

# 钍基熔盐堆材料发展战略

周兴泰, 李志军, 陆燕玲, 黄鹤飞, 贺周同, 戴志敏, 徐洪杰

(中国科学院上海应用物理研究所, 上海 201800)

**摘要:** 作为第四代核裂变反应堆之一, 熔盐堆由于其高的能量转换效率、固有安全性、适合钍燃料的利用等优越性, 在世界范围内受到越来越多的关注。熔盐堆主要构件需要在高温、氟化物熔盐腐蚀及中子辐照等极端工作环境下长期稳定、安全有效地工作, 因而对其所用材料提出了极大的挑战。本文从熔盐堆工况特点及其对材料的基本需求出发, 描述了熔盐堆关键材料(包括合金结构材料及核石墨)的发展历程、现状及存在的问题; 特别指出了针对目前实验堆建设阶段需要解决的关键科学技术问题; 围绕熔盐堆研发计划, 规划了熔盐堆材料未来的发展方向及路线图。

**关键词:** 熔盐堆; 高温材料; 材料-熔盐相容性; 辐照效应

**中图分类号:** TM71 **文献标识码:** A

## Development Strategy for Thorium Molten Salt Reactor Materials

Zhou Xingtai, Li Zhijun, Lu Yanling, Huang Hefei, He Zhoutong, Dai Zhimin, Xu Hongjie

(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Shanghai 201800, China)

**Abstract:** As one of the six General IV nuclear reactors, the molten salt reactor (MSR) has received an increasing attention around the world owing to its high energy conversion efficiency, inherent safety feature, and application of the thorium fuel. However, major components for MSRs are facing great challenges due to the extreme environments of high temperature, corrosive molten fluoride salt, and neutron irradiation inside the MSRs. In this paper, requirements for the MSR materials are analyzed; the development history, current status, and existing problems of the key MSR materials (including alloy structure materials and nuclear graphite) are depicted; key technical problems to be solved during the current construction of experimental MSRs are pointed out; and the development strategy for the MSR materials is proposed, based on the research and development plan for the MSRs.

**Keywords:** molten salt reactor; high temperature materials; material-molten salt compatibility; irradiation effect

### 一、熔盐堆对材料的需求

核反应堆的堆芯容器、堆芯慢化体、回路、换热器、熔盐泵及控制棒等堆构件的制备材料, 关系

到工作人员和反应堆周围环境及财产安全, 是各种核能反应堆的核心要素之一。长期以来, 很多其他领域的成熟工程材料, 如多种合金钢、高温合金、碳材料等, 被用来制备反应堆构件。不同于现役及

收稿日期: 2018-12-07; 修回日期: 2019-01-18

通讯作者: 周兴泰, 中国科学院上海应用物理研究所, 研究员, 主要研究方向为核材料; E-mail: zhouxingtai@sinap.ac.cn

资助项目: 中国工程院咨询项目“新一代核能用材发展战略研究”(2016-ZD-06)

本刊网址: www.enginsci.cn

在建的核反应堆和其他的下一代先进堆型所用的固体核燃料，熔盐堆中核燃料由高温熔融氟化物盐携带，堆内构件及其材料与高温熔融氟盐、核燃料及裂变产物有着直接接触，使材料处于中子辐照、高温、受力和熔盐腐蚀性等多重极端环境中。因此熔盐堆材料需满足如下基本要求：耐高温、耐熔盐腐蚀、耐中子辐照、有一定强度且可加工性能好。

由于熔盐堆所用冷却剂（氟盐）沸点高达 1400℃ 以上，熔盐堆具有在 1000℃ 以上高温、常压工况下长期、稳定工作的潜力。但由于目前尚没有能在如此高温熔盐环境下长期工作的候选合金结构材料，现阶段希望合金结构材料能在 700℃ 高温熔盐环境下长期稳定工作。

(1) 随着工作温度的提高，熔盐对合金结构材料的腐蚀性不断增强。现阶段笔者希望熔盐堆合金结构材料在 700℃ 高温氟盐环境下年平均腐蚀速率小于 25 μm。

(2) 尽管熔盐堆在常压下工作，不需要像压水堆那样的复杂高压系统，对合金结构材料的力学性能要求也不如压水堆那么高，但为了使构件不笨重，提高熔盐堆的整体经济性，仍然希望合金结构材料具有良好的力学性能，尤其是高温力学性能，比如良好的抗高温蠕变性能。

(3) 由于熔盐堆主要构件与燃料盐（内含核燃料及裂变产物）直接接触，要求用作制备构件的合金结构材料具有良好的裂变产物惰性，即不与裂变产物（如 Te 等）发生相互作用而使合金材料性能严重劣化。

(4) 由于合金结构材料需加工、连接、组装成各种构件，要求合金材料具有良好的加工性及可焊接性。

(5) 熔盐堆堆芯慢化体材料为核石墨，核石墨应该具有高纯度、高各向同性度、良好的力学性能及高热传导性能。

(6) 核石墨的抗辐照性能决定堆的使用寿命，这要求熔盐堆核石墨具有极好的抗中子辐照能力（10~30 dpa）。

(7) 熔盐堆中核石墨与燃料盐直接接触，为了防止核燃料随液态熔盐透过石墨表面小孔进入石墨内部，进而形成局部热点并造成石墨损伤，要求熔盐堆核石墨表面微孔孔径尺寸小于 1 μm。

## 二、熔盐堆材料发展现状及未来趋势

与压水堆类似，制备熔盐堆构件的材料有很多种，常规的熔盐堆构件（即与熔盐不接触、不受辐照）一般用常用的工程材料制备，这些常规的材料不在此详述。下面只介绍熔盐堆专用材料，即 UNS N10003 合金及核石墨。

### （一）合金结构材料——UNS N10003 合金

熔盐堆关键构件（包括压力容器、回路管道、热交换管等）都须在高温、熔盐腐蚀和中子辐照等多重极端环境下长期、稳定、有效工作，很难找到一种能满足上述条件的成熟工程材料，因此结构材料是熔盐堆研发过程中一个非常突出的技术难题。20 世纪五六十年代，美国橡树岭国家实验室（ORNL）专门为核动力飞机和熔盐实验堆项目（MSRE）研发了一种镍基合金，它也是迄今为止唯一在熔盐堆服役过的合金结构材料——UNS N10003 合金（已经被 ASME 标准列入高温压力容器材料目录，其中由美国 Haynes 公司生产的产品名称为 Hastelloy N 合金，国内生产的产品名称为 GH3535）。ORNL 研究人员进行了大量的筛选和测试工作后发现，Inconel 600 和 Hastelloy B 等一系列当时成熟的合金都不能满足其耐熔盐腐蚀的高要求，到 1956 年，ORNL 确定了 Hastelloy N 合金主元素为 Ni-17Mo-7Cr。1961 年，ORNL 继续发展民用熔盐实验堆，即 MSRE。在该时期，有关 Hastelloy N 合金材料的工作主要局限于长程熔盐腐蚀评价和力学性能测定。从 1965 年 MSRE 达到临界，到 1969 年停止运行，Hastelloy N 合金为 MSRE 的成功运行发挥了重大作用。在此之后，由于 MSRE 等相关计划的终止，Hastelloy N 合金没有得到进一步的研究、完善和发展 [1]。前期，Hastelloy N 合金仅有美国哈氏合金国际公司（Haynes 公司）进行全球垄断性商业化生产，是美国政府划定的核管制材料，需经其许可才能出口到中国。

就该合金型材制备工艺而言，ORNL 和 Haynes 在 20 世纪 50~70 年代对 Hastelloy N 合金各型材的加工工艺进行了一系列的研究，基本形成了锻造、热轧、热挤压等工序的加工工艺。如锻造工序确定了锻造温度区间、锻造压下量等工艺参数；热轧工序确定了轧制温度区间、每次压下量、轧制速度等

工艺参数；热挤压工序确定了热挤压温度区间、挤压比、挤压速率等工艺参数。

Hastelloy N 合金突出的优点是其具有极好的耐高温熔盐腐蚀性能（如在干净 FLiNaK 氟盐环境中，其年腐蚀速度  $<25 \mu\text{m}$ 。），同时具有良好的高温力学性能和抗中子辐照特性，合金材料的综合性能基本达到实验堆结构材料的设计寿命（30 年）[1]。

虽然数年前美国政府允许对华出口 Hastelloy N 合金以用于我国熔盐堆建设，但是考虑到中美之间关系的不确定性，从长远看，为了不使我国的核能发展计划受制于人，笔者团队自中国科学院科技先导专项《钍基熔盐堆核能系统——TMSR》启动时就着手耐熔盐腐蚀合金的国产化（GH3535）工作，即自 2011 年开始，在中国科学院第四代裂变反应堆核能系统（TMSR）专项资助下，通过与国内科研单位（中国科学院金属研究所）及制造厂（抚顺特殊钢股份有限公司、宝山钢铁股份有限公司、久立集团股份有限公司及成都航宇超合金技术有限公司等）合作，在现有 Hastelloy N 合金的基础上，进一步优化了合金中元素含量（C 和 Si 等）[2~5]，确定了关键工艺（均质化、加工窗口、焊接和热处理等）技术条件。至今为止，经过实验室小试—中试—规模生产等阶段，已可制备出大型 GH3535 合金锭（10 t），并研发出大尺寸的合金环轧件（ $\phi 3000 \times 400$ ）、各种规格管材（ $\phi 14 \sim \phi 168$ ）、板材、封头、弯管等，在规格上基本满足实验堆构件制备的要求。通过实验确定了合金焊接的技术条件，为实验堆组件制备及实验堆建设奠定了基础。GH3535 合金的研发及规模生产，不仅能确保 TMSR 专项的顺利开展，也

为将来熔盐堆放大至示范堆及商业堆创造了条件。近期，Hastelloy N 合金已经被美国政府列入禁止输入我国的材料名录，说明 TMSR 专项前期自主研发熔盐堆合金结构材料的策略是有预见性的。

实验系统测试了国产 GH3535 合金各种力学性能、耐熔盐腐蚀性能等，实验结果表明国产 GH3535 合金综合性能与进口 Hastelloy N 合金相当（见表 1、表 2），说明国产合金基本可以替代进口合金用于熔盐堆的建设。

目前，在熔盐堆材料研发方面，除了中国科学院先进核能创新研究院所属的几个研发单位（上海应用物理研究所、中国科学院金属研究所）外，一些国内知名制造厂（抚顺特殊钢股份有限公司、宝山钢铁股份有限公司、久立集团股份有限公司及成都航宇超合金技术有限公司等）也参与了该合金的研发工作。国外如美国、法国、俄罗斯、捷克等国家也在开展相关研究工作，见图 1。除中美两国外，其他国家耐熔盐腐蚀合金结构材料还处于实验室研制阶段，尚没有形成规模化生产。

## （二）核石墨

核石墨是一种优秀的中子慢化体及反射体材

表 1 Hastelloy N 合金和 GH3535 合金在 650 °C 和 700 °C 下的冲击功

测试温度 / °C	不同测试材料的冲击功 / J		
	Hastelloy N 合金	GH3535 合金 (优化前)	GH3535 合金 (优化后)
650	121.7	132.0	236.0
700	130.7	129.3	236.3

表 2 GH3535 和 Hastelloy N 合金单位面积失重、腐蚀深度及 Cr 扩散深度

实验材料	试样编号	温度 / °C	坩埚材质	单位面积失重 / ( $\text{mg} \cdot \text{cm}^{-2}$ )	腐蚀深度 / $\mu\text{m}$	Cr 扩散深度 / $\mu\text{m}$
GH3535	11	650	石墨坩埚	4.71 ± 0.22	51	58
Hastelloy N	21			4.25	55	88
GH3535	13			3.95	45	70
Hastelloy N	22			4.17	56	87
GH3535	19	700	纯镍坩埚	4.59 ± 0.10	55	92
Hastelloy N	25			4.39	51	80
GH3535	111			1.98 ± 0.12	22	40
Hastelloy N	26			2.14	24	48
GH3535	113	700	纯镍坩埚	7.03 ± 0.24	53	88
Hastelloy N	27			7.02	58	85

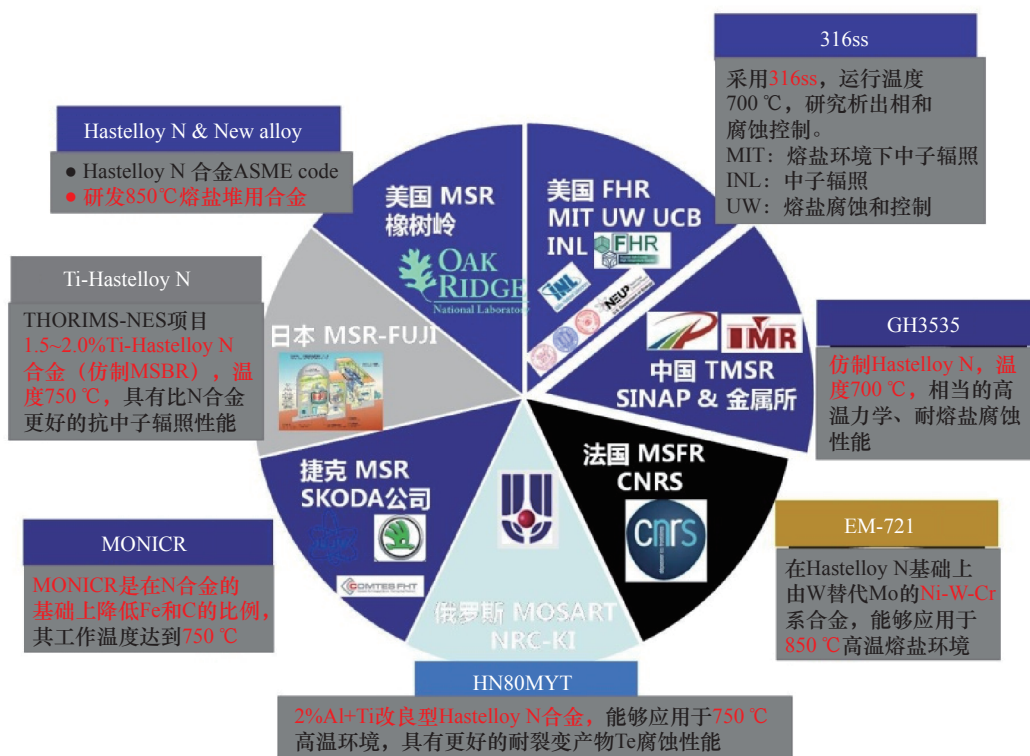


图 1 熔盐堆合金结构材料国内外研究概况

料,它具有优异的慢化比,同时具有化学稳定、耐辐照、价格便宜等优点。核石墨在气冷堆中的应用非常成熟,目前国际上对核石墨的研究大多是基于高温气冷堆中的应用而展开的。在熔盐堆中,核石墨作为其慢化体及反射体,同时充当熔盐的流道。这使其不可避免地与熔盐直接接触。

核石墨是一种多孔材料,在与熔盐接触过程中,如果石墨材料表面微孔尺寸足够大,熔盐可能通过在微孔中的渗透而进入石墨内部,从而产生严重的后果。对于熔盐堆,一方面熔盐在石墨中的浸渗可能导致石墨性能,特别是其辐照损伤行为发生变化;另一方面熔盐携带燃料渗入石墨中可导致在石墨内部形成局部热点,从而缩短核石墨的使用寿命。因此,熔盐堆对核石墨的要求除了一些常规要求(高纯度、高强度、高热导、高各向同性度、抗中子辐照等)外,还要求其能阻隔熔盐在其中的浸渗。目前国际上还没有成熟的核石墨能有效阻隔熔盐的浸渗。

ORNL 在当时的条件下专门为熔盐堆发展了一种 CGB 核石墨,该核石墨具有较大的密度,微孔尺寸很小,MSRE 实验结果表明 CGB 核石墨能很好地满足熔盐堆的要求 [1]。由于当时美国熔盐堆项目暂停,该款核石墨也早已停产,熔盐堆用石

墨发展也因此停止;另外,由于受限于当时的石墨制备技术,该材料属于各向异性石墨,也不符合目前核石墨的基本要求(高度各向同性)。气冷堆的发展同时带动了核石墨的发展;通过不断改进石墨材料的制备工艺,核石墨各种性能有了长足的进步,目前气冷堆核石墨已发展到第三代(见图 2、图 3)。

由于熔盐堆对核石墨的要求与气冷堆不同,因气冷堆而发展起来的各种核石墨不能直接为熔盐堆所用。为了发展可用于熔盐堆的核石墨材料,笔者团队与国内碳材料研究机构(中国科学院山西煤碳化学研究所)及知名碳素公司合作研发了两款超细颗粒石墨材料,一是与方大集团成都碳素有限公司合作研发的 NG-CT-50 (见图 4);二是中钢集团新材料(浙江)有限公司研发的 T220,上述两种石墨孔径都小于 1 μm,结构致密,均达到了阻隔熔盐浸渗的要求,产品尺寸也达到了 TMSR 实验堆构件制备要求。另外,还对两种牌号的国产核级石墨的常规性能和熔盐相容性开展了较为详细的测试(见表 3),它们除了断裂韧性偏低,抗中子辐照性能尚待评估外,其他性能指标基本达到设计要求,能满足实验堆的建设需求。

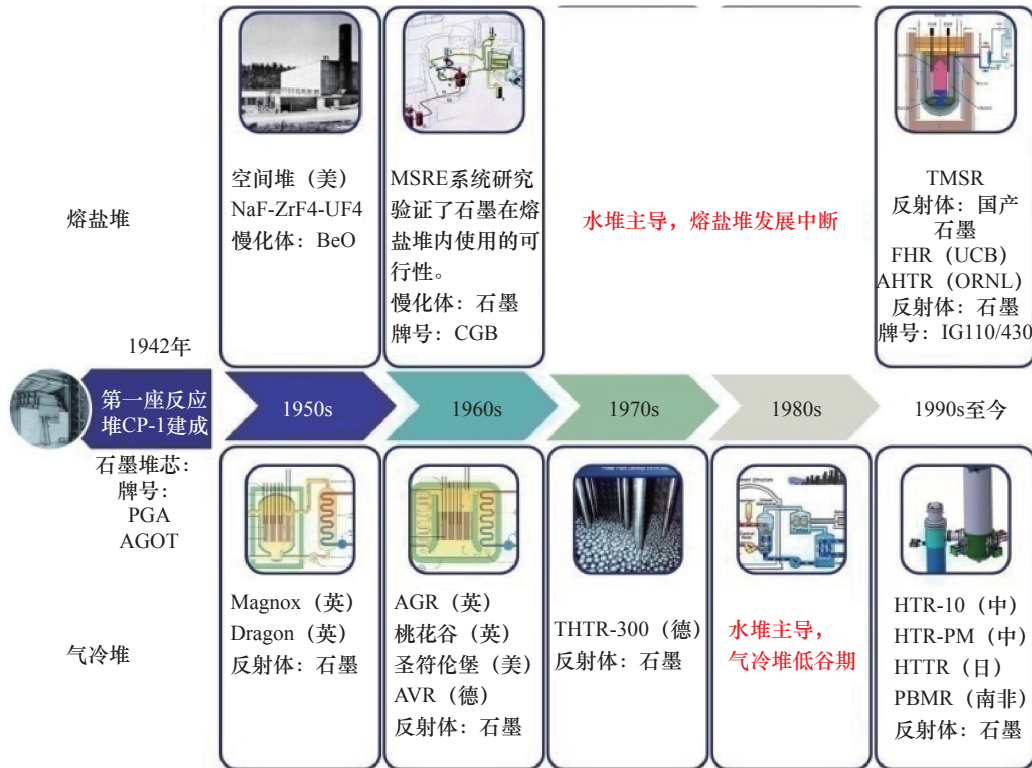


图2 熔盐堆、气冷堆核石墨发展历程

- 第一代特点: 各向异性, 电极石墨
- 第二代特点: 各向同性, 纯度高, 光伏产业驱动
- 第三代特点: 专为核能开发 (尤其是气冷堆)  
注重材料均匀性, 强度略高



第一代核石墨,  
代表:  
CGB (MSRE), AGOT,  
PGA (早期气冷堆)



第二代核石墨,  
代表:  
IG-110 (应用于HTR-10, HTTR)  
H451 (拟用于美国气冷堆)  
ATR-2E (拟用于德国气冷堆)



第三代核石墨,  
代表:  
IG-430 (为日本HTTR研发)  
PCES (为美国VHTR研发)  
NBG-18 (为南非PBMR研发)

图3 核石墨发展历程

在过去数年的熔盐堆材料研发过程中, 笔者团队与国内外同行广泛合作 (见图5、图6), 形成了良好的合作关系。通过熔盐堆材料的研发及在该领域与国内外同行的合作, 中国科学院先进核能创新研究院核材料研发队伍迅速成长。

### 三、存在的主要问题及未来趋势

#### (一) 结构材料

熔盐堆为高温堆, 其结构材料原则上须用高温核反应堆许可建堆材料。目前 ASME-NH 卷中规定



图 4 NG-CT-50 超细颗粒石墨坯料

的高温核反应堆许可材料只有不锈钢等四种合金材料，其中不包括 UNS N10003 合金。UNS N10003 只是 ASME 压力容器许可材料。所以现阶段存在的主要问题是 UNS N10003 相关数据积累不够，短时间内难以被列入 ASME-NH 卷中规定的高温核反应堆许可材料目录中。

根据目前状况，UNS N10003 合金尚缺的数据为长时间高温蠕变、蠕变疲劳及抗中子辐照性能数据；而这些数据的积累，需要大量的经费及时间支持。

不同于其他堆型，熔盐堆中燃料直接与堆构件接触，裂变产物与熔盐堆材料的相互作用需要特别引起重视。UNS N10003 合金需要关注的另一个问

表 3 熔盐堆核石墨 NG-CT-50 和 T220 石墨主要性能参数

特性	指标要求	NG-CT-50	T220
密度 /( $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ )	$\geq 1.75$	1.77	1.87
最可几孔径大小 / $\mu\text{m}$	$\leq 1.0$	0.86	0.95
抗拉强度 /MPa	$\geq 22$	25.9	33.2
抗压强度 /MPa	$\geq 65$	71.1	124.1
抗弯强度 /MPa	$\geq 30$	36.3	35.5
断裂韧性 $K_{IC}/\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$	$\sim 1.0$	0.71	0.85
热胀系数 (室温 $-600\text{ }^\circ\text{C}$ ) / $1/^\circ\text{C} \times 10^{-6}$	$\leq 5.5$	3.6	4.6
各向异性系数 $\alpha_{AG}/\alpha_{WG}$	$\leq 1.1$	1.08	1.08
室温热导率 / $\text{w}/(\text{m}\cdot^\circ\text{C})$	$\geq 80$	90.6	83.4
临界浸渗压强 /atm	$\geq 6.0$	6.5	6.5

题是裂变产物（如 Te）致合金脆化的问题，即裂变产物 Te 通过沿晶界扩散的途径进入合金，使合金晶界脆化并开裂（见图 7）[1,6,7]。尽管有文献表明可以通过调整燃料盐 pH 值来抑制合金 Te 脆（见图 8）[6]，但仍需要进一步的实验进行验证。

另外，UNS N10003 合金中含有大量的 Ni，价格相对昂贵；该合金最高许可使用温度为  $700\text{ }^\circ\text{C}$ ，限制了熔盐堆高温工作的潜力。

未来发展趋势将着眼于上述问题，一方面通过数据积累，使 UNS N10003 合金成为 ASME 标准中高温堆许可使用的合金材料；另一方面，利用现代

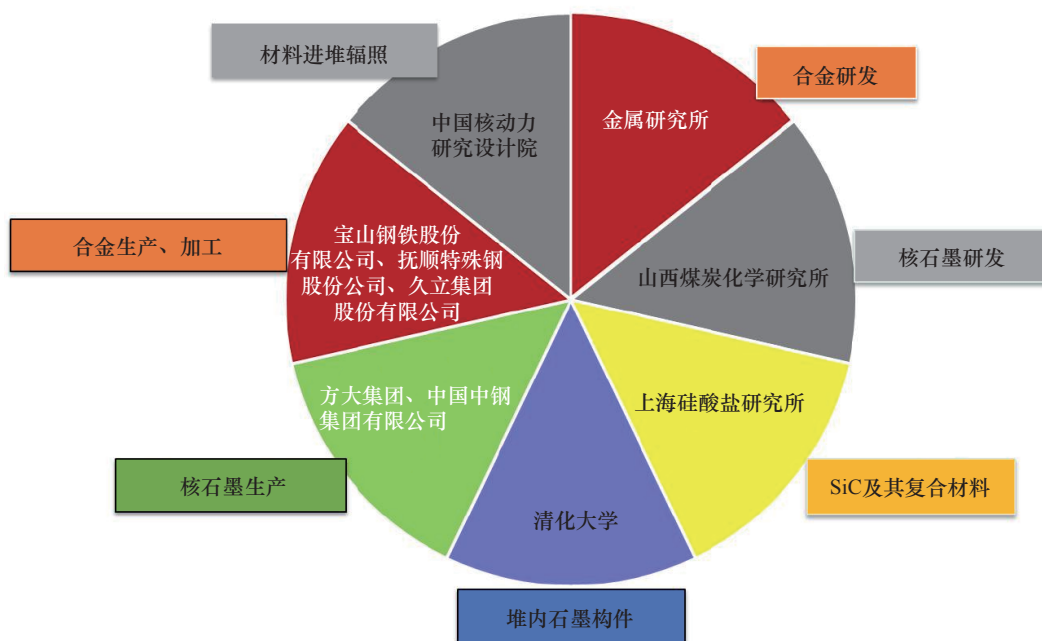


图 5 熔盐堆材料研发国内合作概况

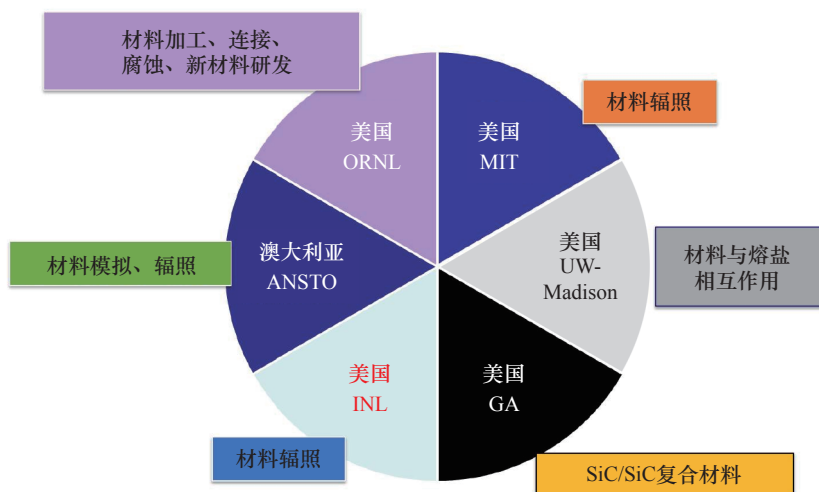


图 6 熔盐堆材料研究国际合作概况

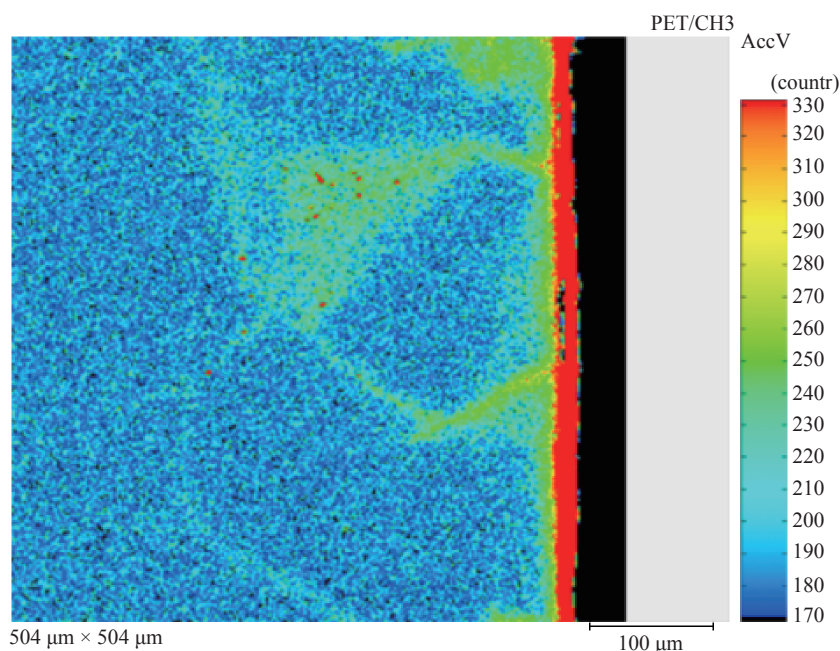


图 7 Te 在 Ni 合金中的沿晶扩散

材料科学技术，发展抗熔盐腐蚀的新型高温材料，包括新型耐高温 / 抗熔盐腐蚀合金、双金属复合材料（如不锈钢 - 镍合金复合材料）以及 C/C 复合材料等，目标是使合金材料具有更高的高温强度、更好的耐熔盐腐蚀特性、更抗中子辐照，从而使熔盐堆能在更高的温度下工作、构件寿命更长、经济性更好。

## （二）核石墨

熔盐堆核石墨须具有隔断熔盐渗透的特性，要

求石墨材料微孔孔径尺寸小于  $1 \mu\text{m}$ ，这种要求只有用超细颗粒骨料制备的石墨材料才能达到。而这种超细颗粒石墨往往较脆、断裂韧性偏低、容易开裂、成品率低，同时这种脆性石墨也不容易制备出大尺寸的产品。所以克服超细颗粒石墨的脆性（如改进制备工艺进一步改善石墨的塑性，或通过优化堆构件设计来使脆性石墨满足构件的需求），是熔盐堆核石墨需要解决的主要问题。

熔盐堆的寿命决定于其核石墨的中子辐照寿命。超细颗粒石墨由于其致密性不同于其他粗颗粒

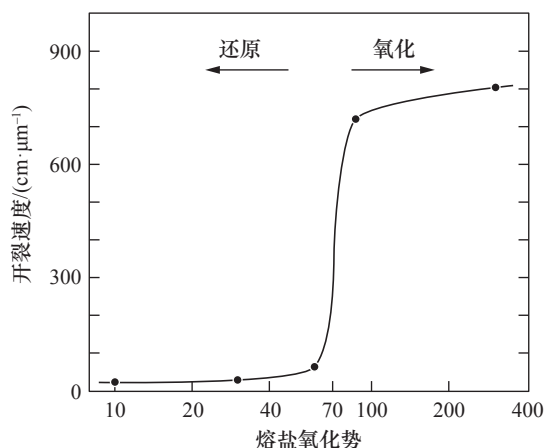


图8 Te 致合金开裂速度与熔盐氧化势的关系

石墨，其中子辐照环境下的使役行为可能与粗颗粒石墨不同，中子辐照寿命可能变短，这是影响熔盐堆核石墨寿命的另一个主要问题。

未来发展趋势将在目前熔盐堆核石墨研发的基础上，通过改善石墨制备工艺，解决超细颗粒石墨的脆性问题；通过辐照筛选获得辐照寿命长的石墨产品，提高熔盐堆的经济性。

#### 四、国内外差距

20 世纪五六十年代，ORNL 研发了一种抗熔盐腐蚀合金 Hastelloy N，目前由美国 Haynes 公司生产。我国在过去数年内，通过联合国内研发机构及制造厂，实现了 Hastelloy N 合金的国产化 (GH3535)，目前国产合金 GH3535 性能与 Hastelloy N 合金相当；另外，我国在该合金产品尺寸规格及性能数据积累方面处于国际领先地位。

国际上核石墨产品都是为气冷堆研发的，目前只有我国两款超细颗粒石墨为针对熔盐堆特点而研发，我国在熔盐堆用核石墨方面处于国际领先地位。

#### 五、熔盐堆材料发展的目标和总体思路

熔盐堆材料发展的总体目标是以钚基熔盐高温堆（如实验堆、小型模块堆、示范堆、特种堆、商用堆等）发展需求为导向，依托我国材料研发基础，立足于熔盐堆材料目前的现状，解决现阶段熔盐堆材料中的关键科学技术问题；为熔盐堆建设储备

材料技术，发展更耐高温、更抗辐照及更经济的新型下一代先进熔盐堆材料。在此过程中，培养一支优秀的核材料研究队伍，建成世界一流核材料评估测试平台及研发基地。具体的目标为进一步完善合金型材及核石墨构件制备，积累相关材料性能数据，分阶段支撑仿真熔盐堆的建设（2019 年建成），2 MW 实验堆的建设（2020 年建成），20 MW 研究堆的建设（2025 年建成）和 100 MW 示范堆的建设（2030 年建成）。通过与国内科研机构及制造厂合作，形成“产学研”一体化的熔盐堆材料研发与生产基地。

对于合金结构材料而言，首先将进一步完善 UNS N10003 合金；其次将重点考虑它的替代材料，如不锈钢-镍合金双金属复合型材料（不锈钢基体表面上涂覆或堆焊 Ni 合金），该复合型材料既具有不锈钢的力学性能，又具有 Ni 合金的耐熔盐腐蚀性能。相比 UNS N10003 合金，双金属复合型材料制备技术成熟、经济、相关数据齐全且基体不锈钢是 ASME-NH 卷中列出的 4 种高温核反应堆许可材料之一。无论是用 UNS N10003 合金，还是用不锈钢，熔盐堆的最高工作温度都被限制在 700 °C 左右，要提高堆工作温度进而提高熔盐堆的能量转换效率，必须考虑其他高温材料。下阶段开始着手研发新型高温熔盐堆材料，包括工作温度达到 850 °C 的新型高温合金、工作温度达到 1000 °C 以上的 C/C 复合材料及 SiC/SiC 复合材料都是思考的方向。

对于核石墨而言，计划瞄准其关键科学技术问题，即超细颗粒石墨材料的脆性及中子辐照条件下其行为的不确定性，通过改善材料设计及制备工艺，达到改善超细颗粒石墨脆性及提高超细颗粒石墨中子辐照寿命进而延长熔盐堆寿命和提高熔盐堆经济性的目的。

#### 六、我国熔盐堆材料发展路线图

根据中国钚基熔盐堆发展战略规划，材料研发工作需针对各阶段熔盐堆（如实验堆、小型模块堆、示范堆及商业堆）建设需求开展工作（见图 9）。到 2020 年，完成实验堆全部 GH3535 合金构件及石墨慢化体、反射体的制造；完成上述材料的中子辐照考核实验、相关性能测试并通过实验堆关键材料安全分析评审。到 2025 年，确定不锈钢-Ni 复



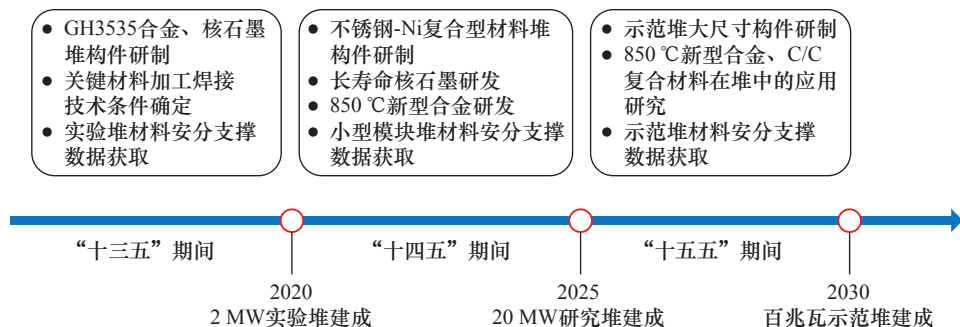


图9 熔盐堆材料发展路线图

合型材料的制备工艺并完成其耐熔盐腐蚀性能测试；确定不锈钢-Ni复合型材料在20 MW研究堆及将来示范堆中应用的可行性；成功研发长寿超细颗粒核石墨并用于研究堆。到2030年，研发出工作温度达850 °C的合金结构材料、C/C复合材料构件；完成示范堆大尺寸构件的研制；完成材料相关性能测试并通过示范堆材料安全分析评审。

## 七、“十三五”时期熔盐堆材料发展重点和主要任务

根据熔盐堆材料发展规划，需要从材料研制、性能评估与安全分析几个方面开展工作。

在材料研制方面，将聚焦实验堆关键材料，如GH3535合金与超细颗粒核石墨材料，在前期研究基础上，确定并固化合金结构材料及其各种型材的制备、加工、焊接及热处理工艺技术条件，确定并固化超细颗粒核石墨及其构件的制备、加工工艺技术条件。另外，根据熔盐堆建设计划，需先期启动小型模块堆及示范堆材料的前期研究，即根据不同熔盐堆的运行工况（高温、熔盐腐蚀及中子辐照）及在此工况下材料的行为（包括材料劣化/失效规律及机理）分析，瞄准研发耐高温、耐熔盐腐蚀、抗辐照、经济性好的熔盐堆材料的目标，针对材料安全性和经济性开展材料成分（原料）、结构设计及构件参数优化分析；通过建立材料成分-结构-性能之间的关系，探索材料的制备工艺，优化工艺参数。具体计划为：与国内科研机构及制造厂合作，初步探索不锈钢-Ni合金双金属复合型材料、新型耐高温/耐熔盐腐蚀合金结构材料、碳基复合材料在熔盐堆中应用的可能性；启动长寿超细颗粒核石墨的研制。为上述材料在后续小型模块堆及示范

堆上的应用打下良好的基础。

在材料性能评估方面，根据实验堆工况及寿期，需要开展材料力学性能、热学性能等的测试。为了保证测试数据的可靠性，需首先确定各个测试项目的测试标准，建立测试规范及作业指导书，按规定定期校验测试设备。测试人员需严格遵照测试标准、规范及作业规程进行测试，重要的实验结果需与另一个独立实验室的测试结果进行比对。开展材料堆内辐照和辐照后性能测试（PIE），确定材料辐照失效判据等。

在材料安全分析方面，一方面需要确保所有材料及其型材严格按固化后的制备、加工、焊接及热处理工艺进行，确保所有材料性能测试严格按照测试标准、规范及作业指导书进行操作，建立熔盐堆材料数据库；另一方面需评估构件尺寸、形状及工况环境对材料服役行为的影响，材料的热态性能（如核石墨的抗中子辐照性能）对于堆芯构件寿命也起到决定性的作用。上述因素对于材料及其构件的安全分析都将起到重要的作用。我们将在充分考虑上述因素的基础上，完成实验堆材料安全分析并通过相关评审。

“十三五”期间，熔盐堆材料发展重点是实验堆材料及构件研制。主要任务包括：确定仿真堆与实验堆材料及构件的制备、加工、焊接工艺技术条件；开展UNS N10003合金相关性能测试，形成数据库并通过实验堆安全分析评审；开展超细颗粒石墨中子辐照实验并通过实验堆的安全分析评审；先期启动不锈钢-Ni合金双金属复合型材料、下一代高性能熔盐堆材料（新型耐高温熔盐腐蚀合金/复合材料、抗辐照纳米结构材料、长寿核石墨材料等）的研究，为后期小型模块堆及示范堆的建设打下良好的基础。

### 参考文献

- [1] Rosenthal M W, Haubenreich P N, Briggs R B. The development status of molten-salt breeder reactors [R]. Tennessee: Oak Ridge National Laboratory, 1972.
- [2] Jiang L, Xu Z F, Li Z J. The effect of silicon additions on the thermal stability and morphology of carbides in a Ni-Mo-Cr superalloy [R]. Hawaii: 8 Pacific Rim International Congress on Advanced Materials and Processing, 2013.
- [3] Xu Z F, Jiang L, Dong J S. The effect of silicon on precipitation and decomposition behaviors of  $M_6C$  carbide in a Ni-Mo-Cr superalloy [J]. *Journal of Alloys & Compounds*, 2015 (620): 197–203.
- [4] Xu Z F, Dong J S, Jiang L. Effects of Si addition and long-term thermal exposure on the tensile properties of a Ni-Mo-Cr superalloy [J]. *Acta Metallurgica Sinica (English Letters)*, 2015 (8): 951–957.
- [5] Jiang L, Zhang W Z, Xu Z F.  $M_2C$  and  $M_6C$  carbide precipitation in Ni-Mo-Cr based superalloys containing silicon [J]. *Materials & Design*, 2016 (112): 300–308.
- [6] McCoy H E. Status of materials development for molten salt reactor [R]. Tennessee: Oak Ridge National Laboratory, 1978.
- [7] Cheng H W, Han F F, Jia Y Y, et al. Effects of Te on intergranular embrittlement of a Ni-16Mo-7Cr alloy [J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2015 (461): 122–128.