



# 未来先进核裂变能——TMSR 核能系统<sup>\*</sup>

江绵恒<sup>1</sup> 徐洪杰<sup>2</sup> 戴志敏<sup>2</sup>

(1 中国科学院上海分院 上海 200031 2 中国科学院上海应用物理研究所 上海 201800)

**摘要** 钍基熔盐堆(TMSR)核能系统项目是中科院未来 10 年先导研究专项之一,其研究目标是研发第四代裂变反应堆核能系统,计划至 2020 年之前建成 2MW 钍基熔盐实验堆,形成支撑未来 TMSR 核能系统发展的若干技术研发能力,并解决钍铀燃料循环和钍基熔盐堆相关重大技术挑战,研制出工业示范级钍基熔盐堆,实现钍资源的有效使用和核能的综合利用。钍基核燃料具有  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$  转换效率高、在热中子堆中也能增殖、产生较少的高毒性放射性核素、有利于防核扩散等优点,但也面临燃料制备困难、 $^{232}\text{U}$  衰变子核的强  $\gamma$  辐射给乏燃料处理和燃料再加工带来的困难、钍铀转换反应链中间核  $^{233}\text{Pa}$  会吸收堆内中子从而影响  $^{233}\text{U}$  产量。核燃料利用的工作模式有开环模式、改进的开环模式和闭环模式。熔盐堆是第四代反应堆的 6 个候选堆型之一,非常适合用作钍铀燃料循环,熔盐堆加上干法在线分离技术有可能实现完全的钍铀燃料闭式循环。本世纪初提出的氟盐冷却高温堆(Fluoride salt-cooled High temperature Reactors, FHRs),用氟化熔盐作为冷却剂,采用 TRISO 燃料颗粒作为核燃料,其中球床型氟盐冷却高温堆可以在改进的开环模式实现钍铀燃料循环。熔盐堆良好的高温特性使其成为核能非电应用主要候选者之一,反应堆产生的高温热可直接用于页岩油开采和高温制氢等工业领域。

**关键词** 钍基核燃料(TMSR),钍铀循环,熔盐堆,熔盐冷却高温堆,核能非电应用

DOI:10.3969/j.issn.1000-3045.2012.03.016



中国科学院原副院长江绵恒

<sup>\*</sup> 收稿日期 2012 年 5 月 14 日

## 1 概述

钍基熔盐堆(TMSR)核能系统项目是中科院先导科技专项之一,其战略目标是研发第四代裂变反应堆核能系统(TMSR 核能系统)。

TMSR 核能系统包括:钍铀核燃料的制备、熔盐反应堆、钍基熔盐堆燃料(废料)的后处理。计划通过 20 年左右的研究工作,解决钍铀燃料循环和钍基熔盐堆相关重大技术挑战,研制出工业示范级 TMSR,实现钍资源的有效使用和核能的综合利用。该项目分为 3 个阶段:2011—2015 年为起步阶段;2016—2020 年为突破阶段;2020—2030 年为发展阶段,解决相关的科学问题,发展和掌握相关的核心技术,建成工业示范钍基熔盐堆核能系统。

TMSR 核能系统近期(至 2020 年之前)的科技

目标由两部分组成。一是建成 2MW 钍基熔盐实验堆,掌握相关的关键技术。将分别建成:2MW 固态钍基熔盐堆(也称为钍基球床型氟盐冷却高温堆 Th-U pebble-bed FHR),实现改进的开环模式下的钍铀燃料循环;2MW 液态钍基熔盐堆(Th-U MSR),实现完全闭式的钍铀燃料循环。二是形成支撑未来 TMSR 核能系统发展的若干技术研发能力(包括研究条件、关键技术和科技队伍):TMSR 设计和研发能力,熔盐制备技术和回路技术研发能力,钍铀燃料的前道技术与后道技术研发能力,熔盐堆用高温材料的研发能力,熔盐堆安全规范制定和许可证申办能力;同时建设高温电解制氢、二氧化碳加氢制甲醇、布雷顿循环前道及太阳能熔盐集热传热等多用途系统的实验装置。

## 2 钍基核燃料

裂变核能的燃料可分为铀基和钍基两类,目前的核电工业使用的燃料基本都是铀基核燃料。由于能源需求的高速增长,对核燃料的需求越来越大,使钍基核燃料利用的重要性突显,开发利用储量大于铀基核燃料的钍基核燃料越来越受到关注。钍基核燃料中的钍-232( $^{232}\text{Th}$ )类似于铀-238( $^{238}\text{U}$ ),首先要通过转换或增殖才能作为裂变核能的燃料使用。人类尝试过的使用钍基核燃料的反应堆有轻水堆、重水堆和球床式高温气冷堆<sup>[1,2]</sup>。使用钍基核燃料与使用铀基核燃料在技术上有相似之处,但不完全相同,具有一些独特的优势与挑战<sup>[3,4]</sup>。以下讨论几个钍基核燃料利用的相关问题。

发展裂变核能必须有足够

的易裂变核素——核燃料供应。人类迄今发现的有商业价值的易裂变核素有:铀-235( $^{235}\text{U}$ )、钚-239( $^{239}\text{Pu}$ )和铀-233( $^{233}\text{U}$ )。其中, $^{235}\text{U}$ 是自然界唯一天然存在的易裂变核素, $^{239}\text{Pu}$ 是由较难裂变的铀-238

( $^{238}\text{U}$ )吸收中子后转换而来,而 $^{233}\text{U}$ 则由较难裂变的钍-232( $^{232}\text{Th}$ )吸收中子后转换而来,所以 $^{238}\text{U}$ 和 $^{232}\text{Th}$ 也称可转换核素。天然铀中只含有少量易裂变的 $^{235}\text{U}$ (约占 0.7%)和大量较难裂变但可以转换的 $^{238}\text{U}$ (约占 99.3%)。 $^{235}\text{U}$ 在裂变产生核能的同时,又能放出中子,使 $^{238}\text{U}$ 吸收中子后转换为易裂变的 $^{239}\text{Pu}$ ,形成铀钚燃料循环(铀基核燃料)。而天然钍则只含有 $^{232}\text{Th}$ ,要在吸收中子转换为易裂变的 $^{233}\text{U}$ 后,才可利用,形成钍铀燃料循环(钍基核燃料)。鉴于钍在地壳中的蕴藏量约为铀的 3 倍<sup>[5-8]</sup>,故其开发利用对裂变核能的持续发展有重要意义。

图 1 给出了描述 $^{232}\text{Th}$ 增殖并维持链式裂变反应的示意图。当中子轰击裂变核( $^{233}\text{U}$ 或者 $^{235}\text{U}$ )时发生裂变反应,裂变核分裂成两块大小相近的裂变产物碎片,同时每次裂变会平均释放出两个以上的中子。其中一个中子用来增殖裂变核,即通过和 $^{232}\text{Th}$ 反应生成 $^{233}\text{Th}$ ,再经过两次 $\beta$ 衰变后生成 $^{233}\text{U}$ ,达到增殖的目的;另一个中子可以轰击 $^{233}\text{U}$ ,发生裂变反应,产生新一代的中子以维持链式裂变反应。可以看出每次裂变释放出的平均中子数目大于等于 2 是反应堆能够达到自持的必要条件。

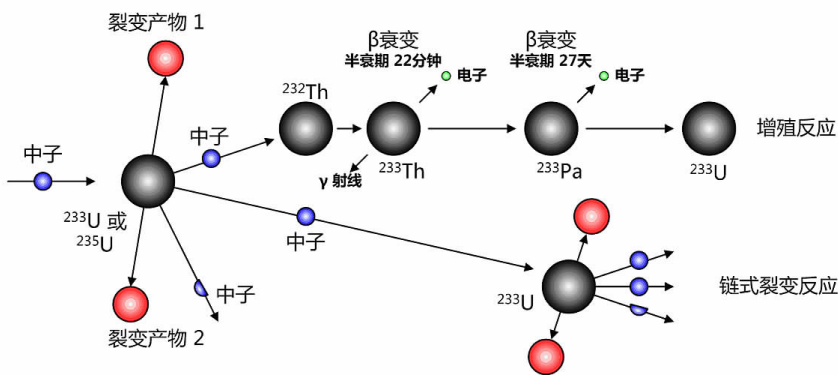


图 1  $^{232}\text{Th}$  的增殖反应和  $^{233}\text{U}$  的链式裂变反应

钍基核燃料的研究与铀基核燃料一样,也始于美国“曼哈顿”计划<sup>[9]</sup>,经过几十年研究,科学界已基本了解钍基核燃料知识,且发展了一定的应用技术。根据国际原子能机构 2005 年发表的“Thorium



fuel cycle: Potential benefits and challenges”(钚基燃料循环——潜在的好处与挑战)<sup>[3]</sup>, 钚基核燃料具有以下特点:

## 2.1 钚基核燃料的优势

(1)  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$  的转换效率高:  $^{232}\text{Th}$  的热中子俘获截面 (7.4barns) 比  $^{238}\text{U}$  (2.7barns) 约高 3 倍, 而  $^{233}\text{U}$  的热中子俘获截面 (45.76barns) 比  $^{239}\text{Pu}$  (270.33 barns) 小得多。这意味着在热堆中  $^{233}\text{U}$  的产出率高于  $^{239}\text{Pu}$ , 而  $^{233}\text{U}$  的损耗率低于  $^{239}\text{Pu}$ 。

(2) 钚基核燃料在热中子堆中也能增殖,  $^{233}\text{U}$  的裂变截面与  $^{239}\text{Pu}$  相差不大, 但在热中子区  $^{233}\text{U}$  一次裂变所产生的中子平均数比  $^{239}\text{Pu}$  大 0.2 左右, 因此中子经济性更好。

图 2 给出了  $^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$  核与不同能量中子发生裂变反应时每次裂变产生的平均中子数 (eta) (该数据引自美国 ENDF/B-VII.0 核数据库, <http://www.nndc.bnl.gov/exfor/endfb7.1.jsp>)。如果每次裂变平均能够释放出 2 个以上的中子, 那么一个中子可用于增殖裂变核, 另一个中子可以维持链式裂变反应, 因此每次裂变释放出的平均中子数目大于等于 2 是反应堆能够达到自持的必要条件。从图中可以看出, 在热中子区,  $^{233}\text{U}$  每次裂变所产生的中子平均数比  $^{239}\text{Pu}$  大 0.2 左右,  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$  的转换比可以大于 1, 从而实现核燃料增殖; 在共振能区,  $^{233}\text{U}$  每次裂变所产生的中子平均数也要大于  $^{239}\text{Pu}$ , 因此在热中子反应堆中钚铀循环的中子经济性更好。在快中子区,  $^{239}\text{Pu}$  每次裂变所产生的中子平均数都大于  $^{233}\text{U}$ , 表明快中子反应堆才更适合实现铀钚循环的核燃料增殖。

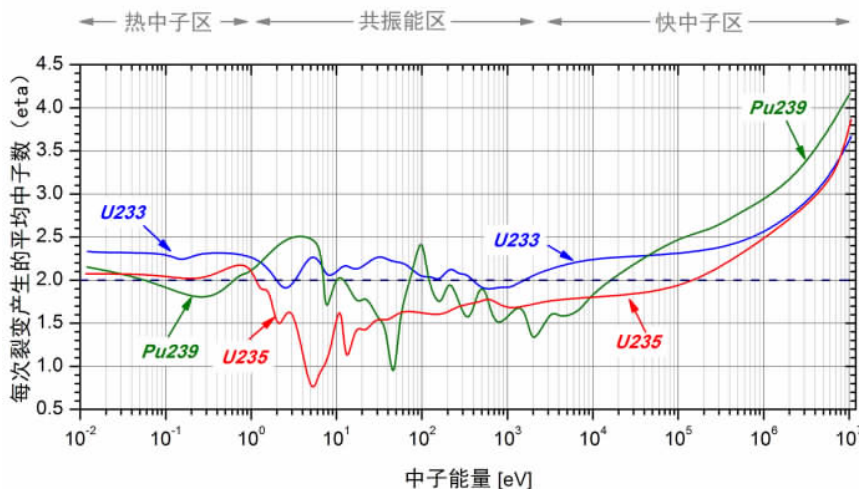


图 2 不同裂变核 ( $^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ ) 每次裂变产生的平均中子数

(3) 钚基燃料产生较少的高毒性放射性核素: 由于  $^{233}\text{U}$  的热中子俘获截面 (45.76barns) 比  $^{239}\text{Pu}$  (270.33barns) 小得多, 与铀钚循环相比, 在热堆中钚铀燃料循环产生的钚和长寿命次锕系核素要少得多。此外,  $^{232}\text{Th}$  要吸收 9 个中子才能到达次锕系核素  $^{241}\text{Am}$  (镅), 而  $^{238}\text{U}$  则只需要吸收 3 个中子即到达次锕系核素  $^{241}\text{Am}$  (镅)。因此, 钚基核燃料在反应堆中产生的次锕系核素比铀基核燃料少, 毒性相对较低。

表 1 给出了对于不同堆型和不同燃料循环每 GW 热功率产生的锕系废物经过不同放置时间后剩余的年放射性剂量。总体而言, 相对快增殖堆和通常的压水堆, 利用钚铀循环的熔盐堆产生的锕系废物量最少, 放置 10 年以后, 其剩余年放射性剂量为钚铀循环的快增殖堆的 1/2, 将是通常压水堆的 1/1 000; 放置 1 000 万年以后, 其剩余年放射性剂量只有钚铀循环的快增殖堆的 1/6, 只有通常压水堆的 1/5 000。表明从减少产生锕系废物量的需求角度看, 钚铀循环比铀钚循环有优势, 熔盐堆比快增殖堆有优势。

\* 截面是描述两个微观粒子发生碰撞几率的物理量, barn 是描述截面大小的单位,  $1\text{barn}=10^{-24}\text{cm}^2$ , 具有面积的量纲。裂变截面是指中子轰击原子核发生裂变的几率, 俘获截面是指中子轰击原子核发生其他核反应 (通常产生高放废料) 的几率。裂变截面越大, 说明发生裂变产生核能的几率更大, 俘获截面越大则中子损失的几率也就越大

表 1 单位功率产生的铀系废物的剩余年放射性剂量对比表

堆型	燃料循环	(单位 Sv/GWth·y)						
		10 年	100 年	1000 年	1 万年	10 万年	100 万年	1000 万年
熔盐堆(MSR)	钍铀循环(Th/U)	$5.7 \times 10^5$	$2.7 \times 10^5$	$1.0 \times 10^4$	4 000	1 500	300	51
快增殖堆(FBR)	钍铀循环(Th/U)	$1.2 \times 10^6$	$5.7 \times 10^5$	$7.6 \times 10^4$	$1.2 \times 10^5$	$1.2 \times 10^5$	7 000	280
	铀钍循环(U/Pu)	$2.6 \times 10^7$	$8.9 \times 10^6$	$2.4 \times 10^6$	$5.7 \times 10^5$	$2.8 \times 10^4$	6 200	450
压水堆(PWR)	无	$7.0 \times 10^8$	$5.1 \times 10^8$	$1.6 \times 10^8$	$4.3 \times 10^7$	$3.0 \times 10^6$	$6.5 \times 10^5$	$2.4 \times 10^5$

(4)有利于防核扩散： $^{233}\text{U}$  通过(n,2n)反应产生 $^{232}\text{U}$ 、 $^{232}\text{U}$ 的衰变链产生短寿命强 $\gamma$ 辐射(辐射的 $\gamma$ 能量为2—2.6MeV)的 $^{208}\text{Tl}$ (铊),这种固有放射性障碍增加了化学分离的难度和成本,且易被核监测。

(5)钍和氧化钍化学性质稳定:耐辐照、耐高温、热导性高、热膨胀系数小、产生的裂变气体较少,这些优点使得钍基反应堆允许更高的运行温度和更深的燃耗。

## 2.2 钍基核燃料面临的挑战

(1)燃料制备困难: $\text{ThO}_2$ 的熔点( $3\,350^\circ\text{C}$ )比 $\text{UO}_2$ ( $2\,800^\circ\text{C}$ )高得多,故生产制备固态钍基燃料元件所需的高密度 $\text{ThO}_2$ 和 $\text{ThO}_2$ 基混合氧化物(MOX)燃料需要更高的烧结温度( $>2\,000^\circ\text{C}$ )。后处理难度大:在固态钍基燃料元件后处理上,因为 $\text{ThO}_2$ 和 $\text{ThO}_2$ 基混合氧化物燃料化学性质稳定,不易溶于 $\text{HNO}_3$ ,处理过程中要加入一定量的HF,造成后处理设备和管道的腐蚀,增加处理难度。

(2)在钍转换铀的过程中,也同时产生了 $^{232}\text{U}$ , $^{232}\text{U}$ 的衰变子核有短寿命强 $\gamma$ 辐射的 $^{208}\text{Tl}$ ,给反应堆乏燃料的贮存、运输、后处理、最终的安全处置和燃料的再加工带来困难。

(3)钍铀转换链要经过中间核 $^{233}\text{Pa}$ (镤), $^{233}\text{Pa}$ 的 $\beta$ 衰变半衰期约为27天,

这意味着至少需要半年的冷却时间来使99%以上的 $^{233}\text{Pa}$ 能衰变到 $^{233}\text{U}$ 。半年时间对反应堆来说过长, $^{233}\text{Pa}$ 会吸收堆内中子生成 $^{234}\text{Pa}$ ,这样既减少了 $^{233}\text{U}$ 产量,又增加了中子的损失。解决的途径是把 $^{233}\text{Pa}$ 从反应堆中提取出来冷却,使它通过 $\beta$ 衰变生成 $^{233}\text{U}$ ,或用外源中子来补充中子的损失,但外源中子不能解决 $^{233}\text{U}$ 产量较少的问题。

图3给出了 $^{232}\text{Th}$ 经过一系列中间过程生成 $^{233}\text{U}$ 的反应链。首先, $^{232}\text{Th}$ 通过中子俘获(n, $\gamma$ )反应生成 $^{233}\text{Th}$ ,其热中子俘获截面为4.62barns,共振俘获积分截面为85.6barns,这些截面数值大,说明钍的转换在热中子和共振中子能区有很好的效率;其次, $^{232}\text{Th}$ 经过半衰期为22.3分钟的 $\beta$ 衰变到 $^{233}\text{Pa}$ (镤), $^{233}\text{Pa}$ 再经过半衰期约为27天的 $\beta$ 衰变,最终生成 $^{233}\text{U}$ 作为裂变燃料。从整个反应链可以看出,钍铀转换的关键核素是衰变中间核 $^{233}\text{Pa}$ ,其 $\beta$ 衰变半衰期约为27天,因此需要把 $^{233}\text{Pa}$ 从反应堆中提取出来冷却使它通过 $\beta$ 衰变道生成 $^{233}\text{U}$ ,否则它会因为继续吸收堆内中子直接生成 $^{234}\text{Pa}$ 而无法生成 $^{233}\text{U}$ ,从而显著影响钍铀转换的效率( $^{233}\text{Pa}$ 的热中子俘获截面为42.58 barns)。

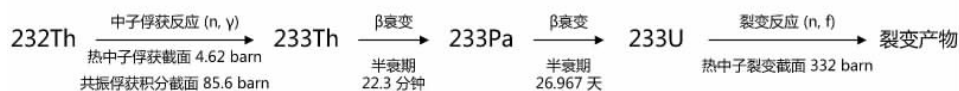


图 3 钍-铀(Th-U)转换反应链





(4)相对  $\text{UO}_2$  和  $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$  而言,目前 Th 和 Th 燃料循环的数据库和经验还比较缺乏,并且国际上 5 大核数据库中一些已有的数据的差别也较大,因此还需要大量钍的基础研究。

### 2.3 钍铀燃料循环

钍基核燃料和铀基核燃料利用的工作模式有开环模式和闭环模式<sup>[3,10-15]</sup>。开环又称一次通过,目前核能工业中的核燃料均采用开环模式,核燃料的利用率约为 1%—2%<sup>[15]</sup>。闭环(闭式循环)又称核燃料再循环,是通过乏燃料(使用过的核燃料)、核燃料的再制备和进堆使用,实现多次重复核燃料循环过程,理论上闭环模式下核燃料利用率约 60%<sup>[16,17]</sup>。核燃料不进行或部分进行后处理,实现多次使用是介于两者之间的工作模式,称为改进的开环模式,(也有文献将两者分为不同的模式<sup>[18]</sup>),通过不停堆换料技术实现核燃料的深度燃耗,如球床气冷堆和重水堆,均可大幅度提高核燃料的利用率(理论估计约为 5%—10%)。

图 4 显示从矿石开采浓缩到制备成核燃料以后,核燃料循环模式主要分为 3 大类:第一类是核燃料的开环模式,是指从反应堆撤出的乏燃料不做后处理,直接通过地质掩埋永久性保存,目前核电工业基本采取这种模式。由于  $^{232}\text{Th}$ (唯一的天然同位素)必须转换成  $^{233}\text{U}$  后才能使用,所以钍基核燃料的开环模式与铀基核燃料不同。第二类是改进的

开环模式,是指只对一部分乏燃料进行处理或不做处理重复使用,以提取附加的能量。第三类是闭环模式,对所有的乏燃料都进行后处理,回收后的裂变材料进行多次循环。

## 3 熔盐堆

熔盐堆是将核燃料融在用作冷却剂的液态氟化盐中的一种液态燃料堆。液态氟化盐既用作冷却剂,也用作核燃料的载体<sup>[21-23]</sup>。当冷却剂流出反应堆芯时,可以利用干法分离技术(将乏燃料融于液态熔盐中,利用电化学等方式进行元素分离)实现同位素(包括增殖产物和裂变产物)的在线分离(或原位离线分离)。

美国橡树岭国家实验室(ORNL)于 1954 年制造出使用  $\text{NaF-ZrF}_4$  熔盐载体的 2.5MW 空间动力试验反应堆(ARE)<sup>[23]</sup>。1963 年建成了 8MW 的熔盐增殖试验堆(MSRE)<sup>[24]</sup>,大约运行了 5 年,很少发现有操作上的困难。以上试验证实: $^7\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$  (71-16-12-0.3 mol%) 成功用于熔盐增殖堆具有非常好的辐射稳定性;石墨作慢化剂与熔盐相容;Hastelloy N 合金成功应用于反应堆容器、回路管道、熔盐泵、换热器等部位,腐蚀被控制在低水平;中子经济性和固有的安全性;反应堆在工作常压,出口温度可达 700℃左右;裂变产物氦和氩可从熔盐中分离;熔盐堆可使用不同的燃料,包括  $^{235}\text{U}$ 、 $^{233}\text{U}$

和  $^{239}\text{Pu}$ 。MSRE 是第一座曾全部使用  $^{233}\text{U}$  运行的反应堆,证明熔盐堆的技术非常适合用作钍铀燃料循环,理论上可以实现完全的钍铀燃料闭式循环。20 世纪 70 年代,ORNL 又设计了 1 000MW 的熔盐增殖堆(MSBR),并着手关键技术的研究和工程的组建。该项目尽管已有良好的科学技术基础和工业界的支持,但由于当时冷战需求大于能源需求,熔盐堆最终被美国官方终止<sup>[9,25]</sup>。

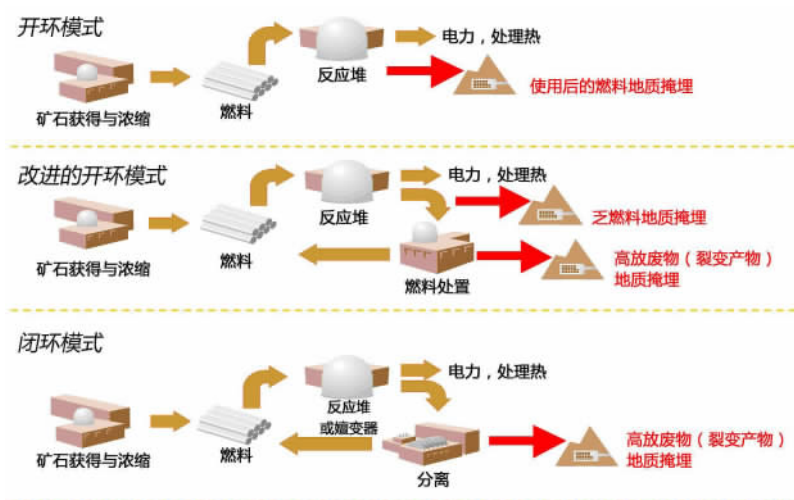


图 4 三类核燃料循环模式示意图



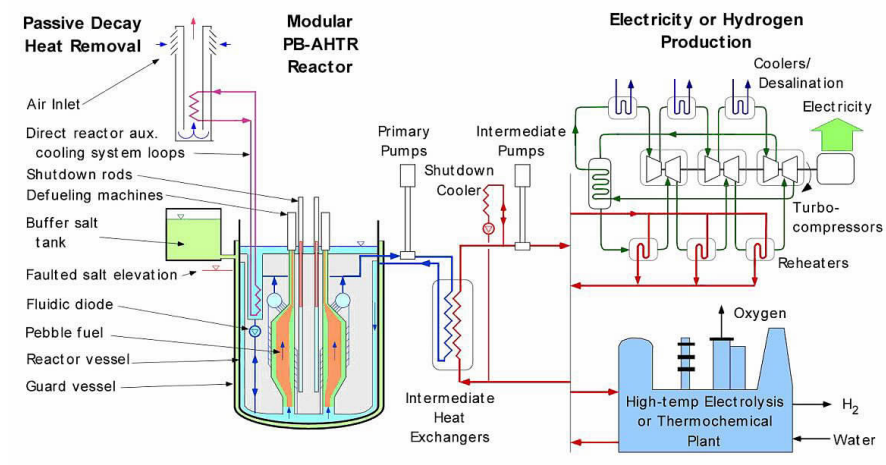


图6 模块化的球床氟盐冷却高温堆(PB-FHR)示意图

作状态。以球床型氟盐冷却高温堆作为钍铀燃料循环的起步,同时还可以兼顾核能的非电应用。采取“二步走”战略发展钍铀核燃料循环技术,即从改进的开环(固态钍基熔盐堆)到完全闭环(液态钍基熔盐堆),同时兼顾核能的非电应用是本专项的基本技术路线图。

致谢 本文是在 TMSR 项目组成员大力支持下完成的,蔡翔舟、郭威与贺战军在引文索引、图表绘制和文字编排方面提供了不可或缺的帮助,在此表示真诚的感谢。

#### 主要参考文献

- 1 Lynn O G, Cardell M, Illum R K et al. Douglas Brent. Fuel summary report: Shippingport light water breeder reactor (INEEL/EXT-98-00799). Idaho: INL, 2002.
- 2 Nuclear Fuel Cycle and Materials Section. Thorium fuel cycle-potential benefits and challenges (IAEA-TECDOC-1450). Vienna: IAEA, 4-5.
- 3 Nuclear Fuel Cycle and Materials Section. Thorium fuel cycle-Potential benefits and challenges (IAEA-TECDOC-1450). Vienna: IAEA, 2005, 1-3.
- 4 顾忠茂. 钍资源的核能利用问题探讨. 核科学与工程, 2007, 27(2).
- 5 Thorium Report Committee. Thorium as an energy source-opportunities for Norway. Norway: Thorium Report

Committee, 2008, 22-23.

- 6 徐光宪. 白云鄂博矿钍资源开发利用迫在眉睫. 稀土信息, 2005, 54.
- 7 <http://www.world-nuclear.org/info/inf62.html>
- 8 郭志峰. 钍基燃料循环的发展与展望. 核燃料循环, 2008.
- 9 艾尔文·温伯格(吕应中译). 第一核纪元. 北京: 原子能出版社, 1996, 45.

10 Hubert bairiot. Plutonium management options: liability or resource, nuclear engineering and technology, 2008, 40(1): 9-20.

- 11 Phillip J. Finck. Energy Subcommittee Hearing on Nuclear Fuel Reprocessing, Washington: House of Representatives, 2005.
- 12 贺国珠, 易艳玲, 孔祥忠. 铀-钍混合燃料反应堆的可行性分析. 原子核物理评论, 2006, 23(2).
- 13 Lung A. A Present Review of the Thorium Nuclear Fuel Cycles (EUR 17771), Brussels: European Commission, 1997.
- 14 IAEA. The Status of Thorium-Based Options, New Aspects and Incentives for the Application. Vienna: IAEA, 1996.
- 15 IAEA. Thorium Based Fuel Options for the Generation of Electricity: Developments in the 1990's (IAEA-TECDOC-1155). Vienna: IAEA, 2000.
- 16 Blue Ribbon Commission. Reactor and Fuel Cycle Technology Subcommittee Report to the Full Commission. Washington: Blue Ribbon Commission. 2012.
- 17 IAEA. Thorium Fuel Utilization: Options and Trends. (IAEA-TECDOC-1319). Vienna: IAEA, 2002.
- 18 Liebenberg J J, Power J J. Conversion Unit for the South African Direct Cycle HTGR (IAEA-TECDOC-988). Vienna: IAEA, 1996.
- 19 Ergen W K, Callihan A D, Mills C B. The Aircraft Reactor

- Experiment. Nuclear Science and Engineering, 1957, 2:797.
- 20 Haubenreich P N, Engel J R. Experiment with the molten-salt reactor experiment. Nuclear applications & technology, 1970, 118-136.
- 21 Pherson H G. Flow fluoride reactor. Tennessee: ORNL, 1968, 566-568.
- 22 Merle-Lucotte E, Heuer D, Allibert M et al. Introduction to the Physics of Molten Salt Reactors. NATO. Materials Issues for Generation IV Systems. Corsica: NATO, 2007.
- 23 Ergen W K, Callihan A D, Mills C B. The Aircraft Reactor Experiment-Physics I. Nuclear Science and Engineering, 1957, 2: 826-840.
- 24 Ingersoll D T et al. Status of Preconceptual Design of the Advanced High Temperature Reactor (AHTR) (ORNL/TM-2004/104), Tennessee: ORNL, 2004.
- 25 Robertson R C. Conceptual design study of a single-fluid molten-salt breeder reactor(ORNL-4541). Tennessee: ORNL, 1971.
- 26 Victor I, Olga F, Ivan G et al. Progress in Development of Li,Be,Na/F Molten Salt Actinide Recycler & Transmuter Concept, Proceedings of ICAPP 2007. Nice, France: ICAPP, 2007.
- 27 Mathieu L, Heuer D, Brissot R et al. The thorium molten salt reactor: Moving on from the MSBR. Progress in Nuclear Energy, 2006,48: 664-679.
- 28 Fox M. Technical Status of the Pebble Bed Modular Reactor (PBMR-SA) Conceptual Design (IAEA-TECDOG-988). Vienna: IAEA, 1996.
- 29 NE-170 Senior Design Project. A Modular Pebble-Bed Advanced High Temperature Reactor. California: University of California Berkeley, 2008. 5.
- 30 Greene, Sherrell R, Gehin et al. Pre-conceptual Design of a Fluoride- Salt-Cooled Small Modular Advanced High-Temperature Reactor (ORNL/TM-2010/199). Tennessee: ORNL, 2011.
- 31 吴宗鑫, 张作义. 先进核能系统和高温气冷堆. 北京: 清华大学出版社, 2004.
- 32 Bäumer R, Kalinowski I, Röhler E et al. construction and operating experience with the 300-MW THTR nuclear power plant. Nuclear Engineering and Design, 1990, 121: 155-166.
- 33 Wittchow G, Baust E, Schöning J. Status of the construction of the THTR-300 MW and the design of a 500 MW follow-on plant. nuclear engineering and design, 1984, 78: 109-117.

## Advanced Fission Energy Program – TMSR Nuclear Energy System

Jiang Mianheng<sup>1</sup> Xu Hongjie<sup>2</sup> Dai Zhimin<sup>2</sup>

(1 CAS Shanghai Branch, 200031 Shanghai 2 Shanghai Institute of Applied Physics, CAS 201800 Shanghai)

**Abstract** “Thorium-based Molten-Salt Reactor (TMSR) nuclear energy system” is one of the “Strategic Priority Research Program” of CAS. With the mission to research and develop fission energy system of the fourth generation, the TMSR project intends to construct 2MW Thorium-based molten-salt reactors, form up R&D capability concerning techniques that support the evolution of TMSR nuclear energy system by 2020, then solve major technological challenges in Th-U fuel cycle as well as Thorium-based molten-salt reactor, build pilot TMSR of industrial scale, and achieve effective utilization of Thorium resource as well as composite utilization of nuclear energy. Th-based fuel has several advantages: a high transfer ratio of  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ , able to breed in thermal reactor, a less production of highly toxic radioactive nuclides, and a good non-proliferation. However, challenges still remain in fuel fabrication, strong gamma radiation from daughter nuclide of  $^{232}\text{U}$  which brings trouble in re-processing and re-fabrication, intermediate nuclide  $^{233}\text{Pa}$  in Th-U transfer chain absorb neutron in the core. Nuclear fuel can be used in open cycle, modified open





cycle, and closed cycle. Being one of the six candidate Gen-IV reactors, MSR is very suitable for Th-U fuel. MSR combined with online dry reprocessing method is quite promising to achieve fully closed cycle of Th-U fuel. Proposed in the beginning of this century, FHRs use fluoride salt as coolant and TRISO fuel. Pebble-bed FHR can achieve modified open cycle of Th-U fuel. The feature of high temperature output makes MSR one of the major candidates for non-electricity application of nuclear energy. The high temperature output can be used directly in exploitation of shale oil, hydrogen production etc.

**Keywords** Thorium-based fuel, Th-U fuel cycle, MSR, FHR, non-electricity application

**Jiang Mianheng** President of Chinese Academy of Sciences(CAS)Shanghai Branch and Vice President Emeritus, CAS. A B.Sc. of Fudan University, M.Sc. of the Graduate School of CAS, and PhD of Drexel University in electrical engineering. Prof. Jiang has long been engaged in directing and coordinating high tech R&D in the fields of information, energy, space and advanced materials and has chaired a number of related programs and projects. Of those he has chaired, it includes the Internet of Things (IOT), the integration of three major networks (telecommunications, cable TV and the Internet), smart grid, electric cars, clean coal technology, solar energy and other renewable energy, advanced nuclear energy, special composite materials and so on. He has also committed much effort to promote the commercialization of research into various related industries. The positions he holds and once held include: Deputy Commander-in-Chief of the Manned-Space Mission, Deputy Commander-in-Chief of the Lunar Mission, and Commander-in-Chief of Shanghai Synchrotron Radiation Facility. E-mail: xuhongjie@sinap.ac.cn

江绵恒 中科院上海分院院长,中科院原副院长,研究员,博士生导师。毕业于复旦大学,中科院研究生院硕士,美国 DREXEL 大学电机工程博士,目前从事凝聚态物理研究。长期领导信息、能源、空间、材料等领域的高技术研发,在多个领域主持科技创新项目,包括物联网、“三网”融合、智能电网、电动车、煤的清洁利用、太阳能等可再生能源、先进核能、特种复合材料等,并着力培育相关产业发展。担任或担任过的职务有:载人航天工程副总指挥,探月工程副总指挥,上海光源工程总指挥等。E-mail:xuhongjie@sinap.ac.cn