

下 册

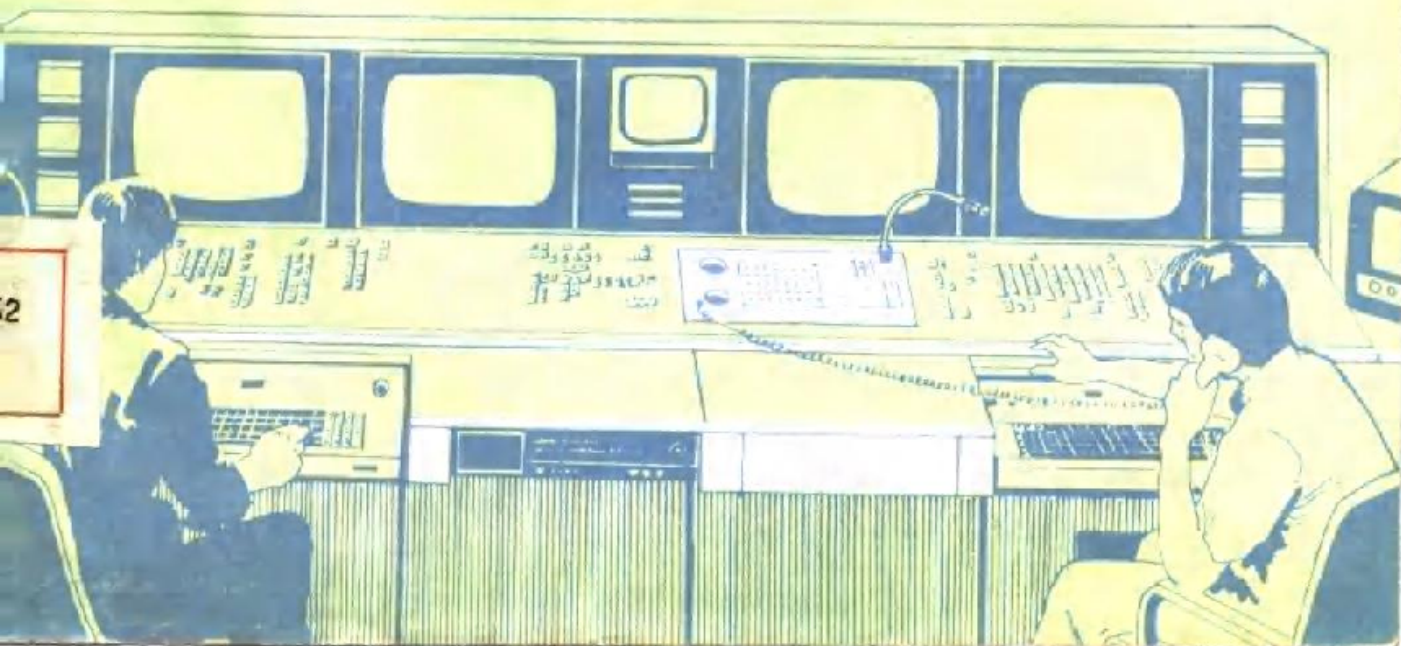
核动力反应

堆仪表和控

制系统手册

〔美〕 J.M.哈 勒 等著
J.G.贝 克利

原子能出版社



内 容 简 介

本手册分上、下两册,共十八章。本书为下册,从第十二章至第十八章,共七章。第十二章详细综述了现代动力反应堆、核电站的安全系统,第十三章介绍了核电站和工作人员的辐射监测,第十四章介绍了现代核电站有关的标准、法规和准则,第十五章至第十八章按反应堆类型,分别详细介绍了压水堆、沸水堆、钠冷堆和气冷堆核电站的仪表和控制系统。书末附有美国动力堆堆芯仪器仪表一览表。

本手册既有专业基础知识,设计原则,也有各种标准、法规、准则和运行操作规程,并列举了大量现代核电站的实例和经验总结。

本手册可供从事反应堆、核电站仪表和控制系统的实验、研究、设计、安装、制造和操作、维护人员使用,也可供大专院校有关专业的师生参考。

*Nuclear Power Reactor Instrumentation
Systems Handbook
Volume 2
J. M. Harrer J. G. Beckerley
The Office of Information Services
U. S. Atomic Energy Commission, 1974*

核动力反应堆仪表和控制系统手册

(下册)

[美] J. M. 哈勒 J. G. 贝克利 等著
郑福裕 郭人俊 罗征培 彭木彰 译
陆曙东 校

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

八九九二〇部队印刷厂印刷

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

☆

开本787×1092 1/16·印张21 1/4·字数510千字

1985年4月 第一版·1985年4月第一次印刷

印数1—1020·统一书号: 15175·538

定价: 4.40元

目 录

前言	1
第十二章 保护系统	2
第十三章 电站和工作人员的辐射监测	73
第十四章 标准、法规和准则	94
第十五章 压水堆仪表和控制系统	108
第十六章 沸水堆仪表和控制系统	156
第十七章 钠冷堆仪表和控制系统	211
第十八章 气冷堆仪表和控制系统	270
附录 美国动力反应堆使用的堆芯仪器仪表一览表	330

前 言

核动力工程已经发展到了这样的阶段：反应堆的设计和建造的许多方面，已经有了公认的经验。特定类型反应堆中所使用的仪器仪表间的共性多于差异。变革是逐步的，并且是演变的。今天公认的经验，将作为有益的经验而沿用一些年。但这并不意味着在核动力技术方面将来不会有较大的变革，而仅仅意味着变革的速度将不会快到今天学到的东西明天就得丢掉的程度。

本书描述了今天的动力反应堆（包括正在设计中的反应堆）的仪表和控制系统，介绍了动力反应堆仪表和控制系统主要部件的性能和特性；而对于部件的设计，只作了极少的介绍。例如，在有关核辐射敏感元件的几章中，详细地描述了敏感元件的结构和性能，但却未提供核辐射敏感元件设计者所需要的数据。这与本书强调动力反应堆仪表和控制系统方面的基本意图是一致的。

本书的读者对象是动力反应堆仪器仪表的设计人员和运行人员（即与仪表的使用有关的人员），而不是仪器仪表的发明者、革新者。书中讨论了系统的各个方面，包括将个别元件组成子系统和系统的问题，即所谓的“接口”问题。列出了每一系统或子系统应满足的要求（或设计依据），略述了现有的实践经验，并对其作了评价。

正如书题所示，本书考虑了与核动力反应堆有关的仪表和控制系统，而与发电和发电机运行有关的系统并不包括在内。虽然本书所讨论的某些仪表和控制系统的内容中确实涉及到了蒸汽驱动汽轮发电机的部分，但在某种意义上，本书内容只与核反应堆产生蒸汽的部分有关。

本书共十八章，分为上、下两册。上册的第一章概述了基本定义，反应堆动力学及反应堆类型。第二、三、四章与敏感元件有关。第五章是与中子探测器有关的电子学。第六章介绍测定核反应堆动态特性的系统。由于控制棒驱动机构和控制棒位置指示器与核动力反应堆的运行具有独特的关系，且与保护系统的中子探测器和位置探测器紧密连接，因而这些内容在第七章中作了扼要的叙述。

以后的四章都是涉及与整个反应堆系统有关的课题：第八章描述了在核动力反应堆数据处理和过程控制方面计算机应用的日益发展的情况；讨论了核电站中核辐射和放射性物质的监测系统。仪器仪表的运行是离不开电源的，所以第九章专讲这个题目。有许多问题是仪器仪表部件安装不妥引起的，所以第十章专讲安装问题。第十一章提供了反应堆仪表和控制系统设计者和使用者所需要的有关质量保证和可靠性方面的基本资料。

下册的内容是上册所提供资料的应用。

由于反应堆保护系统十分重要，因而第十二章专门介绍安全保护系统的设计依据和现代的设计。第十三章描述辐射监测。

第十四章介绍有关反应堆仪表和控制系统标准和规范状况。第十五、十六、十七、十八章扼要介绍了压水堆、沸水堆、钠冷堆、气冷堆四种主要堆型在仪表和控制系统方面当前的技术发展水平。

下册末附有美国动力反应堆堆芯仪器仪表一览表。

第十二章 保护系统

H. G. O' Brien C. S. Walker

本章目录

12-1 引言	7
12-1.1 本章目的和范围	7
12-1.2 反应堆保护系统	7
(a) 保护系统的用途	7
(b) 术语和定义	8
12-1.3 反应堆操纵系统	8
12-2 设计依据	9
12-2.1 安全分析	9
(a) 一般方法	9
(b) 事故描述	10
(c) 动态分析	15
12-2.2 危险类别	15
(a) 典型的设计事故	15
(b) 特殊考虑	15
12-2.3 无保护动作情况下的电站特性	16
(a) 所需保护动作的确定	16
(b) 典型的假设事故	16
12-2.4 保护动作的作用	16
(a) 功能保护要求	16
(b) 减少损坏	17
(c) 限制危险的扩展	17
(d) 保护联锁	18
12-2.5 误保护动作的影响	18
12-2.6 保护系统中用的电站变量	18
(a) 电站变量的选择	18
(b) 敏感元件的位置和数目	22
(c) 安全极限和安全裕度	22
(d) 测量的精确度	23

(e)	仪器仪表的测量范围	23
12-2.7	系统的响应时间	24
(a)	事故的速度	24
(b)	保护系统的时间延迟	25
(c)	响应时间、事故速度与电站操纵速度的权衡	26
(d)	信号波动的考虑	26
12-2.8	环境和动力条件	27
(a)	保护系统必须起作用的条件	27
(b)	保护系统可能被破坏情况下的严重危险	27
12-2.9	可靠性	28
(a)	安全性和使用可靠性	28
(b)	安全目标	28
(c)	使用可靠性目标	29
(d)	安全性与使用可靠性之间的权衡	29
12-3	设计技术	29
12-3.1	故障分类和故障防范	30
(a)	性能故障	30
(b)	共模故障	30
(c)	单个通道或部件故障	31
(d)	事故和故障经验的回顾	31
12-3.2	冗余度	32
(a)	单一故障准则	32
(b)	仪表通道	32
(c)	逻辑元件、执行器与电源	32
(d)	完全的系统	33
(e)	未探测到的故障的积累	33
(f)	冗余度与共模故障	34
12-3.3	保护系统的独立性	34
(a)	独立性的重要性	34
(b)	得到独立性的方法	34
(c)	逻辑电路、执行器及电源	34
(d)	改变保护功能的设备	35
(e)	试验设备	35
(f)	一个保护系统的输出信号作为另一个保护系统的输入信号	35
(g)	隔离装置(缓冲器)	35
(h)	手动电路与自动电路的独立性	35
12-3.4	符合	35
(a)	符合的重要性	35
(b)	用作符合逻辑元件的设备	36

(c)	总体符合与局部符合	36
12-3.5	故障安全设计及通电动作与断电动作	37
(a)	故障安全设计	37
(b)	通电触发动作与断电触发动作	37
12-3.6	多样性	38
(a)	多样性的意义	38
(b)	多样性的类型	38
(c)	比较和鉴别	38
12-3.7	试验、监测和监视	39
(a)	试验的重要性	39
(b)	事故工况下的性能试验	39
(c)	整体系统试验	39
(d)	定期试验和频度	40
(e)	在线试验	40
(f)	停闭期间的试验	42
(g)	刻度	42
(h)	连续监测	42
(i)	监视	43
12-3.8	维修	43
(a)	为保证系统质量而维修	43
(b)	步骤、预防性维修计划及管理制度	43
(c)	在线维修	44
(d)	一对一的更换	44
(e)	可互换的组件	44
(f)	标准化	44
(g)	保护系统设备的识别	44
12-3.9	设备的质量	45
12-3.10	环境的考虑	45
(a)	需要考虑的环境问题	45
(b)	对环境条件的防护措施	45
(c)	对严重危险的防护措施	46
12-3.11	功能和操作的特点	46
(a)	保护系统输入	46
(b)	仪表通道保护动作指示的保持	46
(c)	执行器停堆动作的保持	47
(d)	过载和重叠现象	47
(e)	保护动作的完成	47
(f)	仪表通道保护动作信号的手动触发	47
(g)	旁路单个通道和元件	47

(h)	改变保护功能和保护动作点	47
(i)	保护联锁	48
(j)	保护系统工作状态的信息	48
12-3.12	电站保护系统的独立性	49
(a)	独立于控制系统的意义	49
(b)	实现独立于控制系统的方法	49
(c)	保护系统与控制系统实体的分隔	50
(d)	保护系统和控制系统间的共用元件	50
(e)	应用保护系统信号于非保护功能	51
(f)	把非保护系统信号引进保护执行器电路	52
(g)	保护系统在操作和管理上的应用	52
12-3.13	可靠性的实现	52
(a)	所需可靠性的程度	52
(b)	改进安全性的方法	52
(c)	改进使用可靠性的方法	53
(d)	安全性与使用可靠性的比较	53
(e)	简易性	53
12-3.14	可靠性的计算	53
(a)	预测同经验的比较	54
(b)	应用可靠性预测方面的问题	54
(c)	可靠性预测的正确使用和优点	54
12-3.15	保护系统的变更	55
(a)	基本系统设计的变更	55
(b)	临时的连接	55
12-3.16	电站保护中操纵员的作用	55
(a)	手动控制	55
(b)	保护动作的手动触发、禁止和控制	56
(c)	操纵员的监视	57
(d)	保护系统的管理控制	58
12-4	保护仪表控制系统和逻辑系统方面当前的实际情况	58
12-4.1	反应堆停闭系统	58
(a)	奥康尼 (Oconee) 核电站	59
(b)	帕利塞兹 (Palisades) 核电站	61
(c)	京纳 (Robert Emmett Ginna) 核电站	61
(d)	布朗兹弗里 (Browns Ferry) 核电站	61
12-4.2	专设安全设施的仪器仪表	63
(a)	奥康尼核电站	65
(b)	京纳核电站	65
(c)	帕利塞兹核电站	65

(d) 德累斯顿 (Dresden) 核电站.....	65
12-4.3 保护仪表和控制系统中的相似点和相异点.....	66
参考文献.....	67

12-1 引言

12-1.1 本章目的和范围

核电站中的仪器仪表有三种用途：(1)提供有关电站运行的数据；(2)提供电站控制的信号；(3)提供触发保护动作的信号。电站中的仪器仪表与其他部分之间的关系表示在图12.1中。通过手动和自动控制可使反应堆运行特性保持在所要求的性能范围之内。如果控制失败就会导致人的生命或电站发生危险，因此堆芯设计中控制系统必须有固有的安全机构，或自动保护系统，或两者兼而有之。

本章叙述了核动力反应堆保护系统中的仪器仪表，重点是系统而不是部件。内容偏重于可能是人们了解得最少，争论最多，因而最需要讨论的保护系统问题。保护系统工程的基本原理和方法，对于作出适宜的设计是需要的。

保护系统必须提供能对付可能发生的事变所需要的功能

(即性能)，并在需要时必须正确地工作(即可靠性)。第12-2节探讨了作为系统设计依据的功能要求和可靠性要求问题。第12-3和12-4节中叙述了关于设计一个可靠的保护系统的系统逻辑结构和技术，例如提供高质量的设备、冗余度、符合、多样性、试验及维修。由于两个原因，安装、维修和运行人员也必须掌握系统工程方法。其一是因为精心试验和维修是系统成功运行的两个最重要的因素；其二是由于维修和运行人员必须熟悉整个系统的运行及保护系统故障的可能后果。

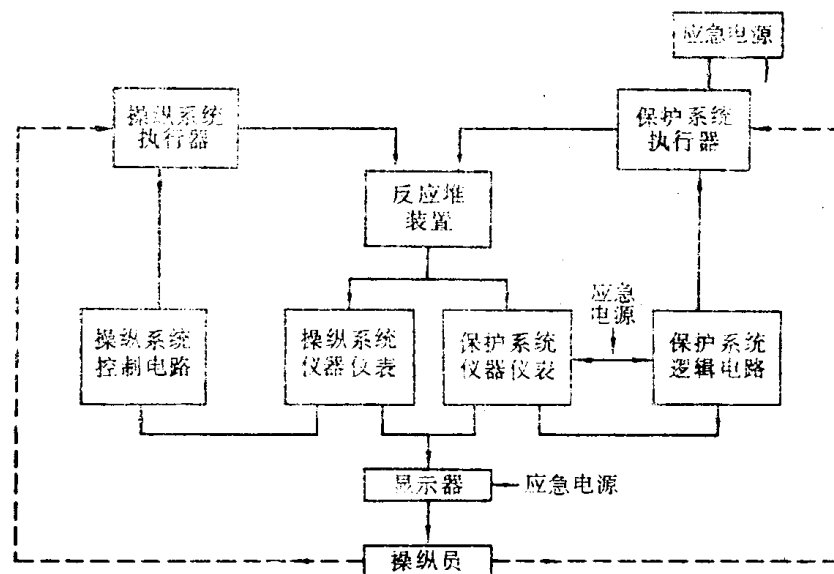


图12.1 反应堆操纵和保护系统中仪器仪表的作用

12-1.2 反应堆保护系统

(a)保护系统的用途 保护系统是用来防止反应堆的工况偏离安全极限的，如果超过安全极限，则可用来减轻其后果。

人们最关心的后果是，放射性物质释入一回路或二回路(或甚至三回路)的厂房，以及进入电站边界外面的环境，其数量超过联邦法规规定的限额^[1]。保护公众不受辐射照射是制定规章的组织所关心的事情。电站的操作者和所有者不仅关心这件事情，而且还关心防止电站损坏的事情。实际上是选择一组比合理预期的事故稍为严重一些的设计依据事故(见12-2.2节中所述的方法和限制)作为设计保护系统的依据。

(b)术语和定义^① 保护系统包括反应堆停闭系统,在某些情况下也包括影响安全壳的系统,例如,应急堆芯冷却系统、安全壳隔离系统、安全壳降压系统、应急电源和空气过滤系统等。如图12.1所示,保护系统包括仪表、逻辑系统、驱动器、保护联锁以及实现所需功能的机构。保护系统的仪表和逻辑电路包含有关产生和传送触发保护动作信号的所有的电气设备、机械设备和电路,即包括从敏感元件到驱动器输入端的所有元件。

反应堆停闭系统是保护系统的一部分,它包括用来紧急降低反应性的所有电气设备、机械设备和电路。在这样的系统里,通常用快速插入吸收棒(紧急停堆)来降低反应性。当时间允许时,在轻水反应堆中,也可使用注射液态毒物的方法来降低反应性。

专设安全设施(或专设安全系统或专设安全保护装置)包括保护系统中除了反应堆停闭系统以外的一切东西。专设安全设施包括安全壳隔离、应急堆芯冷却、降低压力、应急或辅助电源以及空气过滤等系统。

由电气和电子工程师协会(IEEE)制订的准则^[2]中,所包含的保护系统的定义,实际上只限于对系统的仪器仪表和逻辑元件而言:

对这些准则来说,核电站保护系统包含用来产生那些与保护功能有关信号的所有电气和机械设备及电路(从敏感元件到驱动器输入端)。这些信号包括驱动反应堆停闭,以及在发生严重的反应堆事故情况下,驱动专设安全设施,例如安全壳隔离、堆芯喷淋、安全注射、降低压力和空气净化系统工作的那些信号。

国际电工委员会(IEC)的推荐书里给出了一个涵义较宽的定义^[3]:

保护系统是用来防止反应堆工况超过安全极限,或用来当超过安全极限时减小其后果的系统。保护系统包括安全停堆系统,以及在某些情况下也包括安全壳隔离系统、触发应急冷却系统等。

原子能委员会(AEC)的RDT(反应堆的发展和 技术)补充准则^[4]中也包含了一个涵义较宽的定义:

电站保护系统是一些有源设备及触发它们动作的有关设备。它们连同电站无源结构一起的功能是通过:(a)防止电站变量或工况达到各自的安全极限;(b)减轻超过安全极限的后果的方法,来防止放射性物质的不可接受的释放或扩散。

电站保护系统也按照系统的责任设计者所规定的极限来防止电站发生不可接受的损坏。电站保护系统包括停闭系统和专设安全设施。

美国核学会(ANS)准则^[5]中,用下述涵义定义了核电站中执行保护功能的系统:

这些系统包括了安全系统(保护系统和执行器系统)和公众安全所需要的辅助后援系统。

ANS标准采用了IEEE对保护系统的定义。

虽然以上引用的四种定义涵义范围不同,但它们都把仪器仪表和逻辑部件包括在保护系统的范围之内。本章所用的定义是涵义比较宽的一种,而当需要时,就使用仪器仪表和逻辑部件这些词来缩小范围。

12-1.3 反应堆操纵系统

反应堆操纵系统(常称为“控制系统”)由仪器仪表、控制器和日常用于启动、运行和

^① 见上册第一章。

停闭反应堆电站的有关装置所组成。这个系统用于对反应堆进行监测和控制，其目的是使反应堆不论何时总在规定的界限以内运行。操纵系统能够首先采取自动的动作，来避免反应堆停闭。

12-2 设计依据

本节讨论在制定保护系统设计依据时必须考虑的一些项目。

12-2.1 安全分析

(a)一般方法^[4-7] 必须进行安全分析，以确定保护系统的功能要求。主要的步骤是：(1)确定可能发生的(或设计依据)事故；(2)检查后果；(3)规定事故情况下反应堆特性的安全界限；(4)选择用于触发保护动作的电站变量和敏感元件；(5)确定保护动作的类型和保护系统必须具有的性能特性。

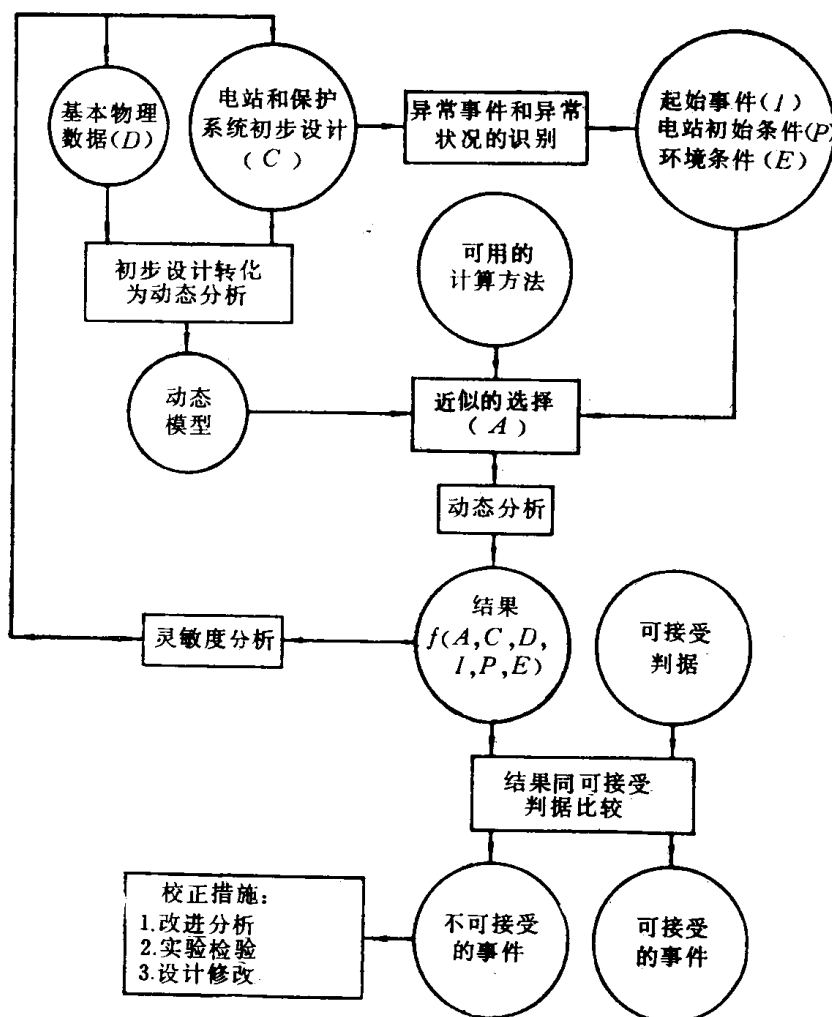


图12.2 安全分析的一般步骤

一旦要求已经确定，就可以对保护系统进行初步设计，并对其特性进行分析(图12.2)。如果发现初步设计系统的功能不能满足要求，则保护系统的设计或电站本身的基本设计必须变更。保护系统硬件初步设计的动态分析常常提出改变电站基本设计的要求，这是由于在基

本设计时降低或免去了对高度复杂的保护系统的某些要求，而不同设计组之间互相提供资料也是需要的。如果预计的性能处在边缘状态或过分地依赖于有争议的假设，那么必须对分析进行校核和改进。在确定用于电站分析模型的假设、近似和物理数据的重要性（传热系数、紧急停堆延迟时间等的重要性）方面，参数灵敏度分析可能是有用的。某些项目可能需要实验验证^[9]。图12.3表示了对保护系统单个子系统进行安全分析的步骤顺序的例子。

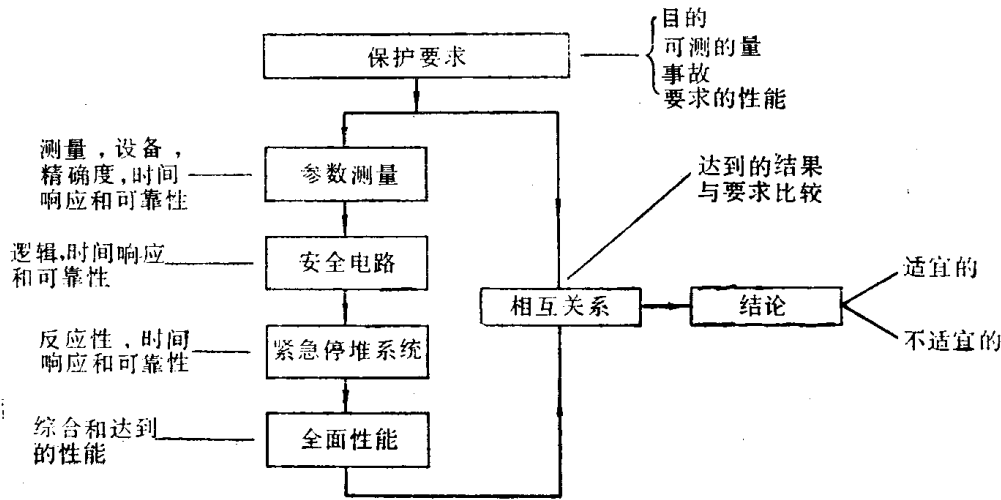


图12.3 反应堆停闭系统安全分析的步骤^[9]

(b)事故描述 可以用事故顺序图来说明一个事故的不同阶段。图12.4到图12.6表示了轻水动力堆在无保护动作情况下假设事故的简化图。

另外，还可以用类似于图12.7中所示的“故障树图”来表示导致特殊工况的事件的全部顺序。

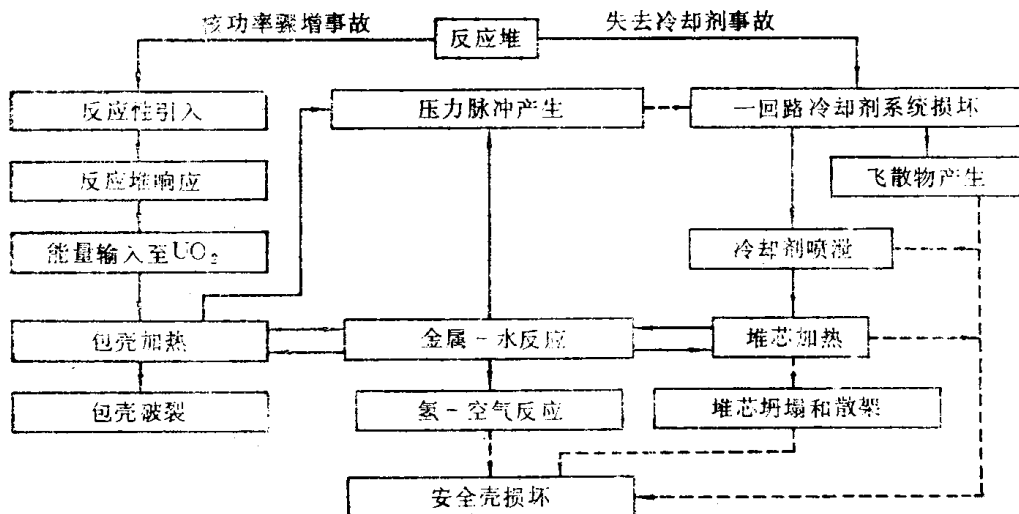


图12.4 无专设安全系统情况下反应堆的简化事故顺序图^[9]

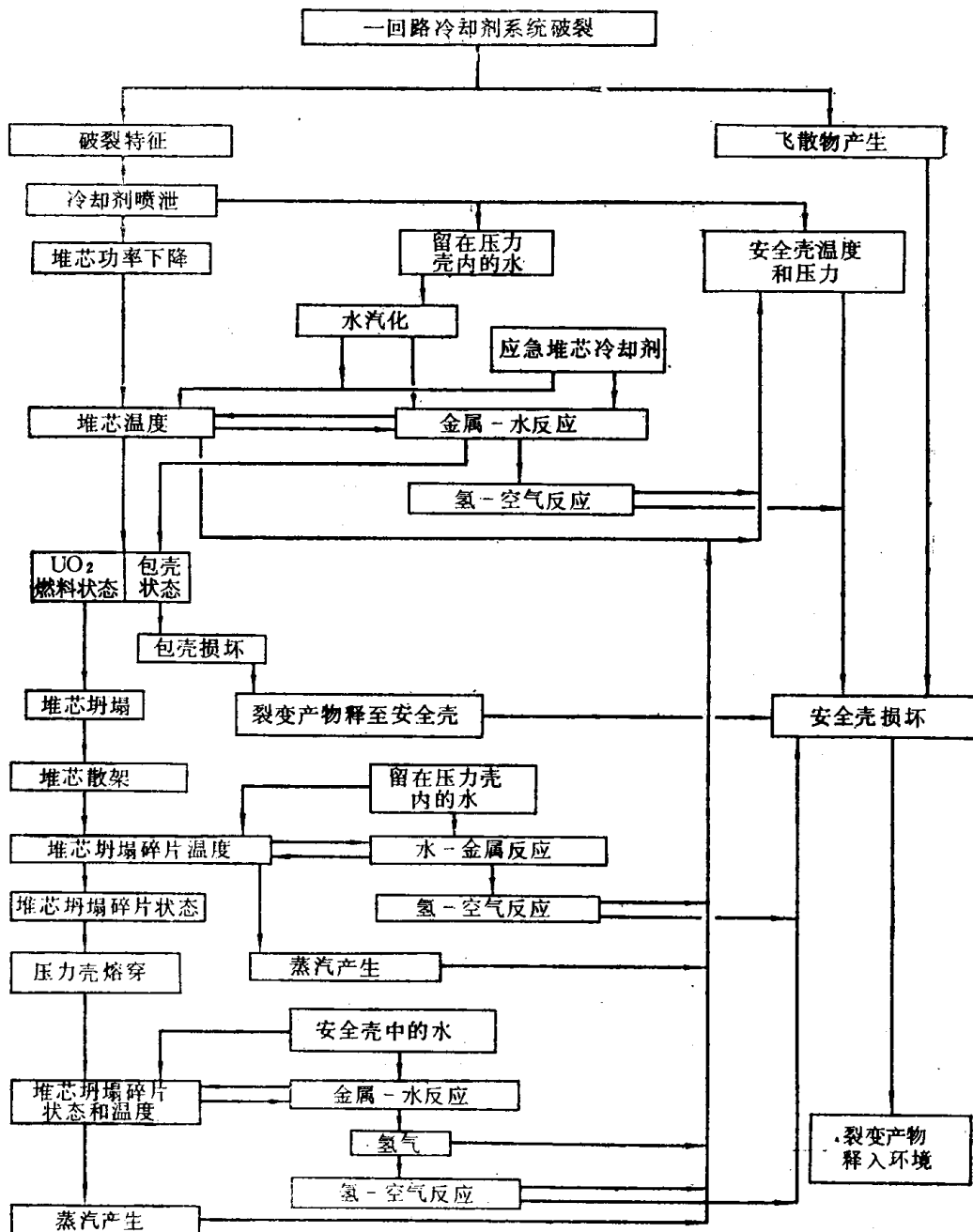


图12.5 失水事故顺序^[6]

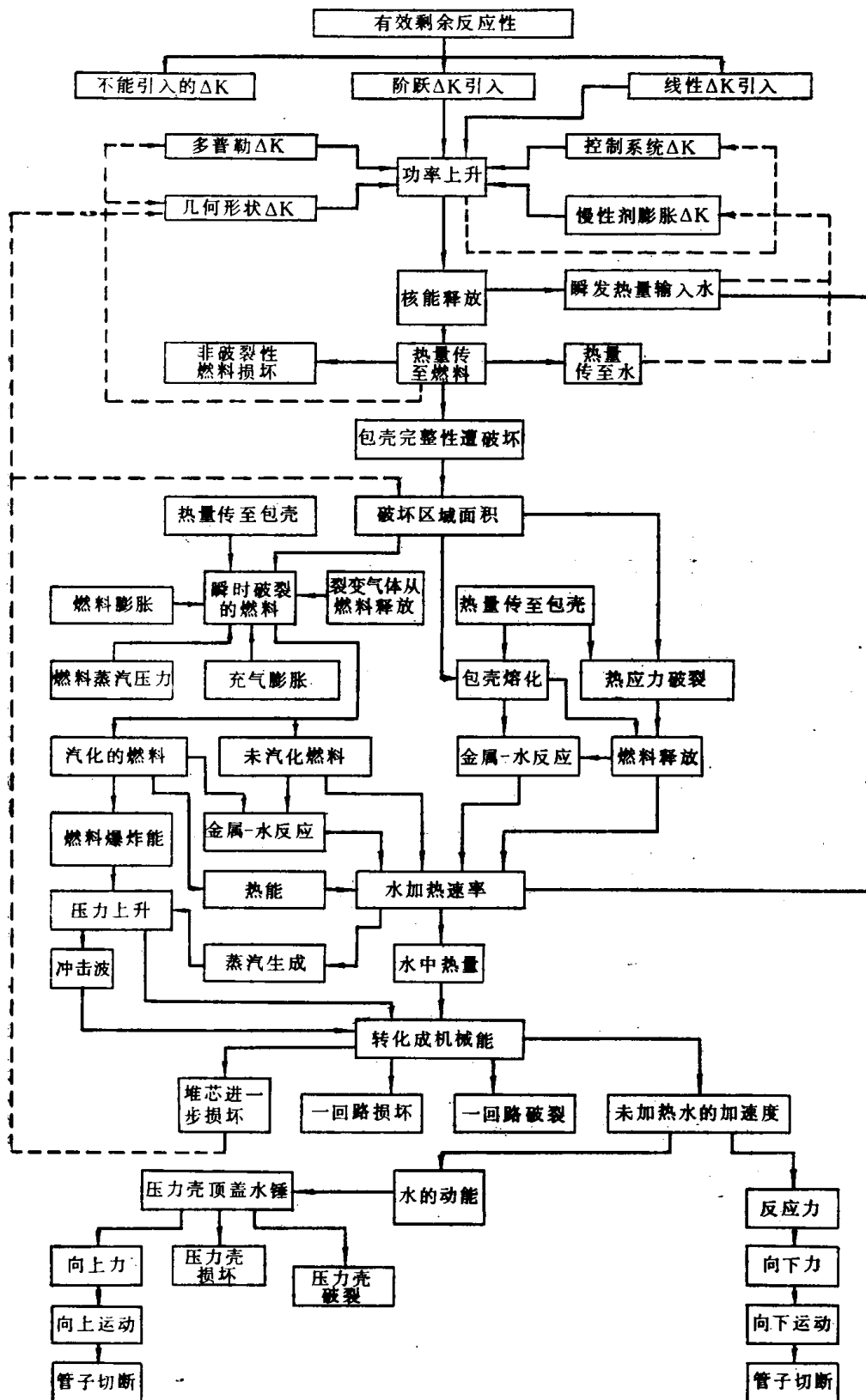


图12.6 核功率骤增事故顺序图

引自G. O. Bright, *Nucl. Safety*,
8(6): 118 (Winter 1966—1967)。

注：图中“慢性剂”应改为慢化剂。

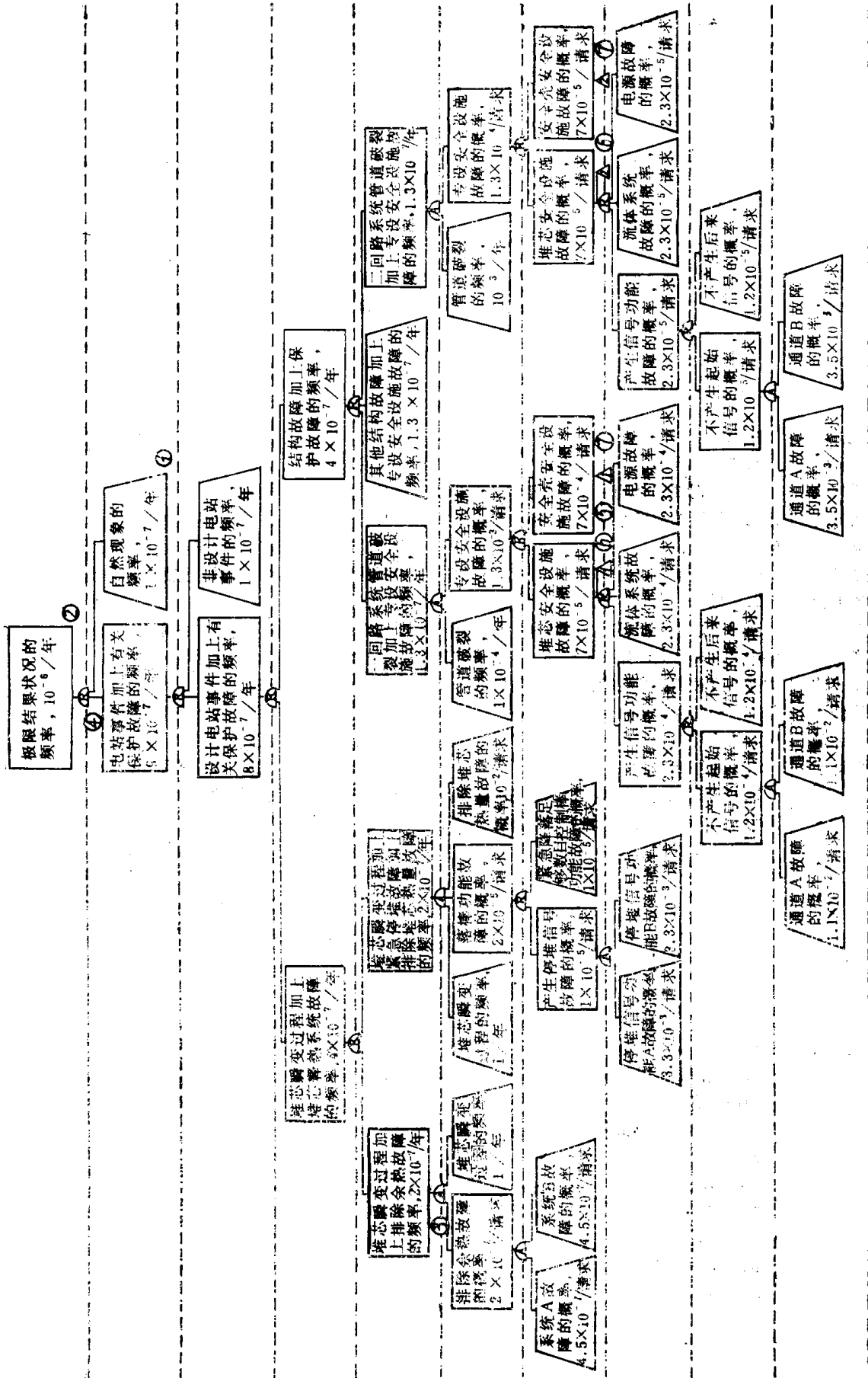


图12.7 故障树分析的例子

引自Romano Salvatori, Systematic Approach to Safety Design and Evaluation, IEEE, NS-18(1):501 (February 1971).
 图注: ① 假设的基本故障: 图中梯形均表示在给定的故障树中, 假设的基本故障事件。这个事件可以进一步划分, 以表明它是由更基本的故障引起的。但这是由于对这种事故不感兴趣, 或由于缺乏进一步划分的足够的详细内容, 所以没这么做。
 ② 合成事件: 图中矩形均表示通过逻辑门输入, 而由上述类型的事件组合所引起的事件。
 ③ “与”门: 是逻辑乘法运算装置, 即如果, 并且只有所有输入都存在, 一个输出事件才会发生。
 ④ “或”门: 是逻辑加法运算装置, 即如果一个或几个输入存在, 则就发生一个输出事件。
 ⑤ “传递”门: 表示跟它的全部分支, 它由一个符号 [称为“I”] 来表示, 并表明这分支在其它某个地方还要重复。
 ⑥ “传出”门: 表示在其它某个地方已经画过的分支 [在这种情况下称为“I”], 它被简单地连接到该点上, 而不再画出。
 ⑦

表 12.1 部分事故情况和校正动作一览表^[36]

输入参考号码	指示实际的或潜在的危险情况或位置	危险的原因, 后果和校正动作	补充信息
I	正反应堆周期小于1.0秒	1.原因 见本表 II (下面) 2.后果 见本表 II (下面) 3.校正动作 见本表 II (下面)	1.冗余度: 三个(3)独立通道提供周期信息 2.试验: 模拟和试验反应堆周期, 电离室除外 3.监测: 如下面 II, 要求电路连续, 指示和记录周期 4.最安全吗? 是 5.符合: 任一三取二的通道将起动安全动作 6.参看2.5节
II	反应堆超功率: $\phi > 11.3 \text{ MW}$ A. 当到燃料熔盐泵电动机的全部3相电流超过35安培时, 通量功率就大于15兆瓦 B. 假如到燃料熔盐泵电动机的3相电流低于35安培, 通量功率则大于11.3千瓦	1.原因 a. 棒失控提出 b. 装料时提前达到临界 (由于隔离在排水箱内, UF ₆ 的浓度过高)。见参考文献[3, 4, 5] c. 未知和不明机理 2.后果 当燃料熔盐在循环时, 燃料和冷却熔盐环路中温度非常高; 如果不循环, 只有堆芯压力壳温度过高。高温能损坏设备并减少一回路安全壳的运行寿命 3.校正动作 a. 快速停堆 b. 打开通风阀: 在燃料排水箱内解除装料压力 (假如反应正在装料的话) (见上述1b) c. 紧急停负荷	1.冗余度: 三个独立通道提供通量信息 2.试验: 要试验每个通道的响应, 但电离室对通量变化的响应除外 3.监测: 系统设计要按电路的连续性和放大器的运行提供连续的检查。这是由操纵员根据数据记录和周期读数用连续监视作为后备的 4.最安全吗? 输入信息单独用于安全, 并把反应堆运行约束在安全极限内 5.符合? 任一三取二 6.因为燃料熔盐泵的叶轮在熔盐没充满时未沉入液体中, 盐液就不能循环。假如开动泵的电动机, 就将低于35安培牵引; 当充满时, 燃料熔盐泵就正常地“关闭”。没有循环和热排, 反应堆的功率大于15kW, 在堆芯压力壳内将产生检测不出的温度增加。 7.电动机的电流检测元件和相联继电器的电路, 假如核功率超过热损失的功率 (15千瓦), 以致电动机失去任一相电流将产生校正动作 8.参看2.5节
III	燃料熔盐出口温度大于1300°F	1.原因 a. 见上面 II; 以及在功率产生超过热排除率的任何情况 b. 燃料熔盐环路周围加热器的整定值过高 2.后果 见上面 II 3.校正动作 a. 快速停堆棒 b. 反应堆压力壳排放 c. 紧急停负荷	1.冗余度: 三个独立通道提供温度信息 2.试验: 辅助的加热的热电偶永久地结合到每个输入通道, 以模拟温度上升。试验检查输入热电偶的连续性 3.监测: 温度读出而且也由数据系统记录。这是非安全等级的信息。打开热电偶会产生系统中刻度上限的反应 (在紧急停堆点以上) 4.最安全吗? 是 5.符合: 任一三取二 6.参看2.5节