核事故还会发生吗？

编著 华明川

中国原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

先进核电站辐射安全——切尔诺贝利和福岛那样的核事故还会发生吗？ / 华明川编著. —北京：中国原子能出版社，2012.5

ISBN 978-7-5022-5501-5

I. ①先… II. ①华… III. ①核电站—辐射防护
IV. ①TL75

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2012)第 072022 号

内 容 简 介

本书简单介绍了核电站的组成、工作原理、保障其正常运行和预防各种事故的系统及设施，详细叙述了反应堆放射性物质的产生及其分布，阐明了防范放射性物质外泄的各种安全保障措施，论证了核电机组正常运行和设计基准事故、严重事故情况下能够达到的公众辐射安全水平。书中既强调了提高核安全文化、重视核反应堆的潜在危险性，同时也从机理和严密的技术及组织保障措施方面说明发生严重事故的概率极小，采用先进的核电技术（第三、四代反应堆）可以杜绝大量放射性物质向环境释放的灾难性事故。

本书设定的阅读对象主要是关注我国核电发展的非核专业各级政府机关公务员、企事业单位员工和具有大专以上学历的公众人士。当然，从事核电站建设、营运管理人员和大专院校有关专业学生阅读本书也是有益的。

先进核电站辐射安全——切尔诺贝利和福岛那样的核事故还会发生吗？

出版发行 中国原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 100048)
责任编辑 张关铭
责任校对 冯莲凤
责任印制 潘玉玲
印 刷 保定市中华美凯印刷有限公司
经 销 全国新华书店
开 本 850 mm×1168 mm 1/32
印 张 9.5 字 数 255 千字
版 次 2012 年 5 月第 1 版 2012 年 5 月第 1 次印刷
书 号 ISBN 978-7-5022-5501-5 定 价 46.00 元

网址：<http://www.aep.com.cn>

发行电话：010-68452845

E-mail: atomep123@126.com

版权所有 侵权必究

前 言

1954 年以来,核电是核能和平利用的主要领域。世界上建成运行的不同反应堆堆型和装机容量的核电机组有 444 个。在若干国家,核电成为重要的电能源,甚至成为主力(例如法国的核发电量约占全国总发电量的 75% 以上)。大约 15 000 核电反应堆年的运行经验表明,核电站是经济、安全、清洁的能源,但也具有发生放射性物质外泄到环境的严重事故风险。

1979 年 3 月 28 日发生的美国三哩岛核电站严重事故和 1986 年 4 月 26 日苏联切尔诺贝利核电站灾难性事故,使世界范围的核电缓慢甚至停止发展达 15~20 年之久。随着运行核电站的安全改进和新型高安全性先进反应堆核电机组的研发,以及碳化物减排问题的凸显,不少国家把核电持续发展作为国策,20 世纪 90 年代末至今核电发展进入复苏期。我国正在沿海地区兴建若干核电站,并制订了较大规模的发展计划。然而,2011 年 3 月 11 日日本大地震海啸引发的福岛第一核电站放射性物质外泄特大事故对今后世界各国核电的发展无疑是又一次巨大的冲击。这次事故不仅严重影响公众对核电的可接受性,投资者和决策者对核电站建设也可能产生疑虑。

随着我国核电建设项目增加,涉及的厂址地区增多,直接参与的决策者和关注的公众(特别是核电站附近地区居民)越来越多,很有必要出版一些介绍核电站核与辐射安全的读物,使他们全面了解核电技术的不断革新和先进反应堆安全保障水平的提高,从而以科学发展观认知我国扩大核电建设的必要性。

核电站安全的核心是核辐射安全。本人依据长期从事核电站辐射安全研究的成果和搜集积累的参考文献资料以及参加核电站

设计建造的实践经验,运用专业知识,编写了《先进核电站辐射安全》。书中较详细叙述核电站工作原理、辐射源及其分布、工程安全保障设施和管理措施,阐述正常运行工况以及各种事故(包括反应堆堆芯熔化事故)状态下可达到的辐射安全水平,并侧重论述类似切尔诺贝利和福岛核事故重演的可能性。

该书的内容主要涉及核电站对周围居民和环境的辐射影响,未叙述核电站职业人员的辐射防护问题。预设的读者对象是关注核电安全的公众、政府机关公务员、非核领域的科技工作者。当然,核电领域,特别是参与核电站建设和营运管理的非核专业人员,以及相关专业的职业院校学生,阅读此书也是会有收获的。

由于核与辐射领域的知识不断更新和编者专业知识广度的局限性,书中的某些术语、概念和观点有不当之处,敬请读者指正。

作 者

2012年2月

目 录

第一章 核电发展概况	(1)
1.1 世界各国核电发展概况	(1)
1.2 我国核电建设概况	(3)
1.3 核电技术发展历程	(4)
1.4 核能发展前景	(6)
第二章 核电站概述	(9)
2.1 核电站概貌	(9)
2.2 核电机组工作原理	(13)
2.3 反应堆装置	(15)
2.4 核岛正常运行辅助系统	(17)
2.4.1 一回路稳压系统	(17)
2.4.2 硼调控系统	(17)
2.4.3 除气系统	(18)
2.4.4 除气净化和氢燃烧系统	(18)
2.4.5 中间回路水系统	(18)
2.4.6 设备去污系统	(19)
2.4.7 特水净化系统	(19)
2.4.8 特水排泄回收系统	(19)
2.4.9 通风系统	(19)
2.4.10 放射性废物处理系统	(20)
2.4.11 供电系统	(21)
2.5 监测和控制系统	(22)
2.5.1 概述	(22)
2.5.2 反应堆控制保护系统	(23)
2.5.3 中子通量监测系统	(23)

2.5.4	堆内监测系统	(25)
2.5.5	诊断系统	(25)
2.5.6	核燃料元件破损监测系统	(26)
2.6	辐射监测系统	(26)
2.6.1	概述	(26)
2.6.2	气载放射性流出物监测	(27)
2.6.3	液体放射性流出物监测	(28)
2.6.4	环境监测	(28)
第三章	反应堆及其工作原理	(30)
3.1	核能基本概念	(30)
3.2	核裂变反应	(31)
3.3	反应堆类型和堆芯构成	(33)
3.4	反应堆正常运行条件	(37)
3.4.1	自持链式裂变反应	(37)
3.4.2	反应堆控制原理	(37)
3.4.3	功率水平	(38)
3.4.4	自保护特性	(40)
第四章	反应堆辐射源	(42)
4.1	放射性裂变产物	(42)
4.2	裂变产物活度计算	(43)
4.3	超铀(锕系)核素和活化产物	(52)
4.4	放射性物质的分布	(56)
第五章	安全保障设施	(59)
5.1	概述	(59)
5.2	安全保障限值	(59)
5.3	核电站设计工况	(61)
5.4	安全保障基本原则	(61)
5.5	工程安全系统设计原则	(64)
5.5.1	单一故障原则	(64)
5.5.2	冗余(多重备用)原则	(64)

5.5.3	实体隔离原则	(65)
5.5.4	多样性原则	(65)
5.6	工程安全系统和设施	(65)
5.6.1	反应堆应急控制系统	(66)
5.6.2	应急注硼系统	(66)
5.6.3	堆芯应急冷却系统	(67)
5.6.4	应急给水系统	(68)
5.6.5	余热排出系统	(68)
5.6.6	应急除气-超压保护系统	(68)
5.6.7	双层安全壳	(69)
5.6.8	安全壳隔离系统	(69)
5.6.9	双壳环形空间应急负压系统	(70)
5.6.10	安全壳喷淋系统	(70)
5.6.11	碘抑制系统(地坑水 pH 控制系统)	(71)
5.6.12	安全壳消氢系统	(71)
5.6.13	应急供电系统	(73)
5.6.14	AES-91 型的堆芯熔融物捕集冷却装置	(74)
5.6.15	堆内构件检查井和燃料水池水应急 利用系统	(76)
5.7	其他先进压水堆的安全保障设施	(77)
5.7.1	EPR(欧洲压水堆)	(77)
5.7.2	AP1000 非能动安全系统	(79)
5.7.3	俄式先进压水堆非能动余热排出系统	(82)
第六章	核事故分析评价	(84)
6.1	事故评价标准	(84)
6.2	事故分析方法	(85)
6.3	工况清单和事故分析验收准则	(85)
6.3.1	预期运行事件	(86)
6.3.2	设计基准事故	(87)
6.3.3	预期运行事件和设计基准事故分析	

验收准则及要求·····	(87)
6.3.4 超设计基准事故·····	(89)
6.3.5 超设计基准事故分析准则·····	(89)
6.4 典型事故分析结果·····	(90)
6.4.1 预期运行事件·····	(90)
6.4.2 设计基准事故·····	(91)
6.4.3 超设计基准事故·····	(92)
6.5 概率安全分析结果·····	(95)
6.5.1 事件故障树分析浅介·····	(95)
6.5.2 PSA-1 概率分析结果 ·····	(96)
6.5.3 PSA-2 概率分析结果 ·····	(97)
6.6 AES-91 概率安全分析结果评述 ·····	(100)
6.7 先进核反应堆严重事故概率水平目标 ·····	(101)
第七章 已发生核电站严重事故述评·····	(103)
7.1 美国三哩岛核电站事故 ·····	(103)
7.2 苏联切尔诺贝利核电站事故 ·····	(107)
7.3 日本福岛核电站事故 ·····	(111)
7.4 简评 ·····	(115)
第八章 放射性物质排放源项·····	(118)
8.1 概述 ·····	(118)
8.2 正常运行工况排放源项 ·····	(118)
8.2.1 气载排放 ·····	(119)
8.2.2 液态废物 ·····	(124)
8.3 设计基准事故排放源项 ·····	(127)
8.4 超设计基准事故排放源项 ·····	(130)
8.4.1 释入安全壳的裂变产物份额 ·····	(130)
8.4.2 安全壳“空气”内裂变产物的动态特性 ·····	(131)
8.4.3 超设计严重事故排放源项 ·····	(133)

第九章 大气弥散	(136)
9.1 概述	(136)
9.2 基本概念	(136)
9.3 大气稳定度分类	(141)
9.4 排放条件(方式)	(142)
9.4.1 高烟囱排放	(143)
9.4.2 建筑物顶盖高度的排放	(144)
9.4.3 低烟囱排放	(145)
9.5 大气弥散高斯模型	(145)
9.5.1 瞬时点源排放	(145)
9.5.2 短期点源排放	(146)
9.5.3 连续排放	(147)
9.5.4 弥散系数 σ_y 、 σ_z 的确定	(148)
9.5.5 大气杂质弥散简化算法	(149)
9.5.6 排放烟流耗损	(150)
第十章 居民辐射照射剂量估算方法	(152)
10.1 概述	(152)
10.2 外照射剂量	(153)
10.2.1 放射性烟云 γ 辐射直接外照射剂量	(153)
10.2.2 放射性烟云 β 辐射外照射剂量	(165)
10.2.3 沉积土壤的放射性核素 γ 辐射外照射剂量	(169)
10.2.4 沉积土壤的放射性核素 β 辐射外照射剂量	(172)
10.3 内照射剂量	(173)
10.3.1 概述	(173)
10.3.2 农作物链迁移模型	(174)
10.3.3 根茎和块茎类作物迁移模型	(176)
10.3.4 牛奶链——空气污染途径	(177)
10.3.5 肉链——空气污染途径	(180)
10.3.6 农作物链——空气污染途径	(181)

10.3.7	奶、肉、农作物链——根部土壤污染途径	(182)
10.3.8	^3H 和 ^{14}C 排放个人剂量计算	(183)
10.3.9	内照射剂量系数	(184)
第十一章 公众(居民)个人辐照水平和风险度比较		(188)
11.1	电离辐射生物效应	(188)
11.2	辐射剂量限值	(189)
11.2.1	正常照射基本剂量限值	(190)
11.2.2	剂量约束值和豁免剂量	(190)
11.2.3	事故剂量限值和干预水平	(191)
11.3	天然辐射照射剂量	(194)
11.4	医疗照射	(196)
11.5	核电站辐射对周围居民的照射剂量	(199)
11.6	风险评价比较	(201)
第十二章 第四代反应堆安全特性		(204)
12.1	概述	(204)
12.2	快中子反应堆	(205)
12.3	高温气冷堆	(209)
12.3.1	基本概念	(209)
12.3.2	高温气冷堆基本类型及其安全性	(210)
12.3.3	球形燃料元件高温气冷堆 HTR-500	(212)
12.3.4	模块式高温气冷堆	(213)
12.4	液态冷却剂高温反应堆	(216)
12.4.1	基本概念	(216)
12.4.2	铅冷高温堆	(217)
12.4.3	熔盐冷却高温堆	(220)
12.5	熔盐反应堆(循环燃料反应堆)	(221)
12.5.1	循环燃料反应堆安全性和有效性	(221)
12.5.2	几个 MSR 设计特点	(224)
12.5.3	MSR 的安全性	(226)

第十三章 综述和展望.....	(229)
附录 A 电离辐射作用和辐射量基本概念.....	(234)
附录 B 食物链辐照剂量估算参数.....	(241)
附录 C 大气弥散稀释因子(s/m^3).....	(266)
附录 D 核事故分级.....	(287)
参考文献.....	(289)

第一章 核电发展概况

1.1 世界各国核电发展概况

据国际原子能机构 2011 年 1 月公布的数据,目前全世界运行的核电机组有 444 个,其发电量约占全球总发电量的 16%,正在建造的有 65 个核电机组。已拥有核电站的国家有 30 多个。其中 18 个国家的核电占其总发电量的比例超过 20%。

美国在 1957 年利用核潜艇反应堆技术建成电功率 60MW 的原型压水堆西平港核电站。20 世纪 70 年代由于石油危机,美国高速大规模发展核电,总共建造了 90 多座百万千瓦级核电机组(其中压水堆占 2/3,沸水堆为 1/3)。1979 年 3 月发生三哩岛核电站 2 号机组事故之后,除了继续建成十几个已开工的核电站之外,停止了新的核电机组建设。但是,美国有关核能研究机构从未停止过高安全性和经济性的先进核电技术的开发研究,向我国转让的非能动式先进压水堆核电机组(AP-1000)就是其长期设计研究的成果。目前在美国运行的核电机组共有 104 个,总装机容量(电功率)约 1 亿 kW,核发电量占其总发电量的比例为 20% 以上。

法国、日本和除英国以外的其他西欧国家的核电都是从美国引进技术并逐步加以改进而发展的。法国由于缺乏能源资源,从 20 世纪 70 年代起把大力发展核电作为国策,不受三哩岛核事故和切尔诺贝利核事故影响,在 20 世纪八九十年代建造了电功率为 90 万 kW 至 145 万 kW 级的压水堆机组 59 座,总装机容量约 6 326 万 kW(e 表示电功率),核发电量占其总发电量的比例为

75%以上,核电成为该国的主要能源。日本现有运行的核电机组55座,采用的是压水堆和沸水堆(约各占一半),约三分之一机组在20世纪70年代建成,约2/3机组在八九十年代建成,目前的核发电量约占其国内总发电量的30%。

苏联解体之前,与美国为首的西方国家冷战,原子能利用亦处于竞争状态。20世纪五六十年代,苏联在军用产钚石墨水冷反应堆和核潜艇压水堆基础上开发了核电技术。苏联于1954年建成世界上第一座试验核电站(5 MW 石墨沸水堆)之后,其核电发展经历了中等功率示范核电机组和大型商用核电机组的阶段。批量建造了压力管式石墨慢化轻水冷却的大功率反应堆(RBMK-1000)机组17个(俄罗斯境内11个机组,乌克兰切尔诺贝利核电站4个机组,立陶宛伊格纳林钠核电站2个机组),44万kWe级压水堆(WWER-440)核电机组38个(分别建在独联体国家、东欧国家和芬兰)、百万千瓦级压水堆机组(WWER-1000)共26个(俄罗斯境内11个,乌克兰境内11个,保加利亚2个,捷克2个)。切尔诺贝利核事故后,大功率石墨沸水堆不再建新的核电机组,其长远的核电发展堆型是大功率压水堆和快中子增殖堆。目前,俄罗斯有10座核电站共32个机组在运行,总装机容量约2400万kWe,核发电量约为其总发电量的16%。

印度作为发展中的大国,其核电建设具有独特性。1973年12月建成采用加拿大技术的135MWe 压力管式重水堆(PHWR)核电站机组之后,坚持自主设计建造此种堆型的核电站,到目前为止,先后建成了电功率202MW的PHWR核电机组共计8个,16万kWe级的3个,450MWe的2个。20世纪90年代末,印度从俄罗斯引进建造具有非能动安全设施的AES-92型百万千瓦级压水堆核电机组2个。印度到2020年的核电发展目标为2000万kWe,届时占其总电力的15%。

1.2 我国核电建设概况

我国在 20 世纪 70 年代初开始自主研发核电技术,由于政治、经济等各种因素,发展缓慢。通过自主设计和引进国外百万千瓦级压水堆核电机组,目前已建成运行的有 13 个核电机组,总装机容量 1 080.8 万 kWe;在建的 28 个核电机组,总装机容量为 3 087 万 kWe(详见表 1.1)。“国民经济和社会发展第十一个五年规划”中明确了积极发展核电的政策。2007 年 10 月国家正式颁布的目标为:在 2020 年运行核电机组的总装机容量争取达到 4 000 万 kW。届时核发电量占我国总发电量的比例由目前的 1.5% 上升到 4.5% 左右。沿海各省区正在兴建多座核电站,内陆地区,如江西、湖南、湖北、安徽、四川、重庆等亦在规划筹建。我国当代的核电事业正处于蓬勃发展时期。

表 1.1 我国运行和在建的核电机组
运行机组

核电站名称	额定功率/万 kWe	机组数	堆型	投运时间
秦山一期	31	1	PWR	1991 年
秦山二期	65	3	PWR	2002 年
秦山三期	70	2	PHWR	2002 年
大亚湾	98.4	2	PWR	1994 年
岭澳	99,108	3	PWR	2002 年
田湾	106	2	PWR	2007 年
合计	1 080.8	13		

在建机组

核电站名称	功率/万 kWe	机组数	核电站名称	功率/万 kWe	机组数
秦山二期	65	1	浙江三门	125	2
岭澳	108	1	山东海阳	125	2
红沿河一期	108	4	广东台山	170	2

续表

核电站名称	功率/万 kWe	机组数	核电站名称	功率/万 kWe	机组数
福建宁德	108	4	防城港红沙	108	2
浙江方家山	108	2	合计	3 087	28
福建福清	108	3			
广东阳江	108	3			
海南昌江	65	2			

1.3 核电技术发展历程

核能用于发电已有近 60 年的历程。核电技术的发展经历了实验、示范、商业化推广和革新等阶段。

20 世纪 50 年代至 60 年代初,几个掌握核武器材料生产反应堆(产钚、产氙)技术的国家先后开发利用核能发电。苏联于 1954 年建成世界上第一座 5MWe(兆瓦电功率)石墨沸水堆实验核电站;1956 年英国建成 45MWe 原型天然铀石墨气冷堆核电站;1957 年美国建成 60MWe 原型压水堆核电站;1962 年法国建成 60MWe 天然铀石墨气冷堆;1962 年加拿大建成 25MWe 天然铀重水堆核电站。这些核电站的建造目的主要是验证核能用于发电的可行性、可靠性以及经济性,并为工业规模商用核电机组的设计建造提供依据。建成的小型示范堆(电功率 300MWe 以下)核电机组约 36 个,就其安全性和经济性而言,属第一代反应堆核电机组。

在示范核电站基础上研究设计的大、中型反应堆核电机组,在 70 年代初由于石油危机得到了大批量的建造,主要堆型是压水堆和沸水堆,其次是大功率石墨沸水堆和重水堆。美国 104 个核电机组和其他几个发展核电国家的核电站大多数都是七八十年代建造投入运行的。这个时期设计的反应堆核电机组偏重于提高经济性,强调标准化、系列化,其安全保障设施按设计基准事故设置,没

有预防和缓解堆芯熔化大量放射性物质向外释放的严密措施,以免造价过高影响核电在经济上的竞争性。当时的核电站研究设计者认为发生这种超设计基准事故的可能性极小。因此,60年代末和70年代设计的这种核电机组可称为第二代。

切尔诺贝利核电站3号机组发生灾难性事故之后,人们认识到继续发展核电,必须提高安全保障水平。国际原子能机构编制出版的新的核安全标准导则,美国的《核电用户要求文件》(URD)和欧洲的《核电用户要求文件》(EUR)以及苏联1988年编制、俄罗斯于1997年修定的《核动力站安全保障总则》,均明确规定新设计的核反应堆必须具有自保护特性(固有安全性)以及预防堆芯熔化事故和缓解大量放射性裂变产物释放影响的措施,并提出了使堆芯熔化和大量放射性物质外泄事故的发生概率比在运的第二代反应堆降低1~2个量级的要求。对新设计建造核电站的经济性也提出了高的要求。URD和EUR对新建核电站的主要设计目标为:

- 电功率 100 万~150 万 kWe
- 使用寿命 40~60 年
- 建设周期 48~52 个月
- 堆芯熔化事故概率小于 10^{-5} /堆年
- 大量放射性物质向环境释放的概率小于 10^{-6} /堆年(俄罗斯 OBP-88/97 规定 $<10^{-7}$ /堆年)

美国、欧盟国家和俄罗斯的有关核能研究设计机构(单位)在20世纪90年代推出了若干先进反应堆核电机组的方案。美国研制了先进压水堆(APWR)、先进沸水堆(ABWR)和经济简化型沸水堆(ESBWR)以及非能动简化型的先进压水堆(AP1000)。法国的法玛通公司和德国西门子公司联合研制了先进的欧洲压水堆(EPR)。俄罗斯与芬兰合作按EUR文件要求设计了AES-91型核电机组,俄罗斯自主研制了AES-92型核电机组以及AES-2006等。韩国也设计了先进压水堆(APR1400)。这些推广建造的先进核电机组称为第三代。