

中国实验快堆系列丛书

“十二五”国家重点图书出版规划项目

快堆材料

徐 铎 主编
阮於珍 编著

中国原子能出版社

“十二五”国家重点图书出版规划项目

中国实验快堆系列丛书

快堆材料

徐 銖 主编
阮於珍 编著

中国原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

快堆材料/阮於珍编著. —北京:中国原子能出版社, 2011. 12

(中国实验快堆系列丛书 / 徐铎主编)

ISBN 978-7-5022-5386-8

I. ①快… II. ①阮… III. ①快堆—反应堆材料 IV. ①TL43

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2011)第 257600 号

内 容 简 介

本书以快中子增殖反应堆为重点,介绍了燃料、包壳、控制、反射(慢化)和屏蔽等反应堆材料的特点和堆内性能。对燃料元件和燃料组件在快堆条件下的设计特点和材料选择要求进行了较详细的论述。针对快堆发展的需求,进一步介绍了快堆包壳和元件盒材料的演化、国内外的研究情况及各种候选材料在快堆条件下的行为。

本书可以作为快堆运行人员、技术人员的基础理论培训教材,也可以为从事反应堆材料研究的相关人员作参考。

快堆材料

出版发行 中国原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 100048)

责任编辑 付 真

技术编辑 冯莲凤

责任印制 潘玉玲

印 刷 保定市中画美凯印刷有限公司

经 销 全国新华书店

开 本 787 mm×1092 mm 1/16

印 张 7.125 字 数 176 千字

版 次 2011 年 12 月第 1 版 2012 年 1 月第 1 次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-5386-8

定 价 28.00 元

网址: <http://www.aep.com.cn>

E-mail: atomep123@126.com

发行电话: 010-68452845

版权所有 侵权必究

总 序

为了裂变核能的可持续应用,我国的基本战略是压水堆—快堆的匹配发展。快中子堆(简称快堆)是主要以平均中子能量比压水堆的热中子高百万倍的 $0.08\sim 0.1$ MeV 的快中子引起裂变链式反应的反应堆。快中子堆的主要特点是,快堆核电站运行时,新产生的易裂变核燃料钚多于消耗掉的钚,即增殖比大于 1,易裂变核燃料得到增殖,因此又称为快中子增殖反应堆。运行中真正消耗的是天然铀中不易裂变且天然丰度占 99.2% 以上的铀-238。快堆的乏燃料经后处理,钚返回堆内再烧,多余的钚则用于装载新的快堆。如此封闭并无限次循环则对铀资源的利用率可从单单发展压水堆的 1% 左右提高到 60%~70%。由于利用率的提高,更贫的铀矿也值得开采,这样世界可采铀资源将增千倍。

在热中子反应堆运行时,会产生长寿命次量锕系核素(MA),其产量约为所产工业钚的 1/10。锕系核素需要衰变三四百万年才能将其放射性毒性降到天然铀的水平。但这些核素在快中子场中可以裂变成一般裂变产物,因此,可用快中子焚烧堆将它们裂变掉,获得裂变能,达到变害为利,减少地质贮存的环境风险。

世界上快堆技术的发展已超过半个世纪,发展增殖快堆最适合的冷却剂是液态金属钠,这是所有快堆国家审慎选择的结果。

钠冷快堆是当前唯一现实的增殖堆,在闭式核燃料循环的支持下,可使我国核能实现长期可持续地安全供应。

钠冷快堆在我国是全新的核电工程。前核工业部 20 世纪 60 年代中后期开始组织钠冷快堆技术的基础研究,1986 年快堆技术发展纳入国家“八六三”高技术计划后,1988—1993 年进行了以实验快堆为目标的应用基础研究,1992 年 3 月国务院批准了建造 65 MW 热功率 20 MW 电功率实验快堆的目标,该堆于 2000 年开始建造。

在核工业研究生部的组织下,我们聘请了从事中国实验快堆设计及有丰富专业知识和经验的各专业专家编写了这部中国实验快堆系列丛书,包括如下 14 篇:

- 1 快堆概论
- 2 快堆物理基础
- 3 快堆热工流体力学

- 4 快堆本体及燃料操作系统
- 5 快堆主热传输系统及辅助系统
- 6 钠工艺基础
- 7 快堆蒸汽动力转换系统
- 8 快堆控制与保护
- 9 快堆电气系统与设备
- 10 快堆辐射防护
- 11 快堆材料
- 12 快堆通用机械设备
- 13 快堆安全分析
- 14 快堆运行

各篇编者多从本专业物理原理、尤其是从钠冷快堆独有的特征出发,结合中国实验快堆的设计成果深入浅出地编写成册,因此既适于大学本科毕业的主控室操纵人员培训也适于快堆高级管理人员学习快堆知识,也可供一般操作人员培训参考。

我国快堆工程分三步发展,各阶段目标具有主要技术选择的一致性。本丛书针对性强,因此对新参与我国后续的示范快堆和大型高增殖快堆的设计者们也是一种实用的入门教材。

这是我国钠冷快堆首部运行操作人员的培训丛书,由于经验不足,疏漏和错误在所难免,敬请各位专家、使用者们不吝指正。

徐 纯

2011年1月3日

前 言

本书是应中国实验快堆发展要求编写的系列丛书之一。深度要求以普通操纵员、高级操纵员必要掌握的知识为基础,兼顾核电厂其他工作人员。编写于2002—2003年,这次出版前进行适当的修改。

本书共有7章,在第1章概述里对全书的内容进行了综述,介绍了核电厂材料所面临的问题,各种核反应堆所用的材料、材料的分类等;第2章是金属学的基础知识的介绍,介绍了晶体、晶体结构、晶体缺陷、冷加工、热加工、热处理等一些影响材料性能的基本因素;第3章介绍了材料的物理性能、机械性能、腐蚀性能和辐照性能等概念及影响因素、预防方法等;第4章介绍核燃料,对各种核燃料进行了一般性的介绍,重点介绍了二氧化铀燃料的性能及堆内行为,并介绍了中国实验快堆所用的燃料情况;第5章介绍包壳材料,重点介绍了快堆包壳及元件盒管材料的选材基础、发展方向及影响堆内性能的重要参数,并介绍了中国实验快堆所用的第一炉材料;第6章介绍燃料元件、组件设计及其堆内性能、影响因素,还介绍了蒸汽发生器材料及易发故障、原因和解决方法;第7章介绍其他材料,包括控制材料、慢化材料、冷却剂材料和屏蔽材料等。介绍了它们的功能、选材要求及中国实验快堆所选用的材料。

本书在中国核工业集团公司领导的关心和支持下,承蒙核工业研究生部、中国原子能出版社等单位及有关同志的大力帮助下完成的,定稿前经过了核工业研究生部组织的专家内审。中国原子能科学研究院张汝娴、谢光善研究员提供了中国实验快堆的关键数据;在此表示诚挚的感谢。

本书应用了大量法国的经验和数据,在此对法国原委会的巴基斯先生和布兰科先生表示衷心的感谢,感谢他们对中国核事业的关心和代表法国原委会组织了各种讲座和培训。

由于编者水平有限,书中出现问题在所难免,敬请批评指正!

编 者
2011年11月

目 录

第 1 章 概述	(1)
1.1 核反应堆	(1)
1.2 核电厂主要部件及功能	(4)
1.3 核电厂材料及分类	(6)
1.4 快堆面临的材料问题	(7)
第 2 章 金属学基础	(8)
2.1 晶体结构	(8)
2.1.1 空间点阵的主要特征	(8)
2.1.2 七大晶系	(8)
2.1.3 晶面指数和晶向指数	(9)
2.1.4 滑移系	(10)
2.1.5 典型的晶胞结构	(10)
2.1.6 离子固体的晶体结构	(11)
2.2 晶体缺陷	(12)
2.2.1 点缺陷	(12)
2.2.2 线缺陷	(13)
2.2.3 面缺陷	(14)
2.3 相及相变	(14)
2.4 热处理基础	(14)
2.4.1 铁碳相图	(14)
2.4.2 热处理及材料性能改变	(16)
2.5 材料的常见缺陷	(16)
第 3 章 材料的性能	(18)
3.1 材料的物理性能	(18)
3.1.1 密度	(18)
3.1.2 导热性能	(18)
3.1.3 热膨胀	(19)
3.2 材料的机械性能	(19)
3.2.1 硬度	(19)
3.2.2 拉伸性能	(21)
3.2.3 冲击性能	(23)
3.2.4 蠕变性能	(24)
3.2.5 疲劳性能	(25)
3.3 材料的腐蚀性能	(27)

3.3.1	化学腐蚀和电化学腐蚀	(27)
3.3.2	冲刷腐蚀和微动腐蚀	(28)
3.3.3	应力腐蚀	(28)
3.3.4	氢脆	(29)
3.3.5	质量迁移	(30)
3.3.6	液态金属环境下的其他腐蚀	(30)
3.4	材料的辐照性能	(31)
3.4.1	两种主要的辐照	(31)
3.4.2	辐照损伤机理	(32)
3.4.3	材料辐照效应的一般规律	(32)
第 4 章	核燃料	(34)
4.1	燃料的分类	(34)
4.1.1	金属型燃料	(35)
4.1.2	陶瓷型燃料	(36)
4.1.3	MOX 燃料	(37)
4.1.4	其他燃料	(37)
4.2	二氧化铀燃料	(38)
4.2.1	二氧化铀的物理性能	(38)
4.2.2	二氧化铀燃料的力学性能	(40)
4.2.3	二氧化铀燃料的化学性能	(40)
4.2.4	二氧化铀燃料的制造	(41)
4.2.5	二氧化铀燃料的堆内行为	(41)
第 5 章	包壳材料	(46)
5.1	包壳材料简介	(46)
5.1.1	铝及其合金	(46)
5.1.2	镁及其合金	(47)
5.1.3	锆及其合金	(47)
5.2	快堆包壳和结构材料	(48)
5.2.1	材料选择要求	(48)
5.2.2	材料的选择和演化	(49)
5.2.3	奥氏体钢	(50)
5.2.4	高镍合金	(60)
5.2.5	铁素体—马氏体钢	(64)
5.2.6	燃料包壳和元件盒管的腐蚀问题	(68)
5.2.7	结论	(69)
第 6 章	快堆燃料组件	(70)
6.1	燃料组件设计	(70)
6.1.1	快堆燃料组件的主要特性	(70)
6.1.2	快堆组件的主要辐照特征	(70)

6.1.3	设计要求	(70)
6.1.4	设计方法	(71)
6.1.5	快堆燃料棒	(72)
6.1.6	快堆燃料组件	(74)
6.2	快堆燃料及组件的堆内行为	(75)
6.2.1	快堆燃料中的热量产生及导出	(75)
6.2.2	快堆燃料中的温度效应	(78)
6.2.3	快堆燃料中的辐照效应	(80)
6.2.4	快堆燃料组件正常工况下的堆内行为	(83)
6.2.5	事故工况下的性能预测	(92)
6.3	快堆燃料组件及结构材料在钠、水及硝酸中的腐蚀性能	(94)
6.3.1	钠中行为	(94)
6.3.2	水中行为	(94)
6.3.3	硝酸中的腐蚀	(94)
6.4	蒸汽发生器材料的腐蚀问题	(94)
第7章	其他材料	(97)
7.1	控制材料	(97)
7.1.1	铅	(97)
7.1.2	银-铜-镉合金	(97)
7.1.3	含硼固体材料	(98)
7.1.4	稀土氧化物	(99)
7.2	慢化材料和反射层材料	(99)
7.3	屏蔽材料	(100)
7.3.1	非金属屏蔽材料	(100)
7.3.2	金属屏蔽材料	(101)
7.3.3	混凝土	(101)
7.3.4	有机屏蔽材料	(101)
参考文献		(103)

第1章 概述

核反应堆用于发电是和平利用核能的重要手段。核反应堆能用于发电要获得社会的认可必须要用尽可能低的成本来产生尽可能安全可靠的动力。其电力价格一定要有与煤、石油等化石燃料发电成本相比较的能力。而要达到这个目标是不容易的,因为核反应堆的工作条件是如此的严峻,它的材料必须在高温、高压、强辐照和极大的温度梯度的条件下工作。它所面临的工况比迄今为止我们所遇到的任何工程所面临的条件要复杂得多。因此人们说:“The importance of the behavior of the reactor materials can not be over-emphasized.”也就是说反应堆材料问题的重要性无论如何强调也不会过分。

核反应堆材料在压水堆(PWR)条件下的工作温度是 $290\sim 320\text{ }^{\circ}\text{C}$,压力是 15.5 MPa ,而在快堆(FBR)条件下的工作温度是 $550\sim 600\text{ }^{\circ}\text{C}$;同时由于材料暴露在辐照场内,经受 α , β , γ 射线的强辐照,尤其是高能快中子辐照对结构材料的影响极大,而裂变产物由于质量大,射程短,对燃料会产生很大的影响。在运行条件下,燃料棒芯块中心的温度可达 $2\ 000\text{ }^{\circ}\text{C}$ 以上,甚至熔融;FBR 冷却剂的温度是 $550\sim 600\text{ }^{\circ}\text{C}$,燃料承受的温度梯度可达 $2\ 000\sim 4\ 000\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{cm}$,包壳承受的温度梯度也达 $1\ 000\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{cm}$,不仅要承受大的温度梯度,同时还要承受环境中腐蚀介质的侵蚀,为了迅速带出热量,同时又要保持一定的机械强度,因此包壳材料的工作环境是十分严峻的,对材料的要求也是十分苛刻的。在这样的条件下,我们的目标(低价格、高性能)是不容易达到的。

快堆在试运行中发生的很多问题都与材料有关,作为中国第一个实验快堆,我们要尽可能吸取国外实验快堆成功或失败的经验教训,了解材料问题,争取少犯小错误,不犯大错误。预祝中国第一实验快堆成功。

1.1 核反应堆

核反应堆的主要功能如下:

- 1) 通过转换,将核反应能量带出,提供所需的能源:发电(如核电厂),供热(如大庆的低温供热堆)或用作其他动力(如核潜艇,卫星供电等)。
- 2) 通过核反应生产新的核燃料:如钷-232 俘获中子后转换为铀-233,铀-238 俘获中子后转换为钷-239。
- 3) 通过核反应生产放射性同位素:如生产钷-钨靶件,医用同位素等。
- 4) 用作科学研究和中子的应用(如中子衍射,中子掺杂,中子照相)。

核反应堆的种类很多,分类的方式也很多。如按使用目的分类,一般可分为生产堆、研究堆、动力堆。

生产堆主要用于生产裂变或可裂变材料如:钷、铀-233 和钷-239 等;研究堆,对应不同的目的又有不同的种类:如用于研究燃料和堆芯材料用的材料试验堆(如法国的 Osillos),

用于中子衍射、同位素生产和物理、化学、生物等多用途的研究堆(如:原子能院的“101”重水堆,“492”轻水游泳池堆)等;动力堆是本书涉及的重点,即利用核反应能转换为电能以获取动力满足国民经济各方面的需要的反应堆。目前常见的动力堆有压水堆、沸水堆、重水堆、高温气冷堆、快中子增殖堆等。压水堆和沸水堆工艺比较成熟,是世界上发展最多的动力堆,高温气冷堆和快中子增殖堆仍处于研究试验阶段。

动力堆目前所用的核反应堆系统都设计有蒸汽转化系统,由蒸汽推动汽轮机来发电。水堆的热效率约 30%,而钠冷快堆的热效率可达 40%。

下面分别介绍几种常用的动力堆:

沸水堆(BWR):这是一种直接沸腾的水堆。蒸汽从堆芯直接产生,就如一个锅炉产生蒸汽一样(见图 1-1)。它的外壳是一个钟罩型的压力容器,堆芯燃料组件排列成 $n \times n$ 正方形栅阵。它与压水堆的区别是一回路水的压力比较低(约 6.86 MPa)。这样一来,一回路冷却水就在堆芯内发生沸腾,并将产生的蒸汽直接送汽轮机发电。

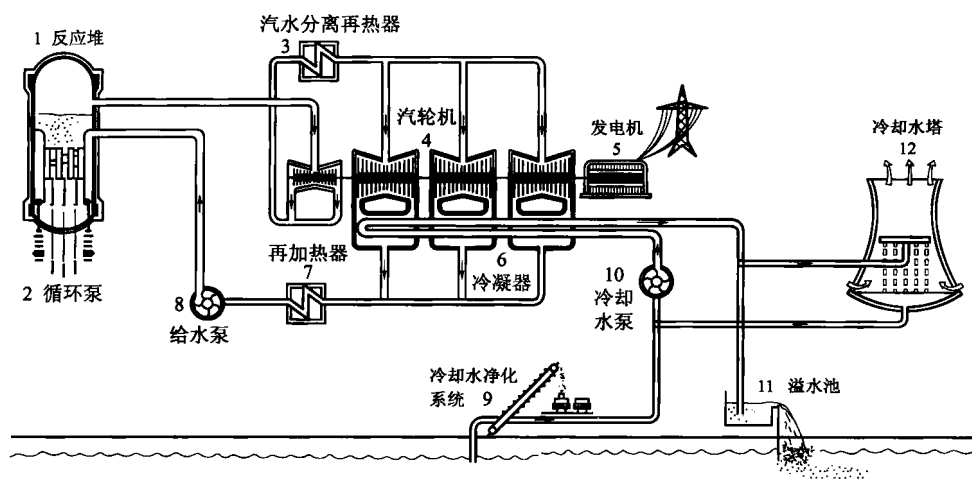


图 1-1 沸水堆电站系统

压水堆(PWR):压水堆一般有两个水回路,中间是蒸汽发生器(steam generator)。(见图 1-2),它由核反应堆、一回路系统(高温高压)、二回路系统及其他辅助系统组成。一回路水压力为 15.5 MPa,在蒸汽发生器中,一回路水把热能传递给二回路并使二回路水获得能量转化为蒸汽,推动汽轮机发电。

重水堆(HWR):其慢化剂和冷却剂都是重水。重水堆的结构与轻水堆不同,反应堆的堆本体是一个水平放置的圆筒形容器,称为排管容器(calandria)(见图 1-3)。在容器内贯穿许多根水平管道,称为燃料管道(fuel channel)或压力管(pressure tube)。在排管容器中盛有低温低压的重水慢化剂,燃料管道里装有天然铀燃料棒束和高温高压重水冷却剂。冷却剂通过燃料管道将热量带出来,经蒸汽发生器产生蒸汽,推动汽轮机发电。它的燃料棒是短型的,可以在不停堆的条件下实现换料。

液态金属快中子增殖堆(LMFBR):这种反应堆是以液态钠为冷却剂的,堆芯结构有回路式和池式两种。它一般有多条回路,一回路和二回路都是液态钠。中间有热交换器用以

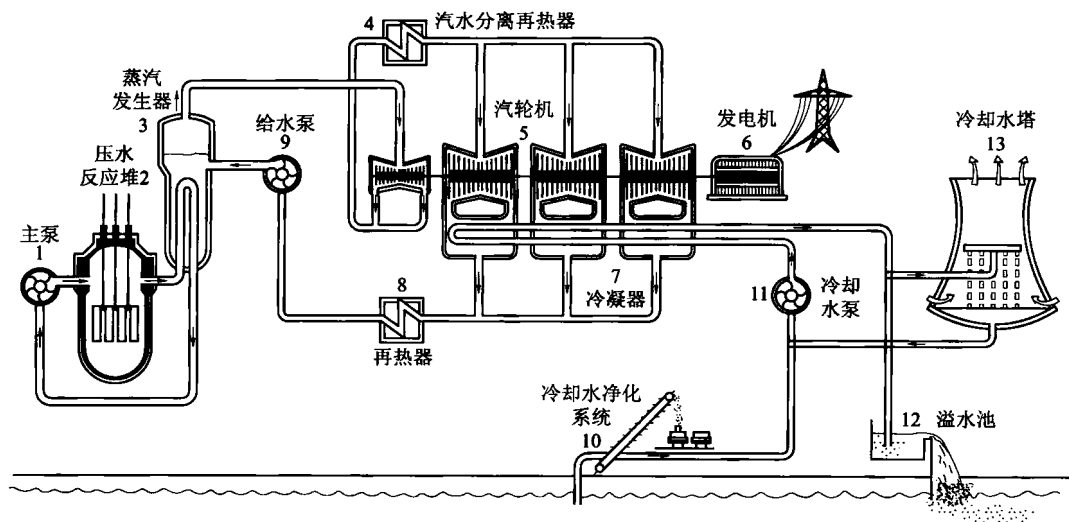


图 1-2 压水堆电站系统

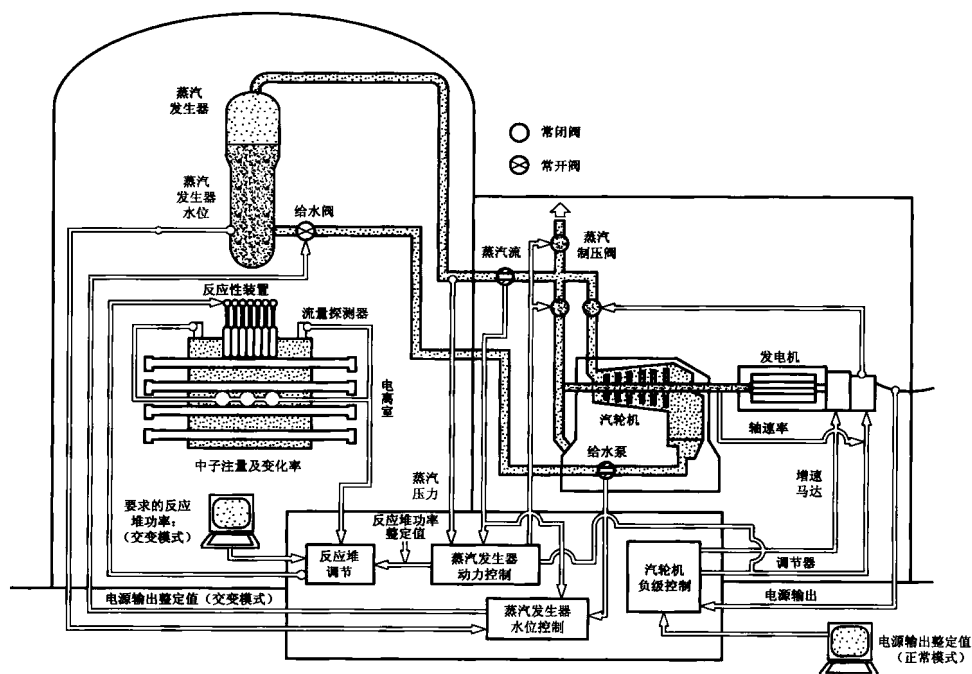


图 1-3 CANDU 型反应堆流程图

隔离一回路的放射性(见图 1-4)。快堆的堆芯由燃料区和再生区组成。在快堆运行中,一方面消耗燃料;另一方面大量的铀-238 俘获中子后转化为钚-239,从而达到增殖的目的。快堆也用于发电,通过热量传递,将堆芯能量带出,通过热交换,将钠回路的热量传递给水回路,使回路中的水汽化,由蒸汽带动汽轮机发电。

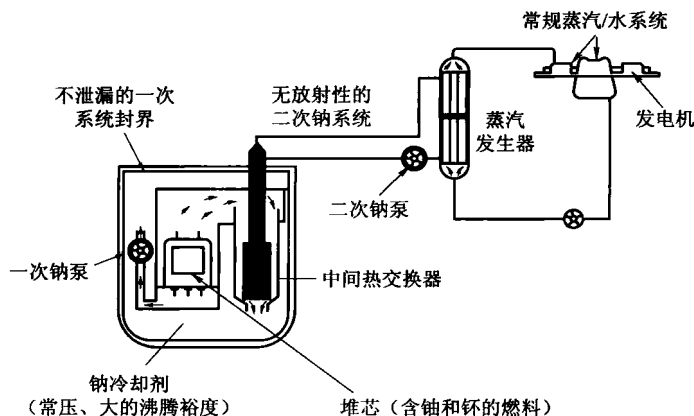


图 1-4-1 快堆电站系统（池式）

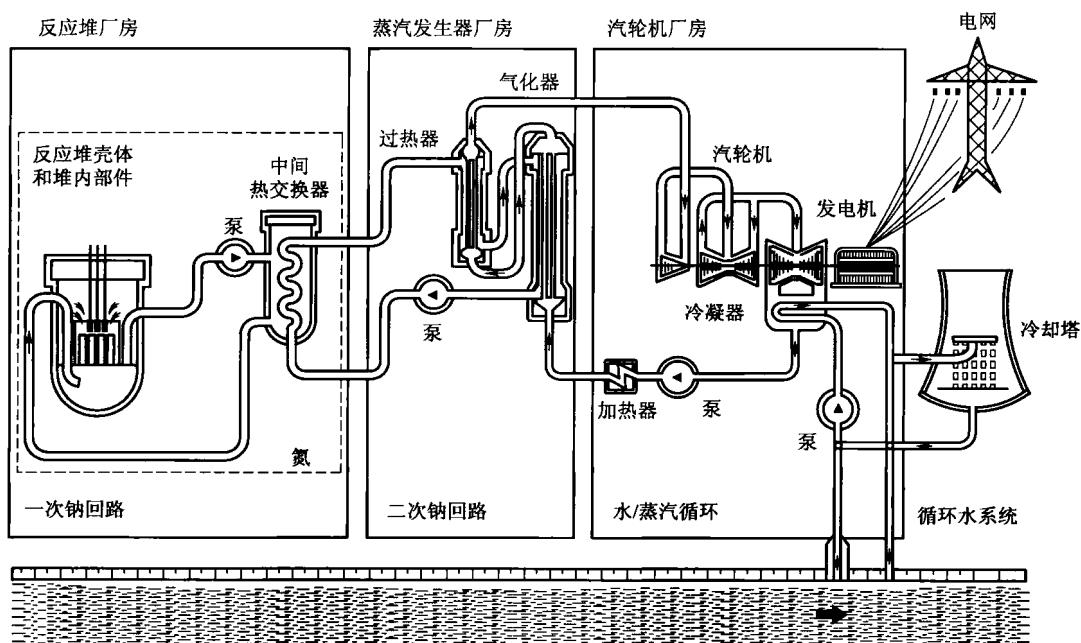


图 1-4-2 快堆电站系统（回路式）

1.2 核电厂主要部件及功能

堆芯的主要部件是燃料和包壳。

燃料：无论是金属型还是陶瓷型的燃料，必须含有易裂变核素铀-235、铀-233 或钚-239。金属型燃料有金属铀和铀合金。陶瓷型燃料有 UO_2 、 UC 、 UN 、 $\text{MOX}(\text{UO}_2 + \text{PuO}_2)$ 。 UO_2 是用途最广的动力堆燃料。轻水堆燃料的富集度为 3% 左右；重水堆采用天然铀为燃

料；快堆燃料的富集度为 60% 左右或用 MOX 燃料。利用 MOX 燃料，轻水堆的燃料中含钚可达 5%~15%，而快堆可达 25%~30%。

包壳：包壳材料要求中子吸收截面小、导热好、强度高、塑性好、耐腐蚀、抗辐照等。水冷动力堆广泛用锆合金作包壳。压水堆、重水堆用 Zr-4 合金作包壳；沸水堆用 Zr-2 合金作包壳；而快堆用不锈钢作包壳。值得注意的是：使用不锈钢作快堆包壳并不是因为它的中子吸收截面小，而是因为它的高温性能好，同时由于快堆中中子产额大，损失一些也足以维持反应进行下去，而且价格较低，从经济上考虑也比较合理。

对压水堆和重水堆来说，压力容器和压力管是很重要的部件，它保持堆内的压力，使冷却剂能正常工作，事故状态下能包容放射性物质等。

蒸汽发生器是核电厂的主要部件，裂变能以热能的形式带出，在这里进行热交换并将水转换成蒸汽。

以下就各类反应堆的主要部件用材作一简单介绍：

沸水堆所用基本材料：

压力容器 (pressure vessel)：低合金碳钢 (low alloy carbon steel)

燃料 (fuel)：二氧化铀 (uranium dioxide UO_2)

包壳 (cladding)：锆-2 合金 (zircaloy-2 Zr-2)

控制棒：碳化硼/304 不锈钢 (B_4C , /304SS)

慢化剂，冷却剂：轻水 (H_2O)

水回路：304 不锈钢

蒸汽回路：304, 316 不锈钢

传热管：Inconel 690 或 Incoly 800 合金

汽轮机：铬-钼钢

压水堆所用基本材料：

压力容器：低合金碳钢

燃料：二氧化铀，富集度约 3%

包壳：锆-4 合金 (Zr-4)

控制棒：银-铟-镉合金/316, 304 不锈钢 (Ag-In-Cd/SS)

长期反应性控制用硼酸

传热管：600, 690, 800 合金

其余与沸水堆同。

重水堆所用基本材料：

压力管：锆铌合金 (Zr-2.5Nb)

排管容器：奥氏体不锈钢

排管容器管：Zr-2 合金

燃料：天然富集度的二氧化铀 (natural uranium)

包壳：锆-4 合金

慢化剂和冷却剂：重水 (D_2O)

钠冷快中子增殖堆所用基本材料：

主容器和保护容器：316, 304 不锈钢

燃料:富集的二氧化铀(富集度约 60%),MOX 燃料(约 20%PuO₂+UO₂)

包壳:奥氏体不锈钢(316SS 或 316Ti 等),镍基合金等

元件盒:马氏体-铁素体钢或奥氏体不锈钢

控制棒:碳化硼(B₄C)/300 系列不锈钢

传热管:800 合金或 304 不锈钢

冷却剂:液态钠

1.3 核电厂材料及分类

核电厂用的材料通常分为常规岛用材料和核岛用材料:

(1) 常规岛用材料:凡是不暴露于放射性环境或一次水回路的材料都属于这一类。

(2) 反应堆核岛用材料:由于这部分材料暴露在辐射场内,存在核材料的特殊问题,是本书的重点内容。这部分可以再进一步分为核燃料和非核燃料两部分。

- 核燃料:在反应堆中使用的可裂变物质及可转换物质通称为核燃料。它包括易裂变核素和可转换核素两部分。

易裂变核素是指任何能量中子都能引起核裂变的核素。如铀-235、铀-233、钚-239。可转换核素是指某核素在俘获高能中子(>1 MeV)以后会转换为可裂变核素。如钍-232、铀-238 吸收中子后可转化为铀-233、钚-239,这种核材料称为可转换核素,也叫再生材料。

核燃料中必须含有易裂变核素²³⁵U、²³³U、²³⁹Pu 中的一种或两种,才能够产生裂变并释放裂变能。

- 非核燃料包括以下几部分组成:

包壳材料和元件盒材料、结构材料、控制材料、冷却剂材料、慢化材料、反射材料及屏蔽和再生材料。

包壳材料和元件盒材料:

包壳材料是指包裹核燃料的材料。包壳是燃料与冷却剂隔离的屏障;也是反应堆安全的第一道屏障。它的作用是防止燃料与冷却剂反应;防止裂变产物逃逸;保持燃料棒的完整性。

它的运行工况非常苛刻。要求材料具有小的中子吸收截面、高的导热系数、强度好、韧性好、耐腐蚀、抗辐照、热稳定性好等。

元件盒材料是快堆所特有的,指包裹快堆燃料棒束,燃料组件的外包裹材料,快堆燃料组件呈六角形,因此俗称六角管,它包容燃料棒束,组成冷却剂流道,要求与包壳材料相同,仅使用温度稍低于包壳。

结构材料:主要是指堆芯和一回路的结构材料。包括堆容器、构架、管道材料及热交换器、蒸汽发生器材料等。这些材料不仅要求有好的强度、韧性、抗辐照、耐腐蚀还必须有最小的诱发放射性,以便维护保养和处置。

控制材料:是一种中子吸收体,用于反应堆使其实现受控核裂变的材料。

冷却剂材料:是指将核裂变产生的热量带出的一种载热剂。它可以是气体也可以是液体。快堆用的是液态金属钠为冷却剂。

慢化材料：是指通过中子与材料原子之间的非弹性碰撞来降低中子能量，使高能快中子变为能被裂变原子俘获，并激发另一次裂变的热中子的材料。热堆中必须有慢化剂才能维持链式反应。快堆不用慢化材料。

反射材料：是指该材料的原子与从堆芯逃逸的中子发生碰撞后，能使从堆芯逃逸的中子无吸收地反弹回堆芯的材料。

屏蔽材料：是指用于屏蔽放射线，中子或热量的材料。屏蔽放射线要用质量大、密度大的材料，如铅、重混凝土等；屏蔽中子要用轻质材料，如轻水、石蜡、石墨等；屏蔽热量要用空腔不锈钢弧形瓦或增大间距，增厚屏障层来达到。

快堆中还用空不锈钢管来做屏蔽层。

再生材料：再生材料也称增殖材料，一般用贫铀或钍来做再生材料。

1.4 快堆面临的材料问题

快堆面临的材料问题主要是辐照肿胀和热蠕变问题。

由于快堆中高能中子产额大，对材料造成的辐照损伤也大，快堆研究的初期，材料问题主要考虑的是材料的高温性能问题，选材倾向于选择高温性能好的奥氏体不锈钢。但在实践中发现，奥氏体不锈钢在中子注量达 10^{22} 时便达到肿胀阈值。科学家又转而启用抗辐照肿胀性能好的铁素体钢，但是铁素体钢的高温蠕变性能又不能满足快堆的使用要求。因此快堆包壳材料的研究围绕着抗辐照肿胀和高温性能问题作了大量的工作，在镍基合金、钴基合金及氧化物弥散体材料方面也进行了大量的研究，取得了重要的进步，但至今未取得满意的结果。包壳材料的辐照肿胀和高温蠕变就成了选材的主要制约因素。

由于燃料研究方面的进步，应用 MOX 燃料和加深燃耗成了下一步的目标，对包壳材料的研究显得越来越突出和紧迫。

由于快堆使用液态钠作冷却剂，结构材料在液态金属中的腐蚀问题也必须加以重视，而乏燃料的储存和后处理又要求包壳材料在水中和硝酸中的腐蚀性能要好，因此包壳材料的性能要求是复杂和苛刻的。要满足这些要求也是不容易的。

由于在蒸汽发生器中，二次回路中流动的是钠，而三回路中流动的是水，二次和三次回路之间若有泄漏，就会造成重大事故，因此蒸汽发生器材料的选择和钠-水反应的研究对快堆也是很重要的。

第2章 金属学基础

为了了解材料的基本特性及影响因素,经过长期的研究和探索,我们了解到,决定金属及合金性能的基本因素是它们内部的微观构造,即内部的结构和组织状态。由于金属及合金在固体时通常都是晶体,要了解金属内部的微观构造,就必须首先掌握其晶体构造情况,了解晶体中原子是如何相互作用和结合起来的……因此,分析金属和合金晶体的内部结构是研究金属材料的一个重要方面,许多问题的认识和解决都与它有关,在学习本课程之前,我们要对晶体学做一简单的介绍。

2.1 晶体结构

自然界存在的固态物质可分为晶体和非晶体两大类。在晶体中,组成晶体的原子、离子、分子等质点是呈规则排列的,晶体的基本特征是:内部原子(离子)排列的对称性和周期性。而在非晶体中,这些质点是无规则地堆积在一起的。自然界中,金属和非金属大都是晶体。

为了研究晶体中物质质点排列的规律性,我们需要进行抽象。即将实际存在的原子、离子或原子集团等物质质点,抽象为纯粹的几何点而完全忽略它们的物质性。这样抽象出的几何点称为阵点。阵点在空间周期性的规则排列就称为空间点阵。

2.1.1 空间点阵的主要特征

每个阵点在空间都具有完全相同的环境,如果把连接任意两个阵点矢量的始端放到第三个结点上,则此矢量的终点必定落在第四个结点上。

在空间点阵中我们可以选择一个小的平行六面体作基本单元,称为晶胞。整个空间点阵可以看做是由很多大小和形状完全相同的晶胞紧密地堆垛在一起而形成的。若晶体由单原子组成,原子占据结点,每个原子周围情况相同;若晶体由两种以上的原子组成,(如核燃料二氧化铀)则同种原子组成自己的网格称为亚点阵,形成复式晶格。

选择晶胞应满足下列条件:

- (1) 晶胞的几何形状应与宏观晶体具有同样的对称性;
- (2) 平行六面体内相等的棱和角的数目应最多;
- (3) 当平行六面体的棱间存在直角时,直角数目应最多;
- (4) 在满足上述条件的前提下,晶胞应具有最小的体积。

晶胞的棱边分别用单位矢量 a 、 b 、 c 来表示,棱边之间的夹角分别用 α (c 、 b 间), β (a 、 c 间), γ (a 、 b 间) 来表示。参数 a 、 b 、 c 称为点阵常数;而 a 、 b 、 c 、 α 、 β 、 γ 称为晶胞的六个参数。

2.1.2 七大晶系

根据晶胞的六个参数可以算出所有晶体分属于 14 种空间点阵,归纳为七大晶系(见图 2-1):