

文章编号: 1007-4627(2006)02-0101-04

铀-钍混合燃料反应堆的可行性分析*

贺国珠^{1,2}, 易艳玲¹, 孔祥忠^{1,*}

(1 兰州大学现代物理系, 甘肃 兰州 730000;

2 新乡医学院, 河南 新乡 453000)

摘要: 分析了以铀为燃料的核电系统的弊端、钍燃料反应堆的理论技术依据和世界范围内钍燃料反应堆的研究状况。提出在我国开发利用钍资源, 建立铀-钍混合燃料反应堆具有的独特优势, 建议应加大钍资源开发人力物力投入, 改变我国核电利用水平落后和钍资源流失之现状。

关键词: 铀; 钍; 反应堆; 核能

中图分类号: TL2 **文献标识码:** A

1 引言

能源问题是人们最为关注的问题之一。有研究称, 世界上的石油只能使用 40 年, 天然气能使用 70 年, 煤能够使用 100 多年, 因此开发新能源已是人类一项迫切和重要的任务。国际经验表明, 核电是一种比较经济、安全、可靠和清洁的能源。然而, 虽然以铀为燃料的核电技术已经趋于成熟, 但也有它本身不易解决的问题。首先, 现在核能发电利用的是天然铀或浓缩铀, 其中可用的²³⁵U 的天然丰度仅为 0.72%, 而丰度为 99.28% 的²³⁸U 因为热中子几乎不能引起裂变而不能利用, 因此常规核电站的资源利用率很低, 即使在最理想的情况下, 铀的利用率也只能达到 1.5%, 若计及各种损耗, 则一般只能利用 1% 左右。铀天然矿产资源并不丰富, 利用以铀为燃料的核电系统仍然避免不了陷入类似石油和煤等有机燃料枯竭的资源危机。其次, 它产生大量的半衰期为百万年以上的长寿命放射性废物, 如何处置这些长寿命放射性废物的问题还没有很好解决。

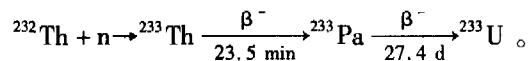
钍的蕴藏量大约为铀储藏量的 3 倍, 假如能有效开发钍资源于核能利用中, 那么可在很大程度上缓解能源危机。世界上许多国家都投入相当的人力物力研究²³²Th 作为核燃料的核能技术。“十一五”是我国核电大力发展的重要时期, 我国科技人员若

能够突破²³²Th 作为核燃料的相关关键技术, 我们的核能利用的技术将上升到新的水平。

2 理论技术分析是目前世界研究现状

2.1 理论及技术分析

钍本身不是裂变材料, 但是它吸收热中子后变成易裂变的²³³U。其反应可由下式表示:



²³³U 可以作为核燃料使用, 且²³³U 较其他同位素能产生更多中子的优良裂变同位素。因此, 从理论角度来看, 可据此建立一个效率更高的增殖循环。难点是在钍基循环设计中必须有先行的裂变成份给钍以补充, 因此必须用浓缩铀来完成钍循环的最初启动。²³³U 的裂变率大于其吸收中子率, 以铀裂变成份不断地补充自行产生的²³³U, 对²³³U 进行再处理使之重新进入循环。

基于钍燃料循环的先进反应堆概念包括: (1) 轻水堆(LWR)——采用基于氧化钚(PuO₂)的燃料, 燃料棒中含有氧化钍(ThO₂)和/或氧化铀(UO₂)颗粒。(2) 高温气冷堆(HTGR)——球床和棱柱形燃料元件: 球床模块堆(PBMR)有使用钍燃料的潜力; 燃气轮机-模块式氦冷反应堆(GT-MHR)堆芯能

收稿日期: 2005-11-20; 修改日期: 2006-01-09

作者简介: 贺国珠(1963-), 男(汉族), 河南新乡人, 博士研究生, 副教授, 从事核物理研究; E-mail: heguozhu818@126.com

* 联系人: 孔祥忠, E-mail: Kongxz@lzu.edu.cn

够使用各种不同的燃料,其中包括 HEU/钚、 ^{233}U /钚和钷/钚燃料。(3)熔盐堆——这是一个先进的增殖堆概念,其燃料在熔盐中得到循环使用,堆芯不需要任何外部冷却剂,由于在材料和部件方面所取得的技术进步,近年又重新开始了这种堆型的研究。(4)先进重水堆(AHWR)——AHWR 设计使用轻水冷却,大部分堆芯将是次临界的,使用氧化钚/ ^{233}U 燃料,该系统的 ^{233}U 可实现自给自足。

从技术角度讲,钚反应堆规格与常规反应堆基本一致,不存在大的设备更换问题。使用钚-铀的反应堆大大减少了核废料,且没有放射性危害,解决了一个长期困扰核电国家核废料处理成本高的难题。

2.2 国外钚-铀混合燃料反应堆的研究进展

钚-铀混合燃料反应堆得到了广泛的研究。如 Kotov 等^[1]的分析表明,在热核堆中,自然富藏的 U 和 Th 被完全利用是可能的,在原始燃料中投入超过 20% 的 ^{232}Th 将使得在重新回收再循环中完全利用 ^{232}Th 和 ^{238}U 也是可能的。Bergel'son 等^[2]进一步验证了在 CANDU 重水动力堆使用 Th-U 混合燃料循环的有效可能性,并研究执行了两种运行机制的计算研究程序,计算表明仅用 ^{233}U 集聚物也可使动力堆在一个比较长的时间内(20 年或更长时间)靠自燃烧维持高功率。Stephen Herring 等^[3]经过计算,给出了如表 1 所示的纯 U 堆和 U-Th 混合堆所产生的 Pu 的比较。得出结论,在以 ThO_2 和 UO_2 混合燃料反应堆的产物中,由于 ^{239}Pu 引起的核扩散问题大为降低。

表 1 以 UO_2 燃料和以 $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ 混合基燃料循环中不同燃耗时钷的生成情况

	UO_2	UO_2	UO_2	$\text{ThO}_2\text{-UO}_2$	$\text{ThO}_2\text{-UO}_2$
燃料/(MWd/kg)	45	72	90	72	90
钷总量/(Grams/MWd)	0.280	0.226	0.204	0.087	0.086
^{239}Pu /(Grams/MWd)	0.158	0.120	0.105	0.040	0.037
钷同位素构成比例(%)					
^{238}Pu	2.2	4.4	6.0	9.5	11.8
^{239}Pu	56.4	53.2	51.5	45.7	43.0
^{240}Pu	21.7	20.9	20.5	17.9	17.8
^{241}Pu	14.4	15.2	15.4	16.6	16.1
^{242}Pu	5.3	6.3	6.7	10.3	11.3

在进行理论研究的同时,有关钚燃料的实验研究也在进行:

1967—1988 年期间,德国于利希(Julich)的 AVR 实验堆以 15 MWe(电能)运行了 750 周,其中约 95% 的时间是采用钚基燃料运行的,燃料由约 10 万个弹球大小的燃料元件组成,共使用了约 1 360 kg 钚(与高浓铀(HEU)混合),最大燃耗达到 150 GWd(1 天)/t。在英国,钚燃料元件曾在英国温弗里斯(Winfrith)20 MWth(热能)的 Dragon 反应堆中接受了 741 个满功率日的辐照,该元件中钚与 HEU 之比为 10:1。1964—1973 年期间,Dragon 反应堆是经合组织(OECD)与欧盟的合作项目,参与该合作项目的国家有奥地利、丹麦、瑞典、挪威、瑞士和英国。钚/铀燃料被用于“增殖和投料”,因此形成的 ^{233}U 不断以相同的速度替代 ^{235}U ,燃料能够在反应堆中停留约 6 年。1964—1973 年期间,美国通用原子的桃花谷(Peach Bottom)高温石墨慢化氦冷堆(HTGR)在 110 MWth 条件下,使用 HEU 和钚燃料运行。在印度,使用 ^{233}U (从另一座反应堆的二氧化钚燃料中回收)的 Kamini 中子源研究堆(30 kWth)于 1996 年投入运行。该研究堆位于卡尔巴卡姆(Kalpakkam)附近,毗邻一座 40 MWt 的快中子增殖试验堆(使用二氧化钚燃料)。在荷兰,一座水均匀悬浮反应堆已经以 1 MWth 运行了 3 年时间,该反应堆采用 HEU/钚燃料,燃料在溶液中循环使用,并不断进行后处理,以取出裂变产物,从而获得高的钚转换率。

钚燃料研究领域最值得我们关注的国家是印度,在印度的格格拉帕尔 1 号和 2 号机组都装载了 500 kg 钚燃料,以便改善其运行实绩。格格拉帕尔 1 号机组是世界上第一座使用钚而不是贫铀实现堆芯功率展平的反应堆。1995 年,格格拉帕尔 1 号机组使用钚燃料实现了约 300 天的满功率运行,而格格拉帕尔 2 号机组实现了 100 天的满功率运行。印度还计划在盖加(Kaiga)1 号和 2 号机组以及拉贾斯坦(Rajasthan)3 号和 4 号机组中使用钚基燃料。由于印度的钚储量是铀的 6 倍,因此印度已将把钚用于大规模能源生产作为其核动力计划的一个重要目标。美国《核子周刊》2002 年 7 月 25 日刊报道:印度主管当局已经批准在 Kalpakkam 开始建造一个 500 MW 的原型快中子堆。预计该机组在 2009 年投入商业运行。该堆使用铀钚碳化物燃料

(来自其现有的加压重水堆(PHWR)的反应堆用钍),有一个钍再生区,使易裂变的 ^{233}U 增殖。这将使印度宏大的钍计划进入第二阶段,并且准备利用印度丰富的钍资源最终实现“钍做燃料的反应堆”。

据报道以色列科学家拉德考斯基发明了一种用钍取代铀发电的技术方法,该技术能够大大降低核电成本,而且增加了核能利用的安全性。该项技术在1975年获得美国专利局颁发的专利证书,日本和前苏联也认可了该项技术。

西欧核子中心主任,诺贝尔奖金获得者鲁比亚(C. Rubbia)提出用能量放大器(EA)提供核能源的新概念,认为和通常的核电站相比,能量放大器用天然钍作燃料,不象通常的核电站中用的铀燃料必须经过化学工厂的浓缩,相对讲比较便宜,整个系统的结构和安全方面的要求都比较简单,钍资源丰富,污染小,废料处理简单,无核武器扩散的危险。

最近IAEA呼吁进行 ^{233}Pa 裂变产额和产物分析,这实际上也是在呼吁进行Th-U混合堆的研究。

2.3 国内钍-铀混合燃料反应堆的研究现状

我国科研工作者以钍或钍的氧化物为燃料也进行了一些研究。新一代核能——加速器驱动的放射性洁净核能体系(RCNPS)体现了20世纪核科学技术两大装置(加速器与反应堆)的紧密结合。近10几年来,世界各国,特别是发达国家对RCNPS进行了不少工作,取得了很好的成果。自1995年以来,中国原子能科学研究院与中国科学院高能物理研究所分别在RCNPS次临界反应堆及强流质子加速器方面进行了调研。中国原子能科学研究院重点研究了RCNPS次临界反应堆,认为采用重水慢化压力管式次临界堆, ^{232}Th - ^{233}U 燃料循环可行,可充分利用钍资源,具有较好安全性^[4]。

中国科学院等离子体物理研究所吴宜灿等对聚变中子源驱动次临界堆做了概念设计研究,进行了参数设计、中子学设计与分析的研究^[5]。中国科学院近代物理研究所戴光曦早在1995年对建造加速器驱动核电站可行性进行了一定的阐述^[6]。

中国科学院上海应用物理研究所的张家骅等在Th-U燃料循环这一领域进行了近20年的工作,对水堆中使用分立型铀、钍燃料组件的堆芯物理特性进行了一定的研究,通过建立“辐照超栅元”模型进行了模拟计算,得到了钍燃料棒内主要核素的平均

核密度随着辐照历史增加的变化情况和不同辐照阶段钍燃料棒中 ^{233}U 与 ^{232}Th 的平均核密度的相对比值以及扣除了 ^{135}Xe 和 ^{149}Sm 毒物效应的钍组件反应性的估算值,为Th-U混合燃料堆设计提供了参考数据^[7-10]。另外,清华大学的王煜宏等还就钍基重水核能系统燃料的物理特性进行了研究^[11]。以上工作为钍燃料堆在我国的实现奠定了一些必要的基础。

总体来讲,我国同类研究与国外相比还有很大差距,表现在基础数据采集不够,模拟计算多于实验研究。

3 我国开发钍资源的优势

我国是一个铀矿资源比较贫乏的国家,而钍储量却在世界排名前列。包头白云鄂博矿的主东矿含有天然放射性元素钍(白云鄂博的储量占我国钍总储量的77.3%),伴随着铁和稀土的采选、冶炼、提取生产过程,副产品高纯度 ThO_2 每年可达100 t左右。如能开发利用包头钍资源,可以很大程度缓解电力危机和核电中铀资源危机,符合我国发展循环经济充分利用资源的基本国策。

从我国核能发电的紧急需要和宝贵的钍资源正在流失的现状出发,中国科学院徐光宪院士提出了保护和开发包头钍资源,利用钍作核电燃料的建议,并提出了利用钍的发展模式:(1)以 ^{235}U 2%的浓缩铀发展压水堆积累 ^{239}Pu ; (2)用 ^{239}Pu 建立快中子堆,用快中子生产 ^{233}U ; (3)用 ^{233}U 建立高效经济的慢中子堆核电站。也就是使用低浓铀 ^{235}U 作热中子源在压水(反应)堆中积累 ^{239}Pu ;再用生产出来 ^{239}Pu 作快中子源,以 ^{232}Th 作原料生产 ^{233}U ,再用生产出的 ^{233}U 作核燃料建立高效经济的热中子(慢中子)核电站。根据徐光宪院士的计算,钍的利用率是天然铀的200倍,100万千瓦的电站改用钍燃料,一年也仅用1.241 t钍,如果我国核电能力要达到美国占总电力20%(1999年)的水平,则我国核电能力按现在全国电站装机容量4亿kW计算,则要达到8000万kW,每年需求钍燃料约100 t,可以代替煤2.5亿t。而现在包头稀土矿的副产品中就可分离出 ThO_2 100 t左右。

我们认为,开发包头钍资源,采用钍反应堆发电比铀堆会更经济,如果采用拉德考斯基钍反应堆

(PTR)模式,则具有以下优点:(1)放射性废物的数量、毒性、放射性和热辐射显著减少;(2)由于操作中去除了可溶性硼的控制,安全性提高了;(3)对天然铀矿石的需要量减少 20%;(4)燃料循环费用降低 20%—30%;(5)不需要燃料再处理,单程循环是最佳的;(6)PTR 对武器级的钚或反应堆排放的钚的燃烧和处理特别适用。

然而,目前的实际情况是:包头的 ThO_2 除极少量被收集起来利用外,其他主要的都被废弃或处理不够,长此下去会对环境造成较大的放射性污染,也是对资源的极大浪费。按目前的开采速度来看,包头白云鄂博主东矿最多只能再开采 40 年左右,如不抓紧时间研究开发利用包头的钍资源,则极有

可能在 40 年后,大量钍资源将再也无法开发利用。

4 结论

总而言之,钍资源的核能利用不仅在理论和技术上是可行的,而且会产生巨大的经济效益,带来巨大的环境效益和社会效益。铀-钍混合燃料反应堆研究在我国还任重而道远,需要国家加大研究经费投入力度,也需要有更多科研工作者能投入到铀-钍混合燃料反应堆的研究工作中。铀-钍混合燃料反应堆的研究若能在“十一五”这个我国核电大力发展的重要时期有所突破,我国核能事业将跨上一个新台阶,在世界核能强国中占有一席之地。

参 考 文 献:

- [1] Kotov V M, Kotov S V, Tikhomirov L N. *Atomic Energy*, 2003, **95**(5): 749.
- [2] Bergel'son B R, Gerasimov A S, Zaritskaya T S, *et al.* *Atomic Energy*, 2004, **97**(4): 694.
- [3] Stephen Herring J, MacDonald P E, Weaver K D, *et al.* *Nuclear Engineering and Design*, 2001, **203**(1): 65.
- [4] 赵志祥,丁大钊,刘桂生等. *原子能科学技术*, 1999, **33**(2): 147.
- [5] 吴宜灿,邱励俭. *核技术*, 2000, **23**(8): 519.
- [6] 戴光曦. *原子核物理评论*, 2000, **17**(4): 251.
- [7] 张家骅,包伯荣,陈志成等. *核科学与工程*, 2000, **20**(2): 175.
- [8] 姚志铨,姚则悟,季华祥等. *核科学与工程*, 1994, **14**(2): 110.
- [9] 陈志成,包伯荣,张家骅等. *核科学与工程*, 1999, **19**(1): 85.
- [10] 姚增华,陈志成,钱元春等. *核科学与工程*, 1997, **17**(1): 75.
- [11] 王焯宏,王 侃. *核动力工程*, 2003, **24**(5): 444.

Study of Using ThO_2 - UO_2 as Fuel in Nuclear Power

HE Guo-zhu^{1,2}, YI Yan-ling¹, KONG Xiang-zhong¹

(1 *Department of Modern Physics, Lanzhou University, Lanzhou 730000, China;*

2 Xinxiang Medical College, Xinxiang 453000, Henan, China)

Abstract: Nuclear energy is a preferred option for electric power generation. The disadvantages of the current uranium-dioxide (UO_2) fuel in nuclear power were presented and the reactor using the mixed thorium dioxide and uranium dioxide fuel (ThO_2 - UO_2) in the near future was foretold. A proposal to strengthen the research cooperation on the use of the thorium mineral resources in china was put forward.

Key words: uranium; thorium; nuclear reactor; nuclear energy