

快中子堆

徐 铄

(中国原子能科学研究院 102413)

一、引言

快中子堆(简称快堆)是主要以平均中子能量0.08~0.1 MeV的快中子引起裂变链式反应的反应堆。快中子堆的主要特点是,在堆运行时,新产生的易裂变核燃料(如钚)多于消耗掉的易裂变核燃料钚,即增殖比大于1,易裂变核燃料得到增殖,因此又称为快中子增殖反应堆。运行中真正消耗的是天然铀中不易裂变且丰度占99.2%以上的铀-238。快堆的乏燃料经后处理,钚返回堆内再烧,多余的钚则用于装载新的快堆。如此封闭并多次循环则对铀资源的利用率可从单发展压水堆的1%左右提高到60%~70%。

大规模用热堆发展核电迟早会遇到铀资源短缺的问题。所以我国核能的基本战略是“热堆—快堆—聚变堆”三步发展。压水堆生产的工业钚与快堆自己增殖的钚供给新建快堆初装料,一座1GWe的快堆在60年寿期中只需消耗70~80吨贫铀即可。如为压水堆的发展准备了数十万吨天然铀,压水堆用不了的铀-238就可供快堆长期大装机容量应用。出于发展快堆对铀资源利用率的提高,使更贫的铀矿也值得开采,则世界可用铀资源将扩大千倍,所以说压水堆——快堆和燃料循环匹配起来,裂变核能几乎可以认为是无限的,可以实现核能的大规模可持续发展。而且由于高增殖快堆可使燃料年增率超过10%,有望在2100年前实现从2050年全国电力1650GWe起,年增率按5%达到的总电力装机全部由快堆提供,对国家减少CO₂排放和雾霾产生有重大的意义,实现核能的可持续发展。

在热中子反应堆运行时,会产生长寿命次量锕

系核素(MA),其产量约为所产工业钚的1/10。它们需要衰变三、四十万年才能将其放射性毒性降到天然铀的水平。但这些核素在快中子场中可以裂变成一般裂变产物,因此,可用快中子焚烧堆将它们裂变掉,获得裂变能,达到变害为利。加速器驱动次临界装置(ADS),有更硬的中子谱,有更高的效率来焚烧它们。在ADS实用前,快中子堆可望提前用于对热堆产生的MA进行焚烧,减少MA的存量,降低这种高放废物的贮存风险,也为ADS焚烧MA积累经验。

为了在堆芯内维持快中子,除气体外不宜用含轻核的冷却剂,可选用钠、氦和铅等,这也是2000年美国首先提出和其他核能国家相继支持的第四代先进核能系统中快中子堆的冷却剂选择。

自然界存在的铀-235用于热中子堆的中子学特性优于它用于快堆,人类开发利用核能自然地由热中子堆开始,而最适于快中子增殖堆用的裂变燃料是热堆生产的工业钚,快堆的推广应用则在热堆发展到一定阶段之后。

然而,钠冷快堆是一种全新的核工程技术,需要经过基础研究、技术发展、工程验证、发展推广等多个阶段,耗时数十年。在国际上,钠冷快堆的技术已发展到推广应用的前夕,我国快堆的技术发展尚处于前期阶段,作为快堆工程技术发展的第一步的实验快堆刚刚建成,它将为后续的大功率快堆(原型快堆、示范快堆、商用快堆)奠定技术基础。

二、快堆发展概述

1. 基础研究和应用基础研究

正因为快堆核燃料增殖对核资源利用有重大意义,中国核工业集团公司(前核工业部)早在20世

纪60年代中后期就组织快堆技术的基础研究(1967~1986)。国家“863”高技术计划于1987年组织八个科研院所和大学进行快堆的应用基础研究(1987~1993),并将65MW热功率20MW净电功率中国实验快堆(CEFR)的设计和建造(1990~2010)纳入高技术计划。上述两阶段的研究涉及到快堆核数据、中子学、屏蔽、热工流体、材料、燃料、燃料元件、钠工艺,小型钠设备、和仪表、系统、安全和环境等专业,共建成30余台套实验装置和钠回路,为中国实验快堆的设计和建造奠定了重要基础。在中国实验快堆的概念设计、初步设计和施工设计过程中又进行了五十余项具有工程科研特征的设计验证,建成20余台套验证试验装置,提升了我国快堆工程的技术基础。

2. 中国实验快堆设计和建造

中国实验快堆自1990年开始自主进行方案研究和概念设计,在对俄咨询和俄罗斯提供部分技术设计基础上,独立完成初步设计和施工设计,积累了全套设计图纸和文件4000余册,收集了一套较完整的设计计算程序约70多个,收集评价和编制了一套比较完整的法规、规章、条例、导则、设计规范、通用规范、标准等近800个,质量管理文件200多册,调试文件近1000册,运行文件300多册,一支350余人的快堆专业技术队伍已积累了科研、设计和建造经验,即将获得调试经验,为承担我国快堆发展的下一步原型快堆或示范快堆做了技术准备。

中国实验快堆是一座钠冷池型快堆,主热传输系统包括钠-钠-水、蒸汽三回路,一回路的两台主泵和四台中间热交换器与堆芯置于直径8m的主容器中(见图1),二回路由两条平行的环路组成,每条环路的主要设备包括一台钠泵和两台中间热交换器,一台蒸发器、一台过热器和一台缓冲罐组成。两环路的过热蒸汽并入一条管道引入一台汽轮发电机。在钠池中布置了两台独立热交换器,分别由平行的钠回路与空冷器联结,构成了非能动余热导出系统。中国实验快堆的主要设计参数见表1。

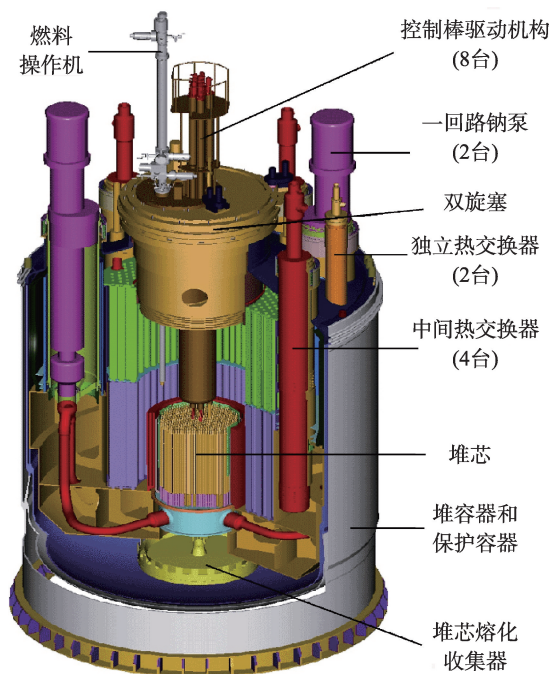


图1 中国实验快堆堆本体

目前,中国实验快堆已于2010年7月首次临界,2011年7月并网发电,2014年达到满功率。中国实验快堆外貌见图2。

3. 快堆发展规划研究

快堆是一种全新的复杂核工程,充分重视快堆先行国家的经验,免走弯路是制定我国快堆发展规划的原则之一。为减少工程发展中的技术经济风险,原则上采取实验堆、原型堆、示范堆和商用堆四步发展模式。鉴于中国实验快堆在技术选择上考虑了向大型快堆的过渡,主要热工参数也接近大型快堆要求,因此存在向相对大型高增殖快堆较小功率规模的示范快堆过渡的可能性。

快堆的应用目标是制定其发展规划的重要因素,近20年来,在2050年经济发展目标的宏观要求下,核能发展目标的研究多次提出2050年核电总容量最达到240 GWe。

为此,在示范快堆基础上可以一址多堆推广应用;并扩大功率规模,采用高增殖的金属燃料,实现高增殖快堆的应用,从而实现三个战略目标:

(1) 2030年批量运行快堆商用核电站,与压水

表1 CEFR 主要设计参数

项目	单位	参数	项目	单位	参数
热功率	MW	65	主容器外径	mm	8010
净电功率	MW	20	一回路		
反应堆堆芯			钠量	t	260
高度	cm	45	一回路钠泵	台数	2
等效直径	cm	60	总流量	t/h	1328.4
燃料		PuO ₂ -UO ₂	中间热交换器	台数	4
铀	kg	150.3	二回路		
²³⁹ Pu	kg	97.7	环路数		2
²³⁵ Pu(富集度)	kg	436(19.6%)	总钠量	t	48.2
首炉		UO ₂	总流量	t/h	986.4
²³⁵ U(富集度)	kg	236.6(64.4%)	三回路		
线功率(最大)	W/cm	430	蒸汽压力	MPa	14
中子注量率(最大)	n/cm ² ·s	3.7×10 ¹⁵	蒸汽流量	t/h	96.2
目标燃耗	MWd/kgH	100	设计寿命	a	30
首炉燃耗	MWd/kgH	60			
堆芯入/出口温度	℃	360/530			

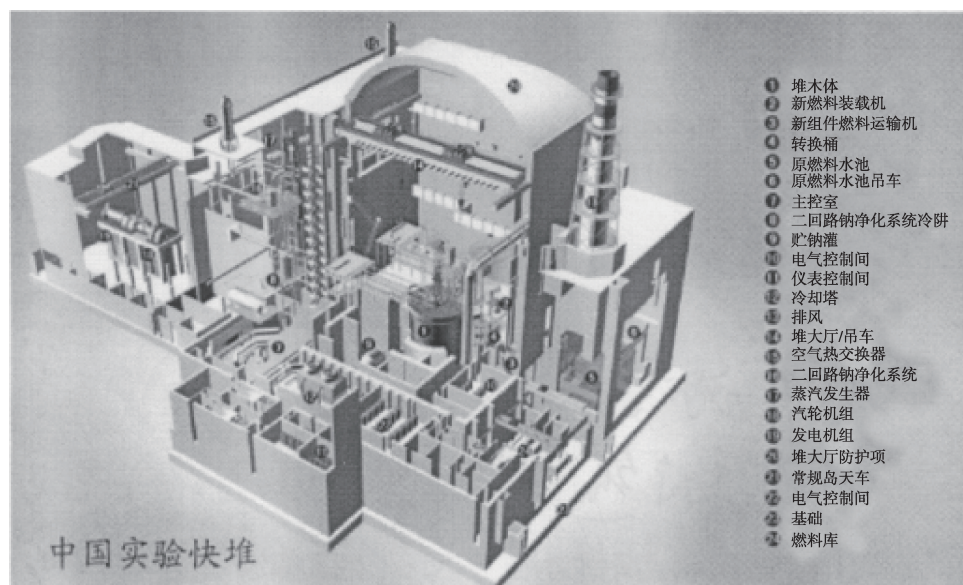


图2 中国实验快堆

堆一道共同增加核电容量。

(2) 2050年核电总容量发展到240 GWe。

(3) 2050~2100核能大量替代化石燃料,减少CO₂排放。

按我们的快堆发展战略研究,建议快堆工程发展将分为三步,中国实验快堆(CEFR),中国示范快堆(CDFR),大型增殖经济验证快堆(CDFBR),继而

商用推广,见表2。

三、快堆主要技术进展

1. 设计

在1994~1995年完成了中国实验堆(CEFR)初步设计和施工图设计;对原技术方案进行了深化、改

表2 我国快堆发展战略研究

快堆	热功率/电功(MW)	设计开始	建造开始	建成时间
1. CEFR	65/20	1990	2001	2010
2. CDFR	1500/600	2012	2017	2025
CCFR (推广)	n×1500/600	2020	2023	2030
3. CDFBR	2500-3750/1000-1500	2015	2021	2028
CCFBR (推广)	n×2500-3700/1000-1500	2025	2030	2037

进和补充。对设计输入变化引起的修改设计,如厂址特征变化引起的厂房、设备和系统的抗震设计;对技术设计未包括的部分堆外燃料操作系统、核岛辅助工艺及全部的常规岛和全厂辅助系统设计;按照我国核安全法规和ASME标准进行的复核设计。

2005年完成了中国实验快堆施工设计,包括堆芯,堆容器及堆内构件,控制棒和安全棒驱动机构,堆内、堆外燃料操作系统,一、二、三回路主热传输系统,事故余热导出系统,钠净化系统,钠充排系统,覆盖气体系统,钠、氩、水分析系统,主控室系统,反应堆保护及调节系统,计算机监控系统,燃料元件破损探测和定位系统,计算机监控系统,钠设备和堆芯组件清洗系统,钠泄漏保护系统,蒸汽发生器铀水反应保护系统,辐射监测和剂量系统,正常和备用供电系统,不间断供电系统和应急供电系统,电加热系统以及全厂辅助系统等,共218个系统。

CEFR堆芯温度系数、功率系数和钠空泡系数均为负值,具有固有安全性;设计了在失电情况下,仅靠堆容器中钠的自然对流,事故余热导出系统二回路钠的自然循环,空冷器的自然通风排出事故余热,是一个非能动事故余热导出系统。中国实验快堆将是世界上首座唯一采用独立的非能动系统导出事故余热的快堆,避免了与主热传输系统的共因故障,使反应堆有更高的安全性。

固有安全性和非能动安全措施的沿用导致获得两个重要安全目标的实现:

(1) 一级概率风险评价分析指出,CEFR堆芯熔化概率为 4×10^{-7} /堆·年,低于国际原子能机构在IAEA—TECDOC—1083中对钠冷快堆推荐的堆芯熔化概率不高于 10^{-6} /堆·年的要求。

(2) 分析了CEFR最严重的超设计基准事故:假定全场失电,两套互相独立的停堆系统也同时失效,而且两套互相独立的非能动事故余热导出系统也同时失效,并在45分钟内对满功率运行的堆不作任何安全措施。计算结果表明,CEFR厂址边界(离反应堆153 m处)个人所受最大有效剂量当量小于5 mSv/事故,低于核电站辐射防护规定(EJ 270-84)对最严重事故规定的1/20,不需要厂外应急。达到了IAEA—TECDOC—1083推荐的不要厂外短期应急的要求。

CEFR设计所具有的这两个安全特征已满足了第四代先进核能系统和第四代先进核能系统国际论坛所提出的安全目标。

2. 设备和系统制造

CEFR除一部分国内尚无经验制造和保证其可靠运行的设备由国外进口外,相当70%设备费的设备和系统由国内提供,包括核一级,二级及三级,质保QA1和QA2的高标准高要求的设备和系统。获得了8米大直径薄壁复杂结构不锈钢焊接控制收缩量,保证毫米量级安装公差的经验,积累了钠阀、钠容器、高温钠换热器、钠仪表和探测蒸汽发生器钠水反应的氢计的制造经验,掌握了数字化安全监测系统可靠性验证的经验。

至工程完工,全厂非标设备和标准设备共15035台,其中大型设备1200台。

3. 调试

氧含量低于 $20 \mu\text{g/g}$ 的核级钠是快堆冷却剂钠入堆的质量要求。在长期科研的基础上,中国先后建成1.5kg/天的小型钠净化试验装置和300kg/天中规模钠净化装置。掌握了技术后于2005年与内蒙

乌海钠厂合作,建成1.5吨/天工程规模的钠净化装置,并完成调试。2006年初完成CEFR钠接受系统的调试,至2006年底完成250t核级钠的运输和经钠接受系统存入钠贮罐。同时乌海钠厂已有能力将核级钠的销售推向国际市场。

4. 设计验证

为验证设计的设备和系统可以达到预期的功能,自概念设计以来共进行了50余项设计验证,包括堆芯中子学模拟,事故余热排出的堆本体水模拟,钠泵的流道,轴承和密封,燃料操作机的抓手,堆容器超压保护系统,一回路钠净化系统的虹吸破坏装置等。原设计的虹吸破坏装置在验证试验中证明不能达到原有设计的功能,从而根据试验结果,对原设计进行了修正。图3给出了该装置的验证回路系统,表3给出了用于设计验证的部分验证装置。



图3 虹吸破坏试验装置

四、国外快堆发展态势

国外快堆发展自美国第一座快堆建成至今已有60年的历史,共建成了22座快堆,其中钠冷快堆19座,包括实验快堆,原型快堆,经济验证性(或称示范)快堆,功率从0.25 MWt直到1200 MWe,积累了约350堆年的运行经验。目前在役快堆6座,在建的快堆共3座,即印度的2002年开始建造的500 MWe原型快堆PFBR,中国的600 MWe示范快堆

表3 CEFR设计验证台架及图路

序号装置	主要参数	开始运行	所在单位
1. 铀设备清洗系统	水雾率1.2 kg/h 水流率8 l/h N ₂ 压力0.4 MPa N ₂ 流率2 m ³ /h	1995.10	CIAE
2. 中规模钠净化装置	最高温度350℃ 净化流量300 kg/d O<20×10 ⁻⁶ Ca<10×10 ⁻⁶	1999.7	CIAE
3. 钠火实验室	房间大小3 m×4 m×5 m 钠压力0.2 MPa 钠流率0.25 m ³ /h 钠量250 kg	1998.10	CIAE
4. 固定膨胀石墨灭火设备	N ₂ 压力1.6 MPa 石墨体积40 l	1999.10	CIAE
5. 钠火探测系统	烟雾探测器 温度探测器	1999.2	CIAE
6. 钠气溶胶净化和过滤设备	体积200 l 通风1700 m ³ /h 过滤器压降0.25 MPa	1999.11	CIAE
7. 钠试验回路(ESPRESSO)	钠流率110 m ³ /h 最大压力1.07 MPa 最高温度600℃ 最大热冲击200℃/s	1997	CIAE
8. 钠试验回路(CEDI)	钠流率320 m ³ /h 最大压力1.4 MPa 最高温度650℃ 最大热冲击50℃/s	1997	CIAE
9. 水试验回路	流率100 m ³ /h 压力9 MPa 最高温度150℃	1997	CIAE
10. 反应堆容器水自然对流模拟(为CEFR概念设计)	直径1.6 M 功率30 kW	1995	CIAE
11. 钠虹吸试验装置	CEFR实用大小	2002	CIAE
12. 超压保护试验装置	CEFR实用大小	2003	CIAE
13. 钠阀试验回路	相当于Dg.86	2002	CIAE
14. 燃料操作系统总体验证	CEFR实用大小	2006	CIAE

CIAE:中国原子能科学研究院

CFR600,以及俄罗斯的多功能实验堆MBIR。

一个国家对于快堆发展的迫切性取决于该国对于大规模核能的需求,印度自20世纪70年代积极地、不间断地发展快堆及相关的燃料循环,其实验快堆FBTR于1985年建成,用碳化物燃料运行。1997年以1MWe的电功率并网(热功率是12 MWt),之后FBTR一直以约15 MWt运行,辐照考验了碳化燃料和MOX燃料,印度已掌握了实验室规模的碳化燃

料制造,后处理技术,目前也掌握了 MOX 燃料的制造技术,印度自主设计的 500 MWe 原型快堆 PFBR 已于 2002 年开始建造,计划 2011 年建成发电,并计划于 2020 年推广运行 5 座 PFBR,快堆总容量达到 2500 MWe。印度核能规划确定 2052 年核电将发展到 275 GWe。

日本 318 MWe 原型快堆 MONJU 在 1994 年发生二次钠泄漏事故,引起公众不信任的政治风波。日本原委会组织全国性论证,由于日本本土缺乏能源资源,为保证能源供应的安全性,确定必须发展快中子增殖反应堆。1500 MWe 的经济验证性快堆 JSFR 已完成概念设计,日本工业规模的乏燃料后处理厂和 MOX 燃料制造厂已准备投产。

俄罗斯(前苏联)20 世纪 50 年代初开始快堆技术开发,先后建成四座实验快堆 BR-1、BR-2、BR-5/10、BOP-60 和两座原型快堆 BN-350 和 BN-600,是积累快堆运行经验最多的国家,已经获得较高的设备可靠性,见表 4。600 MWe 的原型快堆 BN-600 于 1980 年建成,1983 年开始商业运行,至今仍在延寿运行,平均负荷因子高达 73% 以上。

表 4 俄快堆主要设备无大修的使用寿命 (万小时)

设备与部件	BR-10	BOR-60	BN-350	BN-600
非更换部件				
主容器	15	20	17	13
一回路管道	30	20	17	13
可更换设备				
钠泵	17(电磁泵)	13(机械泵)	10(机械泵)	10(机械泵)
中间热交换器	30	20	17	13
蒸汽发生器	-	各种原型设计	15	10.5
		未定型		

20 世纪 80 年代以来,俄罗斯对 BN-600 的设计进行改进挖潜提高功率,即 BN-800。该堆在其国内的基础价为 1500 US\$/kWe,该堆已于 2016 年建成投入商业运行。

为提高快堆的经济性,俄完成了 1800 MWe 的大型快堆 BN-1800 的设计研究,其经济参数与其他 BN 系列快堆的比较表示在表 5 中。

从 1995 年以来,世界核电装机容量一直在 350 GWe~360 MWe 之间,尽管一直增长,但增长甚微,

表 5 俄快堆经济特征比较

参数	BN-600 (运行中)	BN-800 (运行中)	BN-1800 (设计中)
热功率(MW)	1470	2100	4000
电功率(MW)	600	870	1800
比投资	1	0.7	0.33
比金属量	1	0.9	0.48

这说明就世界范围讲,大规模利用核能的时日尚未到来。一些已有快堆技术的国家,美、法、英等国并不急于推广快堆,快堆单件生产,经济性自难改进。

然而自 2000 年起,为迎接 21 世纪核能发展新高潮,由美国首先提出、主要核能国家均支持的第四代先进核能系统,其目的一是解决当前乏燃料中高放废物最小化;二是为世界核能可持续发展;三是促进核不扩散。建议的六种第四代先进核能系统中,有三种是快堆,即钠冷快堆(SFR)、铅冷快堆(LFR)和气冷快堆(GFR)。在第四代先进核能系统的倡议下,已形成两大国际合作组织,即 2000 年启动的创新型核能系统国际计划(INPRO)和 2002 年启动的第四代先进核能系统国家论坛(GIF),各有 24 和 12 个国家参加。

在 INPRO 国际合作中,参加国首先共同研究了全球及用户对先进核能系统的要求,评价先进核能系统和发展战略的方法学,而后各国进行发展战略的研究并做情景分析,其中最重要的研究项目是专门进行了基于快堆和燃料循环的联合研究,参加国有俄、法、日、韩、印、乌克兰和中国等。这些参加国为适应本国未来核能的可持续发展进行了快堆及其燃料循环的发展战略研究。

在 GIF 国际合作中,钠冷快堆仍是重点之一。欧洲核联盟、法国、日本、韩国、俄罗斯、美国、中国参加对快堆技术的开发,美国重点开发钠冷快堆,因其可更早用于嬗变 MA,符合当今美国解决乏料堆积的问题。美国发起的准备用于焚烧锕系核素的先进再循环堆(ABR),计划 2020 年建成。法国已掌握钠冷快堆技术,但开始试探气冷快堆技术,以作钠冷技术之后备,计划建成一座实验性的气冷快堆和一座符合第四代要求的钠冷快堆。俄罗斯已

拥有钠冷快堆技术,已经建成 870 MWe 商用示范快堆 BN-800,还在研究更经济的 1200 MWe 大型快堆 BN-1200。俄罗斯已有铅铋冷潜艇用快堆技术,且有 80 堆年的运行经验,因此除继续开发钠冷快堆技术外也进行铅冷快堆技术的研究。日本对钠冷、气冷和铅冷快堆都有兴趣,但重点仍是钠冷快堆。韩国只有兴趣于钠堆快堆,欧洲核联盟对三种快堆的均参加研究。

五、未来发展趋势与建议

1. 以第四代先进核能系统的要求为目标,发展快堆技术

按目前压水堆发展的规划,如能保证大型增殖快堆(电功率 ≥ 1000 MWe 合金燃料)能在 2035 年前批量建成,则可达到上述 2050 年核电 240GWe 的目标,见图 4。

按建议的发展规划我国后续快堆在堆的可靠性方面仍需采用有成熟经验的或经充分验证的设备,保证达到商用堆水平的负荷因子。在安全性方面仍按中国实验快堆经验,发挥固有安全性特征,采用非能动安全系统,如对原型或示范快堆拟增加非能动停堆系统,以保证达到第四代核能系统的安

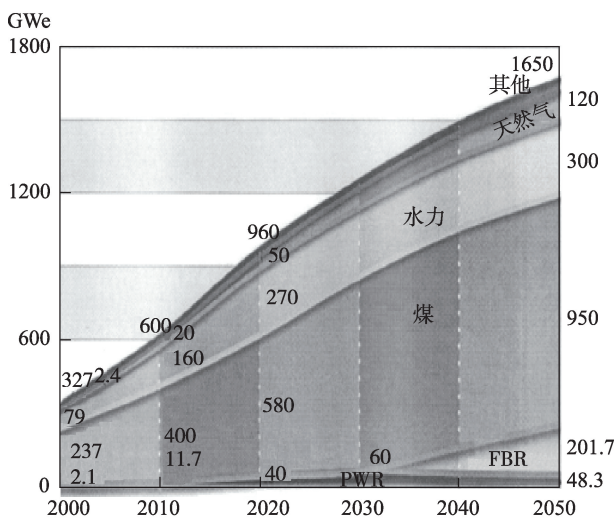


图4 我国核电发展设想

(非核电数据取自 2005 年工程院能源发展咨询报告)

全要求。

在经济性方面,按建议的发展规划,分步进行快堆工程技术的发展,以降低技术经济风险并吸取国外快堆工程经验,评价安全要求的适当性,并研究简化系统的可能性,推广时实现一址多堆,实现经济的可竞争性。

所以,我国实验快堆和建设的快堆发展规划具有与第四代核能系统目标的一致性。

2. 实现中国实验快堆安全运行

中国实验快堆已于 2010 年首次临界,2011 年并网,2014 年实现满功率运行。

设计、建造中国实验快堆的目的之一是为我国钠冷快堆积累设计、建造和运行经验。随着调试的展开和试运行,将完成中子学、屏蔽、热工水力、力学、系统分析,以及安全和环境等专业设计计算程序的验证;随着运行经验的积累,将对快堆所用的设计准则和标准进行全面评价,达到保证安全下的适当性,为后续快堆的经济性建立准则和标准的基础。充分的调试试验将验证中国实验快堆达到设计的运行性能,尤其是安全性能,包括固有安全特性,非能动安全特征和保证安全的工程措施,以保证中国实验快堆的安全运行。

设计建造中国实验快堆的目的之二是运行时作为快中子辐照装置,辐照堆用材料铬镍奥氏体不锈钢 316、304,屏蔽材料碳化硼和含硼石墨;为分析相应设备、部件的使用寿命积累数据,辐照新型抗辐照材料,如铬镍奥氏体不锈钢 Cr15Ni15,氧化物弥散合金 ODS 等,为高燃耗、长寿命燃料组件的发展作技术准备;辐照考验 MOX 燃料,准备过渡到 MOX 堆芯运行,辐照考验和发展高燃耗 MOX 燃料,合金燃料,掺 MA 燃料及其他新型燃料,为未来经济快堆的发展做准备。中国实验快堆也作为具有接近商用快堆热工参数的钠冷快堆系统,试验新型钠设备和积累系统运行经验,发展高性能设备、简化系统,从而为降低未来快堆比投资积累相应的经验。

为支持中国实验快堆安全、可靠地运行和满足

在堆上的各种辐照和试验、考验,将补充完善涉及燃料、材料、钠工艺、设备、仪表、控制、数据库、模拟机以及中子学,热工水力、屏蔽、安全、环境等专业的基础研究,应用研究及验证设施,建成快堆技术研究中心和进行适时的研究工作,保证快堆技术的不断发展。

3. 进入我国快堆工程发展的第二步:设计建造中国示范快堆

在当前我国大规模发展核电的形势下,为实现大规模核能的可持续发展和考虑到铀资源的有限性和核能供应的安全性,快堆应于2030年开始批量建造,支持我国核电容量的不断发展。为此,应于2025年建成电功率600 MW的示范快堆电站。

中国实验快堆已为后续快堆准备了设计经验,而且其技术选择和参数已考虑到向较大功率的示范快堆的过渡。及时启动中国示范快堆的设计和立项准备,有望实现上述目标。

设计、建造中国原型/示范快堆的技术特征和目标是:

堆型:钠冷池型快中子增殖堆电站

热功率:1500 MW

电功率:600 MW

燃料: $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$

燃料增殖比: >1

负荷因子: $>75\%$

安全性:堆芯熔化概率 $\leq 10^{-6}/\text{堆}\cdot\text{年}$,任何超设计事故情况下不需要厂外应急,满足国际原子能机构对钠冷快堆推荐的安全要求和第四代先进核系统对安全的原则要求。

中国示范快堆将依托快堆技术研究中心开展必要的应用研究、设计和试验验证,一是针对相对于中国实验快堆有改进的设备和系统,二是为保证较高安全目标而采取的工程措施,涉及专业将包括中子学、热工水力、材料、钠工艺、机械、仪表安全等。

六、结束语

快中子堆是当今唯一现实的易裂变燃料增殖堆型,是我国核能大规模可持续发展的关键堆型。在我国,用液态金属钠冷却是一种全新的核反应堆工程,为掌握技术并减少工程开发的技术经济风险,必须以我为主,同时引进成熟技术,长期分阶段逐步积累经验,直到商用推广。

我国快堆发展的目标与第四代先进核能系统的目标要求是一致的。中国实验快堆是我国快堆工程发展的第一步,将藉此充分积累经验,稳妥地进入第二阶段即中国示范快堆阶段。与此配套,我们应加快压水堆乏燃料后处理厂的建设,着手工业规模快堆燃料厂的设计、建造,形成燃料闭式循环,以实现在2030年批量推广中国示范快堆规模的商用快堆电厂。



科苑快讯

可以无限次循环利用的聚合物

容易回收的聚合物,可以分解为单体化合物,然后再次聚合,这样有助于解决塑料废物的处理问题。美国科罗拉多大学(Colorado State University)的朱建波(Jian-Bo Zhu 音译)和同事开发了一套基于 γ -丁内酯(GBL)的聚合物系统,使得在室温和无溶剂条件下通

常不可聚合的GBL易于聚合。该聚合物具有较高的分子量、热稳定性和结晶度,能够反复转换回它的单体,重新用于原料再生。

(高凌云编译自2018年6月1日《欧洲核子中心快报》)