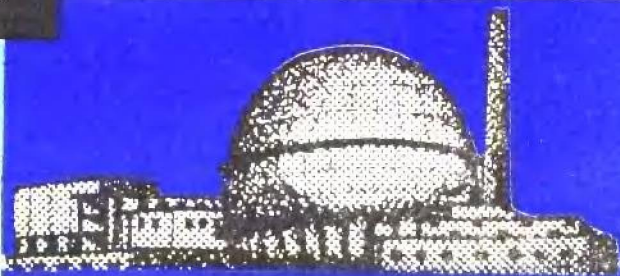


# 核电站计算机控制

(日) 渡田信英

原子能出版社



## 内 容 简 介

本书着重介绍计算机在核电站运行和管理方面的应用。考虑到本书的读者不一定是原子能方面的专家，在第一章介绍一些有关核反应堆和核电站的基本知识。第二章至第四章介绍计算机在核电站中应用的现状及实例。最后，作者对今后的发展作了展望。

本书可供研究核电站自动控制、计算机推广应用的科技人员及大专院校有关专业师生参考。

### 原子力プラントの計算機制御

#### 核电站计算机控制

〔日〕須田信英 等著

刘秀英 王成业 译

张念人 张雪莹 校

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

张家口地区印刷厂印刷

(张家口建国大街8号)

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

☆

开本787×1092  $1/32$ ·印张7 $3/4$ ·字数170千字 插页1

1983年2月第一版·1983年2月第一次印刷

印数001—1600·统一书号：15175·418

定价：0.97元

## 序 言

本书是计算机控制讲座中的一集，讲述的内容是计算机控制技术在原子能发电站运行和管理中的应用。

1942年12月建成了世界上第一座原子核反应堆，而后于1946年在美国宾夕法尼亚大学建成了第一台真正的数字式电子计算机（ENIAC），所以说原子核反应堆和数字电子计算机是相继问世的。从1960年前后开始，曾陆续地做过一些尝试，但是，当时核反应堆和计算机都尚处于成长阶段，许多人对这两项尚未成熟的技术的结合很担心。

过了十年之后，随着反应堆和计算机技术的逐渐成熟，对于两者的结合持积极态度的意见增多起来了，这就是撰写本书的动机和背景。

尽管如此，但至今对于原子能发电站的计算机控制问题，还没有一个系统的统一的阐述。本书将从两个角度来叙述这方面的问题。

第一是展望原子能电站计算机控制的发展动向，包括当前世界各国对这个问题所持的姿态、发展的目标及采用多大规模的计算机等等。

第二是就几个有代表性的实例做出较为详细的说明。这可以说是一种典型事例的研究。作为实例，不仅取材于有关文献和国外参观调查报告，而且选材于日本技术人员的多年研究成果及实践经验。此外，作为计算机控制的背景而言，与计算机本身发展的同时，最优理论等新的控制理论也得到了发展，这是不可忽视的。所以本书也包括了几个运用这种

新理论的实例。

考虑到本书的读者不一定是原子能方面的专家，因此，将在第一章中介绍有关核反应堆和原子能发电站的基础知识。在第二章中介绍世界现状，第三章及第四章将对四个实例的研究做一些阐述，最后，在第五章中将研究今后的课题，并探索未来的发展方向。

本书执笔者分工如下：

第一章 須田信英

第二章 篠原慶邦

第三章 門田一雄 (3-1节)，佐藤一男 (3-2节)，  
北之園英博 (3-3节)

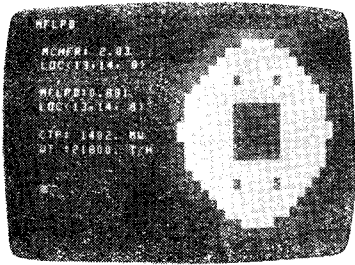
第四章 元田 浩 (4-1节)，武田充司 (4-2节)

第五章 星野 力，大西正视

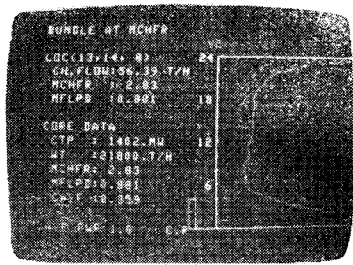
其中，第三章和第四章的作者都是各自承担的实际研究开发工作的骨干人员，这就使得本书更加具有说服力。第二章及第五章内容广泛而且难以归纳，但由于作者的努力，整理得都很妥善。作者希望与诸位读者一起为本书能给人一些收益而感到高兴。

1975年5月

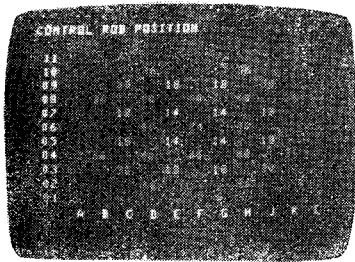
須田信英



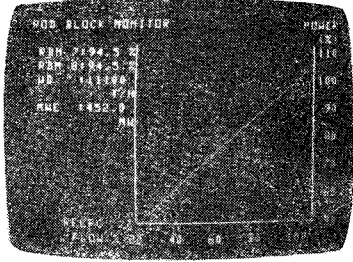
照片 1 最大线性输出功率密度比分布



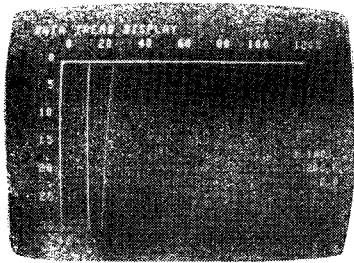
照片 2 最小临界热通量比条件下产生的燃料组件轴向数



照片 3 控制棒位置数据



照片 4 堆功率输出及堆芯冷却剂流量



照片 5 趋势显示

## 目 录

<b>第一章 原子核反应堆和原子能发电站</b> .....	( 1 )
1-1 前言 .....	( 1 )
1-2 什么是原子核反应堆.....	( 1 )
1-3 原子序数、质量数、同位素.....	( 2 )
1-4 核反应、核裂变.....	( 3 )
1-5 截面 .....	( 3 )
1-6 核裂变的三种产物.....	( 4 )
1-7 核裂变产物、放射性衰变.....	( 5 )
1-8 链式反应、中子的经济性.....	( 6 )
1-9 快中子、慢中子.....	( 8 )
1-10 核反应堆的结构.....	( 9 )
1-11 核反应堆的种类.....	( 10 )
1-12 研究反应堆、生产反应堆、动力反应堆.....	( 11 )
1-13 快中子反应堆、热中子反应堆.....	( 13 )
1-14 均匀反应堆、非均匀反应堆.....	( 13 )
1-15 天然铀、浓缩铀.....	( 13 )
1-16 燃料、慢化剂、冷却剂的组合.....	( 14 )
1-17 沸水堆、压水堆.....	( 14 )
1-18 实用的核反应堆类型.....	( 15 )
1-19 核反应堆的运行.....	( 16 )

1-20	核反应堆的动特性	( 19 )
1-21	测量和控制	( 21 )
1-22	中子通量分布	( 23 )
1-23	损耗、燃料更换、核燃料循环	( 25 )
1-24	结束语	( 26 )
	参考文献	( 27 )
<b>第二章</b>	<b>原子能电站在线计算机的应用概况</b>	<b>( 28 )</b>
2-1	前言	( 28 )
2-2	在线计算机应用的进展	( 30 )
2-3	主要国家计算机应用的概况	( 33 )
	(1) 美国	( 33 )
	(2) 加拿大	( 36 )
	(3) 法国	( 37 )
	(4) 英国	( 39 )
	(5) 其他国家	( 40 )
2-4	在线计算机应用数例	( 42 )
	(1) 法国电力厅的EDF-4的例子	( 42 )
	(2) 英国中央电力厅的丹季尼斯B的例子	( 45 )
	(3) 加拿大的皮克灵原子能电站的例子	( 47 )
2-5	研制工作中的几个问题	( 50 )
	(1) 经济性问题	( 50 )
	(2) 可靠性问题	( 51 )
	(3) 人和机器系统的问题	( 53 )
	参考文献	( 55 )
<b>第三章</b>	<b>原子能电站中计算机应用实例</b>	<b>( 57 )</b>
3-1	研究堆的最短时间启动	( 57 )

(1) 前言 .....	( 57 )
(2) 核反应堆的最短时间控制 .....	( 58 )
(3) 核反应堆的最短时间控制——离散时间系统 .....	( 67 )
(4) 计算机控制系统的设计 .....	( 75 )
(5) 实验结果 .....	( 86 )
(6) 结束语 .....	( 89 )
3-2 现代控制理论在哈尔登堆中的应用 .....	( 91 )
(1) 哈尔登堆的计算机控制 .....	( 91 )
(2) 动态控制系统的开发——核反应堆输出 功率、压力的同时控制 .....	( 92 )
(3) 静态控制系统的开发——中子通量分布控制 .....	( 105 )
3-3 岛根原子能电站的在线计算机应用 .....	( 112 )
(1) 前言 .....	( 112 )
(2) 沸水堆计算机用仪表的特点 .....	( 113 )
(3) 过程计算机的功能 .....	( 117 )
(4) 计算机系统的组成 .....	( 129 )
(5) 今后动向 .....	( 132 )
参考文献 .....	( 133 )
<b>第四章 原子能发电的燃料管理问题 .....</b>	<b>( 134 )</b>
4-1 分析 .....	( 134 )
(1) 前言 .....	( 134 )
(2) 轻水动力堆的控制棒计划 .....	( 136 )
(3) 轻水动力堆的燃料更换计划 .....	( 160 )
(4) 重水动力堆的燃料更换计划 .....	( 167 )
(5) 结束语 .....	( 178 )
4-2 原电东海堆的燃料更换计划 .....	( 179 )



(1) 燃料更换计划的设想 .....	( 180 )
(2) 由均匀连续模型进行分析 .....	( 185 )
(3) 应用不连续模型进行详细分析 .....	( 197 )
(4) 要点 .....	( 202 )
参考文献 .....	( 203 )
<b>第五章 未来的课题 .....</b>	<b>( 206 )</b>
5-1 前言 .....	( 206 )
5-2 原子能系统的控制 .....	( 206 )
(1) 概貌 .....	( 206 )
(2) 核反应堆、发电站及电力系统 .....	( 207 )
(3) 原子能联合企业 .....	( 211 )
(4) 环境 .....	( 211 )
(5) 计算机系统 .....	( 212 )
5-3 原子能电站控制中的计算机利用 .....	( 212 )
(1) 现状和必要性 .....	( 212 )
(2) 背景——计算机技术及其动向 .....	( 213 )
(3) 结论 .....	( 217 )
5-4 系统控制的方法 .....	( 218 )
(1) 概论 .....	( 218 )
(2) 多变量统计方法 .....	( 219 )
(3) 异常诊断 .....	( 221 )
(4) 适应、学习控制系统的组成 .....	( 222 )
(5) 试探法(直接推断法) .....	( 224 )
(6) 系统的分解, 分级结构 .....	( 225 )
(7) 数理规划法及其它方法 .....	( 227 )
5-5 核聚变 .....	( 228 )

(1) 前言.....	( 228 )
(2) 核聚变反应堆堆芯等离子体的控制.....	( 229 )
(3) 核聚变反应堆发电站的控制.....	( 233 )
参考文献.....	( 235 )

---

# 第一章 原子核反应堆和原子能发电站

## 1-1 前 言

要叙述原子能发电站的计算机控制问题，必须事先对原子核反应堆及以此为热源的原子能发电站有一定程度的了解。然而，只是对原子核反应堆进行概略的说明，也要有一本书左右的篇幅，几页纸是无论如何也说不清楚的。现在已经出版了许多有关原子核反应堆的入门读物及比较专门的书籍<sup>[1-8]</sup>。其中，象文献〔1〕这类书，可以说是一种读起来很通畅而且能够获得概略知识的入门书。因此，有兴趣的读者可以对照这类文献来阅读本书。本章将这类文献进一步归纳，并为理解以后各章的内容，做一些必要的说明。

## 1-2 什么是原子核反应堆

世界上第一座原子核反应堆，是距今三十多年前由恩立柯·费米等人在芝加哥大学建成的。这座原子核反应堆不久就被拆掉了，在其遗址留下一块纪念碑，其浮雕上刻有以下几句话：

1942年12月2日，  
人类在这里完成了  
最初的自持链式反应，  
从而开始了核能的可控释放。

这几句话对“什么是原子核反应堆”做了极其简洁而准确的概括。这一点可由后面的阐述做出证明。

### 1-3 原子序数、质量数、同位素

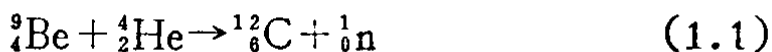
人们都知道，构成物质的最小单位是原子。原子由原子核和围绕它旋转的电子组成。电子带负电荷。原子核由称做质子的带正电荷的粒子和叫做中子的中性粒子组成。称质子数为该原子核的原子序数，质子数和中子数之和叫做质量数。例如，普通的氢原子核因为只由1个质子组成，所以其原子序数为1，质量数为1。表示氢的元素符号是H，其左上方标写质量数，左下方标写原子序数，则写成 ${}^1_1\text{H}$ 。普通的氧原子核由8个质子、8个中子组成，按照上述标写法，则可写成 ${}^{16}_8\text{O}$ 。中子用 ${}^1_0\text{n}$ 表示。

物质的化学性质只由原子序数决定。因此，由质子数相同只是中子数不同的原子核构成的物质，其化学性质呈现完全相同的特性。这种物质称为同位素。例如，也有一个质子和一个中子组成原子核的元素，这就是氢的同位素，称为重氢。按照上述标写法应当写成 ${}^2_1\text{H}$ ，但习惯上多用D来表示。众所周知，水是由两个氢原子和一个氧原子组成的化合物，即为 $\text{H}_2\text{O}$ 。同样，也存在着 $\text{D}_2\text{O}$ ，这种物质叫做重水。它做为核反应堆材料，起着重要的作用，这将在后面叙述。天然水中约含重水0.015%。当需要加以区别时，称 $\text{H}_2\text{O}$ 为轻水。

原子序数为92的元素称为铀。天然存在的铀同位素有 ${}^{234}_{92}\text{U}$ 、 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 、 ${}^{238}_{92}\text{U}$ 三种。其含量比例分别为0.0052%、0.719%及99.276%。

## 1-4 核反应、核裂变

当质子、中子，有时还有氦的原子核 ${}^4_2\text{He}$ （亦称为 $\alpha$ 粒子）等粒子与原子核相碰撞时，粒子被原子核吸收，生成另一种原子核。它放出另外种类的粒子，进而又变成另一种原子核。例如，铍原子与 $\alpha$ 粒子相碰撞变成碳，同时放出中子。这个反应可由下式表示：



通常，称这种相互作用为核反应。在碳燃烧生成二氧化碳的化学反应中，原子之间以电子为媒介的结合状态发生变化，而原子核不发生变化；原子核本身直接参与变化的是核反应。

中子与 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 的原子核相碰撞时，原子核发生分裂，生成较轻的原子核。这是核反应的一种，称为核裂变。核裂变是核反应堆内的基本现象。

此外，由中子引起的核反应中，还有中子被原子核俘获以及中子碰到原子核上发生散射的现象。核裂变只发生在象 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 那样有限的几种原子核中，而俘获和散射现象则几乎所有原子核都能产生。散射时，中子不会消失，只是改变运动方向，并失去一部分能量而降低速度。在相碰撞的二者中，能量的减少以原子核质量数小的一方更为显著。这种事实与下面要述及的中子减速问题有重要关系。

## 1-5 截 面

为了用数量概念表示核反应发生的几率，考虑了图1.1那样的模型。设在面积为 $S$ （厘米<sup>2</sup>）、厚度为 $dx$ （厘米）的

空间中，每单位体积分布有 $N$ （个）微粒，微粒的截面积 $\sigma$ （厘米<sup>2</sup>）。假定把许多中子以同样密度从垂直方向射到该平面上，中子命中某微粒的几率可以认为等于微粒的总截面 $\sigma NSdx$ 除以总面积 $S$ ，即等于 $\sigma Ndx$ 。两个以上的微粒在中子的运动方向上重合时，有效截面积小于 $\sigma NSdx$ ，但是由于微粒稀疏（即 $N$ 值小）及厚度 $dx$ 值也取得非常小，所以这样的重合可以忽略不计。相反，也可由中子与微粒相碰撞的几率实验测得 $\sigma N$ 值。如 $N$ 为已知数，则可求出 $\sigma$ 值。这里，假如将“分布有微粒的稀薄空间”换成“薄铀板”，将与“微粒相碰撞”换成“使铀原子核发生核裂变”，则可求得“核裂变的截面”。当然，这里所谓的截面与原子核的实际尺寸未必一致，只是通过上述碰撞模型的类推，引用了截面积这个概念。

由于核反应的截面 $\sigma$ 非常小，一般用 $10^{-24}$ 厘米<sup>2</sup>作为一个单位来表示。 $10^{-24}$ 厘米<sup>2</sup>称为1靶（barn）。 $\sigma$ 称为微观截面。如对 $\sigma N$ 取 $\Sigma$ ，称宏观截面。宏观截面是单位体积中原子核截面的总和，单位为厘米<sup>-1</sup>。俘获截面和散射截面也可用同样方法表示。

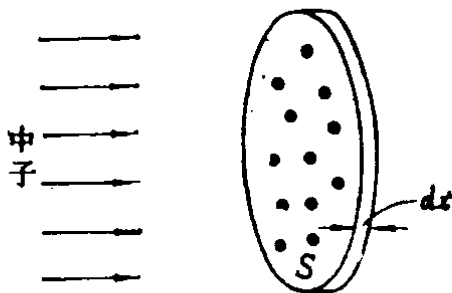
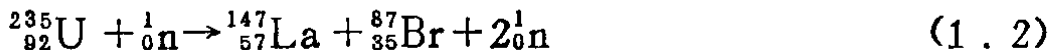


图1.1

### 1-6 核裂变的三种产物

核裂变反应，以下式为例：



这个例子中，裂变结果生成了镧（La）和溴（Br），并释

放出两个中子。这时，由核裂变生成的镧和溴等原子核，称为裂变碎片。

除此之外，还有许多种裂变方法。然而，必须注意的是它们都同样地生成三种重要产物。

第一当然是裂变碎片。

第二是释放出几个中子。

第三是在裂变的同时，释放出大量的能量。

这三种产物，对于由核反应堆产生动力均具有重要意义，而且这也就是原子能发电的特点。下面我们将依次加以说明。

### 1-7 核裂变产物、放射性衰变

由核裂变碎片生成的原子核大部分都不稳定，它们不能保持原来的状态，而要放出 $\alpha$ 粒子和 $\beta$ 粒子（高速运动着的电子），变为其他种类的原子核。也有不少这样生成的原子核再进一步衰变成别的原子核。这种由裂变碎片经放射性衰变生成的物质，统称为裂变产物。在裂变产物中，有的还放出称为 $\gamma$ 射线的波长很短的电磁波。

关于放射性衰变，每单位时间的衰变几率与生成原子核的数量成比例。即假定 $t$ 时刻，某种原子核的数量为 $N(t)$ ， $t$ 到 $t+dt$ 时间内的衰变次数与 $N(t)dt$ 成比例。这个比例常数称为 $\lambda$ 。通常称 $\lambda$ 为衰变常数。另一方面，假定在 $t$ 与 $t+dt$ 的时间间隔内生成的原子核数为 $P(t)dt$ 时，则原子核的实际变化为

$$dN(t) = P(t)dt - \lambda N(t)dt \quad (1.3)$$

所以，原子核数的平衡可用下列微分方程式表示：

$$\frac{dN(t)}{dt} = P(t) - \lambda N(t) \quad (1.4)$$

这个平衡方程式，后面将经常用到。

核裂变产物对核反应堆的运行控制有多方面的影响。首先，如上所述，由于裂变产物要发生放射性衰变，所以具有很强的放射性，如果泄漏到反应堆外面，将十分危险。因此必须注意杜绝这类事故发生。这就是要求核反应堆的运行控制必须具有极高安全性的理由。

第二，在核裂变产物中，有的在衰变时释放出中子。前面提到的那种与核裂变同时释放出的中子称为瞬发中子；而核裂变产物衰变时释放出的中子，称为缓发中子。后面将要提到，缓发中子对核反应堆的控制有重要作用。

第三，核裂变产物中存在有象  $^{135}_{54}\text{Xe}$  (氙) 和  $^{149}_{62}\text{Sm}$  (钐) 那样非常容易吸收中子（即吸收截面大）的物质。由于这种物质的存在，核反应堆内的中子会白白消耗掉，因而会出现一旦停堆就不能再启动等问题。

## 1-8 链式反应、中子的经济性

现在来谈谈核裂变的第二种产物——中子。虽然中子碰到  $^{235}_{92}\text{U}$  会引起核裂变，但是，如果要从外部不断地提供这种中子，那是很难办到的。正因为核裂变时会释放出中子，这种中子碰在别的  $^{235}_{92}\text{U}$  上引起第二次核裂变。这样，就能够发生核裂变的链式反应，使核反应具有实用价值。

核裂变时释放出的中子数目不定，平均每次大约2.5个。但形成下一次核裂变只要有一个中子就够了。所以，看起来似乎绰绰有余，而实际上，生成的中子不能完全用来形成下



一次的核裂变，所以也不能说有什么富余。首先，即使是 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 与中子相碰撞，也不可能百分之百地发生核裂变，即有的 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 吸收中子时不发生裂变。而 ${}^{238}_{92}\text{U}$ 则几乎只吸收中子更很少发生核裂变。如果知道天然铀中 ${}^{238}_{92}\text{U}$ 的含量占99%以上，就会了解原封不动地使用天然铀会白白浪费许多中子，且难以实现链式反应。浪费中子的不只是 ${}^{238}_{92}\text{U}$ ，其他物质（例如，支撑反应堆的结构材料、载热的冷却剂以及前面提到的核裂变产物等）也都会造成这一结果。而且，由于产生的中子处于高速运动状态，所以也有的泄漏到反应堆外面去。这样，考虑到由于俘获和泄漏造成的中子损失，要维持中子利用的经济性，就不那么简单了。

核裂变时产生的中子，一边被原子核散射，一边在核反应堆内部到处活动。其中有的被某种物质俘获了，有的泄漏到反应堆外面而就此消失了。如果发生核裂变，会留下几个“后代”，然后仍然会消失。当然，每个中子从产生到消失的时间是各不相同的，我们用 $l$ （秒）表示其“平均寿命”。假设在 $t$ 时刻反应堆内有 $N(t)$ 个第一代中子，现在让我们来研究一下经过平均寿命 $l$ 以后，能得到几个第二代中子。

首先，如果中子被 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 吸收的几率为 $p_1$ ，则 $N(t)$ 个中子被 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 吸收的数目为 $p_1 N(t)$ 个。 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 吸收中子发生核裂变的几率假定为 $p_2$ 。由 $N(t)$ 个中子引起的核裂变次数为 $p_2 p_1 N(t)$ 次\*。如果每次核裂变生成 $\nu$ 个中子，则第二代中子数为 $\nu p_2 p_1 N(t)$ 个。这里将 $\nu p_2 p_1$ 写成 $k_{\text{有效}}$ 。如果 $k_{\text{有效}} = 1$ ，则各

---

\* 确切地说， ${}^{238}_{92}\text{U}$ 也能产生为数极少的核裂变，这里为简单起见，只将 ${}^{235}_{92}\text{U}$ 看做为能产生核裂变的物质。