

117

压水堆核电厂堆芯燃料 管理计算及优化

谢仲生 著



A0967292

原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

压水堆核电厂堆芯燃料管理计算及优化/谢仲生著. —北京:原子能出版社,2001.6
ISBN 7-5022-2408-4

I. 压… II. 谢… III. 压水型堆—核电厂—核燃料管理—计算方法 IV. TL421.8

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2001)第 19197 号

内 容 简 介

本书比较系统、全面地介绍了压水堆核电厂堆芯燃料管理的核计算方法。着重阐述计算方法的基本原理、算法思想和分析方法,并对国际上目前通用的程序作简要的介绍。全书共分九章:第一章为引论;第二章介绍多群常数库;第三章介绍均匀化少群常数的计算;第四章讨论共振吸收;第五章介绍堆芯扩散计算的节块方法;第六章讨论先进均匀化理论;第七章介绍燃耗计算;第八章阐述换料方案的计算及优化理论在燃料管理中的应用;第九章介绍换料堆芯的安全评价。

本书可供从事核反应堆核设计和核燃料管理的工程技术人员参考,也可供作高等院校核能工程系高年级选修课和研究生学位课程教材或教学参考书。

原子能出版社出版 发行

责任编辑:谭 俊

社址:北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码:100037

北京朝阳科普印刷厂印刷 新华书店经销

开本:787×1092 mm 1/16 印张 11.375 字数 282 千字

2001 年 6 月北京第一版 2001 年 6 月北京第一次印刷

印数:1—1000

定价:28.00 元

前 言

安全性和经济性是当前核电发展中所面临的两大挑战性问题。核燃料管理对保证核电厂的安全运行和提高经济性具有重要的作用。

核电的特点之一是单位质量核燃料能产生巨额能量,约为煤燃烧所释放能量的 350 万倍。但是核燃料元件的制造时间长,价格昂贵,因而如何选择先进的核燃料管理策略,在满足核安全与运行的约束条件下,提高核燃料的燃耗深度,充分利用核燃料,降低燃料和运行成本是提高核电厂经济性的重要途径之一。自 20 世纪 70 年代开始,西方各国核电部门都对反应堆的燃料管理给予了极大的重视,提出了一些先进的核燃料管理策略和方案(例如低泄漏装料等),同时发展了一些有效的计算方法和工程软件并在工程设计中获得了广泛的应用。我国核电已经起步,并将逐渐形成规模。秦山和大亚湾核电厂已投入运行多年,核燃料管理已是提到议事日程上的工作。遗憾的是,当前在国内、外都还缺乏系统介绍核燃料管理核计算方法方面的专业书籍,因而撰写一本这方面内容的著作,对于我国正在发展的核电事业以及从事核电工作的专业技术人员来说是非常需要的。

核燃料管理目前已发展成为一门学科,它牵涉到矿冶、核燃料加工、反应堆物理、数学、核安全和核废物的处置等各个领域,是个十分复杂的问题。本书着重从核设计物理工程师的角度讨论压水堆核电厂堆芯燃料管理中核设计的计算方法。主要着重于阐述它的基本原理、算法思想及共性的分析方法、尽量避免专深的数学理论与繁琐的公式推导过程;力求避繁就简,做到概念清晰、结合实际;便于读者掌握方法的实质,对堆芯核燃料管理核计算的过程、原理和概貌有个全面的了解。

本书第八章第 5、6 节和第 2.2、2.3 节分别是由西安交通大学尹邦华、吴宏春和张少泓撰写的。本书的出版得到原核工业总公司科技局的支持。作者在此一并表示衷心感谢。

鉴于本书涉及内容广泛,且各种计算方法都在不断地发展中,同时限于作者的实际经验,书中难免有一些缺点和错误,望学者、专家和广大读者们批评指正。

作 者

2000 年 4 月于西安交通大学

目 录

第一章 绪论	(1)
1. 核电厂的核燃料循环	(1)
2. 堆内(芯)核燃料管理	(3)
2.1 核燃料管理中的基本物理量	(3)
2.2 堆芯核燃料管理的主要任务	(4)
2.3 单循环燃料管理中堆芯核设计	(6)
3. 压水堆核燃料管理的工作计划	(8)
参考文献	(9)
第二章 核数据库和多群常数库	(10)
1. 核数据库	(10)
2. 多群常数库	(12)
3. 多群常数库的构成	(14)
3.1 能群结构	(14)
3.2 多群常数库的构成	(16)
4. 热中子能群截面	(17)
参考文献	(19)
第三章 均匀化少群群常数的计算	(21)
1. 引言	(21)
2. 积分输运理论的基本方程	(24)
3. 中子飞行首次碰撞概率的计算	(27)
3.1 两个柱系统间的中子首次碰撞概率	(27)
3.2 圆柱系统的中子首次碰撞概率	(29)
3.3 互易关系式	(31)
4. 栅元碰撞概率方程的解及栅元均匀化少群常数的计算	(32)
4.1 等效栅元边界条件	(32)
4.2 白边界条件下中子首次碰撞概率的计算	(33)
4.3 碰撞概率方程的解及少群常数的计算	(34)
4.4 其它非燃料栅元的计算	(35)
5. 燃料组件内中子通量密度分布及少群常数的计算	(36)
5.1 基本方程	(37)
5.2 表面角通量密度 $\phi(r_s, \Omega)$ 及源项的近似	(37)
5.3 基本方程组	(39)
5.4 方程组的求解	(40)
6. 基模(泄漏)修正	(42)

6.1 B_1 近似方程	(42)
6.2 群常数的修正	(44)
附录 Bickley 函数	(46)
参考文献	(47)
第四章 共振区群常数的计算	(48)
1. 引言	(48)
2. 无限栅格有效共振积分的计算	(49)
2.1 孤立棒栅元的有效共振积分	(49)
2.2 无限栅格的有效共振积分	(52)
2.3 有理近似及等价原理	(54)
3. 共振能群平均截面	(57)
3.1 共振能群的平均截面	(57)
3.2 多种共振吸收核素之间的相互影响	(57)
4. 几何位置的影响(丹可夫修正)	(59)
4.1 几何位置的影响及丹可夫因子的计算	(59)
4.2 Γ_∞ 及有关概率的计算	(60)
参考文献	(61)
第五章 反应堆芯部功率分布计算	(62)
1. 引言	(62)
2. 节块展开法	(63)
2.1 中子平衡方程	(63)
2.2 横向积分方程	(64)
2.3 中子通量密度和横向泄漏项的空间近似	(64)
2.4 横向泄漏项的处理	(66)
2.5 净中子流耦合方程	(68)
2.6 数值求解过程	(69)
3. 幂迭代的加速收敛技术	(70)
3.1 渐近源外推加速收敛技术	(70)
3.2 粗网再平衡加速收敛技术	(71)
4. 非线性迭代节块方法	(73)
4.1 粗网有限差分(CMFD)方程	(73)
4.2 求解表面流的两节块问题	(74)
4.3 迭代策略	(76)
4.4 数值检验	(77)
5. 燃料组件内精细功率分布的重构	(78)
5.1 均匀化节块内精细功率分布的重构	(78)
5.2 节块角点中子通量密度值的确定	(80)
5.3 燃料组件内精细功率分布的重构	(82)

5.4 三维节块内精细功率分布的重构	(84)
参考文献	(85)
第六章 等效均匀化群常数计算	(86)
1. 引言	(86)
2. 均匀化一般原理	(86)
3. 传统的均匀化方法	(88)
4. 等效均匀化理论	(89)
5. 等效均匀化常数的计算	(92)
6. 围板/反射层均匀化参数的计算	(95)
6.1 围板/反射层等效均匀化常数的计算	(96)
6.2 数值检验	(100)
附录	(101)
参考文献	(104)
第七章 燃耗计算及均匀化群常数随燃耗的变化	(105)
1. 引言	(105)
2. 燃耗链	(105)
3. 栅元燃耗计算	(106)
3.1 重核素燃耗及裂变产物的积累方程	(106)
3.2 栅元中子通量密度及功率归一因子的计算	(107)
3.3 燃耗方程的解	(109)
4. 燃料组件燃耗	(111)
5. 不同工况下组件均匀化常数的产生	(112)
参考文献	(114)
第八章 堆芯核燃料管理计算	(115)
1. 引言	(115)
2. 多循环燃料管理	(115)
2.1 点堆与线性反应性模型	(115)
2.2 平衡循环的燃料管理	(122)
2.3 初始循环与过渡循环	(130)
2.4 多循环燃料管理优化	(133)
3. 单循环燃料管理计算	(135)
3.1 堆芯换料方案	(135)
3.2 堆芯燃料管理计算	(137)
3.3 堆芯装料方案设计的优化	(139)
4. 先进换料方案搜索程序(ALPS)	(141)
4.1 ALPS 简介	(141)
4.2 目标反应性的确定	(143)
4.3 反应性匹配与初选换料方案的确定	(144)

4.4 最终换料方案的确定与计算	(145)
5. 模拟退火算法	(146)
5.1 模拟退火算法简介	(146)
5.2 模拟退火算法在堆芯装料方案优化中的应用	(147)
5.3 示例	(150)
6. 遗传算法及其在堆芯换料方案优化中的应用	(153)
6.1 遗传算法基本原理	(153)
6.2 遗传算法在堆芯换料方案设计优化中的应用	(155)
6.3 考虑可燃毒物和旧料旋转的优化	(158)
6.4 遗传算法的收敛性	(159)
参考文献	(160)
第九章 换料设计的安全评价	(162)
1. 换料设计安全评价的原理	(162)
2. 换料堆芯安全评价工作的内容	(163)
3. 通用关键安全参数及检验	(164)
4. 功率能力的检验	(166)
4.1 工况 I (正常运行工况)功率分布包络值验证	(166)
4.2 工况 II (中等频率事故工况)堆芯保护定值的检验	(167)
5. 特定事故关键安全参数及检验	(167)
5.1 不可控硼稀释事故	(168)
5.2 落棒事故	(169)
5.3 提棒事故	(170)
5.4 弹棒事故	(171)
5.5 主蒸汽管道断裂事故	(171)
6. 总结	(172)
参考文献	(174)

第一章 绪 论

核能已经发展成为当代经济、洁净、安全和可靠的重要能源。截至 1998 年底,全世界已建成各种型式的核电厂 433 座,装机容量 348GW,其中压水堆核电厂 251 座,占装机容量的 63%。核电已经占世界发电总量的 17%。

迅速发展的核电于 80 年代末在三里岛和切尔诺贝利两次严重核事故以后,其发展速度发生了严重的衰退。究其原因,除主要由于安全性缘故外,在经济性方面也是重要的因素。核电厂与常规电厂相比,在经济性方面,它的主要缺点是比投资(单位发电量的投资)比较大,约为火电投资的 1.5~2 倍,建设周期长,一般要 5 年以上。但它的优点是燃料和运行费用比较低。目前核电在经济性方面还没有表现出比火电有明显的优势。因而要使核电厂在今后能够获得持续发展,则还需要提高核电厂的经济性,使其达到与大型火电厂可以相竞争的水平。除降低比投资、缩短建设周期这两个重要方面外,如何采用先进燃料管理策略,进一步降低燃料成本和运行费用,发挥核电的潜在优越性也是不可忽视的。

常规电厂每年要消耗大量的化石燃料,相对来说,单位质量燃料价格比较低廉,燃料在能量生产过程中只停留很短暂的时间。与其相反,单位质量核燃料能产生巨额的能量,约为煤燃烧所释放能量的 350 万倍,但是燃料元件制造的时间长,成本高,与化石燃料相比,核燃料是非常昂贵的。另一方面,核燃料元件在堆内停留的时间很长,一般要经历若干个循环(3~5 年)。因而,如何选择先进的燃料管理策略,充分地利用核燃料,提高其燃耗深度,进一步降低燃料成本和运行费用,对于发挥核电在经济性方面的优越性有着极其重要的意义。

燃料管理策略的决策,核燃料循环和堆内燃料装-换料计算是一个牵涉到矿冶、化工、机械、物理、环境科学和管理等各个领域的十分复杂的问题。本书着重从核设计物理工程师的角度讨论压水堆堆芯燃料管理中的核计算所采用的理论模型和计算方法。

1. 核电厂的核燃料循环

在讨论核电厂的核燃料管理之前,对核燃料的循环过程有一个粗略的了解是有帮助的。采用不同的核燃料(例如铀-235 或钚-232),其燃料循环是有差别的,图 1-1 给出一个电功率^{*}为 1000MW 的压水堆(PWR)核电厂的核燃料循环流程示意图。从图中可以看到,它主要包括以下几个过程:

(1)采矿 铀矿是属于低品位的矿藏,铀矿石中大约仅含 0.1%~1%的 U_3O_8 ,因而需要的采矿量是很大的,为供给一座 1000MW 的压水堆核电厂,每年约需开采 8.5 万 t 矿石。

(2)浓集 矿石经过粉碎,溶剂萃取,焙烧制成所谓“黄饼”,它含有 70%~90%的 U_3O_8 ,再进一步萃取和烧结,最后便可获得基本纯的 UO_3 。

(3)转换 通过氢化、氟化等一系列过程把 UO_3 转换成 UF_6 ,气态的 UF_6 便可供浓缩²³⁵U

* 除另有说明外,书中核电厂的功率均为电功率。

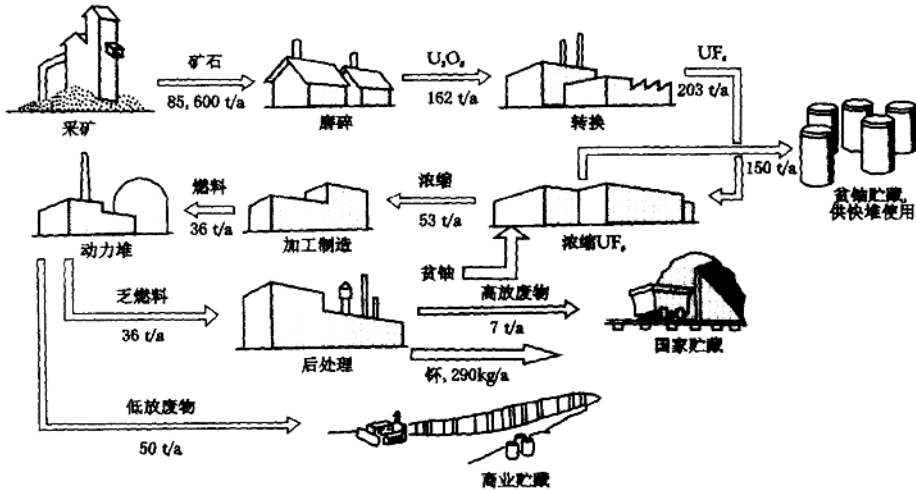


图 1-1 1000MW(电)PWR 核电厂铀的需要量及循环示意图

之用。

(4)铀浓缩 天然铀中仅含 0.7% 的²³⁵U,而压水堆应用的低浓铀,其富集度为 2.5% ~ 4.5%,这就需要经过同位素分离以获得所需要的富集度的 UF₆。目前工业上常用的成熟的同位素分离技术有:

(a)气体扩散法 这是 20 世纪 80 年代以前最主要的铀同位素分离方法,目前已逐步为超速离心分离法所代替。

(b)超速离心分离法 它是利用超速离心机进行同位素分离,是目前铀分离的主要方法。

(5)制造 把同位素分离后的 UF₆ 通过化学过程转换成 UO₂ 或 UC 陶瓷燃料,再烧结压制成薄片,装入金属管制成燃料元件。把燃料元件组装制成 PWR 所使用的燃料组件。一座 1000MW(电)PWR 每年大约需要 36t 核燃料。

(6)堆芯辐照 燃料组件按换料堆芯设计方案装入堆芯,进行辐照。²³⁵U 裂变,产生能量并燃耗。在堆芯寿期末燃料组件按换料计划卸出堆芯,称为乏燃料。

(7)乏燃料的贮存和衰变 一般辐照后卸出堆芯的乏燃料先在贮存水池中贮存、冷却,同时燃料中裂变产物进行衰变,然后运送到后处理厂进行后处理。

(8)后处理 经过后处理回收部分 UF₆,送回同位素分离厂再浓缩。

(9)废料贮置

图 1-1 所示的主要流程是近代压水堆以²³⁵U 为燃料的燃料循环流程,对于其它燃料和其它堆型,其流程大致上是相似的。

上述流程中的各个阶段(包括采矿、浓集等)所包含的各种事务、工作过程和管理策略等统称为核燃料管理。从宏观上看,它可以分成以下三个阶段:

(1)前端(进堆前)核燃料管理 包括图 1-1 中从采矿到燃料元件或组件的制造完成,进堆前的各个环节。

(2)堆内(堆芯)核燃料管理 这主要是指从燃料组件进入堆芯辐照,到乏燃料卸出堆芯这一阶段的燃料管理工作。包括燃料富集度及数量的需求,燃料组件和控制毒物在堆芯内的布置方案确定,反应性控制,燃耗等。这是核燃料管理工作的最重要的核心部分。

(3)尾端核燃料管理 包括贮藏、冷却、后处理等。

可以看到,压水堆核燃料管理所研究的内容是非常广泛的,它牵涉到矿冶、化工、物理、堆工等诸多学科。不同的堆型,其核燃料循环与管理的内容也不一样。本书仅局限于讨论压水堆核电厂的堆内燃料管理,而且仅着重于从核设计物理工程师角度出发,讨论堆内燃料管理所涉及到的核设计及其计算方法,以及它的理论基础。

2. 堆内(芯)核燃料管理

在核电厂中,一批核燃料往往要在反应堆内停留三年或更长的时间,且价格昂贵。因此,如何在满足电力系统能量需求的前提下,以及在核电厂安全运行的设计规范和技术要求限制内,尽可能地提高核燃料的利用率,降低核电厂的单位能量成本,是一个关系到核电厂经济性的重要研究课题。这也是核燃料管理所研究的内容。

核燃料管理的涉及面很广,一个合理的燃料管理方案的确定,除了要进行核电厂经济性分析外,还需综合考虑核反应堆物理、热工、安全以及运行等各方面的要求,是一项十分复杂的任务。这里我们着重讨论直接和反应堆物理有关的核燃料管理理论和计算模型。主要是针对轻水堆核电厂进行讨论。

2.1 核燃料管理中的基本物理量

在讨论堆芯燃料管理之前,先了解一下核燃料管理中一些基本物理量的定义是有帮助的。

(1)换料周期与循环长度

我们知道,在每个堆芯寿期末,反应堆都必须停堆换料。两次停堆换料之间的时间间隔称为反应堆的一个换料周期。反应堆每经历一个换料周期,就称反应堆(或核电厂)经历了一个运行循环。核电厂一个运行循环所经历的运行时间[通常以等效满功率天* (EFPD)表示]就称为该运行循环的循环长度;它等于反应堆在一个运行循环内所输出的总能量除以反应堆的名义功率所得到的运行时间。

循环长度的选取直接影响到电厂的经济性。循环长度若比较短,那么一方面反应堆的初始剩余反应性可以比较小,核燃料的比装量(即发出单位功率所需的核燃料装载量)也可以减小,从而有利于核电厂的经济性;但另一方面,循环长度缩短将导致循环燃耗和燃料卸料燃耗深度下降,并且还将导致频繁的停堆,从而使电厂的容量因子减小,经济性下降。因此,循环长度的选取必须综合考虑以上两方面的因素。由于一年中春季和秋季是电力需求相对较低的季节,因此,核电厂一般都希望安排在每年的春季或秋季进行停堆换料。目前,世界上绝大多数压水堆核电厂都取 1 年或 18 个月为一个换料周期。

* 核电厂以名义功率运行 1 天称为 1 个等效满功率天。

(2) 批料数和一批换料量

由于反应堆内中子通量密度分布的不均匀性,堆芯内各个燃料组件的燃耗程度都不相同。一般而言,堆芯中心区域的功率密度较大,而靠近堆芯边缘组件的功率密度较低。因此,为了提高核燃料的利用率,反应堆内的燃料组件是分批卸出堆芯的。在每次换料时,往往只将燃耗深度已经达到或接近允许值的那部分燃料组件卸出堆芯,而其余燃耗较浅的燃料组件则继续停留在堆内进入下一循环的运行。这就是所谓的分批换料。

关于批的定义,由于燃料管理实际情况不同,往往定义不同。习惯上把具有同一初始富集度且在堆芯内停留同样时间的一组燃料组件称为一批。设反应堆内燃料组件的总数为 N_T ,每次换料更换的燃料组件数量为 N ,则定义 $N_T/N = n$ 为批料数,称 N 为一批换料量。如秦山核电厂,其堆芯共有 121 个燃料组件,则批料量为 40 或 41 的换料方案都是 3 批换料方案。显然,批料数 n 或一批换料量 N 是核燃料管理中十分重要的决策变量。如在循环长度固定不变的情况下,提高批料数 n 就增加燃料在堆芯内辐照停留时间;可以加深燃料的平均卸料燃耗深度,但同时也必须提高新燃料的富集度。目前的压水堆核电厂大部分都采用 3 批换料。

(3) 循环燃耗 B_c 和卸料燃耗 B_d

全堆芯核燃料在经历一个运行循环后所净增的平均燃耗深度称为该循环的循环燃耗,用 B_c 表示。设循环长度为 C_L (EFPD),则循环长度 (C_L) 和循环燃耗 (B_c) 之间关系式为:

$$B_c = \frac{PC_L}{W_T} \quad (\text{MW} \cdot \text{d/tU})$$

其中 P 为反应堆名义功率 (MW), W_T 为初始堆芯的铀装载量 (t)。

新料从进入堆芯开始,经过若干个循环,最后卸出堆芯时所达到的燃耗深度称为卸料燃耗深度,用 B_d 表示。一批燃料在最后卸出堆芯时所达到的平均卸料燃耗深度称为这批料的平均卸料燃耗。

2.2 堆芯核燃料管理的主要任务

概括地说,核电厂堆芯燃料管理的主要任务就是要在满足电力系统的能量需求和在核燃料资源结构的约束内,在电厂设计规范和技术要求的限制下,为核电厂一系列的运行循环作出其经济安全运行的全部决策。其核心问题就是如何在保证电厂安全运行的条件下,使核电厂的单位能量成本最低。

具体地说,堆芯核燃料管理主要包括以下三个方面内容:

(1) 堆芯燃料管理策略以及初步换料方案的确定

这主要包括下列决策变量的确定:

- 批料数 n 或一批换料量 N ;
- 循环长度 T ;
- 新燃料的富集度 ϵ ;
- 燃料组件在堆芯的装载方案 A ;
- 控制毒物在堆芯的布置 P ;
- 控制和运行方案。

应该指出,这些决策变量之间存在着密切的互相影响和相互耦合的关系。另一方面,如前面所指出的,在分批换料方案下一个燃料组件往往要在堆内停留三个循环以上才卸出堆芯,因

而上一循环决策变量的确定势必会影响下一循环的结果。也就是说各运行循环之间存在着强烈的耦合关系,一个变量的确定必须考虑其对后续几个循环结果的影响,特别是上面 $a \sim c$ 3 个变量各循环之间的耦合关系更为强烈。因此,为了优化上述变量的决策必须进行多循环(至少 3 个循环)的分析。此外,由于燃料组件是布置在堆芯的不同位置上,承受不同的燃耗,因而在对前述 d, e, f 变量进行分析或决策时,必须考虑空间的效应,进行二维或三维的计算。

因此,严格地讲,核燃料管理是一个多变量、多级(循环)和空间上多维的决策过程,即使应用数值方法来计算,也是一个难以解决的问题。目前在实际工程计算中,为了减少决策变量的数目,降低问题求解的困难,一般都采用脱耦的方法,即把变量 $a \sim f$ 的决策问题分解为分别对外部决策变量 $a \sim c$ 和内部决策变量 $d \sim f$ 进行决策这样两个相对独立的步骤。其中在对 $a \sim c$ 变量进行决策时,燃料组件在堆芯内的空间布置只以批的特性或点堆模型加以简单考虑,而在对 $d \sim f$ 变量进行决策时,则详细考虑燃料组件和控制毒物在堆芯内的空间布置。通过这样两个步骤的迭代求解,实现对以上所有变量的决策。下面分别对这两个步骤进行介绍:

1)多循环燃料管理 它主要是进行多循环分析确定新料富集度 ϵ , 批料数 n 或一批换料量 N 以及循环长度 T 等外部决策变量。这些变量相对来说受燃料在堆内的空间分布影响较小,因而可以采用所谓的“点堆”模型和批料平均特性来进行多循环的分析研究。在点堆模型中,空间效应通过“批”平均特性给予了极其简单的表示,而不具体研究燃料在堆内的布置问题,因此多循环燃料管理也称为堆外燃料管理。

2)单循环或堆内燃料管理 它是在多循环燃料管理已确定出 ϵ, n 和 T 的条件下确定燃料组件和毒物在堆内的空间布置,以获得最佳的换料方案。这时空间变量的决策是主要的,而暂时不考虑循环之间的相互影响,因此称为单循环燃料管理。单循环燃料管理一般要进行二维或三维堆芯的分析计算。

进行单循环燃料管理计算的核心问题,是应用计算速度快,并能保证一定精度的计算模型和软件对大量(数千乃至数万个)可行的换料方案进行计算,筛选得出一个或一组满意的换料堆芯的初步候选方案,然后再对它进行最终核设计与评价。

经过上述两个步骤就可以实现整个燃料管理方案的初步决策。但是,当得到的解不能满足需求时,则需调整外部决策变量,重新进行多循环分析,求出新的值。实际的燃料管理过程往往需要在上述两个步骤之间进行迭代。图 1-2 给出了堆芯燃料管理计算的流程图。

(2)最终换料堆芯的核设计

在前面换料方案的优选阶段中,由于计算量和计算时间的限制,只能是针对各种不同换料方案的基本参量(例如功率峰因子等)进行初步的评价,不要求也不可能对每个方案都作出全面、精确的计算。因而在得出最佳换料方案之后,必须应用精确的堆芯物理/热工水力程序对最终换料堆芯进行全面、精确的换料核设计,提供反应堆设计、运行以及安全评价所需的全部技术参数,具体包括:

- 寿期内各个规定时刻的堆芯功率分布和功率峰因子;
- 燃耗计算,它给出寿期内燃料成分、反应性或临界可溶硼浓度随时间的变化;
- 反应堆启动物理试验以及运行所需堆芯参数;
- 反应性控制和运行图;
- 堆芯动态特性参数(如燃料和慢化剂温度系数,硼微分价值等)和换料设计安全评价所需的参数。

在最终核设计阶段所使用的必须是一个精确的堆芯物理/热工水力模型和分析程序系统,它一般是经过核安全管理机构审查和批准的程序系统。

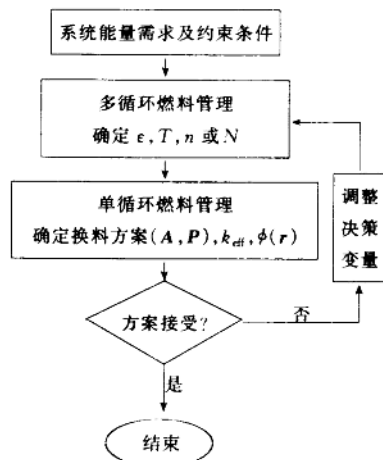


图 1-2 堆芯燃料管理计算示意图

(3)换料堆芯的安全评价

每个循环确定的换料堆芯的状态(包括燃料组件和毒物的布置、燃耗信息等)可能和核电厂设计阶段所提供的最终安全分析报告(FSAR)中所描述的状态有所差别。因此必须在FSAR基础上对该循环状态下所求得的有关关键安全参数进行限值检验,检验范围包括正常运行和事故工况。对超限的情况,则必须进行事故再分析或评价,以确保换料堆芯的安全运行。关于这部分内容在第9章中将给予详细讨论。

2.3 单循环燃料管理中堆芯核设计

无论是堆芯换料方案的初步计算还是最终的核设计都需要对给定方案进行核计算,计算的内容和步骤基本上一样,只是对计算的精度,计算的细致程度以及所采用的程序系统因要求不同而有所差异。前者对计算速度和计算效率有更高的要求,后者则要求高的精确度,计算结果要能满足工程设计以及核安全审评的精度要求,图1-3给出了堆芯燃料管理计算的内容与流程示意图,从图中可以看到堆内燃料管理计算主要可以分成两大模块:

(1)燃料组件计算或少群常数计算

这部分计算主要根据核设计需要,生成堆芯内各种类型组件在不同燃耗深度和工况(包括功率水平、硼浓度、慢化剂和燃料温度等)下的双群等效均匀化常数,以供堆芯扩散-燃耗计算使用,燃料组件计算程序系统主要包括下列模块:

- 1) 栅元计算模块,它提供各种类型栅元的多群能谱以及等效栅元均匀化多群常数。
- 2) 燃料组件计算模块,它提供各种类型组件的能谱,以及组件等效均匀化少群常数。
- 3) 燃耗计算,它提供各个燃耗深度下,燃料中的重同位素成分的变化。

有关栅元计算和组件计算所采用的数学-物理模型、计算方法等将在本书第3、4章中给予介绍。关于燃耗计算的内容将在第7章介绍。

燃料组件程序系统常用的有 CASMO(美国)^[1], PHOENIX(美国西屋公司)^[2]、

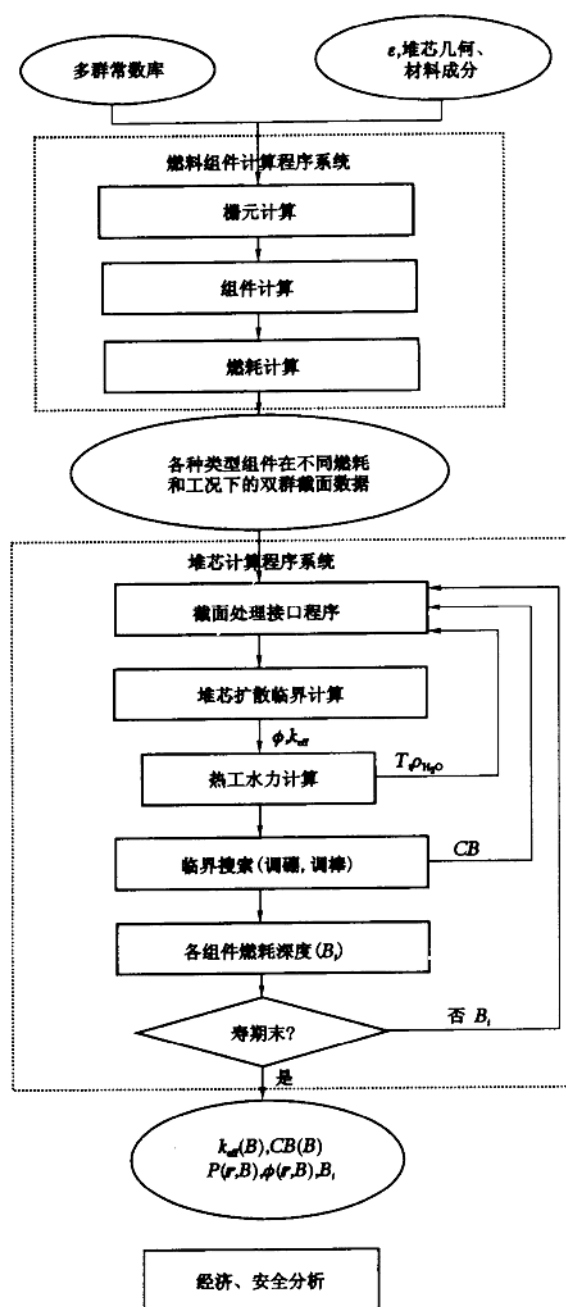


图 1-3 堆内燃料管理计算流程示意图

APPOLO-2(法国)^[3]、WIMS(欧洲)^[4]以及 HILLEO(美国)^[5]等。这些程序都采用基于 ENDF/B 核数据库所产生的多群常数库、应用积分输运理论或 S_N 方法计算燃料栅元和组件能

谱,能处理不同几何结构、不同类型的燃料组件,适用于轻水堆物理参数和群常数的计算。它们已广泛应用于轻水堆的核设计,我国核动力研究院开发的轻水堆燃料组件程序 TPFAP^[6]具有和上述程序系统相类似的功能。

(2)堆芯计算模块

它包含下列程序模块:

1)截面处理接口程序

由组件计算程序产生的各种工况下组件的等效均匀化少群截面数据库,只能提供离散的有限数量状态下的截面数据。然而,反应堆实际运行过程中其状态是连续变化的,因此必须通过最小二乘法拟合处理,将燃料组件的宏观截面表示成一些影响其截面的独立变量的多项式形式。此外也可将截面与各独立变量的关系用表值形式表示,使用时通过插值来求得各非参考工况下的截面值。

2)堆芯中的临界与燃耗计算程序

这是对堆芯进行中子扩散方程求解与临界计算,求出堆芯功率分布和临界硼浓度,是堆芯计算的核心部分。早期多采用二、三维有限差分法扩散计算程序,如美国的 PDQ^[7]、CITATION^[8]等程序。但目前堆芯设计中已广泛应用先进的节块方法程序系统,通常以一个组件作为一个节块,它可获得与有限差分程序同等的精度,但计算时间要少得多。这方面目前常用的程序系统有西屋公司的 ANC^[9],STUDSVIK 的 SIMULATE-3^[10],法国的 SMART^[11]等等。它们多数以节块展开法来解中子扩散方程,采用等效均匀化的群常数,并具有燃料组件内精细功率分布重构的能力。这些程序都具有热工-水力反馈和临界硼浓度搜索的能力,特别适用于轻水堆的核设计,并已成为许多国家核安全部门认可作为堆芯设计与安全审评的程序。堆芯计算将给出从寿期初至寿期末各个燃耗时刻下堆芯的反应性、临界硼浓度,功率分布、功率峰因子,慢化剂温度系数等核设计及安全审评所需的数据。

目前通常已把组件程序和堆芯计算程序二个模块配套组合形成一个“堆芯燃料管理计算”系统(或软件包)供核设计使用。例如 CASMO-3/SIMULATE-3,西屋公司的 PHOENIX-P/ANC 以及法国的 SCIENCE(APLOL-2/SMART)等。

3. 压水堆核燃料管理的工作计划

核电厂燃料管理与常规电厂有很大的不同:首先,常规电厂所采用的化石燃料(煤或石油)很容易获得,而核电厂的核燃料制作和²³⁵U 的浓缩以及燃料元件加工制造都需要很长的时间,因而,它必须提早 1 年到 1 年半的时间向核燃料供应部门提出订货;其次,核电厂换料方案及换料堆芯都需要经过若干个月时间的精确和复杂的设计计算;最后,核电厂的每次换料还必须重新对核电厂的安全进行评价和分析,换料方案及对安全分析的结果必须报国家核安全部门审批,经批准获得许可证后才可以进行换料。核安全审批一般需 3 个月或更长的时间。因而一个换料方案的设计和审批往往需要 1 年以上的时间。这样,对核电厂的燃料管理来说,往往是在前一个循环还未开始之前,物理工程师就必须开始进行下一个循环的换料工作的计算。

换料设计工作牵涉的面很广,大约可分为下列四个阶段:

第一阶段 核电厂或电力公司提出循环能量需求,进行多循环计算,确定燃料富集度及需要量,提出浓缩铀及核燃料组件订货。根据外国电力公司经验,这大约在新循环计划装料前

16 个月就要开始工作。

第二阶段 堆内燃料管理计算,这个阶段要确定最优初步换料方案,决定新燃料循环中燃料组件的位置以及可燃毒物的数量和位置。这个阶段的设计计算工作以及与电力公司的讨论大约需要 6~7 个月的时间。

第三阶段 最终换料堆芯的精确计算及换料安全评价。

第四阶段 申请换料许可证,并根据临近循环末的最新运行信息对换料方案作微量调整,因为在前面阶段换料方案计算时,上一循环还在运行。

图 1-4 列出西方核电公司的关于一个典型压水堆核电厂的堆芯燃料管理工作的计划进度作为参考。

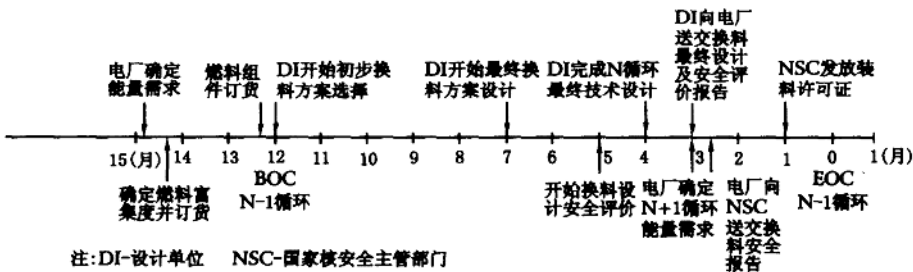


图 1-4 第 N 循环燃料管理与换料方案设计计划进度示意图

参 考 文 献

- 1 K. S. Smith. Manuals of CASMO. RF-76-4158
- 2 R. J. J. Stammler and M. J. Abbate. Methods of Steady-state Reactor Physics in Nuclear Design. Academic Press, London, 1983
- 3 M. Coste, R. Sanchez et al. APOLLO 2-Assembly Spectrum Code. Proc. ANS Topical Mtg., Pittsburg, May 1991
- 4 J. R. Askew et al. A General Description of Lattice Code WIMS. Journal of Brit. Nucl. Engng Soc., 5, 4, 544, 1966
- 5 J. J. Casal, R. J. J. Stammler et al. HELIOS: Geometric Capabilities of a New Fuel Assembly Program. Proc. Int. Mtg. Advances in Mathematics, computation and Reaction Phys., Vol. 2, Pittsburgh, May, 1991
- 6 中国核动力研究院. TPFAP 程序理论手册. 核工业总公司核电软件中心, 1991
- 7 W. R. Cadwell. PDQ-7 Reference Manual, WAPD-TM-678. Bettis Atomic Power Lab., 1967
- 8 T. B. Fowel, D. R. Vondy and G. W. Cunningham. Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION, 1969
- 9 S. L. Davidson et al. ANC: Westinghouse Advanced Nodal Computer Code, WCAP-10965-P-A, September, 1986
- 10 R. S. Smith. SIMULATE-3 Methodology, Studvik/SOA-92/02-Rev., 1992
- 11 G. Hobson and R. Algle. Nodal Code Developments at FRAMATOME/BWFC. ANS Topical Mtg. on Advances in Reactor Phys., Knoxville, April 1994

第二章 核数据库和多群常数库

1. 核数据库

在进行核反应堆的核计算时,首先需要知道具有各种不同能量($10^{-5}\text{eV}\sim 10\text{MeV}$)的中子和各种物质(包括燃料、慢化剂、结构材料、可燃毒物和裂变产物等)相互作用的核反应及其相应的微观截面和有关参数,统称为核数据。它是核科学技术研究和核工程设计所必需的基本数据,也是核反应堆核计算的出发点和依据。为了提高核设计的精确度,可从两方面入手:一方面是努力改进核设计的计算模型和计算方法,以提高计算的精确度;另一方面,是提高核数据的精确性。对于核工程技术人员来讲,正确地了解和利用这些核数据是非常重要的,因为它是获得正确计算结果的前提和基础。

核数据主要来源于实验测量。然而,对于同一截面数据,不同的实验和不同的实验方法可能给出不同的数值。例如,对某些核数据,许多国家和实验室所公布的数据就有差别。这就必须对已有的核数据进行分析、选取和评价。同时由于核计算要涉及到大量的同位素以及广阔能域内核反应截面和能量的复杂关系,其所需的核数据量是非常庞大的,现有实验数据不可能完全覆盖。对于一些能域或元素还存在着空白,需要利用理论计算或内插方法求得结果来填补这些空缺的数据。另一方面,通过理论方法则可以指导对实验数据的选择与评价。因而从原始实验数据到可供核工程师使用的数据,需要做大量的编纂(Compilation,它指收集、整理和贮存有关实验数据和材料)和评价(Evaluation,指分析、比较、鉴定及理论处理等)工作,甚至还需要通过一系列实验与理论计算结果的比较来检验这些数据的可靠性、自治性与精确性。最后把它汇编成便于核工程人员使用的形式。

第二次世界大战后,核能利用的研究日益为人们所重视。核反应堆、加速器、核物理实验和测量技术也获得迅速发展。经过各国科学工作者的努力,已逐渐积累了大量的中子截面和其它核数据资料,编纂和评价工作也迅速开展起来。许多国家都建立了专门的核数据中心来开展这方面工作。比较著名的有美国的布鲁克海文国家实验室(BNL)的国家核数据中心(National Nuclear Data Center)、法国在萨克利(Saclay)的 NEA Data Bank、俄罗斯在奥布灵斯克(Obninsk)的核数据中心(JD)和国际原子能机构(IAEA)的核数据部(Nuclear Data Section, NDS)等。实际上,目前核数据的编纂和评价工作活动已超出国家范围,广泛地开展了国际性的交流和合作。我国亦于1975年在中国原子能科学研究院成立了中国核数据中心(CNDC)并参加国际合作和交流。

近30年来,许多国家都在努力建立一套标准的、评价过的核数据库。最早的中子截面库要算BNL的“中子截面汇编BNL—325”^[1],它收集了相当丰富的各种核素的中子截面的实验与理论计算的数据。随着核能及计算机的发展,对核反应所需的能量范围与细节要求愈来愈高,核数据的数量也愈来愈多。初期阶段藉助繁重的人工劳动所进行的数据编纂、评价和贮存工作远不能适应发展的需要。70年代后,开始采用计算机作为数据贮存、检索和显示系统,同时应用计算机程序进行核数据的评价工作。这使得编评工作的速度和质量都大为提高。编评