

# Summary of Lead-Cooled Fast Reactor Research

Jinsheng Han, Bin Liu, Wenqiang Li

School of Nuclear science and Engineering, North China Electric Power University, Beijing  
Email: hanjinsheng@ncepu.edu.cn

Received: Jul. 13<sup>th</sup>, 2018; accepted: Jul. 23<sup>rd</sup>, 2018; published: Jul. 30<sup>th</sup>, 2018

---

## Abstract

Lead-cooled fast reactor is a fast neutron reactor cooled by liquid lead or lead bismuth alloy. As one of the six main reactors of the fourth generation reactor system, lead-cooled fast reactor can well meet the requirements of the fourth generation reactor about safety, economy, sustainability and nuclear non-proliferation. The lead-cooled fast reactor system steering committee of the fourth generation international forum identified the European lead-cooled fast reactor ELSY, the Russian medium-sized lead-cooled fast reactor BREST-OD-300 and the SSTAR system concept designed in the US as the main reference reactor types of the lead-cooled fast reactor. In this paper, the historical background of the development of the lead-cooled fast reactor is summarized, and the current status is introduced. Then, three main reference types are summarized, and finally, the challenges of the lead-cooled fast reactor are put forward.

## Keywords

The Fourth Generation Reactor, Lead-Cooled Fast Reactor, Reference Reactor Type

---

# 铅冷快堆研究概述

韩金盛, 刘 滨, 李文强

华北电力大学核科学与工程学院, 北京  
Email: hanjinsheng@ncepu.edu.cn

收稿日期: 2018年7月13日; 录用日期: 2018年7月23日; 发布日期: 2018年7月30日

---

## 摘 要

铅冷快堆是指采用液态铅或铅铋合金冷却的快中子反应堆。作为第四代反应堆六种主要堆型之一, 铅冷

快堆能很好地满足第四代反应堆安全性、经济性、持续性和核不扩散的目标要求。第四代核能系统国际论坛铅冷快堆系统指导委员会选择欧洲铅冷系统ELSY、俄罗斯中型铅冷快堆BREST-OD-300、美国小型自然循环铅冷快堆SSTAR作为铅冷快堆主要参考堆型。文章主要总结了铅冷快堆发展的历史背景和研究现状，并对三个主要参考堆型进行了相关介绍，最后对铅冷快堆发展所面临的挑战进行讨论。

## 关键词

第四代反应堆，铅冷快堆，参考堆型

Copyright © 2018 by authors and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

## 1. 引言

进入新世纪以来，人们对于核能的利用有了更多新的思考。核能在未来的发展中，想要真正成为一种可持续能源，不仅要不断提高安全性和经济性，还要解决好核燃料供给和核废料处理等问题。因此，国际核工程界提出发展第四代核电系统的主张。2001年，阿根廷、巴西、加拿大、法国、日本、韩国、南非、英国、美国联合签订了第四代核能系统国际论坛章程，标志着“第四代核能系统国际论坛(GIF论坛)”的成立，力争通过各国的共同努力于2030年左右实现第四代核电的商业化应用。2002年，GIF论坛根据第四代核能系统经济性、安全性、持续性和核不扩散的发展目标，选定钠冷快堆、铅冷快堆、气冷快堆、超临界水堆、超高温气冷堆和熔盐堆六种最具发展潜力的堆型组成第四代反应堆系统[1]。其中，铅冷快堆(LFR)采用闭式燃料循环方式，具有良好的核废料嬗变和核燃料增殖能力，以及较高的安全性和经济性[2]，未来将有广阔的发展空间，系统如图1所示。

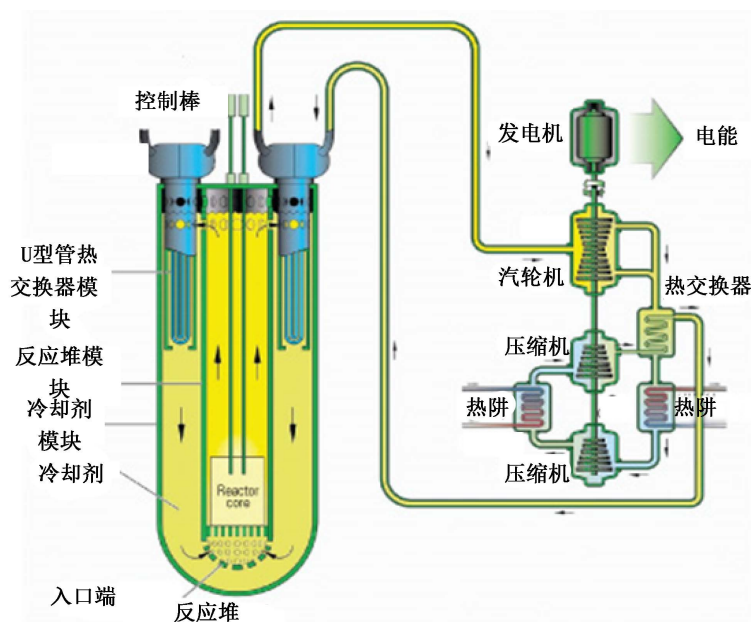


Figure 1. Schematic diagram of lead cold fast reactor system

图 1. 铅冷快堆系统示意图

2010年,第四代国际论坛铅冷快堆临时系统指导委员会(GIF-LFR-PSSC)成立,成员国包括俄罗斯、欧盟、日本和韩国,中国和美国则以观察者的身份参与委员会活动。GIF-LFR-PSSC选择欧洲铅冷系统 ELSY、俄罗斯中型铅冷快堆 BREST-OD-300、美国小型自然循环铅冷快堆 SSTAR 作为铅冷快堆主要参考堆型。目前各成员国主要通过签定铅冷快堆合作谅解备忘录(LFR-MOU)来共同完成研究工作,预计未来十年中,在材料、系统设计和运行参数等方面都会有极大的进步。本文主要总结了铅冷快堆发展的历史背景和研究现状,并对三个主要参考堆型进行概要描述,最后对铅冷快堆发展所面临的挑战进行讨论。

## 2. 铅冷快堆的历史背景及研究现状

液态重金属冷却的快中子反应堆虽然不像热中子反应堆一样被公众熟知,但是它却有相当长的发展历史。事实上,在1946年至1952年,第一座液态重金属冷却的快堆已经开始运行,冷却剂为液态金属汞,最大输出功率为25 KWt [3]。之后,液态重金属冷却反应堆的运行经验主要转移到苏联,直到90年代国际上关于铅冷快堆的研究工作才开展较多。目前俄罗斯、美国、欧盟等国家技术较为成熟。

### 2.1. 俄罗斯

早在上世纪50年代,苏联就开始研究液态铅/铅铋冷却快堆,最初主要应用于核潜艇。得益于铅铋合金熔点低的特点,最初核潜艇选用液态铅铋合金作为冷却剂。60年代到90年代期间,苏联有8艘Alfa级铅铋核潜艇和两座陆地铅铋反应堆投入运行,并获得80多年运行经验[4][5]。但是,由于在核潜艇的运行过程中没有很好地解决液态铅铋对材料的腐蚀以及产生放射性钷-210等问题,导致所有铅铋核潜艇于90年代提前退役。尽管如此,俄罗斯仍然是世界上唯一拥有铅铋快堆建造经验的国家。

苏联解体后,俄罗斯并没有放弃铅/铅铋快堆的研究。在20世纪90年代后期,俄罗斯发布民用铅/铅铋快堆的发展计划,并制定了完善的铅/铅铋快堆发展路线,具体有:发展适合边远地区独立能源项目的SVBR-100小型铅铋快堆,并计划于2019年建成[6];发展BREST-OD-300中型铅冷快堆,计划于2022年后建成[7];后续发展堆型为BREST-1200。

### 2.2. 欧洲

欧洲最初研究的铅冷系统是加速器驱动的次临界系统(ADS),主要用来嬗变钚和次锕系核素(MA)。随着铅冷快堆的发展,自1997年欧盟第五共同研究框架(FP5)开始,通过FP5、FP6、FP7先后设立了ELSY/ELFR、ALFRED、MYRRHA和ELECTRA等铅/铅铋快堆研究项目。其中ELECTRA主要由瑞典皇家理工学院(KTH)负责,反应堆设计功率为0.5 MWth,主要用作铅冷快堆教育研究工作[5];MYRRHA是一座加速器驱动的铅铋冷却实验快堆,由比利时SCK-CEN研究所负责,堆芯设计功率为100 MWth,主要作为ADS技术研究平台[8]。

目前,欧盟国家通过总结过去经验,把研究精力主要集中在FP7框架计划LEADER项目中ELFR和ALFRED两个示范活动。其中ELFR的设计方案是在欧洲铅冷系统ELSY上进一步优化得到的,目前处于设计阶段,主要由意大利的安萨尔多核电公司(Ansaldo)负责[9]。ALFRED设计功率300 MWth (120 MWe),采用纯铅冷却剂,该反应堆被视为ELFR工业示范堆的先驱,现已成为欧洲研究的焦点[10]。2013年,在欧盟的资助下,意大利的安萨尔多核电公司(Ansaldo)领衔欧洲11个国家的17个研究所、大学和公司成立了合作团队,计划于2025年在罗马尼亚核能研究中心将ALFRED建成运行[5]。

### 2.3. 美国

与前苏联相同,早在上世纪五十年代,美国为了研究先进核潜艇反应堆,开始了关于铅冷快堆的研究。但由于没有很好地解决铅/铅铋的腐蚀问题,美国于20世纪60年代就停止了铅/铅铋快堆的研究计划。

然而在本世纪初, 美国能源部(DOE)宣布重新启动铅冷快堆研究计划, 并针对核废料嬗变处理和小型模块化铅冷快堆分别设立了 ABR 项目和 SSTAR 项目。其中 ABR 项目主要由爱达荷国家工程与环境实验室(INEEL)、麻省理工学院(MIT)合作研究, 铅铋反应堆设计功率为 300 MWe, 主要用于锕系元素嬗变的相关基础科学研究[11]; SSTAR 作为 GIF-LFR-PSSC 确定的三种主要参考堆型之一, 在文章后面的部分有更详细的介绍。西屋公司近年来在实验快堆的研究基础上, 提出热功率为 500 MWth (210 MWe)的示范铅冷快堆概念。

## 2.4. 韩国和日本

韩国从上世纪末就开始了铅冷快堆的研究工作, 其国立首尔大学(SNU)作为韩国的铅冷快堆技术研究中心。2011 年, SNU 对外推出 PASCAR 的设计方案[12], PASCAR 采用地下核电站设计, 使用液态铅铋作为冷却剂, 选择 U-TRU-Zr 金属燃料, 应用非能动技术, 具有极好的安全性。但是由于金属燃料在高温高辐照环境下稳定性不佳, 后来 SNU 研究决定使用高富集度的氧化物燃料替代金属燃料, 于 2015 年正式推出 URANUS 的设计方案[13]。同时 SNU 也致力于设计具有钷燃烧能力的 PEACER-300 反应堆, 该反应堆可在自身的封闭燃料循环中重复利用所有的次锕系元素。

日本在早期关于铅冷快堆做了许多研发工作, 先后提出 LSPR [3]、PBWFR [14]和 CANDLE 等概念堆型。但是在 2013 年福岛核事故后, 日本虽然仍旧活跃于铅冷快堆研究发展领域, 却主要转向相关基础研究。

## 2.5. 中国

中国关于铅/铅铋快堆的研究起步较晚, 科研投入与俄罗斯、美国和欧盟相比也比较薄弱, 且和欧洲一样, 开始也主要针对 ADS 进行研究。2009 年, 中国科学院开始研究基于铅/铅铋冷却的加速器驱动的次临界系统。2011 年, 中科院启动战略性先导技术专项“未来先进核裂变能-ADS 嬗变系统”研究项目, 并将中国铅基反应堆(CLEAR)列为候选堆型, 开始部署我国在铅基快堆方面研究工作[15]。中国科学院核能安全技术研究所-FDS 团队在该项目的支持下, 针对 CLEAR 全面开展研发工作, 计划通过研究实验堆 CLEAR-I (10 MWth)、工程演示堆 CLEAR-II (100 MWth)、商用原型堆 CLEAR-III (1000 MWth)三期实现商业应用。此外, 中科院合肥物质科学研究院和中科院工程热物理研究所分别搭建了 KYLIN 铅铋冷却实验回路[16]和高温高压液态铅铋合金-氦气流动换热综合实验平台 LELA [17], 并进行了相关的实验研究。与此同时, 国内相关涉核高校、研究单位和企业也开始推进铅冷实验平台的搭建和实验开展。

华北电力大学(NCEPU)作为国内涉核高校, 对铅冷快堆也进行了相关研究。在与企业的合作中, NCEPU 研究人员总结 ELSY 和 BREST-OD-300 等概念堆型的设计经验, 提出热功率为 700 MWth 的铅冷快堆概念堆型, 目前已完成堆芯的初步设计。堆芯选用 MOX 燃料, 燃料棒直径为 9.1 mm, 高度为 1.1 m, 燃料组件采用六边形设计。为展平功率分布, 堆芯采用三种不同富集度的燃料组件, 包括 55 个内层组件, 60 个中层组件, 72 个外层组件。此外, 堆芯还包括 12 个控制棒组件, 114 个再生区组件, 138 个反射组件和 162 个屏蔽组件, 整体布局如图 2 所示。

## 3. 参考铅冷快堆概述

### 3.1. ELSY

ELSY 英文全称为 European Lead-cooled System, 是在欧盟第六框架合作计划(FP6)的支持下发展起来的。ELSY 完全符合第四代反应堆系统的目标要求, 同时它的出现使利用简单的工程特征设计一个有竞争力并且安全的临界快堆成为可能。ELSY 堆芯符合“adiabatic core”的设计理念, 设计功率为 1500 MWth

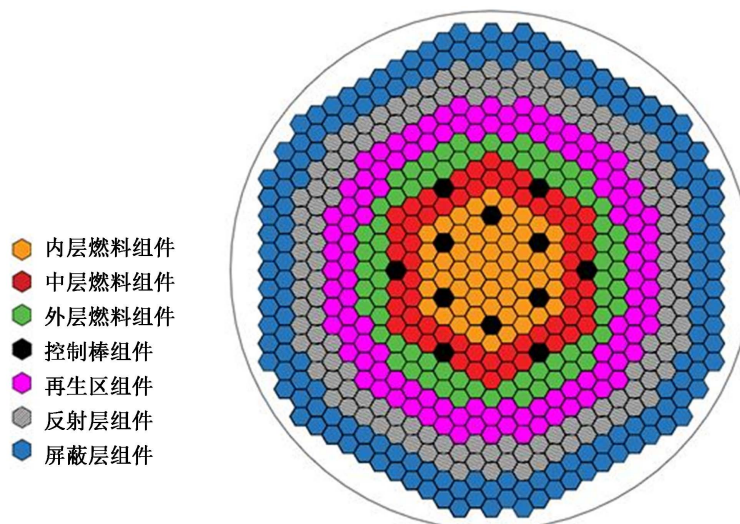


Figure 2. Core diagram  
图 2. 堆芯示意图

(~600 MWe), 采用纯铅冷却, 选用 MOX 燃料。堆芯由 162 个开放的正方形燃料组件组成, 主要技术参数如表 1 所示。“adiabatic core”概念设计着眼于闭式燃料循环以及自然资源的有效利用, 原理是在燃料循环中找到一个平衡状态, 使铀和次铀系核素在整个动力过程中保持恒定的总量, 仅消耗铀资源, 确保所有的铀系核素的充分回收利用, 只把裂变产物和后处理废料作为废物储存[19], 具体流程如图 3 所示。这种设计方法在概念上与下一节介绍的 BREST-OD-300 类似。

如图 4 所示[20], ELSY 主系统采用池式结构, 为了减少冷却剂总量和相应的地震负荷, 反应堆压力容器在保证足够尺寸容纳相应组件的同时要尽可能保持紧凑。ELSY 堆芯通过管道与主泵相连, 每个主泵安装在其相应蒸汽发生器的中心, 通过热交换把冷却剂的热量转移到蒸汽发生器的二次侧。内部组件的这种设计为主冷却剂提供了一个简单的流道, 热源和蒸汽发生器的相对位置允许在紧急情况下冷却剂的高效自然循环。与此同时, 为保证冷却剂不凝固的同时尽可能减少对结构材料的脆化和腐蚀, 冷却剂进出口设计温度分别为 400℃和 480℃, 流速最大为 2 m/s。此外 ELSY 还有两套去除衰变热的安全系统, 分别为与二回路系统相连的隔离冷凝器和基于冷池中的 DIP 冷却器, 两个系统冗余而又完全独立, 为反应堆提供安全保障。

### 3.2. BREST-OD-300

2012 年 4 月, GIF-LFR-PSSC 在意大利比萨召开会议, 来自欧盟、俄罗斯和日本的代表在系统研究计划中新增 BREST-OD-300 为中型铅冷快堆参考堆型。BREST-OD-300 是俄罗斯国家动力工程研究院 (NIKIET) 设计的主要用于发电的示范铅冷快堆, 设计功率为 300 MWe, 选择贫化铀和钚混合而成的氮化物为反应堆燃料。BREST-OD-300 堆芯计划可持续使用 5 年, 其主要技术参数见表 2。

如图 5 所示[7] BREST-OD-300 是一座池式结构的反应堆, 反应池中主要包括堆芯和控制棒结构、蒸汽发生器和泵组成的铅冷却剂循环回路、燃料重装和管理设备以及安全辅助系统等设备。其中 BREST-OD-300 堆芯外围不设增殖区, 借助于铅对中子的反射可减少堆芯中子的泄漏。此外, 在堆芯外围不设增殖层还有利于防止核扩散。BREST-OD-300 燃料栅格间隔很大, 有大量的冷却剂流过, 这样压力损失较小, 有利于建立去除衰变热的初级自然循环系统。

相对于氧化物燃料和其他金属燃料, 氮化物燃料组件在其密度、导热性能、抗辐照肿胀等方面更具

**Table 1.** Main parameter of ELSY [18]  
**表 1.** ELSY 主要参数[18]

参数/单位	数值
功率/MW	1500th (600e)
热效率/%	~42
主冷却剂	纯铅
堆芯当量直径/m	4.32
堆芯活性高度/m	0.90
冷却剂进口/出口温度/°C	400/480
冷却剂最大流速/m/s	2.0
包壳最高温度/°C	550
堆芯燃料类型	(U, Pu) O <sub>2</sub>
燃料芯块直径/mm	9.00
芯块中空直径/mm	2.00
燃料组件数目/个	162
堆芯增殖比(CBR)	~1

**Table 2.** Main parameter of BREST-OD-300 [21]  
**表 2.** BREST-OD-300 主要技术参数[21]

参数/单位	数值
功率/MW	700th (300e)
热效率/%	~43
主冷却剂	纯铅
堆芯当量直径/m	2.3
堆芯活性高度/m	1.1
冷却剂进口/出口温度/°C	420/540
冷却剂最大流速/m/s	1.8
包壳最高温度/°C	650
堆芯燃料类型	(U, Pu) N
堆芯内燃料组件数目	185
堆芯燃料装载量/t	16
反应堆寿命/a	60
堆芯增殖比(CBR)	~1

优越性，更适合发挥铅冷快堆自然安全功能。另外，在燃料后处理以及再制造过程中，氮化物燃料组件处理和制造方法简单，成本较低，更有利于满足铅冷快堆的发展需要。BREST-OD-300 初始燃料来源于压水堆乏燃料后处理中所提取的 U、Pu 及 MA 核素，在反应堆运行后可保持 CBR = 1 的自持核燃料循环 [21]。在后处理过程中，BREST-OD-300 卸料组件采用熔盐电化学工艺，用电解法去除大部分一般裂变产物，剩余产品为金属态的 U、Pu 及 MA 的混合物，然后再进行燃料重制。并且在电化学及电解工艺处理过程中，不产生放射性有机废液，放射性气体的排放量也少，只产生少量固体废物，对周围环境影响小 [21]。因此，俄罗斯计划在 BREST-OD-300 电厂附近建一个反应堆后处理厂，原则上可以避免在乏燃料运输过程中引起的事故问题。

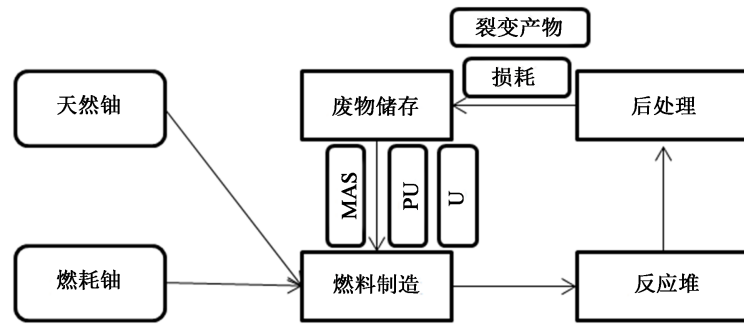


Figure 3. ELSY adiabetic fuel cycle

图 3. ELSY 绝热燃料循环

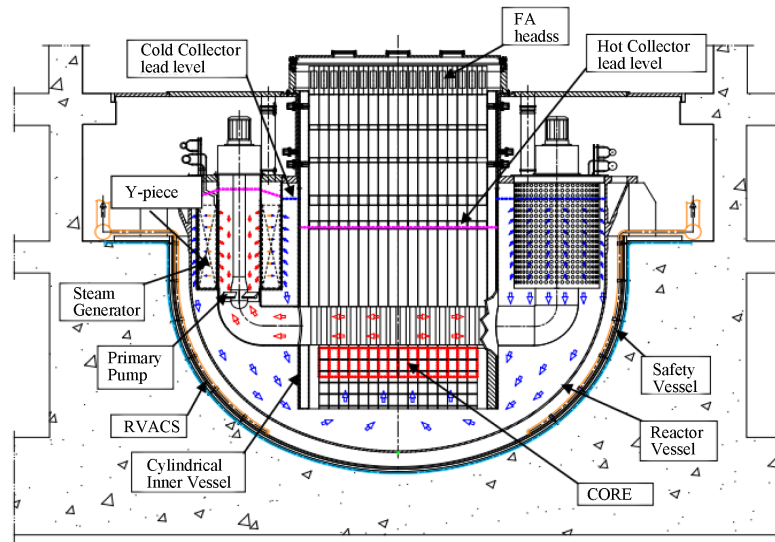


Figure 4. Overall arrangement of reactor of ELSY

图 4. ELSY 反应堆总体布置

### 3.3. SSTAR

SSTAR 英文全称为 Small Secure Transportation Autonomous Reactor，是美国阿贡国家实验室在之前提出的 STAR-LM 设计基础上设计的可以在运输容器中运输的小型模块堆，旨在为阿拉斯加、夏威夷和太平洋盆地岛屿国家等地方提供能源，以满足他们没有电网连接的需要。SSTAR 采用池式结构，反应堆设计功率为 45 MWth (20 MWe)，采用超铀元素的氮化物燃料，整体结构如图 6 所示[22]。

SSTAR 有如下设计目标[22]：1) 反应堆堆芯密封，避免在现场换料；2) 可运输性，整个反应堆容器可由船舶或路上运输；3) 堆芯设计目标为 15~30 年；4) 具有简单的集成控制的自主负载跟随能力，使操作员干预最小化，使维护最小化；5) 能对扰动快速做出响应；6) 二回路使用创新的超临界 CO<sub>2</sub> 布雷顿循环。SSTAR 因其革新性的设计理念，良好的热工安全性能，显著的经济竞争力和突出的防核扩散力，被 GIF 选定为三种铅冷快堆参考设计方案之一，其代表了小型自然循环铅冷快堆的主要研究发展方向，堆芯主要技术参数如表 3 所示。

由于 SSTAR 采用了大量的革新性研究，目前的技术水平无法满足反应堆的工程需求，所以近期并没有建造计划。与此同时，美国通过降低反应堆设计参数，于 2011 年对 SSTAR 进行了一系列改进，推出了可行性更好的小型自然循环铅冷快堆 SUPERSTAR。SUPERSTAR 二回路依然采用超临界 CO<sub>2</sub> 布雷顿

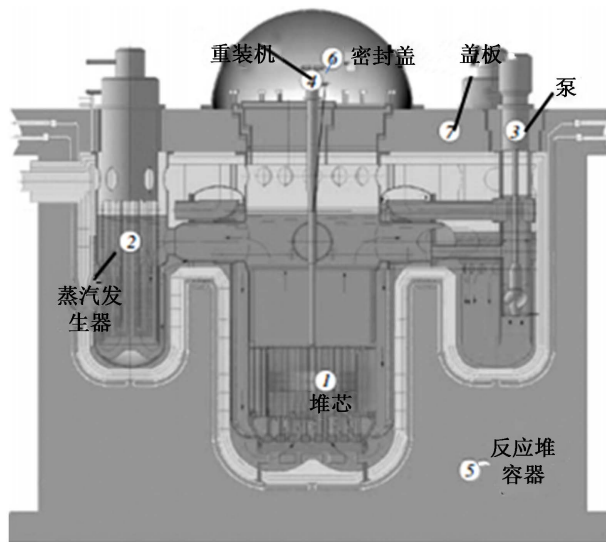


Figure 5. Overall arrangement of reactor of BREST-OD-300  
图 5. BREST-OD-300 反应堆总体布置

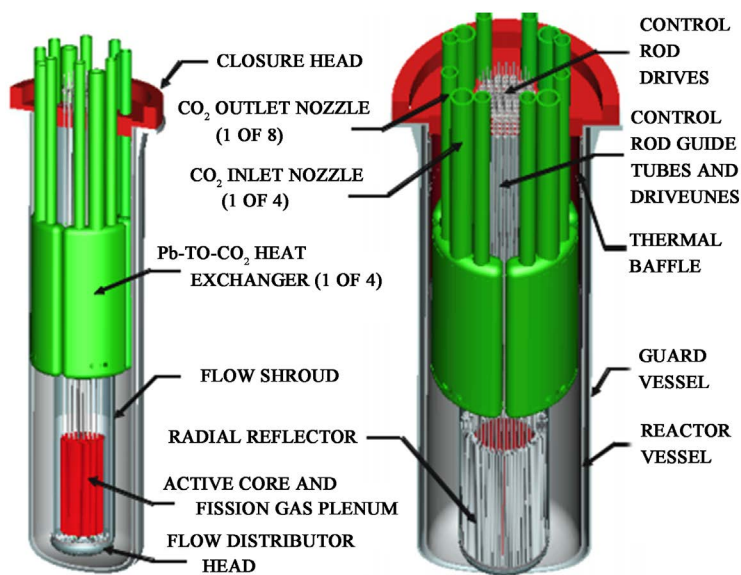


Figure 6. Overall arrangement of reactor of SSTAR  
图 6. SSTAR 反应堆总体布置

循环，同时为了提高经济性，反应堆功率由 SSTAR 的 45 MWth 提高到了 300 MWth。

ELSY、BREST-OD-300 和 SSTAR 三个主要参考堆型分别代表了大型商业铅冷快堆、中型工业示范铅冷快堆和小型自然循环铅冷快堆的发展方向，其主要优缺点总结如表 4 所示。

#### 4. 铅冷快堆面临的挑战

虽然铅的物理性质相对于其他反应堆冷却剂有明显的优势，并且先前的研究已经解决了许多铅冷快堆设计上的难题，但是铅冷快堆的发展仍然面临着许多挑战，主要表现在以下几个方面：铅的熔点较高；液态铅的不透明性；铅冷却剂密度太大以及对结构材料产生的腐蚀危害。其中在高温和冷却剂高速流动情况下，液态铅对结构材料的腐蚀是限制铅冷快堆发展最关键的因素。



**Table 3.** Main parameter of SSTAR [22]  
**表 3.** SSTAR 主要技术参数[22]

参数/单位	数值
功率/MW	45th (20e)
热效率/%	44
主冷却剂	纯铅
冷却剂进口/出口温度/°C	420/567
包壳最高温度/°C	650
堆芯燃料类型	(TRU)N
燃料芯块直径/cm	2.5
燃料最高温度/°C	841
燃料功率密度/W/cm <sup>3</sup>	42
堆芯寿命/a	30
堆芯增殖比(CBR)	~1

**Table 4.** Comparison of the merits and demerits of the reference core  
**表 4.** 参考堆芯优缺点比较

参考堆型	优点	缺点
ELSY	堆芯设计功率高、采用池式结构、反应堆设计紧凑、堆内构件均可拆出	冷却剂出口温度较低
BREST-OD-300	反应堆采用池式结构，选用性能更优的氮化物燃料组件、燃料后处理及再制造过程中氮化物燃料组件处理方法简单，成本较低	冷却剂最大流速较低
SSTAR	反应堆采用池式结构、堆芯安全密封、设计换料周期较长、冷却剂采用自然循环、二回路使用超临界 CO <sub>2</sub> 布雷顿循环	反应堆设计功率低、经济性较差、同时目前技术无法满足反应堆工程需要

铅的高熔点(327°C)要求反应堆在设计上需要采用更先进的工程技术，使冷却剂系统保持足够高的温度以防止冷却剂凝固堵塞循环。同时高温冷却剂也给反应堆的运行和维护带来了困难。与钠冷快堆相同，冷却剂的不透明性对检查和监测反应堆核心部件提出了极大的挑战，可与钠冷快堆技术共同研究。同时，在对反应堆结构抗震设计时，铅的高密度和高质量性质是需要考虑的关键因素。

液态金属铅对结构材料的腐蚀主要表现为液态铅对合金钢中的某些元素(如 Ni、Cr)具有溶解性腐蚀能力，Ni、Cr 合金钢在 500°C~550°C 下腐蚀速率达 1~10 mm/年[21]。针对腐蚀问题，俄罗斯、美国和欧盟等国家和组织已经进行了 20 多年的研究，目前主要有两种工艺，一是表面氧化，二是对表面施以保护层。其中俄罗斯科学家根据他们铅冷快堆的运行经验，主要对钢结构连续钝化技术进行深入研究。主要原理是在金属表面添加氧化层并在液态金属铅中保持一定的含氧量。假如在运行过程中金属表面的氧化层产生微小裂纹或局部脱落，则溶于铅的氧就能对裸露的钢进行再氧化，使受损部位自动修复[21]。在长时间运行过程中，虽然铅能够逐渐浸入氧化层，却不再腐蚀氧化层下面的金属基体。但是研究表明当温度超过 500°C 时，氧控技术对于防止结构材料的腐蚀不再有长时间的保护作用。图 7 所示为 ELSY 冷却剂运行温度[23]，ELSY 反应堆容器和主要结构材料均采用奥氏体钢 SS-316，在 500°C 以下，适当的氧气控制可以确保这些材料的自钝化保护，所需氧浓度随着元件的工作温度而增加。然而，如果这种温度超过 500°C，则在奥氏体钢上形成的氧化层不再具有长时间的保护性，必须采取其他措施来防止腐蚀，这也是 ELSY 冷却剂出口温度设为 480°C 的原因。

但是为了提高反应堆的经济性，就必须提高液态铅/铅铋的工作温度以提高发电效率。这就要求各国必须对新结构材料及材料的保护工艺进行更加深入的研究。目前美国把自愈合的氧化铝成型钢、氧化

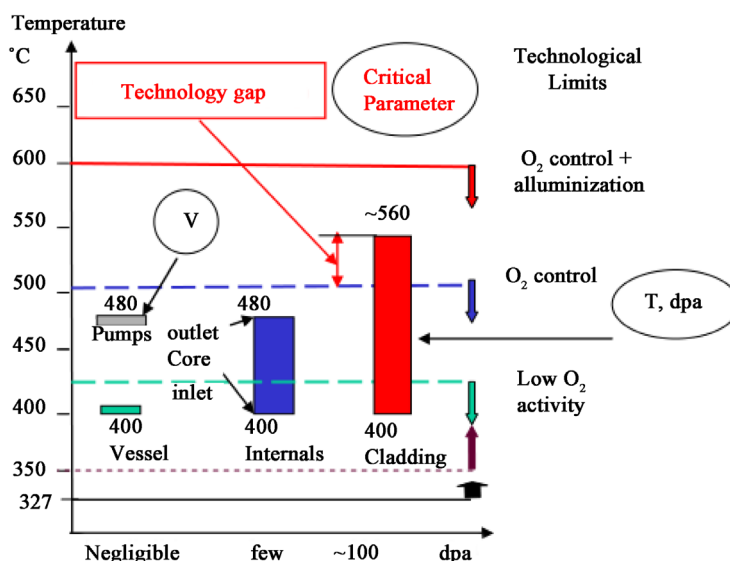


Figure 7. Operating temperatures of ELFR

图 7. ELSY 的运行温度

铝涂层钢和功能梯度复合材料列为冷却剂温度为 550°C 以上时的候选结构材料，但是具体可靠性仍需进一步的研究测试。同时，欧洲的一些实验室也正在进行许多抗腐蚀性研究。

## 5. 结论

自第四代核能系统活动开始以来，铅冷快堆显示了其能够满足 GIF 的所有目标的巨大潜力。并且近年来关于铅的腐蚀问题有了突破性成果以及铅冷却剂在安全方面具有明显优势，使铅冷快堆得到了更广泛的关注，世界各地的几个项目正在同时进行。三个主要参考堆型 ELSY、BREST-OD-300 和 SSTAR 都采用池式结构和陶瓷燃料，并且由于液态铅对结构材料的腐蚀影响，使堆芯的冷却剂出口温度限制在 480°C~567°C。挑战存在动力就存在，相信在各国科研机构的共同努力之下，铅冷快堆在反应堆设计、关键设备研发、核燃料选取以及结构材料保护等方面将会取得新的进展。同时俄罗斯关于铅铋快堆核潜艇的运行经验可以为铅冷快堆的商业化规模提供很好的示范作用，铅冷快堆将会将核能利用推向新高度。中国在铅冷快堆的发展中要不断借鉴世界各国的经验，选择合适的燃料类型，不断攻克铅冷快堆的腐蚀问题，从而提高反应堆的安全性和经济性。

## 参考文献

- [1] 赵鹏程. 小型自然循环铅冷快堆 SNCLFR-100 一回路主冷却系统热工安全分析[D]: [博士学位论文]. 合肥: 中国科学技术大学, 2016.
- [2] 郭连城, 曹学武. 铅冷快堆(LFR)最新研究进展概述[C]//全国新堆与研究堆学术会议. 2006.
- [3] Alemberti, A., Smirnov, V., Smith, C.F., et al. (2014) Overview of Lead-Cooled Fast Reactor Activities. *Progress in Nuclear Energy*, 77, 300-307. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2013.11.011>
- [4] Miller, F.P., Vandome, A.F., Mcbrewster, J., et al. (2010) Alfa Class Submarine. Alphascript Publishing, Saarbrücken.
- [5] 陈钊. 小型自然循环铅冷快堆 SNCLFR-100 热工水力设计与安全分析研究[D]: [博士学位论文]. 合肥: 中国科学技术大学, 2015.
- [6] Zrodnikov, A.V., Toshinsky, G.I., Komlev, O.G., et al. (2011) SVBR-100 Module-Type Fast Reactor of the IV Generation for Regional Power Industry. *Journal of Nuclear Materials*, 415, 237-244. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2011.04.038>

- [7] Glazov, A.G., Leonov, V.N., Orlov, V.V., *et al.* (2007) Brest Reactor and Plant-Site Nuclear Fuel Cycle. *Atomic Energy*, **103**, 501-508. <https://doi.org/10.1007/s10512-007-0080-5>
- [8] Abderrahim, H.A., Baeten, P., Bruyn, D.D., *et al.* (2012) MYRRHA—A Multi-Purpose Fast Spectrum Research Reactor. *Energy Conversion & Management*, **63**, 4-10. <https://doi.org/10.1016/j.enconman.2012.02.025>
- [9] Sobolev, V., Malambu, E. and Abderrahim, H.A. (2009) Design of a Fuel Element for a Lead-Cooled Fast Reactor. *Journal of Nuclear Materials*, **385**, 392-399. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2008.12.027>
- [10] Grasso, G., Petrovich, C., Mattioli, D., *et al.* (2014) The Core Design of ALFRED, a Demonstrator for the European Lead-Cooled Reactors. *Nuclear Engineering & Design*, **278**, 287-301. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.07.032>
- [11] Buongiorno, J., *et al.* (2001) Design of an Actinide Burning, Lead-Bismuth Cooled Reactor That Produces Low Cost Electricity. LDRD-FY-01 Annual Report. [https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc715667/m2/1/high\\_res\\_d/772054.pdf](https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc715667/m2/1/high_res_d/772054.pdf)
- [12] Choi, S., Cho, J.H., Bae, M.H., *et al.* (2011) PASCAR: Long Burning Small Modular Reactor Based on Natural Circulation. *Nuclear Engineering & Design*, **241**, 1486-1499. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2011.03.005>
- [13] Shin, Y.H., Choi, S., Cho, J., *et al.* (2015) Advanced Passive Design of Small Modular Reactor Cooled by Heavy Liquid Metal Natural Circulation. *Progress in Nuclear Energy*, **83**, 433-442. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2015.01.002>
- [14] Takahashi, M., Uchida, S., Hata, K., *et al.* (2005) PbBi-Cooled Direct Contact Boiling Water Small Reactor. *Progress in Nuclear Energy*, **47**, 190-201. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2005.05.020>
- [15] 詹文龙, 徐珊瑚. 未来先进核裂变能——ADS 嬗变系统[C]//可持续发展 20 年学术研讨会. 2012.
- [16] Lyu, K., Chen, L., Yue, C., *et al.* (2016) Preliminary Thermal-Hydraulic Sub-Channel Analysis of 61 Wire-Wrapped Bundle Cooled by Lead Bismuth Eutectic. *Annals of Nuclear Energy*, **92**, 243-250. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.01.034>
- [17] 王焕光. 加速器驱动次临界系统(ADS)堆芯冷却系统换热优化[J]. 中国科学院工程热物理所: 2015 年以前, 2013.
- [18] Artioli, C., Grasso, G., Sarotto, M., *et al.* (2009) European Lead-Cooled System Core Design: An Approach towards Sustainability. *International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities*.
- [19] Artioli, C., Grasso, G. and Petrovich, C. (2010) A New Paradigm for Core Design Aimed at the Sustainability of Nuclear Energy: The Solution of the Extended Equilibrium State. *Annals of Nuclear Energy*, **37**, 915-922. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2010.03.016>
- [20] Cinotti, L., Smith, C.F. and Sekimoto, H. (2013) Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) Overview and Perspectives. *Microchimica Acta*, **169**, 49-55.
- [21] 肖宏才. 自然安全的 BREST 铅冷快堆——现代核能体系中最具发展潜力的堆型[J]. 核科学与工程, 2015, 35(3): 395-406.
- [22] Smith, C.F., Halsey, W.G., Brown, N.W., *et al.* (2008) SSTAR: The US Lead-Cooled Fast Reactor (LFR). *Journal of Nuclear Materials*, **376**, 255-259. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2008.02.049>
- [23] Tarantino, M., *et al.* (2012) Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) Development Gaps. International Atomic Energy Agency, Vienna.

#### 知网检索的两种方式:

1. 打开知网页面 <http://kns.cnki.net/kns/brief/result.aspx?dbPrefix=WWJD>  
下拉列表框选择: [ISSN], 输入期刊 ISSN: 2332-7111, 即可查询
2. 打开知网首页 <http://cnki.net/>  
左侧“国际文献总库”进入, 输入文章标题, 即可查询

投稿请点击: <http://www.hanspub.org/Submission.aspx>

期刊邮箱: [nst@hanspub.org](mailto:nst@hanspub.org)