

高温气冷堆研究文集

邓 浚 献 主 编
徐 及 明

原 子 能 出 版 社

前 言

高温气冷堆 (HTGR), 特别是小型模块式堆型 (MHTGR) 具有良好的固有安全性 (可称“傻瓜堆”)、广阔的热电联供市场 (能提供 750℃ 以上的工艺热) 和铀、钍资源的有效利用等优点。因此, 它是当代先进堆型和核动力的第二代堆型之一。

北京核工程研究设计院自 1984 年成立高温气冷堆工作组以来, 进行了“小型高温气冷堆在我国应用的预可行性研究”, 完成了市场分析、海南岛高温气冷堆核电站和福建湄洲湾高温气冷堆核热电站预可行性研究等报告, 从 1987 年开始又承担了国家八六三高技术计划中高温气冷堆专题的下列 9 个子课题任务:

1. 总体方案论证和应用可行性研究;
2. 经济分析程序及分析计算;
3. 安全分析程序、设计安全准则研究和安全分析计算;
4. 石墨堆体结构设计和性能研究;
5. 控制棒技术研究与试验;
6. 氦净化技术研究及净化系统研制;
7. 蒸汽发生器方案设计;
8. 压力容器方案论证与方案设计;
9. 球形燃料元件燃耗测量方案研究。

这些子课题, 到 1992 年已全部完成, 经专家评审, 有 6 个被评为“优”, 有 3 个子课题的成果达到了国际水平。本论文集共汇编了 31 篇论文, 简要地概括了上述大部分课题的研究工作成果, 以供有关专业技术人员阅读和工作参考。

编 者

于 1993 年 9 月

目 录

前言

总 论

简论我国发展高温气冷堆的战略	徐及明	(1)
高温气冷堆的发展现状、水平及各国的发展方针和前景展望	徐及明	(5)
高温气冷堆在我国应用的预可行性研究摘要	徐及明	(39)
福建湄洲湾高温气冷堆热电厂预可行性研究简介	徐及明	(44)
高温气冷堆在煤的气化工艺中的应用	熊德琮	徐及明 (48)
高温气冷堆核工艺供热在我国能源供应中的地位、作用与发展战略	徐及明 熊德琮	陆 明 (58)
小型高温气冷堆的堆型方案比较	徐及明 熊德琮 杭力群 刘伟初	蓝建伟 (72)
核动力厂动态经济分析与评价的物理和数学模型	徐及明	(77)
核热电联供热力系统计算程序的研究	徐及明	黄正余 (83)

核 安 全

简论有关核反应堆安全性术语的含义	徐及明	张胜利 (89)
模块高温气冷堆 (MHTGR) 核动力厂设计的安全原则和要求	程万里	(93)
模块式高温气冷堆核电厂设计与建造安全准则	程万里	(98)
高温气冷堆核电厂安全准则及其标准	程万里	(106)
模块式高温气冷堆的安全性评价	张胜利	徐及明 (117)
球床高温气冷堆反应性事故分析程序 DYNOTTO 简介	陈康林	吴祥坤 (141)
高温气冷堆水浸入事故热工水力分析程序简介	杭力群 史升浏	胡理清 (145)
计算高温气冷堆金属裂变产物释放的 FREVAP-6 程序和使用	吴 潜	邢黉吏 (149)
计算气体裂变产物 (Kr, Xe, I) 释放的 KXIPR 程序及其应用	张文超	邢黉吏 (155)

系统与部件

高温气冷堆压力容器方案论证	刘伟初 余 文 李恩明 卜吟滨	俞明清 (171)
高温气冷堆压力容器国产化分析	李恩明	(182)
高温气冷堆压力容器的力学问题	卜吟滨	(185)
高温气冷堆石墨国产化分析	李甲璋	(188)
球床高温堆反射层控制棒驱动机构的研究与试验	邓浚献 刘伟初 肖淑茹 金 青	刘爱军 (193)
10MW _t 高温气冷实验堆控制棒驱动机构方案论证	肖淑茹	(198)
小球停堆系统研究进展	李甲璋 高明清 周瑞源	赵希卷 (204)
HTR-M 球床堆石墨构件可靠性分析	刘伟初	(210)

高温气冷堆石墨堆体性能研究	邓浚献	杨沈华	张 汉	(224)				
模块式球床高温气冷堆石墨堆体的性能试验研究	邓浚献	杨沈华	李甲璋	宋一民	徐玉明	葛 毅	迟照华	(232)
模块式高温气冷堆蒸汽发生器结构方案		张庆春	刘纯一	(244)				
用吸附法净化高温气冷堆氦载气中 H ₂ O 及 CO ₂ 的实验研究		施福恩	周大森	(249)				
高温气冷堆氦载气中氢气和一氧化碳转化的实验研究 ...	廖翠萍	郑振宏	施福恩	(254)				

CONTENTS

Foreward

- 1 A Brief Discussion for Developing HTGR Strategy in China XU Jiming
- 2 Developing Status, Policy of and Prospects for HTGR XU Jiming
- 3 Summary on the Prefeasibility Study of HTGR Application in China XU Jiming
- 4 The Prefeasibility Study of Meizhou Bay HTGR Cogeneration Power
plant in Fujian XU Jiming
- 5 Coal Gasification Application Technology for HTRs XIONG Dezong, XU Jiming
- 6 Position, Role and Developing Strategy of Nuclear Process Heat by
HTGR in China Energy Supply XU Jiming et al.
- 7 The Comparison between Two core type and Two General Design
Schemes of Small HTGR XU Jiming et al.
- 8 The Physical and Mathematical Model of Dynamic Economic Analysis and
Assessment for Nuclear Power Plants XU Jiming
- 9 Computer Code Research of Nuclear Cogeneration
Heating System XU Jiming, HUANG Zhengyu
- 10 A Brief Review of the Meaning of the Terminology Related
to Nuclear Reactor XU Jiming, ZHANG Shengli
- 11 Safety Principle and Requirements for the Design of
MHTGR Nuclear Power Plants CHENG Wanli
- 12 Safety Criteria for Design and Construction of MHTGR Nuclear
Power Plants CHENG Wanli
- 13 Safety Criteria and the Standard for HTGR CHENG Wanli
- 14 Safety Assessment of MHTGR ZHANG Shengli, XU Jiming
- 15 Reactivity Accident Analysis Code DYNOTTO for
Pebble-Bed High Temperature Reactors CHEN Kanglin, WU Xiangkuen
- 16 A Brief Introduction of Thermal-Hydraulic Analysis Code Used
in HTGR Water Ingress Accident HANG Liqun et al.
- 17 FREVAP-6 Code and Its Application Used to Calculate the
Release of HTGR Metal Fission Products WU Qian, XING Fuli
- 18 KXIPR Code and Its Application Used to Calculate
Fission Gas (Kr, Xe, I) Release ZHANG Wenchao, XING Fuli
- 19 HTGR Pressure Vessel Design Demonstration LIU Weichu et al.
- 20 The Analysis of Domestic-Production of Reactor Pressure Vessel of
High Temperature Gas-Cooled Reactor LI Enming
- 21 Mechanical Issue of Pressure Vessel in HTGR BU Yinbin

■

- 22 Analysis on Domesticization of Graphite for HTGR LI Jiazhang
- 23 Research and Testing of Reflector Control Rod Drive Mechanism
for the Pebble Bed High Temperature Reactor DENG Junxian et al.
- 24 Scheme Demonstration of CRDM in 10MW HTGR Experimental
Reactor XIAO Shuru.
- 25 Small Ball Shut Down System Research LI Jiazhang et al.
- 26 Reliability Analysis of Graphite Block of HTR-M Pebble Bed Reactor
..... LIU Weichu
- 27 Behavior Research of HTGR Graphite Reactor Block DENG Junxian et al.
- 28 Test and Research of Graphite Reflector Performance of Modular
Pebble Bed High Temperature Reactor DENG Junxian et al.
- 29 The Steam Generator Design of MHTGR ZHANG Qing Chun, LIU Chunyi
- 30 Experiment and Study on Purification of H₂O and CO₂ from Helium
- Carrier-Gas for HTGR by Absorption SHI Fuen et al.
- 31 Experiment and Research of H₂ and CO Conversion in HTGR
Helium -Carrier-Gas LIAO Cuiping et al.

简论我国发展高温气冷堆的战略

徐及明

一、引言

高温气冷堆是一种具有良好固有安全性和用途广泛的先进堆型，并已列入了国家高技术计划。当前我国正在对快中子增殖堆、高温气冷堆和聚变-裂变混合堆这三种先进堆型进行预研论证和单项关键技术的研究，将于1990年之前从中选出优先发展的堆型，以便在国家“八五”计划内进行工程设计，于2000年之前建成实验堆或工业示范堆。同时，小型模块式高温气冷堆又是目前世界公认的固有安全性堆之一，即在假想的最大事故下，不仅靠反应堆本身内在的固有特性能自动停闭外，而且藉助于自然对流、辐射和导热可将停堆后的余热排出，不会产生堆芯熔化事故和威胁公众与环境的放射性物质的泄漏。

虽然上述的三种先进堆型各有所长，先进轻水堆 PIUS 型也是一种固有安全性堆，但鉴于我国的经济条件，不可能同时发展。因此，为了进行优先发展的选择，并为制定我国核能发展的中长期规划提供依据，必须确立高温气冷堆在我国核能发展中的地位和作用以及它的发展战略。

二、高温气冷堆在我国核能发展中的地位 and 作用

高温气冷堆具有其他堆型不能代替的作用和地位，这主要是由以下几个特点决定的：

1. 良好的固有安全性

高温气冷堆使用热解碳和碳化硅作涂层的颗粒燃料和石墨堆芯结构。堆芯功率密度是轻水堆的 $1/20 \sim 1/15$ ，热容量大，且在任何工况下都具有负温度系数。因此，当发生事故时，会自动停堆且温升速度慢 ($1 \sim 2^\circ\text{C}/\text{min}$)，在极高的温度 (1600°C) 下仍能保持燃料和堆芯的完整性。同时，因为高温气冷堆使用了在化学和放射学上都是惰性的氦气，它与燃料元件和结构材料不发生化学反应，所以从反应堆逸出的放射性，在正常运行和事故情况下都很低。运行人员和环境公众所受的辐照剂量只是轻水堆的 $1/10$ 。因此，小型模块式高温气冷堆，基本满足下列第二代核电厂的六条安全要求：

- (1) 电厂的安全必须与人的错误操作无关。
- (2) 无论在何种情况下，电厂不得泄漏出威胁公众和环境的放射性物质。
- (3) 电厂的可靠性只能建立在固有的自然规律之上，而不依赖于复杂的专设安全系统。
- (4) 当发生故障时，电厂能自动停堆。
- (5) 如果失去冷却剂，反应堆也绝不会熔化。
- (6) 反应堆必须对化学爆炸和着火不敏感。

2. 用途广泛，热利用效率高

高温气冷堆能提供 19MPa 和 540°C 的高压高温蒸汽。当采用高效率的常规发电机组生产电力时，热效率达 40% ；当热电联产（生产工业用蒸汽和电力）时，热效率达 85% 。而且还

可提供 950℃ 的高温工艺热，用于油页岩干馏、煤的气化和液化以及裂解水制氢等生产工艺中。这是其他反应堆所不及的。

3. 燃料循环灵活，核燃料转化比高，燃耗深

高温气冷堆不仅可以使使用高浓铀-钍燃料，燃料的转换比可达 0.9，可充分利用钍资源，也可使用低浓二氧化铀燃料的铀-钍循环。同时，燃料的燃耗深度达 10^6 MWd/t。因此，燃料的经济性好。以 1000MWe 级的核电站为例，对于一次通过的开式燃料循环，高温气冷堆每年换料所需的等价天然铀比压水堆约少 40%；对于闭式燃料循环，高温气冷堆每年可比轻水堆省铀约 30%。

我国化石燃料和水力资源分布不均，尤其是经济较发达的东南沿海区域，能源严重紧缺，若不发展核电，则必须依赖于困难很大的长距离大量运煤和输油。同时，化学工业特别是石油化工企业和稠油田的开采是工业用蒸汽和电力的大用户，若能用安全性好和可利用率高的高温气冷堆核电站替代烧煤或烧油热电厂，可节省大量石油和煤炭，而且可基本消除环境污染。此外，我国的煤炭资源十分丰富，褐煤储量就达 1 千亿吨，占煤炭总储量约 14%，而高温气冷堆是将核能与常规能源相结合的理想堆型。因此，高温气冷堆在我国不仅首先以其良好的固有安全性和较高的热利用效率用于发电和热电联产，而且今后可逐步将高温核工艺热应用于煤的气化、油页岩干馏和其他化学工业等广泛的热能市场。并采用高浓铀+钍燃料，实现钍-铀燃料循环，充分利用我国的钍资源。

三、高温气冷堆与压水堆和快中子堆的关系

我国已确立以大中型压水堆为第一代基本堆型的核电发展方针。因此，无论在发电或热电联产方面，根据上述高温气冷堆的特点和目前的技术成熟程度，以及我国的经济条件，高温气冷堆可作为压水堆的补充，以其固有的安全性好、热利用效率高和节省核燃料等优点，弥补压水堆的不足。虽然 PIUS 型轻水堆也是固有安全性堆，但在技术上仅处于概念设计阶段，蒸发器需要重新研制，水力学密度塞（或称“阀锁”）运行是否可靠有待考验和分析，同时其较大的预应力混凝土压力壳的高投资和热效率较低，使它在经济上与现行同规模的轻水堆差不多。表 1 给出了高温气冷堆与压水堆的性能比较。

快中子增殖堆对铀的利用高于高温气冷堆这是毫无疑问的，但目前快中子堆的增殖比仅达 1.2，倍增时间约 28 年，发电成本约为轻水堆的两倍，要达到商用化尚需 20~30 年的时间。对我国来说，快中子堆的商用化也许要到 2030 年左右。因此，发展高温气冷堆既可在快中子堆商用化之前，以其比压水堆高的燃料利用率和燃料循环灵活的优点填补核电发展的空缺，又可在快中子堆商用化后，以其特有的高温工艺热补充热能市场需要的不足。

四、发展战略和规划设想

核能已被世界公认是一种清洁、经济和安全的能源。面对我国目前能源严重紧缺和煤炭运输问题难以解决的形势，积极而有重点、有步骤地发展核电已势在必行。如上所述，高温气冷堆具有其独特的优点和其他堆型不能替代的作用。因此，作为压水堆和快中子堆的补充，高温气冷堆将成为我国从热中子堆向快中子堆和受控热核聚变堆发展过程中的一种具有高度固有安全性和多用途的过渡堆型，也是目前看来最现实的固有安全性堆——核动力的第二代反应堆之一。其发展战略和规划设想要点如下：

(1) 选择小型模块式堆型为高温气冷堆研究发展的主要方向。

(2) 1986~2000年期间,进行单项技术研究、总体方案论证和应用可行性研究。充分利用目前国际合作有利条件,于2000年建成一座10MW试验堆和2~4个模块(2×200MW或2×250MW热功率)的示范电厂或热电厂。

(3) 在2000~2030年期间,按每年建成1个模块的发展速度,将高温气冷堆应用于发电和热电联产(包括用于稠油田热采)。与此同时,进行高温工艺热应用和钍-铀燃料循环的实用研究与示范。

(4) 2030~2050年,按每年建成2个模块的速度发展,将高温气冷堆主要用于煤的气化、油页岩干馏、海水淡化和其他化学工业的工艺热应用,并实现钍-铀燃料循环,充分利用钍资源。

表2给出了今后各代表性年份我国高温气冷堆的累计数量和天然铀的年需要量。由此可估算得2030年和2050年累计所需的天然铀分别约为6840吨和17010吨。

表1 高温气冷堆与压水堆的性能比较

项 目 名 称	高温气冷堆		压水堆		
	4×HTR -Module	HTR 500	现行 PWR 600	APWR 600	PIUS PWR
净电功率 (MW)	314.4	550	633	600	630
总的热效率 (%)	39	39.6	33	33	31.5
年可利用率 (%)	90	80	70	80	80
堆芯功率密度 (MW/m ³)	3	6.56	85.8	73.9	72.3
燃料 ²³⁵ U浓度 (%)	7.8	9	3.2	3.2	3.5
铀装载量 (t)	9.6	7.3	66.1	~70	80.7
燃料燃耗 (MWd/t)	80 000	96 800	35 000	35 000	45 000
建造周期 (a)	5	5	6	4.5	5.5
单位千瓦电投资 (美元)	3330	2400	3350	2830	3350
发电成本 (美厘/度)	5.7	4.8	8.5	5.2	6.75

表2 我国高温气冷堆的发展预测

年 份	2000	2010	2020	2030	2040	2050
模块堆数	2	12	22	32	50	58
装机容量 (MWe)	160	960	1760	2560	4000	4640
天然铀的年需要量 (t/a)	30	180	330	480	750	870

我国压水堆核电站的发展计划到 2000 年的装机容量约为 5500MWe，设想在 2000 年以后，按 5% 的年增长率发展，则到 2010 年、2020 年和 2030 年，压水堆核电站的总装机容量将分别达到 8959MWe、14593MWe 和 23771MWe。相应的累计所需的天然铀分别约为 12109 吨、28249 吨和 50277 吨。因此，到下世纪 20~30 年代，高温气冷堆的装机容量约为压水堆的 10%。预计 2030 年以后，压水堆核电站的发展速度将降低，而快中子增殖堆电站将进入商用。上述核电发展的速度和高温气冷堆所占的比例虽较低，但这将是符合我国的实际并能实现的，同时核电作为优质、高效能源必将在我国经济发达的东南沿海地区占有较大的比例和重要的位置。

高温气冷堆的发展现状、水平及 各国的发展方针和前景展望

徐及明

一、高温气冷堆发展现状及水平

1. 引言

1.1 高温气冷堆的特点

高温气冷堆是由普通的镁诺克斯 (Magnox) 型气冷堆和改进型气冷堆 (AGR) 发展而来的。在国际上, 高温气冷堆的研究和发展工作已有 20 多年历史, 虽然由于历史和经济等原因, 高温气冷堆的发展比预期慢了, 但美国和原联邦德国的高温气冷堆实验电站和示范电站 (如表 1) 均已证实了这种堆型用于发电和生产工业蒸汽的技术可行性和优点。高温气冷堆采用陶瓷型涂敷颗粒燃料元件 (如图 1), 耐高温的石墨作为慢化剂和堆芯结构材料, 用化学惰性的氦气作为冷却剂, 这样一回路氦气出口温度可达 $700-950^{\circ}\text{C}$ 。因此, 不仅可产生先进常规发电机组所需的高温高压蒸汽, 而且可提供各种参数的工艺蒸汽和高温工艺热。高温气冷堆现已成为一种具有良好固有安全性的、用途广泛的先进堆型, 这种堆型的主要技术特点如下:

(1) 具有良好的固有安全性。因为高温气冷堆使用热解碳和碳化硅等涂层的颗粒燃料和石墨堆芯结构, 燃料元件温升后备大, 堆芯功率密度低。热容量大并具有负反应性温度系数。因此, 当发生事故时会自动停堆, 温升速度慢 ($1-2^{\circ}\text{C}/\text{min}$)。对小型模块式高温气冷堆来说, 可称为固有安全性堆或“傻瓜堆”, 在最大的假想事故下, 靠自然对流和热传导与热辐射便可将堆芯剩余发热导出; 燃料最高温度低于 1680°C 时, 燃料元件和堆芯仍能保持其完整性, 因

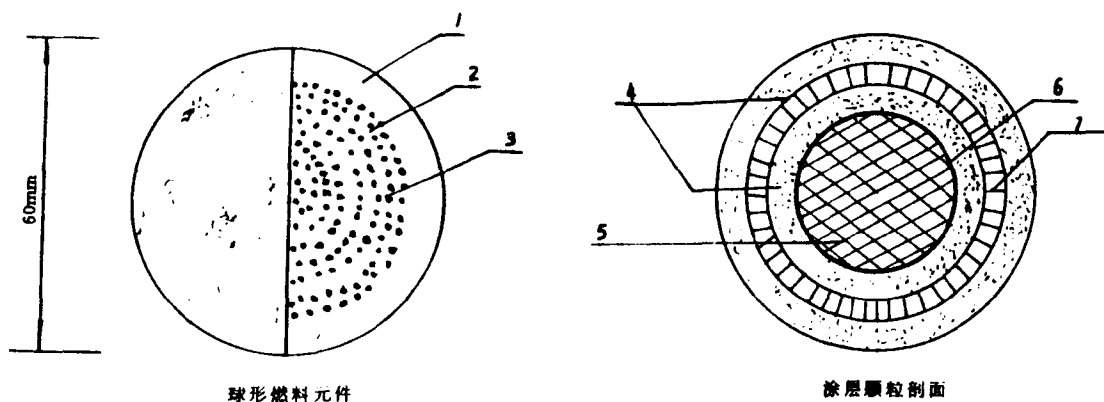


图 1 球形燃料元件和涂敷颗粒燃料

1. 石墨壳 2. 石墨基体 3. 涂敷颗粒
4. 热解碳层 5. 核芯 (UO_2) 6. 缓冲层 7. 碳化硅 (SiC)

而从根本上排除了堆芯熔化的可能性。同时，因氦气在化学和放射学上都是惰性的，对材料的腐蚀很小，且其本身不会被活化，所以高温气冷堆一回路内的放射性，无论在正常运行和事故情况下都很低。这有利于运行和检修，操作运行人员和环境所受的辐射剂量也很小。

表 1 高温气冷堆实验电厂与示范电厂的主要设计参数

堆名	桃花谷 (Peach Bottom) (美国)	试验电厂 (AVR) (原联邦德国)	圣·符合保 (FSV) (美国)	钍高温堆 (THTR) (原联邦德国)
运行日期(年)	1967~1974	1968~	1976~	1985~
热功率(MW)	115	46	842	750
电功率(MW)	40	15	330	300
燃料组分	碳化铀+钍	氧化铀+钍	碳化铀+钍	氧化铀+钍
燃料元件与堆芯型式	柱状, 圆柱堆芯	球形, 球床堆芯	柱状, 棱柱堆芯	球形, 球床堆芯
氦气出口温度(°C)	750	950	785	750
氦气压力(MPa)	2.5	1.1	4.8	4.0
压力容器材料	钢	钢	预应力混凝土	预应力混凝土

(2) 能提供 540°C 的高压蒸汽和 950°C 的工艺用热。由表 2 可知，高温气冷堆的应用范围几乎包罗了发电和全部的热能市场，即除了可采用高效率的常规汽轮发电机组（电厂热效率

表 2 各种工艺流程和堆型的供热温度

工艺流程	所需温度(°C)	反应堆堆型	冷却剂温度(°C)
水的裂解	~1000	未来的高温气冷堆	>1000
甲烷重整	850	工艺供热高温气冷堆	950
煤的气化和液化	850	工艺供热高温气冷堆	950
油页岩干馏	650	工艺供热高温气冷堆	950
高温蒸汽发电	530	蒸汽循环高温气冷堆	750
稠油热采及炼油厂用汽	350~450	蒸汽循环高温气冷堆和快中子增殖堆	750 550
石油化学工艺用汽	250~380	压水堆	330
低温工艺用汽	150~200	沸水堆	285
区域供热	≤130	各种低温供热堆(PWR, BWR, HTGR)	80~200
海水淡化	100		
农业应用	50		

可达40%)生产电力和工业用蒸汽外,还可提供用于重质稠油热采、油页岩干馏和煤的气化等多种工艺用热。因此,高温气冷堆的供热范围广,热利用效率高。

(3) 燃料循环灵活、核燃料转换比高和燃料燃耗深。高温气冷堆不仅可以使低浓铀燃料,也可以使用高浓铀+钍燃料,转换比可达0.9,可实现钍-铀燃料循环,充分利用铀、钍资源。同时,燃料的燃耗深度达100000MWd/tU,以100万kW级核电站为例,每年换料所需的等价天然铀量仅为压水堆核电站的55%左右(如表3,一次通过的开式循环)。因此,高温气冷堆的燃料经济性好。

表3 各类1000MWe级核电站的燃料消耗

堆型	压水堆 (PWR)	重水堆 (HWR)	高温堆 (HTR)	快中子增殖堆 FBR
平均燃料深度 (MWd/t)	33000~43000	7500	99000	100000
初始装料				
低浓铀 (t)	72.4~82	/	13	
分离功 (t)	207~234	/	159	
等价天然铀 (t)	360~407	140	190	
裂变钚 (t)	/	/	/	5 (堆内3, 堆外2)
贫铀 (t)	/	/	/	65 (堆内40, 堆外25)
平衡态换料				
低浓铀 (t)	21~24	/	4.5	/
分离功 (t)	102~105	/	75	/
等价天然铀 (t)	155	131	85	/
裂变钚 (t)	/	/	/	/
贫铀 (t)	/	/	/	2

* 扩散厂尾料浓度, 0.25%。

1.2 高温气冷堆在能源发展中的地位和作用

在今后30~50年内,随着世界能源需求的日益增大,人类将面临化石燃料的短缺和枯竭。因此,广泛开辟和利用新能源是各国的重要战略目标。无疑核裂变能与聚变能、太阳能和地热等都将有着广阔的前景,而核能已在许多国家和地区的能源建设中,起着十分重要的作用。鉴于高温气冷堆具有上述特点,以它固有安全性、热效率高、多用途和环境污染小等优点,已被认为是一种有发展前途的堆型之一,越来越引起国际核能界和工业界的重视。特别是今后随着石油价格的不断上涨,将核能与煤相结合,在一些国家将成为重要的能源发展体系,因为利用核工艺热可使煤气化或液化为合成气和液态燃料(甲醇),直接代替石油,而高温气冷堆是最适合于提供高温工艺热的热源。

2. 美国高温气冷堆发展况及水平

2.1 发展现状

美国自1957年开始高温气冷堆的研究,其概念设计的基础是英国的低温气冷堆。为了进一步提高发电效率而研究开发了高温气冷堆,并经历了以下几个过程:

(1) 1962—1967年建造40MWe桃花谷试验电厂，运行历史从1967年到1974年，运行性能十分良好，除完成了原定的试验任务外，累计发电12亿度，可利用率约为87%。

(2) 1968—1971年建造330MWe圣·符仑堡示范电站，从1974年运行至今。该电站运行情况有其成功的一面，表现在燃料元件的完整性和运行人员所受的辐照剂量极小（堆芯换一次料全体人员的累计剂量小于0.05人-Sv，正常排放每兆瓦仅 3.7×10^6 Bq）；也有其不足之处，即可利用率较低（<50%），其原因主要有两个：

①堆芯顶部的功率和温度波动。这是由于氦气的耦合流动和传热差异引起堆芯部件微小移动造成的，美国核管会（NRC）为此限制其运行功率不得超过70%额定值。后来，在堆芯顶部采取了压紧措施后，此问题得以解决。

②氦气循环风机轴承减压密封的压力平衡失效引起水进入一回路系统，导致某些堆内部件（如控制棒钢丝绳）腐蚀并发生控制棒卡棒事故，为此更换了两台循环风机。这些是圣·符仑堡电站1985年和1986年长期停堆的主要原因。

(3) 1971年开始进入商业市场，从1971年至1974年有10套不同功率的机组（从770MWe到1160MWe）被订货，但由于经济衰退，这10套高温气冷堆机组的订单于1974—1975年间全被撤销，未能形成商业化。

(4) 1977年能源部（DOE）资助开发800MWe的新高温气冷堆设计，其目标是改进原有设计，采用一次通过和低浓铀—钍燃料循环。

(5) 1978年成立气冷堆协会（GCRA），旨在提供业主（用户）对高温气冷堆计划的支持和要求，并对设计方案做技术和经济的分析与评价。

(6) 1984年美国能源部改变高温气冷堆的发展方向，从大型堆转向小型化和模块式的设计概念，并采用钢制压力容器、环状堆芯和低浓铀—钍燃料一次通过循环。1985年气冷堆协会提出一个单模块的电站作为示范电站。该模块堆设计能提供350MWt的热量，反应堆和蒸发器分别放置在各自的压力容器内，即肩并肩布置的MHTGR350。根据气冷堆协会的调查，美国未来的电力市场将会集中在对400~600MWe机组的需求上，因此，参考电站的概念应该是能提供1400MWt，即约560MWe的4模块的电站。于是，1986年美国能源部的高温气冷堆规划集中在对4模块参考电站做进一步的设计，完成“初步安全资料文件”（PSID）并提交给美国核管会。以便从核管会取得“可申请许可证的声明”。

(7) 1988年8月美国能源部推荐4模块的MHTGR350作为一个军用的新生产堆，建在爱达荷州（Idaho）的爱达荷国家工程实验室（INEL）。

美国研究开发高温气冷堆技术，包括建造和运行了桃花谷和圣·符仑堡两座电站已花费15亿美元。参加高温气冷堆计划的主要机构和单位有：

能源部——该部下设高温气冷堆科，负责高温气冷堆计划的管理和指导，并为技术开发提供财政支持。1986年财政预算为3千万美元，1987年预算为2千万美元，1988年预算2.5千万美元。

核管会——负责对所提交的文件进行审查，包括对初步安全资料文件（PSID）的审查，编写初步安全审评报告和可申请许可证的声明。

气冷堆协会——它包括了代表了全美国大约三分之一发电装机容量的用户和一些大工业集团。其任务是协调和综合对能源部计划的支持，提供业主要求，促进示范电站项目的工作。在过去几年里，已提供3百万美元对高温气冷堆计划的财政支持。

GA 公司——是美国高温气冷堆的工业开拓者，核系统和燃料设计的主承包商，桃花谷电站和圣·符仑堡电站的设计单位。

燃烧工程公司 (CE) ——现在是 GA 公司的分包商，分包蒸汽发生器、热交换器和钢制压力容器的研制和设计。

通用电气公司 (GE) ——从事高温气冷堆的控制与电气系统以及高温材料的研制工作。

贝克特尔工程公司 (Bechtel) ——分包气冷堆协会的有关核岛部分的土建工程设计。

石韦工程公司 (SWEC) ——分包气冷堆协会的有关常规岛和配套设施的土建工程设计。

橡树岭国家实验室 (ORNL) ——与美国能源部签订合同，负责高温气冷堆的基础研究和专门技术的研究工作。

爱达荷国家工程实验室 (INEL) ——作为模块式堆示范电站的厂址，向气冷堆协会提供厂址资料。

2.2 技术特点和水平

美国研究开发的高温气冷堆，其堆芯由六角棱柱石墨燃料元件和石墨反射层组成，称为柱状堆芯。如图 2 所示，六角棱柱石墨燃料元件有 210 个燃料孔道，装填直径 1.27cm，长 7.5cm 的燃料柱体和 102 个直径 1.59cm 的氦冷却剂孔道。每个六角棱柱石墨燃料元件对应边距离为 36cm，高 79cm。这种柱状堆芯可方便地利用内外六角形棱柱石墨反射层形成环状活性区，以提高堆芯的输出功率，也有利于在堆芯内设置控制棒以增大后备停堆能力。如

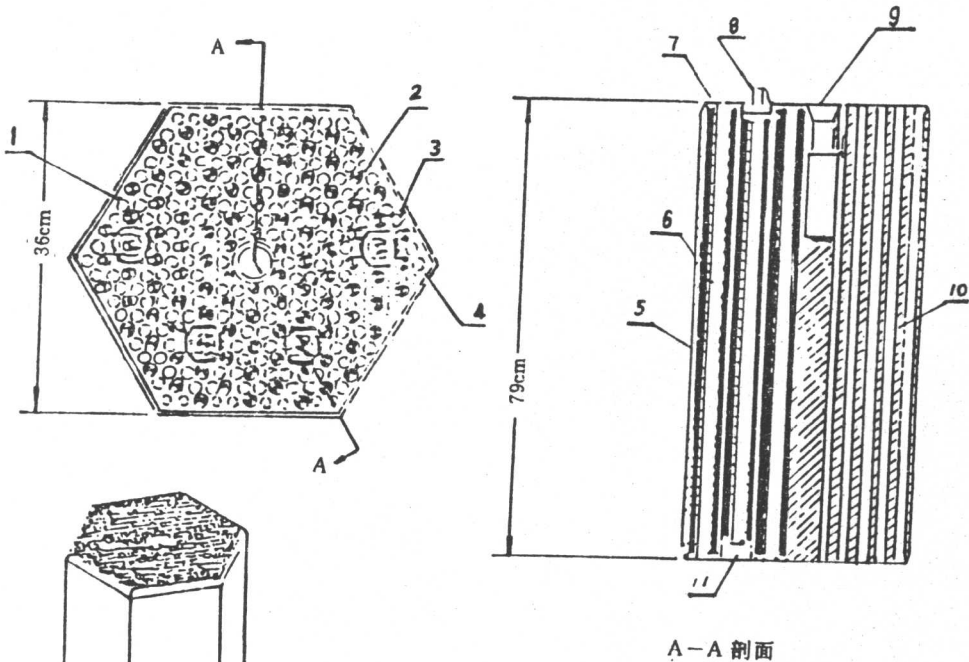


图 2 六角棱柱石墨燃料元件

- 1. 燃料孔 2. 冷却剂孔 3. 定位销 4. 可燃毒物孔
- 5. 燃料棒 6. 冷却剂孔道 7. 粘结的石墨塞 8. 定位销
- 9. 燃料装卸孔 10. 拟气流 11. 定位器

MHTGR350的活性区，内外直径分别为1.65m和3.5m。在外反射层中有24个控制棒孔道，用于正常运行和功率调节。内反射层中有6个中央控制棒孔道，用于长期停堆。此外，该堆还设有后备停堆系统，可将硼吸收球释放入活性区内层石墨棱柱的12个孔道中，如图3和4所示。此种六角棱柱石墨燃料元件采用停堆换料，一次通过，不再循环。MHTGR350的主要设计参数列于表4中，这种柱状堆芯的优缺点如下：

(1) 棱柱堆芯易做成环状堆芯，有利于传热，因而在堆芯尺相同的情况下，环状堆芯的功率输出约可比圆柱堆芯提高40%。

(2) 棱柱堆芯有固定的冷却剂流道，因此氦冷却剂在堆芯内的压力降较小，因而在相同的堆功率下，所需的循环风机功率也较小。

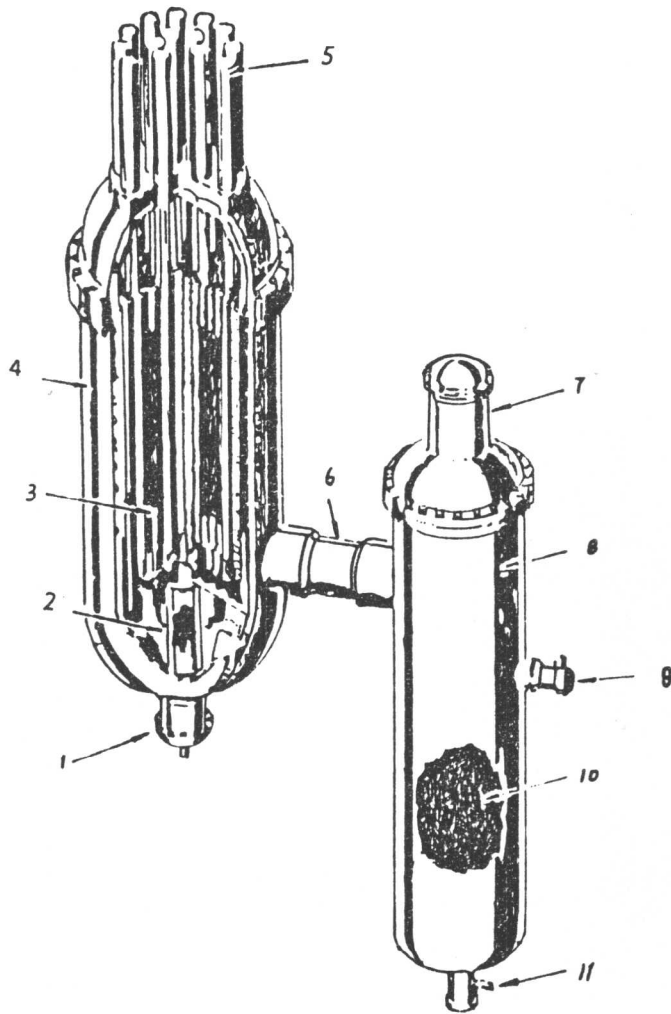


图3 MHTGR350肩并肩布置棱柱形燃料元件高温气冷堆

1. 停堆风机 2. 停堆热交换器 3. 环形堆芯 4. 钢制反应堆压力容器 5. 控制棒驱动装置
6. 同轴热导管 7. 主风机 8. 蒸汽发生器容器 9. 蒸汽出口 10. 蒸汽发生器 11. 给水入口

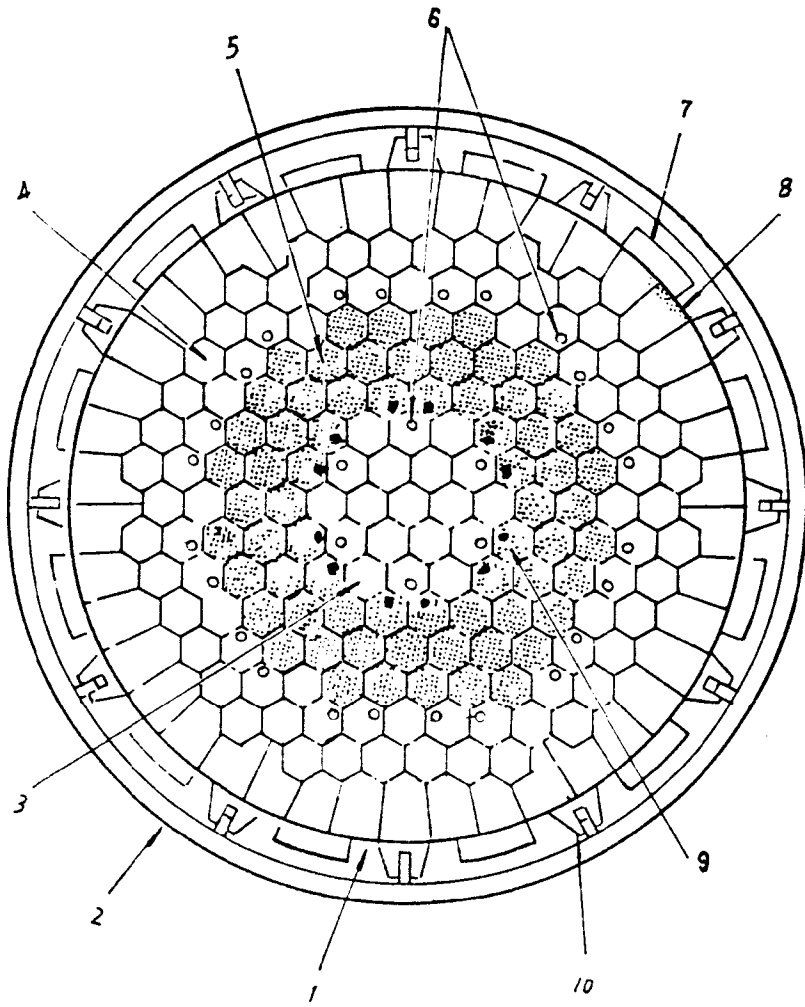


图 4 MHTGR350 堆芯横剖面

1. 堆芯容器 2. 反应堆压力容器 3. 内部反射层 4. 外部反射层 5. 环型堆芯 6. 控制棒孔道 (内层 6, 外层 24) 7. 冷却剂入口孔道 8. 含硼芯棒 9. 后备停堆系统孔道 10. 防震键