



清华大学学术专著

---

---

# 先进核能系统和高温气冷堆

---

吴宗鑫 张作义 著

---

清华大学出版社

清华大学学术专著

---

# 先进核能系统和高温气冷堆

---

吴宗鑫 张作义 著

---

清华大学出版社  
北京

## 内 容 简 介

本书是有关先进核能系统和模块式高温气冷堆的专著。面对核能公众可接受性和电力系统体制改革的挑战,1996年6月美国能源部首先提出了“第4代核电技术”的概念,得到国际核能界的支持。第4代核电站是指待开发的核电技术,其主要特征是具有更好的经济性、安全性和核废物产生量少,防止核扩散。

本书从燃料循环、安全性和经济性等方面探讨了先进核能系统——第4代核电技术的基本特点以及相关的技术工程问题。并且以模块式球床型高温气冷堆为典型堆型,从先进核能系统的特点出发,分析和探讨了模块式高温气冷堆的特点和相关的工程技术问题。

本书读者主要是从事核能领域的研究人员、管理人员和决策者,以及大学相关专业的研究生。

版权所有,翻印必究。举报电话:010-62782989 13901104297 13801310933

### 图书在版编目(CIP)数据

先进核能系统和高温气冷堆 / 吴宗鑫,张作义著. —北京:清华大学出版社,2004.10

ISBN 7-302-08430

I. 先… II. ①吴… ②张… III. ①核能发电—研究②核电站—气冷堆—研究  
IV. ①TM613 ②TM623.94

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2004)第 028015 号

出 版 者:清华大学出版社

<http://www.tup.com.cn>

社 总 机:010-62770175

地 址:北京清华大学学研大厦

邮 编:100084

客 户 服 务:010-62776969

责任编辑:朱红莲

印 装 者:三河市春园印刷有限公司

发 行 者:新华书店总店北京发行所

开 本:175×245 印 张:19.5 字 数:381千字

版 次:2004年10月第1版 2004年10月第1次印刷

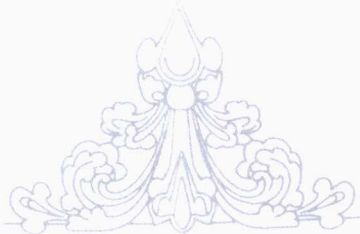
书 号:ISBN 7-302-08430-0/TL·12

印 数:1~2000

定 价:57.00元

---

本书如存在文字不清、漏印以及缺页、倒页、脱页等印装质量问题,请与清华大学出版社出版部联系调换。联系电话:(010)62770175-3103 或(010)62795704



## 作者简介

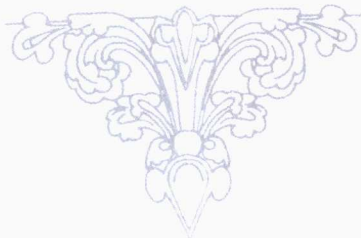
---



吴宗鑫，清华大学核能技术设计研究院教授，博士生导师。1956年进入清华大学工程物理系反应堆工程专业学习，1962年毕业。长期从事先进核反应堆和高温气冷反应堆的设计研究工作。1994—2001年担任清华大学核能技术设计研究院院长。



张作义，清华大学核能技术设计研究院院长，教授，博士生导师。1962年11月出生于福建厦门，1979年考入清华大学热能工程系。1989年研究生毕业于清华大学核能技术设计研究院，获工学博士学位，专业是核能科学与工程。1992年获德国洪堡奖学金赴德国从事博士后研究。



张作义

# 前 言

本书是一本专著,从燃料循环、安全性和经济性等方面探讨了先进核能系统——第4代核电技术的基本特点。

核能是一种清洁的能源已为世人所共识。核电厂的运行既不产生  $\text{SO}_2$ 、 $\text{NO}_x$ 、烟尘,也不产生  $\text{CO}_2$ ,不仅有利于城市和区域性的能源环境,也能为减少  $\text{CO}_2$  的排放作出重大的贡献。

世界上有 10 多个国家的核发电量占总发电量的比重超过 20%,其中包括法国、比利时、瑞典、瑞士、日本、韩国、德国、西班牙、英国和乌克兰等国。这无疑证明,在很多国家中核电是有经济竞争力的。

核电安全性和经济竞争力一直是主导核能发展的基本因素。

1958 年美国第一座核电站希平港核电厂的成功运行,推动了世界核电的大规模发展。1962—1967 年是美国核电站订货的第一次高潮期。核电订货占这两年火电和核电订货总装机容量的 45% 左右。1972—1973 年是美国核电订货的第二次高潮期,核电订货分别占这两年火电和核电总装机容量的 55% 和 48%。这是核电技术的工程现实性和经济性被普遍承认的结果。同时,在核电发展的开始阶段就奠定了极高的安全标准,并为距今已积累的近万堆年的运行记录所证实。核电厂按整个燃料链计算的每  $\text{kW} \cdot \text{h}$  发电量的死亡率比其他的发电技术低 1~2 量级。

1978 年发生了美国三哩岛核电厂事故之后,美国核管会总结了已有的经验教训,对已有的和新建的核电厂在安全上提出了许多新的要求,电力公司对原有的核电厂和正在建造的核电厂的安全系统不断改进和增加新的设备,这一方面进一步增加了核电的成本,另一方面也使核电厂的设置和运行更加复杂,有时甚至对安全产生了不利的影响。

在此背景下,为了能反馈已有的经验,并增加执照申请的稳定性,进一步提高电厂的安全性及运行性能,同时又提高电厂的经济性,美国和国际上多家电力公司共同发起,由美国电力研究所(EPRI)组织,包括美国主要拥有核电的电力公司及若干国际电力公司参与,与美国能源部紧密合作,制订了一个明确、完整的先进轻水堆用户要求文件(Utility Requirement Documents, URD)。欧共体国家共同制订了类似的文件“欧洲用户要求文件(European Utility Requirements, EUR)”。世

界核电供应商按 URD、EUR 等的要求,在各自己形成批量生产的轻水堆机型的基础上,研究开发先进轻水堆的机组,主要包括美国西屋公司确定开发的 AP-600,美国 GE 公司研究开发的先进沸水堆 (ABWR),法国法玛通公司和德国西门子公司联合开发的欧洲先进核电机组欧洲压水堆 (EPR) 等。

20 世纪 90 年代世界上开始了电力体制改革。在这种改革体制下,建造周期短、中等机组容量 (300MW) 的天然气联合循环发电机组显示了经济上强有力的竞争力。在这种背景下 1999 年 6 月美国政府的能源部首先提出了先进核能系统——“第 4 代核电技术”的概念。把早期建造的验证性和示范性核电站称为第 1 代,目前均已关闭;接下来建设的核电站称为第 2 代,基本上是目前世界上运行的核电站;第 3 代是指研究开发的先进轻水堆核电技术,有些国家已在运行;第 4 代核电是指待开发的核电技术,在技术上有更大的改进,克服目前公众可接受性的障碍,其主要特征是具有更好的经济性、安全性,核废物产生量少和防止核扩散。

高温气冷堆是国际上公认的安全性好、发电效率高、用途广的先进核反应堆堆型,采用包覆颗粒燃料元件,全陶瓷堆芯结构,氦气作冷却剂,石墨作慢化剂。

超高温气冷堆 (Very High Temperature Reactor, VHTR) 被考虑为第 4 代核电技术的一种堆型,其氦冷却剂出口温度为 1 000℃ 高温。本书以模块式球床高温气冷堆为典型堆型,从先进核能系统的特点出发,分析和探讨了模块式球床型高温气冷堆的特点和相关的工程技术问题。

# **The Advanced Nuclear Energy System and High Temperature**

## **Gas-cooled Reactor**

### **Preface**

This is a monographic book, intended to explore all the fundamental characteristics of fuel cycle, safety and economy for advanced fuel cycle system-Generation IV.

Nuclear energy is a clean type of energy. Nuclear power plants, without emissions of such pollutants as  $\text{SO}_2$ ,  $\text{NO}_x$ , dusts and  $\text{CO}_2$ , are supposed to be environmentally sound for the urban development, as well as significantly contributory to the mitigation of  $\text{CO}_2$  emissions.

Nuclear power makes up a more than 20% share in total electricity generation for a dozen of countries such as France, Sweden, Switzerland, Japan, South Korea, Germany, Spain, UK and Ukraine, with a strong demonstration of the economic viability in many countries around the world.

The safety and economy have long been the prevailing factors influencing the nuclear power development worldwide.

Since 1958, the successful operation of Shippingport nuclear power plant in the US has given an impetus to the development of nuclear power generation in large scale around the world. Between 1962 and 1967 the orders for nuclear power plants were on the first upsurge. In two years the orders for nuclear power accounted for around 45% of total power capacity. Through 1972 to 1973 came the second upsurge for nuclear power orders. The orders for nuclear power registered 55% and 48%, respectively, indicating a wide recognition of the technical feasibility and economic viability of nuclear power. Meantime, the high-level safety standards of nuclear power plants have been well established in the beginning stage, with the records of thousands of reactor-years operation a good example. The risk of death rate per  $\text{kW} \cdot \text{h}$  power generation resulted from entire chain of fuel cycle for nuclear power is much lower than other power technologies by 1-2 orders of magnitude.

Since the accident of Three Mile Island Nuclear Power Plant in 1978 in US, NRC (Nuclear Regulatory Commission), the tragic experience has been learnt

the hard way, and brand-new requirements have been set out for both the installed and new nuclear power plants. The utilities had to make much effort to improve and install the additional equipment on the safety systems for the installed and constructing nuclear power plants. This, however, has increased the cost and made the operation more complicated as well as negative impacts on the safety in some degree.

Under this background, in order to obtain the useful feedbacks from operational experiences, make the licensing irrelevant to the sitting and improve the safety and the operation performance as well as reduce the cost, several utilities from US and other countries jointly initiated a program on developing a clean and define URD (Utility Requirement Documents) for ALWR (Advanced Light Water Reactors). This program implementation was led by EPRI (Electrical Power Research Institute) and involved by major utilities owning nuclear power plants in US and several international utilities and closely coordinated with US DOE (Department of Energy). The European Union has compiled a similar document like EUR (European Utility Requirements). In terms of the URD and EUR the international vendors for nuclear power plants developed the innovatory types of ALWR based on existing LWR. The types of ALWR include AP-600 developed by US Westinghouse, ABWR, developed by US GE and EPR, jointly developed by France Frametome and German Siemens.

In early 90's the reform of electricity deregulation launched. The Combined Cycle Gas Turbine power plants in middle size (300MW) demonstrate the advantage of competitiveness owing to the short-term construction period. Under the background US DOE raised the concept of advanced fuel cycle system "Generation IV" in June of 1999. The Generation I is considered as the first commercial power reactor. These were prototypes and demonstration plants that have now been shut down. The next generation, Generation II, followed. These are basically the plants that are currently in operation in the United States and worldwide. The next designs after that were ALWRs, those now are beginning to be built and operated in some countries. ALWRs are called Generation III reactors. Generation IV, is anticipated to embody significant improvements over existing designs. It is expected that they will offer ways to overcome current commercial and public acceptance impediments. In particular, it is anticipated that they will be highly economical, have enhanced safety, minimize waste production, and be highly proliferation resistant.



High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) is well known as the advanced type reactor in the international nuclear industry. HTGR takes the advantages of safety features, high efficiency and wide application. The coated particle fuel with excellent performance at high temperature is used in HTGR. The helium of inert gas used as the coolant and the graphite used as the moderator characterize the HTGR.

The VHTR (Very High Temperature Reactor), a type of High Temperature Gas-cooled Reactor with 1000°C outlet temperature of helium coolant, is considered as one option of Generation IV system. In this book Pebble Bed type Modular High Temperature Gas-cooled Reactor is taken as the case to describe and investigate the relevant technological and engineering issues in terms of the fundamental characteristics of advanced nuclear power system.

## 英文缩写词说明

ABWR	先进沸水堆
ADTT	加速器驱动嬗变技术
ALWR	先进轻水堆
AP-600	600MW 非能动先进压水堆
APWR	先进压水堆
BTU	英热单位
BWR	沸水堆
CDM	鉴证的设计资料
CEA	法国原子能委员会
CERN	欧洲核研究中心
CMT	堆芯补水箱
CP	建造许可证
DC	设计证书
DNBR	偏离泡核沸腾比
ECCS	应急堆芯冷却系统
EDF	法国电力公司
EFPD	等效满功率天
EFPM	等效满功率月
EIA	能源情报署
EOC	燃料循环末期
EPR	欧洲先进压水堆
ESP	早期厂址许可
FSAR	最终安全分析报告
GDC	通用设计准则
GE	通用电气公司
GT-MHR	氦气透平循环模块式高温气冷堆
HPCS	高压喷射系统
HTGR	高温气冷堆
HTR-10	清华大学 10MW 高温气冷实验堆
HTR-Module	模块式高温气冷堆
HTTR	日本高温工程试验堆
IAEA	国际原子能机构
ICRP	国际辐射防护委员会
IIASA	国际应用系统分析研究所
IRWST	安注箱和换料水箱

ITAAC	检查、试验、分析和接受的准则
LLFP	长寿命裂变产物
LMR	液态金属快堆
LOCA	失去冷却剂事故
LPCS	低压喷射系统
LWR	轻水堆
MA	次钢系元素
MHTGR	模块式高温气冷堆
MOX	铀钚混合氧化物燃料
MSLB	主蒸汽管道破裂事故
NEA/OECD	原子能局/经济合作发展组织
NPT	防止核武器扩散条约
NRC	美国核管会
O & M	运行维修费
OL	运行执照
PBMR	球床模块式高温气冷堆
PSA(PRA)	概率安全分析
PWR	压水堆
QHO	定量安全目标
RHR/LPCI	低压注水系统
SIMENS	西门子公司
SRP	标准审查大纲
THTR	钍高温反应堆
WEA	世界能源理事会

# 目 录

<b>第 1 章 引论</b> .....	1
1.1 中国需要大规模发展核能 .....	1
1.2 世界核电的发展趋势 .....	6
1.2.1 安全性和经济性始终是主导核电发展的两个因素.....	7
1.2.2 世界先进轻水堆的设计要求.....	8
1.2.3 “改进型”先进轻水堆的特点 .....	13
1.3 第 4 代核能系统.....	16
1.3.1 第 4 代核能系统的划分 .....	16
1.3.2 新世纪核能发展面临的挑战 .....	17
1.3.3 第 4 代核能系统的发展 .....	19
参考文献 .....	22
<b>第 2 章 先进核燃料循环</b> .....	23
2.1 先进核燃料循环的基本目标.....	23
2.1.1 减少核废物产生,实现核废物的安全处置.....	25
2.1.2 提高核资源的利用率,减少铀矿的需求.....	30
2.1.3 经济性 .....	31
2.1.4 减少核扩散的风险 .....	32
2.2 未来铀的需求和供应.....	35
2.2.1 铀资源 .....	35
2.2.2 铀的需求和供应 .....	40
2.2.3 未来铀需求和供应的展望 .....	40
2.3 核废物处置场.....	43
2.3.1 核废物处置场的环境影响 .....	44
2.3.2 “溶解—迁移”释放机制 .....	44
2.3.3 衰变热对于地质储存的影响 .....	47
2.4 MOX 燃料在热中子堆中的利用 .....	50
2.4.1 高慢化比堆芯 .....	51

2.4.2	加浓铀支持的 MOX 燃料 .....	57
2.5	分离和嬗变 .....	62
2.5.1	先进后处理和分离技术 .....	65
2.5.2	嬗变 .....	67
2.5.3	分离—嬗变和核废物管理 .....	88
	参考文献 .....	90
<b>第 3 章</b>	<b>核安全</b> .....	<b>93</b>
3.1	核设施的放射性风险 .....	93
3.1.1	辐射及其度量 .....	93
3.1.2	天然本底 .....	94
3.1.3	天然本底辐射的标准偏差和辐射防护标准 .....	96
3.1.4	辐射的健康效应 .....	97
3.1.5	核设施的辐射源 .....	98
3.2	核安全的物理过程 .....	103
3.2.1	防止反应堆功率不可控增加(临界事故) .....	104
3.2.2	反应堆剩余发热的载出 .....	107
3.2.3	严重事故 .....	122
3.2.4	小结 .....	127
3.3	核安全管制体系和方法 .....	128
3.3.1	核安全管制战略 .....	129
3.3.2	核安全管制制度 .....	130
3.3.3	确定论的分析方法 .....	133
3.3.4	概率安全评价 .....	135
3.4	核能的公众接受性 .....	143
3.4.1	核能公众接受性状况分析 .....	143
3.4.2	核能公众接受性的特征 .....	146
	参考文献 .....	147
<b>第 4 章</b>	<b>核能的经济性</b> .....	<b>149</b>
4.1	经济评价的若干基本概念 .....	149
4.1.1	经济参数的定义和基本概念 .....	149
4.1.2	两种经济评价模型 .....	151
4.2	初投资 .....	152
4.2.1	核电初投资的特点 .....	154
4.2.2	核电初投资的历史演变 .....	156
4.2.3	影响核电初投资的主要因素 .....	160

4.3	燃料成本 .....	164
4.4	运行和维护成本 .....	169
4.5	总发电成本 .....	171
4.5.1	总发电成本的比例和特点 .....	171
4.5.2	美国最近核电经济性的发展 .....	172
4.5.3	OECD 的研究结果 .....	179
4.5.4	国内核电的经济性 .....	181
4.6	电力市场的改革及其影响 .....	184
4.6.1	改革后的电力市场结构 .....	184
4.6.2	改革后电力市场的运作方式 .....	186
4.6.3	对新建核电项目的影响 .....	187
	参考文献 .....	188
<b>第 5 章</b>	<b>高温气冷堆 .....</b>	<b>190</b>
5.1	高温气冷堆的发展历史 .....	190
5.1.1	气冷反应堆 .....	190
5.1.2	高温气冷实验堆 .....	190
5.1.3	高温气冷示范堆 .....	191
5.1.4	模块式高温气冷堆 .....	192
5.1.5	氦循环模块式高温气冷堆 .....	196
5.1.6	日本高温工程试验堆 (HTTR) .....	202
5.1.7	中国球床高温气冷实验堆 (HTR-10) .....	204
5.2	模块式高温气冷堆 (MHTGR) 的基本特点 .....	206
5.2.1	包覆颗粒燃料 .....	207
5.2.2	氦冷却剂 .....	208
5.2.3	石墨作为慢化剂和结构材料 .....	209
5.2.4	衰变热的非能动载出 .....	211
5.2.5	堆芯的热容量和热惯性 .....	212
5.2.6	燃料更换 .....	213
5.3	高温气冷堆燃料元件 .....	217
5.3.1	包覆颗粒燃料 .....	217
5.3.2	球形燃料元件 .....	220
5.3.3	棱柱形燃料元件 .....	221
5.3.4	包覆颗粒燃料的破坏机理 .....	222
5.3.5	燃料元件的参数设计 .....	224
5.4	球床型高温气冷堆物理和热工问题 .....	228

5.4.1	球床型高温气冷堆物理问题	228
5.4.2	热工水力特性	238
5.5	MHTGR 安全性	245
5.5.1	纵深防御体系	245
5.5.2	典型事故分析	251
5.6	高温气冷堆的钍燃料循环	258
5.6.1	棱柱燃料元件高温气冷堆的钍燃料利用	260
5.6.2	球床型高温气冷堆的钍燃料利用	267
5.7	高温气冷堆的热力循环	273
5.7.1	氦气透平循环特性	274
5.7.2	氦气透平直接循环的工程方面	279
5.8	高温工艺热的应用	285
5.8.1	甲烷蒸气重整	285
5.8.2	煤的气化和液化	288
5.8.3	水的化学热裂解制氢	291
	参考文献	293

# Contents

<b>Chapter 1 Introduction</b> .....	1
1.1 The needs of nuclear development in large-scale in China .....	1
1.2 The world trends of nuclear power development .....	6
1.2.1 The prevailing factors of safety and economy on nuclear power development .....	7
1.2.2 The design requirements for advanced light water reactors .....	8
1.2.3 The features of “evolutionary” advanced light water reactors .....	13
1.3 Generation IV Nuclear Energy System .....	16
1.3.1 Classification of the Generation IV Nuclear Energy System .....	16
1.3.2 Challenges of Nuclear Energy in the new century .....	17
1.3.3 Development of the Generation IV Nuclear Energy Systems .....	19
Reference .....	22
<b>Chapter 2 The advanced nuclear fuel cycles</b> .....	23
2.1 The fundamental goals for advanced fuel cycles .....	23
2.1.1 Minimization of nuclear waste generation and safe disposal of nuclear wastes .....	25
2.1.2 Increase of utilization efficiency of nuclear fuel resources and reducing needs of uranium mining .....	30
2.1.3 Economics .....	31
2.1.4 The risk of nuclear proliferation .....	32
2.2 The demand and supply of uranium in the future .....	35
2.2.1 Uranium resources .....	35
2.2.2 Demand and supply of uranium .....	40
2.2.3 The prospects of future uranium demand and supply .....	40



2.3	Repository of nuclear waste .....	43
2.3.1	Environmental impact of repository of nuclear waste .....	44
2.3.2	“Solution-migration” release mechanism .....	44
2.3.3	The impact of decay heat on geological storage .....	47
2.4	Utilization of MOX fuel in thermal reactors .....	50
2.4.1	High moderated core .....	51
2.4.2	MOX fuel with support of high enriched uranium .....	57
2.5	Partitioning and transmutation .....	62
2.5.1	Advanced reprocessing and partitioning technologies .....	65
2.5.2	Transmutation .....	67
2.5.3	Partitioning-transmutation and waste management .....	88
	Reference .....	90
<b>Chapter 3</b>	<b>Nuclear Safety</b> .....	<b>93</b>
3.1	Radiation Risk of Nuclear Facility .....	93
3.1.1	Radiation and its measurements .....	93
3.1.2	Natural background .....	94
3.1.3	Deviation of the natural background and Standards of radiation protection .....	96
3.1.4	Health Impacts of Radiation .....	97
3.1.5	Radiation sources of Nuclear facility .....	98
3.2	Physical process related to nuclear safety .....	103
3.2.1	Uncontrolled increase of the reactor power (Criticality accidents) .....	104
3.2.2	Residual heat removal .....	107
3.2.3	Severe accidents .....	122
3.2.4	Concluding remarks .....	127
3.3	Licensing system and methodology to ensure nuclear safety .....	128
3.3.1	Licensing strategy .....	129
3.3.2	Licensing framework .....	130
3.3.3	Determinative analysis method .....	133
3.3.4	Probabilistic Safety Assessment, PSA .....	135
3.4	Public Acceptance of Nuclear Energy .....	143
3.4.1	Status of public acceptance .....	143
3.4.2	Characteristics of public acceptance .....	146
	Reference .....	147