



核电厂 事故分析

俞冀阳 俞尔俊 编著

核电厂 事故分析

俞冀阳 俞尔俊 编著

清华大学出版社
北京

内 容 简 介

本书主要内容为核电厂设计基准事故分析的基本知识和典型事故的分析方法和案例,其中包括各个事故的过程特点,事故缓解手段和对操纵人员的要求等。在分析案例中,本书引入了二代和三代核电机组设计基准事故的分析,并进行了比较。

本书是清华大学核能科学与工程专业研究生课程核电厂事故分析使用的教材,也可供从事核电工程的相关技术人员及高等院校核工程专业的师生参考。

版权所有,侵权必究。侵权举报电话:010-62782989 13701121933

图书在版编目(CIP)数据

核电厂事故分析/俞冀阳,俞尔俊编著. --北京:清华大学出版社,2012.9

ISBN 978-7-302-29502-0

I. ①核… II. ①俞… ②俞… III. ①核电厂—反应堆事故分析 IV. ①TL364

中国版本图书馆CIP数据核字(2012)第170037号

责任编辑:朱红莲

封面设计:傅瑞学

责任校对:赵丽敏

责任印制:张雪娇

出版发行:清华大学出版社

网 址: <http://www.tup.com.cn>, <http://www.wqbook.com>

地 址:北京清华大学学研大厦A座 邮 编:100084

社总机:010-62770175 邮 购:010-62786544

投稿与读者服务:010-62776969, c-service@tup.tsinghua.edu.cn

质量反馈:010-62772015, zhiliang@tup.tsinghua.edu.cn

印 装 者:三河市李旗庄少明印装厂

经 销:全国新华书店

开 本:185mm×260mm 印 张:12.5

字 数:301千字

版 次:2012年9月第1版

印 次:2012年9月第1次印刷

印 数:1~3000

定 价:28.00元

产品编号:047854-01

前言

核电厂事故分析是关于核电厂安全评价的一门课程。其内容主要包括核电厂可能发生事故的种类及发生频率;确定事故发生后系统的响应及预计事故的进程;评价各种安全设施及安全屏障的有效性;研究各项因素及操纵员干预对事故进程的影响;估计事故情况下核电厂的放射性释放量及计算工作人员与居民所受的辐射剂量等。为适应当前我国大力发展核电的形势,向在校研究生讲述核电厂事故分析的基本方法,是极其重要而且有意义的。本教材内容以基础知识、基本概念和基本原理为主,通过这门课程的学习,使学生对核电厂事故分析有全面深入的了解。

全书共分9章,第1章绪论,介绍了安全发展核电的重要意义。第2章介绍事故分析的基本知识。第3~8章为核电厂设计基准事故的分析,其中第3章介绍核电厂失流事故;第4章介绍二回路导出热量减少事故;第5章介绍核电厂反应堆冷却剂丧失事故;第6章介绍主蒸汽管道破裂事故;第7章介绍弹棒事故;第8章介绍 ATWS 未能停堆的预期运行瞬变。第9章介绍严重事故。本书在介绍设计基准事故时,除了介绍传统压水堆的分析方法和分析结果之外,还特别介绍了第三代压水堆 AP1000 的分析方法及其特点。

本书编写过程中广泛听取了核电专家的意见,结合编者在清华大学讲授核电厂事故分析多年教学和工作经验编写而成的。

本书可作为研究生教材,也可供专业人员参考。

由于编写仓促,书中难免出现某些问题,敬请批评指正。

编者
2012年

常用水语缩写

95/95	双 95% 限值, 即 95% 的置信度下 95% 的概率不发生烧毁
ADS	自动泄压系统
AFW	辅助给水
ANS	美国核协会
AP	先进压水堆
ASSERT	用于重水堆子通道分析的计算机程序
ATWS	未能停堆的预期瞬变
BOL	寿期初
CADITAL	用于放射性后果分析的计算机程序
CFR	美国联邦法规
CHF	沸腾临界热流密度
CMT	堆芯补水箱
COAST	用于分析泵流量变化的计算机程序
COBRA	用于压水堆子通道分析的计算机程序
CONTAIN	用于安全壳响应分析的程序
CONTEMPT	用于安全壳响应分析的程序
CVCS	化容系统
DNB	偏离泡核沸腾
DNBR	偏离泡核沸腾烧毁比
ECSS	应急堆芯冷却系统
EOL	寿期末
ESF	专设安全设施
EUR	欧洲核电用户要求文件
FACTRAN	用于燃料元件分析的计算机程序
FRAP	用于燃料元件分析的计算机程序
GDC	通用设计标准
HAF	核安全法规
HPIS	高压安注系统
HVAC	通风装置及空调系统
IAEA	国际原子能机构
ICRP	国际辐照防护委员会
ICRW	控制棒失控抽出
ICSU	国际科学联盟理事会
IEEE	美国电气和电子工程师协会
INSAG	国际核安全咨询组
IPCC	联合国政府间气候变化专业委员会
IRWST	安全壳内换料水池

LBLOCA	大破口失水事故
LOCA	失水事故
LOFTRAN	用于分析压水堆核电厂系统的计算机分析程序
LOFTTR2	LOFTRAN 的改进版本
LOFW	主给水丧失
LOOP	失去场外电源
LPSI	低压安注
MFLB	主给水管道破裂
MSLB	主蒸汽管道破裂
MSRV	蒸气泄压阀
MWD/MTU	燃耗的度量单位
NRC	核管会
NUREG	美国核管理委员会的技术文件
OT Δ T	超温 ΔT 高信号
OP Δ T	超功率 ΔT 高信号
PCCSAC	用于分析非能动安全壳冷却系统的计算机程序
PCCSAP	PCCSAC 程序的改进版本
PCT	包壳峰值温度
PKD	一维的堆物理分析计算机程序
PORV	稳压器释放阀
PRHR	非能动余热排出
PWR	压水堆
RCCA	控制棒
RCCA	棒束控制组件
RCS	反应堆冷却剂系统
RELAP	用于分析轻水堆核电厂系统的计算机分析程序
RETRAN	用于分析轻水堆核电厂系统的计算机分析程序
RHRS	余热排出系统
RWST	换料水箱
SARP	严重事故研究计划
SBLOCA	小破口失水事故
SG	蒸气发生器
SGTR	蒸气发生器传热管破裂
SRP	标准审查大纲
SUBCHAN	用于水堆子通道分析的计算机程序
TEDE	总有效等效剂量
THINC	中子物理学三维分析计算机程序
TMI	三哩岛
TOODEE	用于燃料元件分析的计算机程序
TRAC	用于分析轻水堆核电厂系统的计算机分析程序
TWINKLE	中子物理学三维分析计算机程序
UNEP	联合国环境规划署
URD	用户要求文件

USNRC	美国核管会
VIPRE	用于压水堆子通道分析的计算机程序
VSB	气腔小破口
WASH	美国原子能委员会发布的文件
WCAP	西屋公司的文件
WMO	世界气象组织

常用物理量

A	角度
C	浓度
C_p	比定压热容
D	直径
G	冷却剂的质量流量
H	扬程
h	比焓, 相对压头
I	转动惯量
K_{eff}	有效增值系数
M	两相乘子, 总装量
m	质量流量
P	功率, 归一化物理量
p	压力
Q	体积流量
T	扭矩, 温度
t	时间
V	体积
v	相对体积流量
α	相对角速度
β	相对水力扭矩
ρ	密度
η	效率
ω	角速度

目 录

第 1 章 绪论	1
1.1 核电发展的现状	1
1.2 发展核电的重要意义	4
1.3 核电发展的指导思想、方针和目标	4
1.4 核电厂安全性的特征	5
1.5 核电厂安全的总目标	7
1.6 我国核安全法规体系	8
1.7 核电厂安全许可证制度	11
1.8 核电厂有关安全的基本设计思想	13
第 2 章 事故分析的基本知识	15
2.1 核电厂事故分析的方法	15
2.2 一些术语的定义	17
2.2.1 压水堆核电厂的运行状态	17
2.2.2 安全功能	17
2.2.3 安全停堆	17
2.2.4 安全级设备	18
2.2.5 能动部件与非能动部件	18
2.2.6 能动故障与非能动故障	18
2.2.7 事故的短期阶段与长期阶段	19
2.3 单一故障准则	19
2.3.1 概述	19
2.3.2 单一故障准则的使用范围	19
2.3.3 单一故障准则的使用方法	20
2.4 核电厂运行事件的分类	22
2.5 验收准则	23
2.5.1 通用的验收准则	23
2.5.2 具体的验收准则	23

2.6	事故分析的基本假设	24
2.6.1	初始条件及各项参数	24
2.6.2	4项基本假设	27
2.7	压水堆核电站设计基准事故谱	28
2.7.1	西屋三回路压水堆核电站设计基准事故	28
2.7.2	AP1000压水堆核电站设计基准事故	29
2.8	核电站事故分析的计算机程序	31
第3章	失流事故	33
3.1	概述及定义	33
3.2	失流事故过程特征	34
3.3	失流事故验收准则	34
3.4	分析失流事故的重要意义	34
3.5	停堆保护信号	35
3.6	分析方法及泵模型	36
3.7	泵模型	36
3.8	主要假设	39
3.9	秦山核电站失流事故分析	40
3.10	AP1000核电站失流事故分析	45
3.10.1	AP1000部分主泵停止运行	45
3.10.2	AP1000全部失流事故分析	47
3.10.3	AP1000反应堆冷却剂泵卡轴事故	49
第4章	二回路导出热量减少事故	54
4.1	概述	54
4.1.1	二回路导出热量减少事件的特征	54
4.1.2	涉及的预期运行瞬变及假想事故	54
4.1.3	验收准则	55
4.1.4	涉及的设备与系统	55
4.2	汽轮机停车	56
4.2.1	概述	56
4.2.2	分析方法	56
4.2.3	秦山核电站分析结果	57
4.2.4	AP1000的汽轮机停机事故	59
4.3	主给水管道破裂	68
4.3.1	定义与过程描述	68
4.3.2	涉及的安全措施与安全设施	69
4.3.3	分析采用的主要假设	69
4.3.4	大亚湾核电站分析结果	69

4.3.5 AP1000 主给水管道破裂事故分析	71
--------------------------------	----

第 5 章 反应堆冷却剂丧失事故

第 5 章 反应堆冷却剂丧失事故	77
5.1 概述	77
5.1.1 定义	77
5.1.2 失水事故造成的危害	77
5.1.3 LOCA 的验收准则	77
5.1.4 LOCA 分析的历史情况	78
5.2 保守分析的大破口失水事故	78
5.2.1 保守分析中所定义的 LBLOCA	78
5.2.2 典型的事故过程	79
5.2.3 有关 LBLOCA 的问题讨论	81
5.3 最大概率工况的 LBLOCA 分析计算	83
5.3.1 引言	83
5.3.2 最佳分析与保守分析主要假设的比较	83
5.3.3 瞬变过程	84
5.3.4 小结	85
5.4 AP1000 大破口失水事故分析	85
5.4.1 大破口失水事故瞬态分析	86
5.4.2 放射性后果	86
5.4.3 大破口失水事故分析方法和结果	88
5.5 小破口失水事故	92
5.5.1 概述	92
5.5.2 从质能平衡分析 SBLOCA 的降压过程	92
5.5.3 典型的 SBLOCA 过程现象	93
5.6 AP1000 小破口事故的瞬态分析	94
5.6.1 小破口失水事故瞬态描述	94
5.6.2 小破口失水事故分析的方法	95
5.6.3 小破口失水事故分析结果	96
5.7 蒸气发生器传热管破裂事故	99
5.7.1 概述	99
5.7.2 SGTR 的分析方法及验收准则	100
5.7.3 典型的事故过程	100
5.7.4 操纵员的干预动作	101
5.7.5 秦山核电厂 SGTR 事故及其处置措施	101
5.8 AP1000 蒸气发生器传热管破裂事故(SGTR)分析	105
5.8.1 SGTR 事故简介	105
5.8.2 结果和影响分析	107
5.8.3 放射性后果	109

5.8.4 结论	110
第6章 主蒸汽管道破裂事故	113
6.1 概述	113
6.2 二次系统导出热量增加的Ⅱ类工况	113
6.3 有关的设施及讨论	114
6.4 两种情况下MSLB的事故过程	115
6.4.1 有浓硼注入系统	115
6.4.2 无浓硼注入系统	116
6.5 一些影响因素的讨论	116
6.6 秦山核电厂主蒸汽管道破裂事故分析	117
6.7 AP1000蒸汽管道破裂事故	119
6.7.1 起因鉴定及事故描述	119
6.7.2 事故后果分析	120
6.7.3 分析结果	122
6.7.4 结论	123
6.7.5 放射性后果	125
第7章 弹棒事故	128
7.1 概述	128
7.1.1 起因	128
7.1.2 事故过程	128
7.1.3 防免及缓解措施	128
7.2 验收准则	129
7.3 大亚湾核电厂和秦山核电厂的分析结果	130
7.4 大亚湾核电厂弹棒事故分析的评审结论	131
7.5 AP1000控制棒组件弹出事故	132
7.5.1 事故起因及事故描述	132
7.5.2 分析方法和假设	134
7.5.3 分析结果	136
第8章 ATWS未能停堆的预期运行瞬变	140
8.1 概述	140
8.2 ATWS分析假设条件	140
8.3 秦山ATWS事故分析	141
8.3.1 LOFW-ATWS	141
8.3.2 LOOP-ATWS	142
8.3.3 控制棒失控提升ATWS	142
8.3.4 一个稳压器卸压阀卡开ATWS	143

8.3.5	LOFW-ATWS 后失去全部给水的情况	143
8.3.6	失去主给水 ATWS 的处置措施	144
8.3.7	结论	145
第 9 章	严重事故	146
9.1	概述	146
9.2	严重事故的初因事件	146
9.3	严重事故的物理过程	147
9.4	严重事故的对策	147
9.5	严重事故研究的历史	148
附录 A	三哩岛事故	149
A1	核电厂概况	149
A2	事故过程	150
A2.1	第一阶段汽轮机停车	150
A2.2	第二阶段冷却剂丧失	151
A2.3	第三阶段继续卸压	153
A2.4	第四阶段升温瞬变(2~6h)	154
A2.5	第五阶段持续卸压(7.5~13.5h)	157
A2.6	第六阶段升压及最终建立稳定的冷却方式	159
A2.7	第七阶段排出氢气(1~8d)	160
A3	事故的后果	160
附录 B	切尔诺贝利事故	162
B1	现场的应急行动	162
B2	事故发生的原因	163
B3	人员撤离	164
B4	放射性物质的释放和转移	165
B5	干预措施	166
B6	真实与谎言	167
附录 C	福岛事故	179
C1	事件回顾	179
C2	氢气爆炸	181
C3	福岛事故的影响	182
	参考文献	185

1.1 核电发展的现状

丰富的电力是国家发展经济的重要基础,电力是经济发展的牵引力。衡量国家的电力发展的一个可度量参数是人均电力消费,所谓人均电力消费指的是人均电力装机容量,也就是一个国家或区域内的总装机容量除以该国家或区域内的总人口数。当今世界上还有约 1/3 人口人均电力消费在 100W 以下。与此相比,日本、法国等经济发达国家的人均电力消费在 800W 以上,美国的人均消费在 1500W 以上。2010 年我国发电总装机达到 9.5 亿 kW (其中火电 7 亿 kW,水电 2 亿 kW,其他 0.5 亿 kW),并且每年新增机组大约 5000 万 kW。因此到 2010 年,我国的人均电力消费已经超过了 700W。预测未来 20 年的电力需求还将是现在的 2 倍,也就是很可能在 20 年以后,我国的人均电力消费达到目前美国的水平。这种电力需求的巨大增加,给中国乃至全世界提出了一个重要问题:用什么能源来补充新的电力呢?

早在 19 世纪 20 年代,法国科学家 J. Fouxier 就发现自然温室效应,并进一步论证这一效应对生物生存的重要性,认为自然温室效应是地球能量系统平衡的重要组成部分。至 19 世纪末,瑞典科学家阿伦纽斯(Svante Arrhenius)又提出了人为温室效应的可能性,认为矿物燃料燃烧过程中将使大气中的 CO_2 (二氧化碳)浓度提高,带来气候变暖问题,即每当大气中 CO_2 浓度增加 1 倍时,气温会上升 $4\sim 6^\circ\text{C}$ 。1985 年,在一次由联合国环境规划署(UNEP)、世界气象组织(WMO)、国际科学联盟理事会(ICSU)共同召开的国际会议上,对温室气体浓度增加将引致全球平均温度上升的观点得到普遍接受,并成为国际社会的热点之一。

据联合国政府间气候变化专业委员会(IPCC)的第二次评估报告,温室气体,如 CO_2 、 CH_4 (甲烷)和 N_2O (氧化亚氮),在大气中的浓度从 18 世纪的工业化时代以来,已经有了很大的增加。究其原因,在很大程度上是由人类活动,主要是矿物燃料的使用、土地使用的变化和农业造成的。温室气体浓度的增加导致了大气和地球表面的变暖。自 19 世纪末以来,全球平均地面温度上升了 $0.3\sim 0.6^\circ\text{C}$;在过去的 100 年中,全球海平面也相应上升了 $10\sim 25\text{cm}$ (IPCC,1995)。倘若不采取相应举措,让大气中的温室气体浓度仍按目前的速度增加,再过 $50\sim 100$ 年,全球平均气温将升高 $2\sim 3^\circ\text{C}$,海平面将上升 $30\sim 100\text{cm}$,从而使人类所赖以生存的生态和社会经济系统受到极大的危害。对发展中国家而言,其形势显然更为严峻。人类只有一个地球,减少温室气体排放已成为当今国际社会所面临的一个刻不容缓的问题。

碳税就是在这样的背景下提出来的。碳税是针对二氧化碳排放所征收的税。它以环境保护为目的,希望通过削减二氧化碳排放来减缓全球变暖。碳税通过对燃煤和石油下游的汽油、航空燃油、天然气等化石燃料产品,按其碳含量的比例征税来实现减少化石燃料消耗和二氧化碳排放。

1990年,第二次世界气候大会的部长宣言和科学技术会议声明,首倡制订气候公约。1990年12月,第45届联合国大会决定设立政府间气候变化谈判委员会。自1991年2月始,历经15个月共5轮谈判,于1992年5月9日形成了《联合国气候变化框架公约》。并于当年6月在巴西召开的联合国环境与发展大会上签署了《联合国气候变化框架公约》,目前缔约方已达165个,我国政府早已于1992年的巴西会议上签署了该公约。1995年这一公约生效,并于当年召开了公约第一次缔约方会议,经过激烈的争论通过了著名的“柏林授权”,再次明确了公约国家(包括西方发达国家和转轨经济国家)率先减排的规定,并强调不为发展中国家引入任何新的承诺。至1997年12月,又在日本京都召开了第三次缔约方会议,通过了《联合国气候变化框架公约京都议定书》,规定在2008—2012年,将温室气体排放水平在1990年的基础上平均减少5.2%。

作为发展中国家大国的中国,在签署了《联合国气候变化框架公约》不久,就公开发表了《中国环境与发展十大对策》,宣布中国将实行可持续发展战略。其中,围绕“控制二氧化碳,减轻大气污染”等问题提出了多项政策和措施。但是,“京都会议”以后,中国所面临的形势却是不容乐观的。在“京都会议”上,一些发达国家提出发展中国家“自愿承诺”的主张。而且美国国会还明确宣布“主要的发展中国家”在温室气体排放控制中应“有意义地参与”,否则国会将不予批准美国加入“京都议定书”。所谓“主要的发展中国家”实际上就是指中国、印度和巴西等国家,而所谓“有意义地参与”,实质上就是要求形成一项对中国等发展中国家有约束力的温室气体未来排放的限制。从根本上看,减少温室气体排放以避免因温室效应而带来的气候变化灾难,符合包括发展中国家在内的所有国家的利益;但从现实看,减少温室气体排放又将限制本国的经济和社会发展承受相应的利益损失,将影响国家的发展空间和发展前景。正鉴于此,才使得温室气体减排问题显得格外复杂,因而成为国际社会的热点问题之一,从而又使得温室气体排放问题成为兼具环境、经济、政治三重性质的国际问题。由此,在防止气候变化的过程中,我们所面临的是双重压力:一方面,过度排放温室气体会对人类赖以生存的地球生态系统和人类社会带来危害,最终影响乃至阻碍经济的健康发展;另一方面,一些发达国家忽视中国的现实,不切实际地向中国施压,使我们面临巨大的国际压力。在这种情况下,如何切合中国的实际制定政策,运用必要的技术措施,努力减缓温室气体的排放增长率,这其中理所当然地也包括对经济手段的考虑。

就中国目前的现实而言,以煤为主的能源结构是形成以城市为中心的大气污染严重的重要原因,排入大气中85%的CO₂来自燃煤。尤为不能忽视的是,世界经济的发展经验数据表明,当国家和地区的人均GDP处于500~3000美元的发展阶段时,往往对应着人口、资源、环境等瓶颈约束最为严重的时期。中国目前仍属于发展中国家,为发展经济、提高人民生活水平,能源消耗势必会加速增长,温室气体排放的增长速度也会有较快的增长,中国的温室气体排放应属于“生存性排放”。但与此同时,我们还必须清醒地看到温室效应毕竟有可能在根本上危害人类的生存环境。从某种意义上说,压力也是动力,在防止气候变化的国际合作与斗争中,中国应该能够寻找到一条符合中国实际的可持续发展之路。

在碳排放的巨大压力下,发展核电是必由之路。自20世纪50年代中期第一座商业核电站投产以来,核电发展已历经50余年。根据国际原子能机构2005年10月发表的数据,全世界正在运行的核电机组共有442台,其中:压水堆占60%,沸水堆占21%,重水堆占9%,石墨堆等其他堆型占10%。这些核电机组已累计运行超过1万堆年。全世界核电总装机容量为3.69亿kW,分布在31个国家和地区;核电年发电量占世界发电总量的17%。

核电发电量超过20%的国家和地区共16个,其中包括美、法、德、日等发达国家。各国核电装机容量的多少,很大程度上反映了各国经济、工业和科技的综合实力和水平。核电与水电、火电一起构成世界能源的三大支柱,在世界能源结构中有着重要的地位。

我国是世界上少数几个拥有比较完整核工业体系的国家之一。中国核工业始于1955年,20世纪50年代后期至70年代,核工业主要是为国防服务。在此期间建立了相应的科研、设计、建造、教育和核燃料循环工业体系,为核工业日后的发展奠定了基础。

自1978年中国开始实行改革开放政策,核工业转向重点为经济建设和人民生活服务。20世纪80年代初,国务院决定建造秦山核电厂和广东大亚湾核电厂,中国开始发展核电工业。

自1991年我国第一座核电站——秦山一期并网发电以来,截至2009年底,我国有6座核电站(秦山一期、大亚湾、岭澳、秦山二期、秦山三期、田湾)共11台机组906.8万kW先后投入商业运行,8台机组790万kW在建(岭澳二期、秦山二期扩建、红沿河一期)。

截至目前,我国核电站的安全、运行业绩良好,运行水平不断提高,运行特征主要参数好于世界均值;核电机组放射性废物产生量逐年下降,放射性气体和液体废物排放量远低于国家标准许可限值。秦山一期核电站已安全运行多年。大亚湾核电站近年的运行水平与核能发达国家的水平相当,运行业绩进入了世界先进行列。

经过各有关部门的共同努力,我国已具备了积极推进核电建设的基础条件。在工程设计方面,我国已经具备了30、60万kW级压水堆核电站自主设计的能力;部分掌握了百万千瓦级压水堆核电站的设计能力。在设备制造方面,自20世纪70年代即具有了一定的研制能力。目前,可以生产具有自主知识产权的30万kW级压水堆核电机组成套设备,按价格计算国产化率超过80%;基本具备成套生产60万kW级压水堆核电站机组的能力,经过努力,自主化份额可超过70%;基本具备国内加工、制造百万千瓦级压水堆核电机组的大部分核岛设备和常规岛主设备的条件。在核燃料循环方面,目前已建立了较为完整的供应保障体系,为核电站安全稳定运行提供了可靠的保障,可以满足目前已投运核电站的燃料需求。在核能技术研发方面,实验快中子增殖堆和高温气冷实验堆等多项关键技术取得了可喜进展。

核电安全是核电事业健康发展的关键,“安全第一、质量第一”始终是中国核工业必须遵循的方针。1984年国务院决定成立国家核安全局,对民用核设施的核安全进行独立监管,建立了核安全监管体系,并确定了政府有关部门和营运单位的职责。1986年开始陆续颁布核安全法规,依法监管核安全。为了使中国的核安全要求和核安全水平与国际水平保持一致,对已公布的核安全法规和标准逐步进行修订,对修订周期较长的法规内容,以“核安全政策声明”的形式预先发布。

在核安全法规及核应急体系建设方面,结合国内核电的实际情况,我国目前已经初步建立了与国际接轨的核安全法规体系;制订了核设施监管和放射性物质排放等管理条例,建立了中央、地方、企业的三级核电厂内、外应急体系。

2007年10月,国家发展和改革委员会制定的核电中长期发展规划(2005—2020年)指出核能已成为人类使用的重要能源,核电是电力工业的重要组成部分。由于核电不造成对大气的污染排放,在人们越来越重视地球温室效应、气候变化的形势下,积极推进核电建设,是我国能源建设的一项重要政策,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和可持续发展,提升我国综合经济实力、工业技术水平和国际地位,都具有重要的意义。

1.2 发展核电的重要意义

1. 有利于保障国家能源安全

一次能源的多元化,是国家能源安全战略的重要保证。实践证明,核能是一种安全、清洁、可靠的能源。我国人均能源资源占有率较低,分布也不均匀,为保证我国能源的长期稳定供应,核能将成为必不可少的替代能源。发展核电可改善我国的能源供应结构,有利于保障国家能源安全 and 经济安全。

2. 有利于调整能源结构,改善大气环境

我国一次能源以煤炭为主,长期以来,煤电发电量占总发电量的80%以上。大量发展燃煤电厂给煤炭生产、交通运输和环境保护带来巨大压力。随着经济发展对电力需求的不断增长,大量燃煤发电对环境的影响也越来越大,全国的大气状况不容乐观。2004年,燃煤发电厂二氧化硫排放约1200万t,占全国排放总量的53.2%。2005年,我国发电用煤已达10.75亿t,如果保持现在的煤电比例,到2020年电煤需求将突破20亿t。电力工业减排污染物,改善环境质量的任務十分艰巨。

核电是一种技术成熟的清洁能源。与火电相比,核电不排放二氧化硫、烟尘、氮氧化物和二氧化碳。以核电替代部分煤电,不但可以减少煤炭的开采、运输和燃烧总量,而且是电力工业减排污染物的有效途径,也是减缓地球温室效应的重要措施。

3. 有利于提高装备制造业水平,促进科技进步

核电工业属于高技术产业,其中核电设备设计与制造的技术含量高,质量要求严,产业关联度很高,涉及上下游几十个行业。加快核电自主化建设,有利于推广应用高新技术,促进技术创新,对提高我国制造业整体工艺、材料和加工水平将发挥重要作用。

1.3 核电发展的指导思想、方针和目标

1. 指导思想和发展方针

贯彻“积极推进核电建设”的电力发展基本方针,统一核电发展技术路线,注重核电的安全性和经济性,坚持以我为主,中外合作,以市场换技术,引进国外先进技术,国内统一组织

消化吸收,并再创新,实现先进压水堆核电站工程设计、设备制造、工程建设和运营管理的自主化,形成批量化建设中国品牌先进核电站的综合能力,提高核电所占比重,实现核电技术的跨越式发展,迎头赶上世界核电先进水平。

在核电发展战略方面,坚持发展百万千瓦级先进压水堆核电技术路线,按照热中子反应堆—快中子反应堆—受控核聚变堆“三步走”的步骤开展工作。积极跟踪世界核电技术发展趋势,自主研究开发高温气冷堆、固有安全压水堆和快中子增殖反应堆技术,根据各项技术研发的进展情况,及时启动试验或示范工程建设。与此同时,自主开发与国际合作相结合,积极探索聚变反应堆技术。

坚持安全第一的核电发展原则,在核电建设、运营、核电设备制造准入,堆型、厂址选择,管理模式等工作中,贯彻核安全一票否决制。

2. 发展目标

根据保障能源供应安全,优化电源结构的需要,统筹考虑我国技术力量、建设周期、设备制造与自主化、核燃料供应等条件,争取到2020年,核电运行装机容量达到4000万kW。同时,考虑核电的后续发展,2020年末在建核电容量应保持1800万kW左右。

在核电自主化方面,实现先进百万千瓦级压水堆核电站的自主设计、自主制造、自主建设和自主运营,全面建立与国际先进水平接轨的建设和运营管理模式,形成比较完整的自主化核电工业体系。

在运行业绩及核安全方面,确保已投运核电站安全可靠运行,主要运行指标达到世界核电运行组织(WANO)先进水平。2020年以前新开工核电站的主要设计指标接近或达到美国核电用户要求文件(URD)或欧洲核电用户要求文件(EUR)的同等要求。

在工程建设方面,通过引入竞争机制,全面实施招投标制和合同管理制,提高项目管理水平,进一步降低工程造价。在经济性方面,在确保安全性和可靠性的基础上,降低运行成本,实现核电上网电价与同地区的脱硫燃煤电厂相比具有竞争力。在核电法规和技术标准方面,在核安全、核设施管理、核应急、放射性废物管理以及工程设计、制造、建设、运营等方面,建立起完整的符合中国国情并与国际接轨的核电法规和标准体系。

1.4 核电厂安全性的特征

建造核电厂是有风险的,核电厂主要风险来源于以下四个方面。

(1) 强放射性

在核裂变过程中,除了释放出巨大的能量以外,还伴随着有大量放射性物质的生成。一般来说核反应堆每1W热功率,在燃耗末期积累的放射性活度将为 3.7×10^{10} Bq(贝[克勒尔], 3.7×10^{10} Bq=1Ci(居里))。一个1000MW(e)的核电厂,热功率约为3000MW,燃耗末期积累的裂变产物放射性将高达 10^{20} Bq(3×10^9 Ci),折合成等效的 ^{131}I 大约为 7×10^8 Ci。

为了保证公众健康,在1986年颁布的国家《生活饮用水卫生标准》(GB 5749—85)中规定了总 α 比活度为0.1Bq/L和总 β 比活度为1Bq/L的放射性标准,而一般环境保护中容许的水的放射性活度仅有 1×10^{-10} Ci/m³量级。可见,核电厂运行期间所积累的总放射性是