

# 材料科学与技术丛书

R. W. 卡恩 P. 哈森 E. J. 克雷默 主编

(第10B卷)

## 核材料

(第II部分)

(美) B. R. T. 弗罗斯特 主编

科学出版社



TL 34  
F/5  
2

材料科学与技术丛书(第 10B 卷)

R. W. 卡恩 P. 哈森 E. J. 克雷默 主编

核 材 料

(第 II 部分)

[美] B. R. T. 弗罗斯特 主编

周邦新 等 译

科 学 出 版 社

1 9 9 9

图字：01-97-1621 号

图书在版编目(CIP)数据

核材料(第Ⅱ部分)/〔美〕B. R. T. 弗罗斯特主编;周邦新等译. -北京:科学出版社,1999. 8  
(材料科学与技术丛书:第10B卷)  
书名原文:Nuclear Materials Part Ⅱ  
ISBN 7-03-007016-8

I. 核… II. ①弗… ②周… III. ①材料科学②核能-工程材料 IV. TB3

中国版本图书馆CIP数据核字(98)第27550号

DU70/26

科学出版社出版

北京东黄城根北街16号

邮政编码:100717

中国科学院印刷厂印刷

新华书店北京发行所发行 各地新华书店经售

\*

1999年7月第 一 版 开本:787×1092 1/16

1999年7月第一次印刷 印张:27 1/4

印数:1—1700 字数:622 000

定价:62.00 元

(如有印装质量问题,我社负责调换〈新欣〉)

# 《材料科学与技术》丛书

## 中文版编委会

### 主编

|          |             |
|----------|-------------|
| 师昌绪      | 国家自然科学基金委员会 |
| 柯俊       | 北京科技大学      |
| R. W. 卡恩 | 英国剑桥大学      |

### 成员 (以姓氏笔画为序)

|     |                 |
|-----|-----------------|
| 丁道云 | 中南工业大学          |
| 干福熹 | 中国科学院上海光机研究所    |
| 叶恒强 | 中国科学院金属研究所      |
| 刘嘉禾 | 北京钢铁研究总院        |
| 朱逢吾 | 北京科技大学          |
| 朱鹤孙 | 北京理工大学          |
| 吴人洁 | 上海交通大学          |
| 闵乃本 | 南京大学            |
| 周邦新 | 中国核动力研究设计院      |
| 柯伟  | 中国科学院金属腐蚀与防护研究所 |
| 施良和 | 中国科学院化学研究所      |
| 郭景坤 | 中国科学院上海硅酸盐研究所   |
| 徐僖  | 四川大学            |
| 徐元森 | 中国科学院上海冶金研究所    |
| 黄勇  | 清华大学            |
| 屠海令 | 北京有色金属研究总院      |
| 雷廷权 | 哈尔滨工业大学         |
| 詹文山 | 中国科学院物理研究所      |
| 颜鸣皋 | 北京航空材料研究院       |

## 总 译 序

20 世纪 80 年代末,英国剑桥大学的 R. W. 卡恩教授、德国哥丁根大学的 P. 哈森教授和美国康乃尔大学的 E. J. 克雷默教授共同主编了《材料科学与技术》(Materials Science and Technology) 丛书。该丛书是自美国麻省理工学院于 80 年代中期编写的《材料科学与工程百科全书》(Encyclopedia of Materials Science and Engineering) 问世以来的又一部有关材料科学和技术方面的巨著。该丛书全面系统地论述了材料的形成机理、生产工艺及国际公认的科研成果,既深刻阐述了有关的基础理论,具有很高的学术水平,又密切结合生产实际,实用价值较强。

该丛书共 19 卷(23 分册),分三大部分:第 1~6 卷主要阐述材料科学的基础理论;第 7~14 卷重点介绍材料的基本性能及实际应用;第 15~19 卷则着重论述材料的最新加工方法和工艺。

该丛书覆盖了现代材料科学的各个领域,系统而深入地对材料科学和技术的各个方面进行了精辟的论述,并附以大量图表加以说明,使其内容更加全面、翔实,论述也比较严谨、简洁。

有 400 余名国际知名学者、相关领域的学术带头人主持或参加了该丛书的撰写工作,从而使该丛书具有很高的权威性和知名度。

该丛书各卷都附有大量参考文献,从而为科技工作者进一步深入探讨提供了便利。

随着我国科学技术的飞速发展,我国从事与材料有关研究的科技人员约占全部科技人员的 1/3,国内现有的有关材料科学方面的著作远远满足不了广大科技人员的需求。因此,把该丛书译成中文出版,不但适应我国国情,可以满足广大科技人员的需要,而且必将促进我国材料科学技术的发展。

基于此,几年前我们就倡议购买该丛书的版权。科学出版社与德国 VCH 出版社经过谈判,于 1996 年 10 月达成协议,该丛书的中文版由科学出版社独家出版。

为使该丛书中文版尽快与广大读者见面,我们成立了以师昌绪、柯俊、R. W. 卡恩为主编,各分卷主编为编委的中文版编委会。为保证翻译质量,各卷均由国内在本领域学术造诣较深的教授或研究员主持有关内容的翻译与审核工作。

本丛书的出版与中国科学院郭传杰研究员的帮助和支持是分不开的,他作为长期从事材料科学研究的学者,十分理解出版本丛书的重大意义,购买本

丛书版权的经费问题就是在他的大力协助下解决的，特此对他表示感谢。另外，本丛书中文版的翻译稿酬由各卷主编自筹，或出自有关课题组和单位，我们对他们给予的支持和帮助表示衷心的感谢。

我们还要感谢中国科学院外籍院士、英国皇家学会会员 R. W. 卡恩教授，他以对中国人民的诚挚友谊和对我国材料科学发展的深切关怀，为达成版权协议做出了很大努力。

材料是国民经济发展、国力增强的重要基础，它关系着民族复兴的大业。最近几年，我国传统材料的技术改造，以及新型材料的研究正在蓬勃展开。为适应这一形势，国内科技界尽管编著出版了不少材料科学技术方面的丛书、工具书等，有的已具有较高水平，但由于这一领域的广泛性和迅速发展，这些努力还是不能满足科技工作者进一步提高的迫切要求，以及我国生产和研究工作的需要。他山之石，可以攻玉。在我国造诣较深的学者的共同努力下，众煦漂山，集腋成裘，将这套代表当代科技发展水平的大型丛书译成中文。我们相信，本丛书的出版，必将得到我国广大材料科技工作者的热烈欢迎。

为了使本丛书尽快问世，原著插图中的英文说明一律未译，各卷索引仍引用原著的页码，这些页码大致标注在与译文相应的位置上，以备核查。

由于本丛书内容丰富，涉及多门学科，加之受时间所限，故译文中难免存在疏漏及不足之处，请读者指正。

师昌绪

柯俊

1998年3月于北京

## 丛 书 序

材料是多种多样的,如金属、陶瓷、电子材料、塑料和复合材料,它们在制备和使用过程中的许多概念、现象和转变都惊人地相似。诸如相变机理、缺陷行为、平衡热力学、扩散、流动和断裂机理、界面的精细结构与行为、晶体和玻璃的结构以及它们之间的关系、不同类型材料中的电子的迁移与禁锢、原子聚集体的统计力学或磁自旋等的概念,不仅用来说明最早研究过的单个材料的行为,而且也用来说明初看起来毫不相干的其它材料的行为。

正是由于各材料之间相互有机联系而诞生的材料科学,现在已成为一门独立的学科以及各组成学科的聚集体。这本新的丛书就是企图阐明这一新学科的现状,定义它的性质和范围,以及对它的主要组成论题提供一个综合的概述。

材料技术(有时称材料工程)更注重实际。材料技术与材料科学相互补充,主要论及材料的工艺。目前,它已变成一门极复杂的技艺,特别是对新的学科诸如半导体、聚合物和先进陶瓷(事实上对古老的材料)也是如此。于是读者会发现,现代钢铁的冶炼与工艺已远超越古老的经验操作了。

当然,其它的书籍中也会论及这些题目,它们往往来自百科全书、年报、专题文章和期刊的个别评论之中。这些内容主要是供专家(或想成为专家的人)阅读。我们的目的并非是贬低同行们在材料科学与技术方面的这些资料,而是想创立自己的丛书,以便放在手边经常参考或系统阅读;同时我们尽力加快出版,以保证先出的几卷与后出的几卷在时效方面有所衔接。个别的章节是较之百科全书和综述文章讨论得更为详细,而较之专题文章为简略。

本丛书直接面向的广大读者,不仅包括材料科学工作者和工程师,而且也针对活跃在其它学科诸如固体物理、固体化学、冶金学、建筑工程、电气工程和电子学、能源技术、聚合物科学与工程的人们。

本丛书的分类主要基于材料的类型和工艺模式,有些卷着眼于应用(核材料、生物材料),有些卷则偏重于性能(相变、表征、塑性变形和断裂)。有些题材的不同方面有时会被安排在两卷或多卷中,而有些题材则集中于一专卷内(如有关腐蚀的论述就是编在第7卷的一章中,有关粘结的论述则是编在第12卷的一章中)。编者特别注意卷内与卷间的相互引证。作为一个整体,本丛书完成时将刊出一卷累积的索引,以便查阅。

我们非常感谢 VCH 出版社的编辑和生产人员,他们为收集资料并最后出

书,对这样繁重的任务作出了大量而又高效的贡献。对编辑方的 Peter Gregory 博士和 Deborah Hollis 博士、生产方的 Hans-Jochen Schmitt 经济学工程师表示我们的特别谢意。我们亦感谢 VCH 出版社的经理们对我们的信任和坚定的支持。

R. W. 卡恩 (Cambridge)

P. 哈森 (Göttingen)

E. J. 克雷默 (Ithaca)

我们的朋友和主编 P. 哈森教授,在今年五月份生病,并于 10 月 18 日在哥丁根 (Göttingen) 逝世,时年 66 岁。直到临终的最后一段时间,由于意志的驱使和对科学的热爱,他一直从事与我们合作的事业和参与有关的编辑工作。他的逝世对他的深为他热爱的家庭,他的同事们,他的教会,以及对全世界与他有密切联系的、从事金属物理和物理冶金方面研究的同行们是巨大的损失。

哈森博士为哥丁根大学的金属物理教授逾 30 年,直到近来退休,他的名字传遍了大西洋两岸。在他的祖国,他智慧的箴言,在公众界和学生间将会留下巨大的影响。他是《金属材料杂志》(Zeitschrift für Metallkunde) 的编辑,曾是哥丁根艺术与科学院 (Göttingen Academy of Arts and Sciences) 主席,Deutsche Gesellschaft für Metallkunde 理事会的中心人物,欧洲科学院院士,美国工程院院士。

1986 年,他首先倡议而最终导致出版《材料科学与技术》丛书前 18 卷,他亲自编著的关于相变方面的第 5 卷《材料的相变》于 1991 年出版,并获赞誉。我们感谢他对这一伟大事业的贡献,并以成功地完成这一事业作为对他的纪念。

R. W. 卡恩 (Cambridge)

E. J. 克雷默 (Ithaca)

1993 年 10 月

## 前 言

核材料是材料科学与工程中比较新而特殊的一门学科。虽然自开创世界以来,天然放射性就已影响到材料,但它只是在第二次世界大战中原子弹的开发以及后来将该技术改为民用后,人们才产生了对核材料,或更确切地说,就是在核技术中使用的并且是在独特环境中工作的材料进行了解的需求。

真正独特的核材料是锕系元素,其中铀和钍存在于自然界中,其它的则是通过中子轰击而产生。具有奇数同位数的锕系元素可以裂变,产生一系列强放射性的裂变产物。在反应堆使用过的大部分常规材料含有锕系元素和它们的裂变产物,锆是一个例外。压水堆(PWR)促进了锆的冶金学发展是显而易见的。这些常规材料在服役期间受到强烈的辐照。裂变产生的快中子轰击固体会使原子离位。当这些中子减慢速度后而被俘获又会产生放射性物种。在聚变反应堆中,堆容器受到快中子和离子化气体的轰击。

研究不同形式的辐照与核材料间的各种反应,一方面促进了作为固体物理的研究,另一方面则促进了作为材料工程的研究。仅仅是在近些年,主要是通过采用先进技术的计算机模型来描述部件性能的开发工作,才使这两个完全不同的学科结合在一起。这些模型只需要输入描述应力产生、蠕变、气泡形成、原子迁移等的基本数据或方程就可以了。

最后,一个务必不能忽视的问题就是如何处理堆内产生的裂变产物和其它放射性物种;这是在近20年里对核动力的普及到衰退产生影响而未能处理好的问题。

第10卷中有两部分用来描述核材料的认识水平和当代实际事件来龙去脉的相关现象。因此,第1章主要讨论金属燃料,但并不排除讨论其它燃料,文中引入了一体化快中子反应堆——一种新的设计原理,用来对待废物处置以及防止核扩散的问题。第2章论述弥散型燃料,这是一种为了抑制在高裂变速率运行时燃料肿胀以及改善安全性的想法,将燃料弥散在结构或慢化材料基体中。这种燃料被广泛用于研究堆、小型轻便堆,以及高温气冷堆设计中。

二氧化铀是世界上商用反应堆(以及潜艇反应堆)的主要燃料。数百万计的 $\text{UO}_2$ 芯块已在反应堆内被辐照并且运行良好。在第3章中描述这种燃料。它的陶瓷相关物,主要是碳化物和氮化物将在第4章讨论。

在二次世界大战后,迅速发展的大多数反应堆涉及到气冷石墨慢化系统。直到70年代,英国和法国的规划一直是建设这种反应堆,而且许多堆仍在运行。石墨存在某些独特的材料问题,例如:Wigner潜能,这导致了在1957年

Windscale 堆上的一次严重事故。第 5 章论述石墨和其它慢化剂，包括最通用的水。

核燃料的第一级容器是包壳，通常为圆形管。该包壳的性能对反应堆工业的成功至关重要，而事实上这已是反应堆工业的成就之一。这在第 6 章即第 I 部分的最后一章中论述。第 II 部分的第 1 章继续讨论第 6 章的题目，但专门讨论锆合金。反应堆的第二道防线是压力容器，通常为一巨大的焊接钢结构。此外，这种压力容器会出现特殊问题，最显著的就是中子辐照对脆性到延性转变温度的影响。第 8 章描述结构材料。为了圆满结束对非燃料材料的讨论，应该安排包括有关屏蔽和控制材料的章节。但很遗憾，在这领域内的专家如此之少，这一章的内容不得不去掉，如果将来要再版第 10 卷 (A, B)，将尽力确保它们包括有这样的章节。

为了对前几章提供一个基础材料，第 9 章从固体物理学家的观点描述有关固体——主要是金属的辐照效应的认识现状。顺便提一下，应该注意的是这个认识在电子和离子注入领域中具有重要的应用，这些分别在该丛书的第 4 卷和第 15 卷中论述。

第 10 章讨论目前关于聚变堆第一壁和再生区材料问题的一些设想。聚变反应堆研究与开发已持续了 30 多年，但要达到商业应用，还得 10 年左右。然而，材料问题已明确并且解决它们的办法主要凭借在其它章节中描述的裂变堆知识和经验。

第 II 部分的第 11 章主要集中在工程上并且是用来告诉读者，工程师如何应用和其它章节中描述的知识。书中选编了增殖反应堆技术是因为它的实践者们有时间和远见去发展和采用先进技术的设计编程和方法。

核废物有效处置的重要性早已被论述。第 12 章描述安全处理核废物，尤其是从商业堆芯产生的废物目前的工艺水平。

显然，核材料不是一门孤立的学科。它的所有题目与其它卷中描述的论题相关：例如，使用加工陶瓷燃料的技术参考了在第 17 卷中的关于陶瓷加工的理论知识，离子注入（辐照损伤的一种形式）在第 15 卷中已有详细的阐述，而对了解辐照损伤起决定性的点缺陷行为则在第 1 卷中作了相关的论述。鼓励读者去查阅上述章节。

B. R. T. 弗罗斯特

Argonne, 1994 年 1 月

# 目 录

|                      |       |
|----------------------|-------|
| 历史概述.....            | (1)   |
| 7 核应用中的锆合金 .....     | (3)   |
| 8 结构材料 .....         | (49)  |
| 9 金属的辐照损伤物理 .....    | (160) |
| 10 聚变堆材料 .....       | (213) |
| 11 混合氧化物燃料棒的性能 ..... | (299) |
| 12 核废料 .....         | (344) |
| 索 引.....             | (390) |

# 历史概述

(赵文金 译 周邦新 校)

核动力已享有时代盛名。继二次世界大战结束后的 20 年里,核动力迅猛发展而且被认为是无限的廉价电力源泉。国际上用许多不同类型的反应堆,包括采用不同的燃料、慢化剂、冷却剂和中子谱的各种反应堆所做的实验。英国和法国追求石墨慢化气冷堆作为快速而廉价生产钚和电的途径。在英国,Magnox 和先进气冷堆(AGR)系统仍然为国家提供全部核电。法国在 70 年代下决心放弃了气冷而转为压水反应堆(PWR)型,现在,法国总电量的 75%都是由 PWR 提供。英国直到 1985 年明显发现 AGR 系统具有缺陷时才采取了措施。在这些发展过程中,燃料类型从金属变到氧化物。Magnox 和法国气冷堆用金属燃料,但是为了达到高燃耗,AGR 以及美国类似的 AGR 选用二氧化铀,尽管燃料的富集要花费代价。

在美国,生产堆是采用水冷以及由石墨或重水慢化。美国不同于前苏联和加拿大,决定不用这种堆生产电。以 Admiral Rickover 领导的潜艇反应堆规划大大地推动了美国动力堆的设计,它选择压水系统;起初它用金属燃料但不久就换成了氧化物燃料。在 Shippingport 建造了这种 PWR 的民用型,并且形成了除通用电气公司外的所有美国反应堆公司都愿意选择作为发展商业堆型的概念,这已在全球范围内获得了巨大成功。

通用电气公司开发的沸水堆或 BWR,在该堆中保持较低的压力以使一回路冷却剂沸腾。虽然该系统也享有成功之誉,但不如 PWR 广泛。1965 年建立了一个模式堆,选择了  $\text{UO}_2$  燃料,包壳用锆合金以及冷却剂为轻水。

美国潜艇反应堆计划的另一个任务是开发弥散燃料。高中子注量率试验堆的需要而导致了板型燃料的发展,燃料板是由  $\text{UAl}_3$  或  $\text{UO}_2$  颗粒弥散在铝或钢基体中组成。这种燃料仍然是全世界研究和试验堆的“挑大梁者”(workhorse)。

在 50 年代后期,Peter Fortescue 和其他研究者提出了将燃料颗粒弥散在石墨基体中并且用氦气冷却的设计思想。这就是从此称为的高温气冷堆(HTGR)。General Atomics (GA)承担商用 HTGR 的开发,继之以欧洲国际性协议在英国的 Winfrith 建造了 Dragon 试验堆,GA 在 Peach Bottom 建造了一个小型动力堆,再加上在 Colorado 的 Fort St Vrain 的工厂装置。德国和日本实施了他们自己的 HTGR 计划;在日本,对高温加热处理过的气体以用于炼钢和其它非动力过程中有着浓厚兴趣。虽然对 HTGR 工作仍在进行,但步伐却大大放慢了。

虽然慢化系统允许使用低富集度燃料而且显然是十分安全,但快中子谱(未被慢化)堆提供了一个更诱人的前景。从  $^{238}\text{U}$  增殖钚的能力,在某种意义上可产生比反应堆消耗燃料还多的新燃料。这将大大地扩大了世界的核燃料资源并且避免了对富集铀加工厂的需求。在二次世界大战后不久便开始了增殖反应堆的研究工作,并且在 Idaho 的 Argonne 国立实验室于 1951 年建成了试验增殖堆 I 或 EBR-I,用液态钠冷却和装有高度富集的金

属铀燃料。它发出了电,这是世界上第一座这样做的反应堆。世界上关于快中子增殖反应堆的发展仍在继续而且许多已被建成,最著名的是法国的超凤凰(superphénix)堆,发电量为1100MWe。世界上大多数快堆用二氧化铀钚 $[(U,Pu)O_2]$ 作为燃料,用 $UO_2$ 作再生区材料来增殖钚,并且用液态钠作为冷却剂。在英国和美国的试验已证明这种堆很安全;冷却泵被关闭后,钠的自然循环能排除堆芯的热。在第1章所讨论的新的研究情况已导致美国快堆计划的新动向(也可以说是相当老的),其目的在于考虑安全性以及防护措施而不只是增殖。这样,液态金属快中子增殖堆或LMFBR这种名称在美国不再流行;它已被更简化的液态金属反应堆或LMR代替,在本卷中美国作者普遍应用了这一名称。

80年代几乎决定了反应堆进一步发展的命运,起初是因为在工业界显然忽略了安全处理废物的问题,而后来又因为1979年在Three Mile Island(三哩岛)以及1986年在Chernobyle(切尔诺贝利)发生的两起反应堆事故。这些事故已被彻底地分析并且从中得到的经验已被用于改善反应堆的运行。目前,在90年代,另一个因素开始起作用:由燃烧矿物燃料排出的废物而引起了全球正在变暖,这可能会导致从燃煤和燃油发电站转向核电站。通过这样一个变化,酸雨现象也能得到改善。核工业的设计已标准化,废物的安全处理已取得了进展,并且正在更彻底地培训它的操作人员。

也许对改进反应堆材料性能方面的成功未给予充分赞扬。PWRs的燃料元件达到了在10年前梦想不到的燃耗水平,而且具有非常低的损坏率。压力壳的完整性已被充分地研究:这是英国决定购买PWR系统的关键所在,并且是材料专业的精英们得出的结论。

不安的是由于工作人员进入退休期,以及该领域还未出现灿烂前景,因此只有少数人选择这个工作,使得核材料领域的人才和知识受到影响。在这种情况下采用新的办法,利用大量文献资料汇集成丰富的知识并易于查找就显得尤其重要。我希望本卷将对这方面的需求作出贡献,并且在这挑战性的领域中激励起更大的兴趣。

作为该卷补充和完善的参考文献还有:

Glasstone, S., Sesonske, A. (1981), Nuclear Reactor Engineering. New York: Van Nostrand.

Roberts, J. T. A. (1981), Structural Materials in Nuclear Power Systems. New York: Plenum Press.

Simnad, M. (1971), Fuel Element Experience in Nuclear power Reactor. New York: Gordon and Breach.

Olander, D. (1976), Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements. Oak Ridge: US Atomic Energy Commission report TID-26711.

Frost, B. (1982), Nuclear Fuel Elements. Oxford: Pergamon.

Thompson, M. W. (1969), Defects and Radiation Damage. Cambridge: Cambridge University Press.

Gittus, J. (1978), Irradiation Effects in Crystalline Solids. London: Applied Science Publishers.

B. R. T. 弗罗斯特

# 7 核应用中的锆合金

Clément Lemaignan

CEA/Centre d'Etudes Nucleaires de Grenoble/DTP/SECC, Grenoble, France

Arthur T. Motta

Nuclear Engineering Department,  
The Pennsylvania State University,  
University Park, PA, U. S. A.

(赵文金 译 周邦新 校)

## 目 录

|                          |    |
|--------------------------|----|
| 7.1 历史 .....             | 6  |
| 7.1.1 高温水反应堆 .....       | 6  |
| 7.1.2 目前的使用 .....        | 6  |
| 7.2 制造与产品 .....          | 8  |
| 7.2.1 加工 .....           | 8  |
| 7.2.2 显微组织 .....         | 10 |
| 7.2.2.1 合金与合金元素 .....    | 11 |
| 7.2.2.2 热处理及其显微组织 .....  | 18 |
| 7.2.3 性能 .....           | 20 |
| 7.2.3.1 力学性能 .....       | 20 |
| 7.2.3.2 扩散数据 .....       | 22 |
| 7.3 堆内行为 .....           | 24 |
| 7.3.1 辐照损伤和辐照效应 .....    | 24 |
| 7.3.1.1 位移计算 .....       | 24 |
| 7.3.1.2 Zr 基体的辐照效应 ..... | 25 |
| 7.3.1.3 第二相的辐照效应 .....   | 27 |
| 7.3.1.4 辐照生长 .....       | 29 |
| 7.3.1.5 辐照蠕变 .....       | 31 |
| 7.3.1.6 力学行为的变化 .....    | 32 |
| 7.3.1.7 带电粒子辐照 .....     | 33 |
| 7.3.2 腐蚀行为 .....         | 34 |
| 7.3.2.1 一般腐蚀行为 .....     | 34 |
| 7.3.2.2 沉淀相的氧化 .....     | 36 |
| 7.3.2.3 水的辐照分解 .....     | 37 |
| 7.3.2.4 吸氢 .....         | 38 |
| 7.3.3 芯体-包壳相互作用 .....    | 40 |

|               |    |
|---------------|----|
| 7.4 挑战.....   | 43 |
| 7.5 致谢.....   | 44 |
| 7.6 参考文献..... | 45 |

### 符号与缩语表

|                                        |                              |
|----------------------------------------|------------------------------|
| $a, c$                                 | 分别为 $10\bar{1}0$ 和 $0001$ 方向 |
| $a_0, c_0$                             | 点阵常数                         |
| $A$                                    | 常数                           |
| $\langle a \rangle, \langle c \rangle$ | 平行和垂直于 $Zr$ 基面的单胞矢量          |
| $d$                                    | 氧化层厚度                        |
| $D$                                    | 扩散系数                         |
| $D_{//}, D_{\perp}$                    | 平行和垂直于 $c$ 轴的扩散系数            |
| $E$                                    | 能量                           |
| $E_d$                                  | 位移能                          |
| $E_s$                                  | 最稳定的间隙位置                     |
| $F_x$                                  | $x$ 方向基平面的溶解分数               |
| $h^{Di}$                               | 扩散焓                          |
| $K_{IC}$                               | 断裂韧性                         |
| $K_{ISCC}$                             | SCC 应力强度因子                   |
| $m, n$                                 | 指数                           |
| $Q$                                    | 激活能                          |
| $\mathcal{Q}$                          | 减厚与减径之比                      |
| $R$                                    | 气体常数                         |
| $t$                                    | 时间                           |
| $\epsilon$                             | 应变                           |
| $\dot{\epsilon}$                       | 应变率                          |
| $\dot{\epsilon}_x$                     | $x$ 方向的应变率                   |
| $\nu(E)$                               | 级联中位移原子的数目                   |
| $\sigma$                               | 应力                           |
| $\Phi$                                 | 中子通量                         |

|          |            |
|----------|------------|
| AECL     | 加拿大原子能有限公司 |
| ASTM     | 美国材料试验学会   |
| b. c. c. | 体心立方       |
| b. c. t. | 体心四方       |
| BU       | 燃耗         |
| BWR      | 沸水堆        |

|          |                           |
|----------|---------------------------|
| CANDU    | 加拿大重水铀反应堆                 |
| CAP      | 累积退火参数( $\sum A$ )        |
| CRNL     | Chalk River 国家实验室         |
| DAD      | 扩散各向异性差                   |
| DHC      | 延迟氢化物断裂                   |
| dpa      | 每个原子的离位数                  |
| f. c. c. | 面心立方                      |
| h. c. p. | 密排六方                      |
| HVEM     | 高压电子显微镜                   |
| IAEA     | 国际原子能机构                   |
| IGSCC    | 碘致沿晶应力腐蚀开裂                |
| I-SCC    | 碘应力腐蚀开裂                   |
| LHGR     | 线功率                       |
| LWR      | 轻水堆                       |
| MIBK     | 甲基异丁基酮(处理)                |
| PCI      | 燃料芯体-包壳相互作用               |
| PKA      | 初级碰撞原子                    |
| ppm      | 百万分之几( $\times 10^{-6}$ ) |
| PWR      | 压水堆                       |
| RBMK     | 俄罗斯石墨慢化沸水堆                |
| RX       | 完全再结晶                     |
| R&D      | 研究与开发                     |
| SCC      | 应力腐蚀开裂                    |
| SEM      | 扫描电子显微镜                   |
| SIPA     | 应力致择优吸收                   |
| STEM     | 扫描透射电子显微镜                 |
| SOCAP    | 二阶累积退火参数                  |
| SR       | 去应力                       |
| TBS      | 待定                        |
| TEM      | 透射电子显微镜                   |
| Trex     | 减径挤压                      |
| UTS      | 极限抗拉强度                    |
| VVER     | Voda-Voda 能量反应堆, 俄罗斯型 PWR |
| YS       | 屈服强度                      |

## 7.1 历史

### 7.1.1 高温水反应堆

在观察到<sup>235</sup>U的裂变不久,L. Szilard和F. Joliot-Curie认识到用链式反应现象作为能源的可能性。起初,设计的试验反应堆对热效率没有约束,其目的是了解中子物理和研究材料在辐照下的行为。在建造的低温、池式反应堆中所用的结构材料是处于比较缓和的环境。堆芯结构部件使用了铝和铍合金,因为它们具有低的热中子吸收截面,在低于100℃水中的腐蚀速率也满足要求。

一旦要设计潜艇推进和发电的核动力反应堆,对热效率的要求就带强制性了,这就不得不寻找能经受住通常是高温水冷却的材料。由于锆(Zr)的热中子吸收截面非常低,是一种很有潜力的候选材料,但其延性和腐蚀性能差。因此,第一代压水堆是用不锈钢制作燃料包壳和其它结构部件(导向管和定位格架)。

中子效率的改善对工业型锆基合金的发展是一种驱动力。在二次世界大战末,核潜艇规划在这方面进行了大量的工作。通过美国海军系统地试验以及研究和开发(R&D),从而导致了效率高的铪(Hf)分离处理和工业规模铸锭生产流程的发展。在对一系列二元和四元合金的试验期间,Zr-2.5%Sn(Zircaloy-1)的熔化时带进了不锈钢,没想到这一偶然的污染竟引出了一个具有良好腐蚀性能的合金。围绕该合金进行成分变化而得到Zr-2合金。为减少吸氢而设计了受欢迎的无Ni Zr-4合金,不久就放弃了含Sn很低的Zr-3合金。类似于成分变化的思路,为了改善腐蚀性能和强度,前苏联用Zr-Nb二元系发展了另一系列的合金,后来加拿大也用这种合金。Zr-Nb系合金有可能得到细晶的两相组织,这就导致了较高的强度。

锆冶金学的问题已有著书(Lustman和Kerze,1955)及评论文章(Douglass,1971; Cheadle,1975)。在本丛书第8卷第8章中可以找到IV—A族(Ti,Hf和Zr)冶金学方面的详细内容。本文的目的是从核应用的角度评述锆的使用以及介绍在该领域中最近的一些发展。

### 7.1.2 目前的使用

在当今的核动力反应堆中,锆合金被普遍用作结构部件和燃料包壳。对于轻水堆(LWR)、压水堆(PWR)普遍选用Zr-4合金,而沸水堆(BWR)用Zr-2合金。重水慢化天然铀CANDU堆(Canadian deuterium uranium)以及俄罗斯RBMK反应堆则使用Zr-Nb合金。

• p. 5 •

在燃料组件和燃料棒束中,其包壳是用Zr-2或Zr-4合金制成的。那些部件的内表面在温度约400℃下与裂变产物接触。而外表面在冷却剂的温度下与轻水或重水接触(280—350℃)。通过包壳的典型热通量是在30—50W·cm<sup>-2</sup>的范围。管束有不同的几何形状,这取决于反应堆设计(图7-1)。PWR的燃料棒包壳有4—5m长,直径9—12mm,壁厚0.6—0.8mm。BWR燃料棒通常要长些。在CANDU中,燃料束要短些(0.5m),可以不

---

1) 为原著页码,下同。——译者注