

第 1 章 液态金属冷却反应堆简介

1.1 核能和快堆

核能是现今世界上最重要的电力来源之一,其对生态环境影响小,碳排放量低。核反应堆使用铀(或钚和钍)作为燃料产生能量。已探明的铀资源和额外的可利用资源足以支持 300 多年的核能持续生产和使用,以及满足核能生产对铀需求的显著增长。最重要的是,有证据表明,铀可以从海水中“开采”。虽然目前在经济上还不可取,但如果自然资源变得稀缺,并对从海水中提取铀的经济效率进行更多的研究,则将在经济上变得可行。

然而,在广泛应用的水冷核反应堆(水冷堆)中,只有非常少量的铀分裂成裂变产物并产生能量,因而非常有必要进一步提高铀的利用效率。通过改用快中子反应堆(快堆),铀可以更有效地得到利用,但冷却剂需要更换为不同类型的、不太常见的品种。事实上,世界上第一个发电的反应堆——美国实验增殖反应堆 I (EBR-I),就是一个快堆。该堆不是用水冷却,而是用钠钾合金冷却。当时,由于已知的铀储量有限,因而强烈促使人们去寻找能够有效使用铀的反应堆。这些反应堆通常称为“增殖”反应堆,因为在反应堆中,不仅铀分裂并产生能量,而且非裂变铀的同位素产生钚,这些同位素同样可以分裂并产生能量。通过改变反应堆堆芯的设计,这类反应堆还可以用来将长寿命的放射性核素转化为寿命较短和放射性毒性更低的裂变产物,从而显著降低核废料的数量和放射性毒性。

在核能和反应堆发展历史上,水冷反应堆成熟得更早,并成功征服了核能生产市场。其他类型的反应堆,比如快堆,尽管相当多地被建造和运行,但没有机会如同水冷反应堆那样迅速地发展成熟。由于快堆的运行是由快中子引起的裂变反应,因而不能用水冷却(因为水会慢化中子),因此,人们必须使用另一种冷却剂来冷却中子。对于快堆,液态金属是一类很有前景的冷却剂。液态钠由于其良好的热传递和中子特性而被应用。然而,钠也有其缺点,特别是与空气和水会发生化学反应。其他液态金属,如铅或铅铋共晶(LBE)合金,由于不会与空气和水发生剧烈反应,因此也是一种具有良好发展

前景的快堆冷却剂。

1.2 液态金属冷却反应堆的发展历史

图 1-1 描绘了全球液态金属冷却反应堆(LMR)的发展历史,部分液态金属冷却反应堆的主要特点见表 1-1。在前面提到的钠钾冷却 EBR-I 之前,美国就有实验性的液态汞冷却反应堆(Clementine 反应堆)。从图中可以看出,在 EBR-I 之后,美国和世界其他国家大多转向使用纯钠。直到 20 世纪 90 年代早期,美国一直在运行钠冷却的实验和原型反应堆。现在,美国虽然仍对液态金属冷却反应堆持有非常活跃的研究项目,但已经没有这样的反应堆在运行。

在欧洲,液态金属冷却反应堆的发展始于 20 世纪 60 年代早期,法国、英国、意大利和德国都建造了实验性反应堆。法国在成功运行了狂想曲(Rhapsodi)实验堆后,建造和运行了原型反应堆凤凰(Phenix)堆,随后建造和运行了商用超凤凰(SuperPhenix)反应堆。其中,凤凰反应堆成功地为电网提供了电力。该反应堆于 2009 年退出电网,在之后一年的时间内进行了几次重要的安全测试,为未来液态金属快堆的设计者和安全工程师提供了重要的实验数据。

与此同时,英国运行了实验性的 DFR 和原型 PFR 钠冷反应堆。德国运行了实验性的 KNK-II 反应堆,并与邻国比利时和荷兰合作建造了 SNR-300 原型钠冷反应堆,但最终由于政治原因,该反应堆并未投入使用。同样,意大利建造了实验性 PEC 反应堆,但从未投入使用。在 20 世纪 80 年代中期,切尔诺贝利核事故发生后,意大利决定逐步停止核能生产。该时期也是欧洲各方力量开始设计欧洲快堆(EFR)的时间,在 20 世纪 90 年代中期,在该项目被放弃之前,已进入了一个相当先进的设计阶段。如今,欧洲的几个国家仍在参与未来液态金属冷却反应堆的设计。

就在美国快堆建设几年后,俄罗斯也开始了快堆计划。俄罗斯建造并运行了实验性的 BR-5/10 反应堆,以及后来建造的至今仍在运行的 BOR-60 实验反应堆。在 20 世纪 70 年代,俄罗斯建造了 BN-350 原型反应堆,随后建造了更大功率的 BN-600 原型反应堆;在 2015 年,俄罗斯开始运营商用 BN-800 核电站,而现在还在设计更大的 BN-1200 核电站,所有这些反应堆都使用钠冷却。此外,俄罗斯还是唯一一个拥有铅铋冷却反应堆运行经验的国家。20 世纪 70—90 年代,俄罗斯在军用核潜艇上使用了铅铋冷却反应堆。

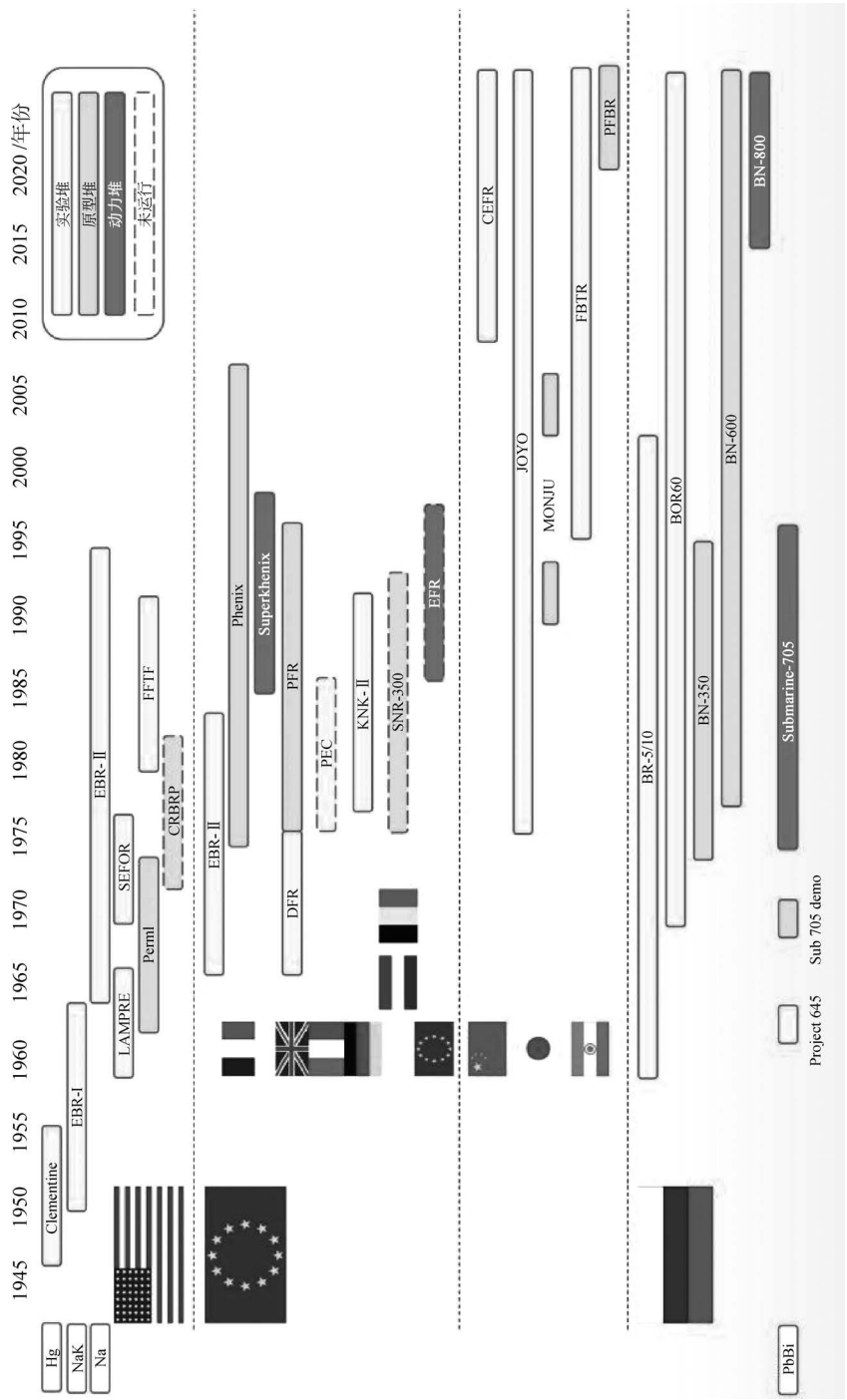


图 1-1 世界液态金属冷却反应堆的发展历史
(请扫 II 页二维码看彩图)

表 1-1 部分液态金属冷却反应堆的主要特点

国家	反应堆名称-布置方式(回路或池式)	位置	首次临界/ 关闭年份	热/电功率/MW	燃料
美国	Clementine-池(水银冷却)	洛斯阿拉莫斯	1946/1953	0.025/0	Pu 金属
	EBR-I-池	爱达荷	1951/1963	1.4/0.2	U(HEU)
	EBR-II-池	爱达荷	1963/1994	62.5/20	U-Fs [*] 、U-Zr(HEU)
	恩里科·费米-回	底特律	1963/1972	200/61	U-Mo(HEU)
	FFTF-回	汉福德	1980/1994	400/0	MOX
法国	狂想曲-回	卡达拉奇	1966/1982	40/0	MOX
	凤凰-池	马库尔	1973/2009	563/255	MOX
	超凤凰-池	克 里 斯-马 尔 维尔	1985/1996	2990/1242	MOX
德国	KNK-II-回	卡尔斯鲁厄	1977/1991	58/20	MOX/ UO ₂ (HEU)
英国	DFR-回	杜尔雷	1959/1977	60/15	U-Mo
	PFR-池	杜尔雷	1974/1994	650/250	MOX
哈萨克斯 坦	BN-350-回	谢芬科	1972/1999	750/130	UO ₂
俄罗斯	BR-5-回	奥布宁斯克	1959/1971	5/0	PuO ₂ /UC
	BR-10-回	奥布宁斯克	1959/1971	8/0	MOX/UN
	BOR-60-回	季 米 特 洛 夫 格勒	1969/运行中	55/12	UO ₂ (HEU)/ MOX
	BN-600-池	别洛亚尔斯克	1980/运行中	1470/600	UO ₂ (HEU)
	BN-800-池	别洛亚尔斯克	2015/运行中	2100/880	UO ₂ (HEU)
日本	JOYO-回	大洗町	1977 (Mark-I)/运行中	140 (Mark-II)/0	MOX
	MONJU-回	敦贺	1994/预计于 2047 年拆除	714/280	MOX
中国	CEFR-池	北京	2010/运行中	65/23.4	UO ₂ (HEU)
	CFR-600-池	福建省霞浦县	修建中	600/1500	MOX
印度	FBTR-回	卡尔帕卡姆	1985/运行中	40/13	(U,Pu)C
	PFBR-池	卡尔帕卡姆	修建中	1250/500	MOX

注：Fs(wt.%)=2.4%Mo,1.9%Ru,0.3%Rh,0.2%Pd,0.1%Zr 和 0.01%Nb。

在亚洲,快堆的发展较晚。日本在20世纪70年代中期开始运行日本常阳实验钠冷快堆(JOYO)。后来,日本分阶段建造并运行了文殊原型钠冷快堆(MONJU)。然而,由于一些技术和社会问题,日本已决定关停该反应堆。我国已经建成并运行了中国实验快堆(CEFR)。此外,我国还打算通过几种实验和原型反应堆的设计,进一步积累钠、铅和铅铋冷却快堆的经验。最后,印度为有效利用其稀缺的铀资源,也开始建造和使用快堆,他们自20世纪90年代建成并运行了快速增殖试验反应堆(FBTR)。

1.3 液态金属冷却剂的优缺点

在核反应堆中,使用液态金属作为冷却剂有以下好处。

(1) 液态金属的中子特性是,燃料中裂变产生的中子不会减速,从而有足够数量的快中子可维持核裂变链式反应的进行。

(2) 金属在核反应堆的工作温度下是液体,距离沸点有足够的裕量。因此,与水冷堆相比,液态金属冷却反应堆可以在不加压或者低压下运行。

(3) 液态金属通常具有良好的热传输特性和高热容量,允许在相对较小的系统下有效地传输堆芯产生的热量,并在事故情况下提供宝贵的应对时间。

(4) 液态金属的高密度使得其在事故情况下更容易建立自然循环冷却回路。

(5) 液态金属的高沸点,比如钠的沸点至少超过 850°C ,能有效缓解堆芯空泡问题。铅的沸点更高,大约 1750°C ,从而实际上防止了可能由堆芯空泡而导致的包壳失效(因为包壳在达到铅沸点之前已失效)。

(6) 由于液态金属可以达到相对较高的工作温度,所以可实现高效率发电。

(7) 与所有其他先进的核反应堆概念相比,液态金属冷却反应堆有较多的运行经验,特别是钠冷快堆(SFR)的运行经验非常丰富。

(8) 使用铅或铅合金作为冷却剂时,可以将蒸汽发生器(SG)集成在反应堆容器中。对于SFR,目前正在研究基于气体的二回路冷却方案。

(9) 铅和铅合金的热传输特性允许较大的燃料棒间距,导致压降下降,从而有利于自然循环的建立和维持。

(10) 根据燃料类型的不同,如果堆芯出口附近的燃料熔化,高密度的铅可能会导致熔化的燃料漂浮,并向较低功率或无功率的方向移动。

(11) 铅或铅合金熔池具有较高的自屏蔽能力。

与此同时,使用液态金属作为冷却剂也为核反应堆带来新的挑战。与处理水和气体等冷却剂相比,它需要更先进的工具。在核反应堆中,使用液态金属作为冷却剂存在以下缺点。

(1) 液态金属冷却系统质量大,特别是铅和铅铋冷却系统,因而需要对震荡事件采取特殊措施。

(2) 对于铅和铅合金,腐蚀问题不可避免,尤其是在 600℃ 以上的温度条件下,腐蚀会更严重。当设计工作温度高于 600℃ 时,需要开发新的材料来解决腐蚀问题。

(3) 由于液态金属不透明,不能使用光学检查方法,因此现场检查液态金属会比透明冷却剂(如水和气体)困难得多。除此之外,液态金属的高密度和更高的工作温度将对检测工具产生更大的挑战,因此需要进行特殊的开发和测试。

(4) 液态金属的高熔点需要预热器,并且在正常运行和发生事故时,需要采取防止冷却剂凝固的措施。

(5) 铅和铅合金会导致一回路冷却系统零部件发生腐蚀。根据经验,这需要限制这类系统的冷却剂流速至 2 m/s 以下。

(6) 由于钠与空气和水会发生化学反应,因而需要对冷却剂系统进行密封,并采取特殊的措施防止这种反应的后果。通常,这需要在钠和环境之间设置多重屏障。此外,在从一次侧钠回路到最终能量转换回路的传热过程中,也需要特别注意。通常,设计一个中间钠回路,可防止一回路钠与能量转换回路的水-蒸汽之间发生化学反应。然而,这会增加成本,同时降低热效率。因此,目前人们正在进行不含这种中间回路方法的研究。

(7) 铅铋辐照过程中会产生高放射性毒性的钋,应严格限制。

1.4 液态金属冷却反应堆主要设计

1.4.1 中国

1. 中国快堆工程

中国快堆工程发展分为三步,即中国实验快堆(CEFR)、中国原型/示范快堆(CPFR/CDFR)和中国大型增殖经济验证性快堆(CDFBR),继而商用推广,见表 1-2。

表 1-2 中国大型增殖经济验证性快堆发展战略研究

快 堆	热功率/电功率/MW	设计开始 年代	建造开始 年代	建成 年代
CEFR	65/20	1990	2001	2010
CPFR/CDFR	1500/600	2012	2017	2025
中国商用快堆(CCFR)	$n \times 1500/600$	2020	2023	2030
CDFBR	2500~3750/1000~1500	2015	2021	2028

在 CPFR/CDFR 之后,考虑了两种可能性:①如果 2030 年前后天然铀难以支持压水堆的发展,即一址多堆地推广 CPFR/CDFR 作为中国商用增殖快堆(CCFR-B);②如果次锕系元素(MA)分离技术、在快堆中嬗变 MA 和长寿命裂变产物的经验已足够,而加速器驱动系统(ADS)技术尚未成熟,便一址多堆地推广 CPFR/CDFR 作为中国嬗变快堆(CCFR-T)。为了缩短从 CEFR 到 CDFBR 的发展周期,各堆的主要技术选择应考虑具有最大的延续性,见表 1-3。

表 1-3 中国快堆技术延续性

性能及材料	CEFR	CPFR/CDFR	CDFBR
功率/MWe	25	≥ 600	1000~1500
冷却剂	Na	Na	Na
型式	池式	池式	池式
燃料	UO ₂ , MOX	MOX, 金属	金属
包壳材料	Cr-Ni	Cr-Ni、氧化物弥散强化(ODS)钢	Cr-Ni、ODS
堆芯出口温度/℃	530	500~550	500
燃料线功率/(W/cm)	430	480、450	480
燃料/(MW·d/kg)	60~100	100~120	120~150
燃料操作	双旋塞直拉式操作机	双旋塞直拉式操作机	双旋塞直拉式操作机
安全性	主动停堆系统; 非能动余热排出	主动停堆系统; 非能动停堆系统; 非能动余热排出	主动停堆系统; 非能动停堆系统; 非能动余热排出

为了加快实验快堆商用,提高它的经济竞争性,考虑到 CEFR 能够起到原型堆的作用,我国提出了建造 600 MWe CDFR 作为第二步的建议。目前 600 MWe 霞浦 SFR 示范电站工程 CFR-600 一号机组已于 2017 年 12 月正式

开工,二号机组于 2020 年 12 月正式开工。

2. CEFR

在国家“863”计划支持下,我国于 1990 年启动了 CEFR 计划。CEFR 是一座钠冷、热功率 65 MW 的实验快堆,采用 $\text{PuO}-\text{UO}_2$ 装料,首炉采用 UO_2 燃料,Cr-Ni 奥氏体不锈钢用作燃料元件包壳和堆本体结构材料,一回路为池式,采用两台主泵,二回路有两条环路。水-蒸汽三回路也是两条环路,但过热蒸汽合并于一条管路引入汽轮机。CEFR 工程主要时间表见表 1-4。

表 1-4 CEFR 工程主要时间表

CEFR 工程	年 份
概念设计	1990—1992
对俄快堆联合体咨询和优化	1993
与俄合作技术设计	1994—1995
初步设计	1996—1997
施工图设计	1998—2005
初步安全分析报告评审	1998—2005
建造开始	2000
主厂房封顶	2002
完成施工图设计	2004
核岛系统调试开始	2005
堆本体安装完成	2008
首次装料	2010
首次临界	2010
首次并网发电	2011
项目验收	2012

如图 1-2 所示,CEFR 堆芯包括 81 盒燃料组件、3 盒安全组件、3 盒补偿组件和 2 盒控制棒组件,堆芯外围有 336 盒不锈钢反射层组件、230 盒屏蔽组件和 56 个乏燃料组件初级贮存位置。CEFR 堆本体如图 1-3 所示,堆容器、保护容器支撑在反应堆底部。反应堆直径 10 m,高 12 m,堆芯及支承结构支撑在堆芯下部结构上。2 台主泵和 4 台中间热交换器(IHX)则支撑在堆芯上部构件上。2 台独立热交换器悬挂于主容器的锥顶面。主容器的颈部安装有控制棒驱动机构、燃料操作机构以及一些仪表支承的双旋塞。CEFR 主要设计参数见表 1-5。

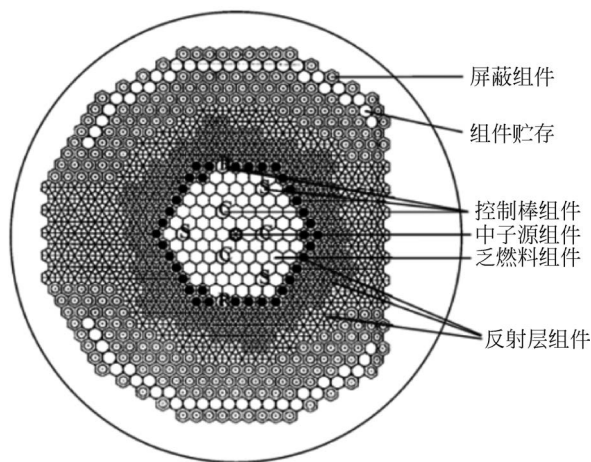


图 1-2 CEFR 堆芯

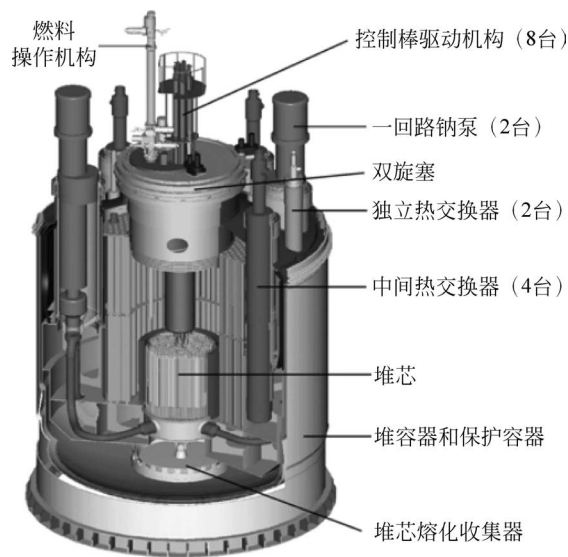


图 1-3 CEFR 堆本体

3. CFR-600

按照中国原子能科学研究院(CIAE)的快堆发展规划,基于 CEFR 的设计、建造和运行经验,我国在 2017 年年初开始建造 CFR-600 示范 SFR 一号机组,选址在福建省霞浦县;二号机组在 2020 年 12 月正式开工。

表 1-5 CEFR 主要设计参数

项 目	单位	参数	项 目	单位	参数
热功率	MW	65	堆芯入/出口温度	℃	360/530
电功率	MW	20	主容器外径	mm	8010
反应堆堆芯高度	cm	45	一回路钠量	t	260
等效直径	cm	60	一回路钠泵	台数	2
燃料		$\text{PuO}_2\text{-UO}_2$	总流量	t/h	1328.4
铀	kg	150.3	IHX		
^{239}Pu	kg	97.7	二回路钠泵	台数	4
^{235}U (富集度)	kg	436(19.6%)	环路数		2
首炉		UO_2	总钠量	t	48.2
^{235}U (富集度)	kg	236.6 (64.4%)	总流量	t/h	986.4
			三回路		
最大线功率	W/cm	430	蒸汽压力	MPa	14
最大中子注量率	$\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$	3.7×10^{15}	蒸汽流量	t/h	96.2
目标燃耗	$\text{MW} \cdot \text{d}/\text{kgH}$	100	设计寿命	a	30
首炉燃耗	$\text{MW} \cdot \text{d}/\text{kgH}$	60			

CFR-600 为池式 SFR,技术参数见表 1-6。其设计热功率为 1500 MW,电功率为 600 MW,堆芯使用由俄罗斯国家原子能公司生产的混合氧化铀燃料。堆芯入口温度为 380℃,出口温度为 550℃,蒸汽温度为 480℃,设计使用寿命为 40 年。CFR-600 一回路为池式设计,由三个环路组成,每个环路包括一台主泵和两个 IHX;次级回路由三个环路组成,每个环路由一个次级回路泵、两个中间换热器、钠缓冲罐和一个 SG 机组构成;蒸汽回路则由三个并联的 SG 机组和一个汽轮机组组成。CFR-600 同样配有空冷式余热排出系统,可通过回路自然循环非能动地排出余热,反应堆内设有堆芯捕集装置,防止严重事故下堆芯熔融物与反应堆容器接触。

表 1-6 CFR-600 技术参数

参 数	单 位	值 或 特 征
热功率	MW	1500
电功率	MW	600
燃料	—	MOX
堆芯出口温度	℃	550
堆芯入口温度	℃	480
电站寿命	a	40