

综 述

关于核电站安全的计算机程序(上)

林 诚 格

本文在列出 196 个有关核电站安全的计算机程序的基础上,对一些重要程序进行了分析和评论。这些计算机程序可以用于轻水堆核电站的事故分析,风险分析,堆芯熔化分析,安全壳分析,放射性释放和转移分析,以及事故下的环境分析。所有程序均有对应的文献可供参阅。

核电站安全是众所关注的问题。不论在设计、建造阶段还是在运行过程中,安全问题始终是放在优先地位的。当前,核电站所以能够成为一种重要的安全可靠的能源,这与大量的涉及面很广的安全研究及其应用是分不开的。二十多年来,一些核电先进国家在安全方面投入了相当的人力和财力,其中一个显著的成就是发展了数以百计的计算机程序。

早期的计算机程序模型简单,规模不大,而且常常缺乏实验验证和评价。近年来,由于安全研究工作的进展,核电经验的积累和计算机技术的发展,计算机程序逐步趋向一个新的阶段。目前一个好的核电安全计算机程序需要几十人年的工作量和花费几千万美元的资金。一个成熟的程序大致要经历四、五年的时间。首先,复杂的客观现象被归结为各种物理模型,单项物理模型由单效应实验加以验证,各种物理模型经过数学处理和程序编制后成为一个初版的计算程序。接着对初版程序进行评价,即通过各类实验和实践加以检验,根据评价结果对初版程序作修改。如此反复多次,直至产生一个可以公布使用的计算机程序。随着人们经验的积累,这个公布使用的程序还会不断得到改进。所以,现代计算机程序是理论和实践的结合。在它适用的范围内,可以取代昂贵的工程实验。采用计算机程序来解决实际问题代价小,进度快。在核电站动态过程中,计算机程序可以给出任何部位(强放,窄空间)任何时刻的参量。特别是它可以给出核电站各类事故的景象和后果,而在实际上一个真正的核电站事故是无法模拟的。由于计算机程序技术难度较大,在核电技术引进中,它常常是敏感的部份之一。

计算机程序更新很快,本文尽量使用最新资料。所列出的 196 个计算机程序按照其用途分成七大类,大致按照物理过程的进程排列其先后次序:

1. 轻水堆事故分析程序(63 个),用于整个系统或单项部件的各类事故分析,有些程序可用于动态模拟和设计。
2. 概率风险分析(PRA)程序(29 个),用于故障树和事件树的定性定量分析,相关性分析和不确定性分析。
3. 堆芯严重事故分析程序(13 个),用于堆芯破坏和熔化的全过程分析。
4. 安全壳分析程序(14 个),计算安全壳在各类事故下的热力响应和结构稳定性。
5. 放射性核素释放和转移程序(23 个)
6. 事故排放下环境辐射计算程序(27 个)用于分析放射性核素从安全壳逸出后的环境后果。
7. 基本的工程程序(27 个),用于提供物性参数和传热学、流体力学和数学方程的通解。

当然,以上七类程序既未包括核电安全的所有领域也未能罗列每一类中的所有程序。但是基本上包括了那些重要的常用的又可以获得的程序。这里介绍的程序除少数外都是美国国内公开使用的。大部份程序可以从三个来源取得:(1)阿贡国家能源软件中心(NESC)^[1];(2)橡树岭辐射屏蔽中心(RSIC)^[2];(3)美国核管会(NRC)。由于篇幅有限,只对一些重要程序作介绍,要详细了解或使用程序时,请参阅

所附的文献。凡是用 FORTRAN IV 语言的程序, 就不再作语言说明。为便于查找, 各类程序按字母排列。

一、轻水堆事故分析程序

在核电站设计和运行中, 都要对其四十年寿期内可能发生的各类事故进行详细的分析计算, 并制定预防措施和安全设施。安全分析对核电站的安全性、可靠性和经济性有重大影响。已经有大量的计算机程序可以分析轻水堆核电站的失水事故和瞬态事故(包括所有的非失水的事故)。文献[3]介绍了126个用于轻水堆事故分析的程序, 虽然文献发表年份较早(1981年12月), 资料不完整而且有的程序已被淘汰, 但仍具有一定参考价值。

我们根据最近的资料, 介绍63个程序并按以下分类。1. 系统程序, 即对一次系统或整个核电站系统作整体分析的程序; 2. 部件程序, 即只对系统中某一部件或局部过程作分析的程序; 3. 反应性事故程序; 4. 燃料棒分析程序; 5. 其他动态和设计程序; 6. 西屋公司的事故分析程序。

1. 系统分析程序 系统程序可以整体分析核电站系统, 范围包括: 堆芯、一次冷却系统、二次和蒸汽排放系统、控制保护系统、蒸汽发生器、稳压器、泵阀和汽轮发电机等。当前比较公认的最好的程序是 TRAC, RETRAN 和 RELAP-5。所有程序列于表1中。

(1) ALMOD^[4]。ALMOD 是西德反应堆安全研究所(下称 GRS)的系统程序。用于压水堆核电站瞬态事故和不停堆瞬态事故(下称 ATWS)的分析, 也作安全审批和风险评价用。程序用一维中子动力学模型、一维均匀热工水力模型和堆芯划分径向环和轴向节块的模型。UTSG 部件程序^[5]是其接口程序, 用于计算蒸汽发生器一次侧向二次侧的传热。ALMOD 用 IBM 360 机。

(2) COBRA/TRAC^[6]。COBRA/TRAC 由 COBRA-TF 和 TRAC-PD 2 合并而成。用于分析大小破口失水事故和各类瞬态事故。它兼有 COBRA 和 TRAC 的优点, 这由下面介绍的程序可以说明。

(3) FLASH 6/FLASH 4^[6,7]。FLASH 系列是早期使用的分析轻水堆瞬态和失水事故的系统程序, 由于程序简单, FLASH 6/FLASH 4 至今尚用于设计中。它可以模拟全部反应堆系统和部件。FLASH 6 划分堆芯的流道和节块数比 FLASH 4 多。用 IBM 或 CDC 系列的计算机。

(4) IRT。IRT 是 NRC 委托 BNL 发展的程序。NRC 认为 IRT 模型过于简单, 至今未公布使用, 因而没有公开发表的文献。

(5) RELAP 4^[8,9,10]。RELAP 4 曾经是广泛使用的系统程序, 最后一个版本是 RELAP 4/MOD 7, 它除了涉及时空动力学的反应性事故外, 所有轻水堆事故都可分析, 曾被 NRC 指定为审批用程序。用 IBM 或 CDC 机。但是在 RELAP 5 公布使用以后, RELAP 4 的各种版本逐渐减少使用。

(6) RELAP 5^[11]。RELAP 5 由 NRC 委托 INEL 发展。RELAP 体系经历了 RELAP 2(1968年)、RELAP 3(1970年)和 RELAP 4(1973年)到 RELAP 5(1979年)。RELAP 5 采用一维双流体、非均匀和非平衡态模型, 是一个最佳估计的系统程序, RELAP 5 不但模型比 RELAP 4 精确, 而且运算时间比 RELAP 4 短。RELAP 5/MOD 1 用于小破口失水事故和瞬态事故分析。1984年4月即将公布使用的 RELAP 5/MOD 2 加入了再淹没模型并对 MOD 1 作了改进, 可以计算各类破口失水事故和瞬态事故。用 CYBER-176 机。

(7) RETRAN^[12,13]。RETRAN 由 EPRI 委托 Energy Incorporated 公司发展。RETRAN(RE lap 4 TRAN sient)是在 RELAP 4 基础上加上运行瞬态模型而成的。RETRAN-01 采用一维均匀平衡态二相热工水力模型和点堆中子动力学模型, 可用于一维 PWR 和 BWR 的瞬态事故。RETRAN-02 有了改进, 采用一维二相滑移模型和一维中子动力学模型, 可以分析一维的 PWR 和 BWR 瞬态事故、ATWS 事故, 小破口失水事故的喷放过程和二次蒸汽系统侧引起的瞬态。用 IBM 或 CDC 机。

(8) TRAC。TRAC (Transient Reactor Analysis Code) 系列由 NRC 委托 LANL 发展, 是最佳估计的系统程序。程序采用二相流体非均匀非平衡态热工水力模型, 在压力壳内为三维, 系统和管道为一维。除涉及时空动力学的反应性事故外, TRAC 可以分析所有轻水堆事故。早期版本 TRAC-

表 1 轻水堆事故分析程序

程 序 名	来 源	程 序 名	来 源
系统程序		部件程序	
ALMOD	GRS [4]	BURST-1	NESC [16]
COBRA/TRAC	NRC [5]	COBRA-3 M	NESC [17]
FLASH 6/FLASH 4	NESC [6,7]	COBRA-4 I	NESC [18]
IRT	NRC	COBRA-TF	NRC [19]
RELAP 4	NRC,NESC [8-10]	K-FLX	NESC [20]
RELAP 5	NRC,NESC [11]	K-FIX(3 D)	NESC [20]
RETRAN	EPRI [12,13]	K-TIF	NESC [21]
TRAC	NRC, NESC [14,15]	LICN 4	NESC [22]
WRAP-EM	NRC [36]	MOXY/MOD 32	NESC [23]
燃料棒分析程序		MUCHA 1	NESC [25]
BEHAVE-SST	NESC [40]	MUCHA 2	NESC [25]
BEHAVE-2	NESC [41]	PLENUM	NESC [27]
BEHAVE 4	NRC [42]	PUMP	B & W [28]
FRAPCON 2	NESC, NRC [43]	REFLUX	NESC [29]
FRAP-S	NRC, NESC [44]	SCORE-EVET	NESC [30]
GAPCON-THERMCL 3	NESC [45]	SOLA-DF	NESC [32]
FRAP-T 6	NRC [49]	SOLA-LOOP	NESC [32]
MATPRO	NRC [50]	SOLA-FLX	NESC [33]
GLUB 1	NESC [51]	TOPS	NESC [34]
其他程序		USTG	GRS [35]
DSNP	NESC [52]	WHAM 6	NESC [37]
ORCENT 2	NESC [55]	WHIP 1	NESC [1]
PARK 1	NESC [56]	WREM-TOODEE 2	NESC [26]
REPP	NESC [57]	反应性事故	
		CHIC-KIN	NESC [38]
		FORE 2	NESC [39]
		FX 2-TH	NESC [1]
		GAKIT	NESC [1]
		MEKIN	BNL
		NAOH	NESC [1]
		TWIGL, TWIGGLE	NESC [1]

PIA^[14]已经不用。当前压水堆用 TRAC-PD 2^[16]和 TRAC-PF 1, TRAC-PD 2 多用于分析大破口失水事故或其他瞬态事故, TRAC-PF 1 多用于小破口失水事故和瞬态事故。对沸水堆用 TRAC-BD 1。用 CDC-CYBER 机。

(9) WRAP-EM^[86]。WRAP-EM 由若干个程序组成, 这个程序包用于失水事故全过程分析, 作安全审批用。版本有 WRAP-PWR-EM 和 WRAP-BWR-EM。用 IBM-360/195 机。其程序包组成见图 1。

2. 部件程序 部件程序分析单项部件或局部过程。重要的部件程序有 K-FIX (三维热工水力分析)、COBRA-TF (LWR 堆芯分析), K-TIF (PWR 下行流道分析), SOLA-FLX 和 K-FIX(3 D, FLX) (喷放时载荷分析)等。其所有程序见表 1, 它包括了堆芯、燃料通道、压力壳及其上腔、下腔和下行流道(downcomer)、稳压器、泵、蒸汽发生器、管系、以及喷放和再淹没过程。

(1) BURST-1^[16]。BURST-1 研究圆柱系内加压液体在一端或两端破裂时的情况, 为一维程序。它可以计算失水事故喷放过程中的压力波传递和作用力。用 IBM 360/75 机。

(2) COBRA。COBRA 系列是 LWR 和 LMFBR 的堆芯部件程序, 用于分析燃料组件或燃料子通道。

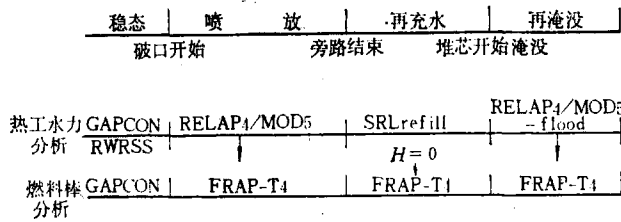


图 1 WRAP-EM 程序包组成

COBRA-3 M^[17]用 IBM-360 B 机, COBRA-4 I^[18]用 CDC 机, 二者均用于计算燃料子通道内的稳态和瞬态流量、温度、压降、焓等, 但 COBRA-4 I 可用于燃料组件和更广泛的堆芯分析 (局部沸腾、熔化)。COBRA-TF^[19]是最新改进的版本。

(3) K-FIX^[20]。K-FIX 计算带界面的各种流速下的二维二相瞬态流动。K-FIX(3D)把功能扩展到三维, 它所包含的 K-FIX(3D, FLX) 程序是一个流体力学与结构力学相耦合的程序, 专用于计算失水事故下轻水堆堆芯吊兰的流体力学和结构稳定性问题。K-FIX 程序系列均用 CDC-7600 机。

(4) K-TIF^[21]。K-TIF 是 PWR 压力壳下行流道部件程序, 用于安全注入系统 (下称 ECCS) 注入期间下行流道内蒸汽流量和水流量的多维分析。它可以模拟稳态工况、起动工况和瞬态工况下复杂的逆流流动。用 CDC-7600 机。

(5) LION 4^[22]。LION 4 计算反应堆部件的稳态温度分布和一维、二维或三维瞬态温度分布, 主要用于部件的热结构分布。有不同版本用于 CDC、IBM 或 UNIVAC 1108 机。

(6) MOXY/MOD 32^[23]。MOXY/MOD 32 计算 BWR 在失水事故下燃料棒束和燃料盒平面内的温度分布, 这个程序也是 WREM^[24] (Water Reactor Evaluation Model) 程序包中的一个组成程序, NRC 过去用 WREM 作 BWR 安全审批。MOXY 用 IBM 或 CDC 机。

(7) MUCHA 1/MUCHA 2^[25]。这两个程序配合起来可以分析失水事故的各个阶段。MUCHA 1 分析任何两根燃料棒及其平行流道的热工水力性能。MUCHA 2 计算压力壳下腔的流体工况作为 MUCHA 1 的边界条件, MUCHA 2 还计算压力壳内的热工水力情况。用 CDC 6600 机。

(8) WREM-TOODEE 2/MOD 3^[26]。它是 WREM^[24]程序包的一个组成程序, 用于分析 PWR 再充水和再淹没阶段中燃料棒的二维热工瞬态。用 CDC-7600 或 IBM 370 机。

(9) PLENUM^[27]。它是圆柱形反应堆下腔部件程序, 计算稳态条件下下腔流量分布、速度分布和其他水力状况, 其计算结果作为堆芯热工水力分析和 ECCS 计算的输入参数。用 IBM-360 计算机。

(10) PUMP^[28]。它是主泵部件程序, 是 B&W 公司专利。计算二环路四台泵组成的 PWR 系统在主泵 (各种组合) 起动和停止时的流量和压力分布。用混合计算机。

(11) REFLUX^[29]。它计算失水事故再淹没阶段中代表性燃料棒的温度瞬态, 程序用单通道一维二相流模型。用 IBM-360 计算机。

(12) SCORE-EVET^[30]。它是三维堆芯部件程序, 计算燃料棒束内的三维瞬态流量。既可用于单通道或多通道, 也可用于无燃料区域。SCORE 和 COBRA 4 的比较^[31]表明在喷放后~300 ms 内二者得出的瞬态流量符合良好。

(13) SOLA-DF, SOLA-LOOP^[32]。SOLA-DF 求解气水 (或汽水) 混合物二维动力学问题。SOLA-LOOP 求解一维部件网络中二相瞬态流动问题。这两个程序是 TRAC 的前身部份。用 CDC-7600 机。

(14) SOLA-FLX^[33]。它是一个水力-弹性力学程序, 用于计算 PWR 失水事故喷放产生的堆内构件载荷力。

(15) TOPS^[34]。TOPS 是稳压器部件程序, 用于分析 PWR 稳压器瞬态热力学问题, 可用于设计。用 CDC-6600 机。

(16) USTG^[36]。USTG 是蒸汽发生器部件程序，是 GRS 专利。可以计算 U 形管蒸汽发生器（带汽水分离）垂直自然对流的动态特性，用于分析 PWR 启动试验、一次二次侧来的扰动和 ATWS 事故等。USTG 与 ALMOD 程序接口，用 IBM-360 机。

(17) WHAM 6^[37]。它是一个管网部件程序，可以计算：(1) 充满流体的管网由于水锤所引起的压力、温度、流速和作用力；(2) 大小破口失水事故时管网瞬态；(3) 关闭和开启某一出口通道或稳压器汽区压力变化引起的瞬态。WHAM 6 也曾用于分析 LOFT 实验装置和 Semiscale 装置的实验结果。

(18) WHIP 1^[1]。它分析管道在外力作用下考虑其弹性塑性和惯性后的动态情况，适用于计算高压管道破裂时喷放过程产生的甩管力和管道偏移。用 CDC 机。

3. 反应性事故程序 一些不涉及时间空间中子动力学的反应性事故（如硼稀释事故，冷水事故）可以用系统程序计算。本节介绍专用的计算反应性事故程序，包括点堆模型和多维模型。

(1) CHIC-KIN^[38]。它由西屋公司发展，1970 年公开至 NESC，但限在美国国内使用。CHIC-KIN 计算当控制棒位置、进口流量、进口温度和系统压力随时间变化时堆内功率、温度和压力的变化过程。用于安全分析报告中。

(2) FORE 2^[39]。它是热工水力耦合的点堆动力学程序。沿堆芯径向只能算三个代表性燃料管道，每个管道划分成七个轴向区。燃料熔化热、液态金属空穴系数、间隙导热变化都作了考虑。用 IBM-360 机。

(3) FX 2-TH^[1]。它求解带热工水力反馈的二维多群中子扩散方程（稳态和瞬态）。几何形状可以是 r 、 x 、 $x-y$ 、 $r-z$ 、 $\theta-r$ 和三角形。有两个热反馈模型可用：(1) 简单的燃料绝热计算和 (2) 详细的从燃料、气隙、包壳到冷却剂的热计算。用 IBM-370 机。

(4) GAKIT^[1]。它求解带温度反馈的一维多群扩散动力学方程。反馈来自温度和氙毒变化。传热计算为二维 $r-z$ 燃料元件模型，轴向分布需预先设定。瞬态输入可以有几种：截面阶跃变化；控制棒位置线性变化；以及流量或冷却剂温度的阶跃变化。用 UNIVAC-1108 机。

(5) MEKIN。MEKIN 最初为 MIT（麻省理工学院）硕士论文程序，后经 BNL，EPRI 等分别改进成不同版本。它为多维带反馈的时空动力学程序，目前较多用于 PWR 弹棒和 BWR 落棒事故分析。

(6) NAOH^[1]。它求解一维一群扩散动力学方程，包括了燃料温度、包壳温度、冷却剂温度和碘氙的反馈。用 CDC-6600 机。

(7) TWIGL，TWIGGLE^[1]。它求解有温度反馈的矩形或圆柱形堆的二维二群扩散动力学方程。采用非沸腾、单流道热工水力模型，对冷却剂和燃料温度采取区域权重。TWIGL 用 CDC-6600 机，TWIGGLE 用 IBM-360 机。

4. 燃料棒分析程序 在系统程序中对燃料棒的分析只涉及表面温度和中心温度等。对燃料棒全面深入的分析由专门的燃料棒程序来完成。目前较完善的程序是 FRAPCON 2（稳态）和 FRAP-T 6（瞬态）。本节也介绍其他规模稍小的程序。

(1) BEHAVE。BEHAVE 系列用于燃料棒超功率或包壳破损前的传热和力学分析。BEHAVE-SST^[40] (Steady State and Transient) 计算氧化物燃料棒（特别是 LMFBR 细棒）在包壳损坏之前的应力、应变、位移和温度场。模拟的过程有：燃料开裂，包壳和燃料的热膨胀和辐照长大，燃料密实，燃料-包壳界面滑移或阻塞，燃料轴向滑动和芯块熔区气体升压等。BEHAVE 2^[41]是稳态程序，耦合在 BEHAVE-SST 中。均用 CDC-7600 机。BEHAVE 4^[42]是较新版本。

(2) FRAPCON 2^[43]，FRAPS 3^[44]，GAPCON-THERMOL 3^[45]。这些都是燃料棒稳态分析程序，用来分析氧化物燃料棒长期燃耗下的性能，其结果可输入到瞬态程序 FRAP-T 和 RELAP 中。均用 CDC 机。FRAPCON 2 是同类型程序中最近版本，它分析当燃料棒功率和冷却剂边条件随时间变化时燃料棒温度、压力、形变和损坏过程。模拟的现象有：燃料和包壳热传导，包壳弹性塑性变形，燃料包壳力学相互作用，裂变气体释放，燃料棒内压，燃料和包壳之间传热，包壳氧化和包壳传热至冷却剂。程序中含有材料特性、水特性和传热关系式。FRAPCON 2 比 FRAP-S 系列有不少改进。

其他重要的稳态程序有 CYGRO-4^[46]和 LIFE-THERMAL-I^[47]。

(3) FRAP-T^[44,48,49]。FRAP-T 系列计算各类事故下轻水堆燃料棒的瞬态性能(模拟现象与 FRAP-CON 同)。FRAP-T 6 是最新版本, 其所需材料和水的物性参数由 MATPRO^[60]子程序和 STH 20 子程序供给。用 CDC-7600 机。

(4) GLUB 1^[51]。它分析燃料棒水浸 (Waterlogging)瞬态。水浸现象发生在已破损的燃料棒的提升功率过程中。功率变化可以是一个任意的时间函数或线性变化的组合。程序对包壳和燃料作热工、应力和应变计算。用 CDC-6600 机。

5. 其他动态和设计程序 这些程序存于 NESC 中, 对核电站的设计和运行是十分有用的。

(1) DSNP^[52]。DSNP(Dynamic Simulator for Nuclear Power Plants)由 ANL 发展。它由一些程序和数据文件组成, 可以动态模拟核电站各种工况, 用于设计和分析。程序用 DSNP 语言^[53,54], 这种语言适用于核电站各种动态模拟, 用户可以直接从核电站流程图准备输入。用 IBM 370 机。

(2) ORCENT 2^[55]。它由 ORNL 发展, 计算核电站汽轮机和蒸汽循环满负荷或部份负荷下的热量质量平衡。既可用于设计也可用于运行中效率计算。汽轮机型号为与 LWR 配套的 GE 1800 转/分大型冷凝式或背压式汽轮发电机。用 IBM 360 和 370 机。

(3) PARK-1^[60]。它计算 PWR 在各种稳态和瞬态工况下的热工水力和核耦合的特性。既可以模拟运行瞬态例如汽轮机负荷变化, 控制棒移动, 或主泵切换等引起的整个电站动态响应, 又可以模拟事故瞬态例如甩负荷, 失去冷却流量, 冷水事故, 起动事故, ATWS 事故等等。PARK 1 还可以对单个部件如燃料管道, 蒸汽发生器和稳压器作细致研究。用 COC-6600 或 7600 机。限美国国内使用。

(4) REPP^[67]。它是核电站设计程序, 用于估计堆芯和燃料的传热、流体流动和几何中的设计裕度。它可计算: (1) 燃料温度和临界热通量裕度; (2) 在保证热通量裕度下所需的燃料棒数; (3) 保证燃料中心温度限值下燃料棒的直径; (4) 估计燃料烧结对其温度的影响; (5) 计算一相和二相冷却剂参数和压降; 以及(6) 计算格架压降。用 UNIVAC-1108 机。

6. 西屋公司采用的事故分析计算机程序 西屋公司已经固定一套计算机程序用于 PWR 事故分析^[58]。我们列出程序及其参考文献如下 (表 2 给出这些程序是如何组合使用的):

SATAN-VI ^[69]	喷放过程中一回路热工水力瞬态程序
WREFLOOD ^[68]	再充水再淹没过程中瞬态程序
COCO ^[61]	安全壳压力瞬态程序
LOCTA-IV ^[62]	燃料棒瞬态程序
WFLASH ^[63]	小破口失水事故下系统瞬态程序
TWINKLE ^[64]	多维时空 neutron 动力学程序
FACTRAN ^[65]	UO ₂ 棒温度分布和瞬态热通量程序
LOFTRAN ^[66]	PWR 系统瞬态事故程序
LEOPARD ^[67]	快热中子能谱计算程序
TURTLE ^[68]	二维二群中子扩散程序
THINC	DNBR 瞬态值计算程序

二、概率风险分析程序

1975 年 WASH-1400 报告^[69]首次把概率风险分析(Probabilistic Risk Assessment, 下称 PRA)方法用于核电站。1979 年三里岛核电站事故证实 WASH-1400 的基本观点和方法是正确的, PRA 方法也得到国际公认。美国 NRC 准备逐步从决定论转向概率论, 作为审批的方法。近几年来, 西德完成了 Biblis 核电站的 PRA 分析(German Risk Study), 美国至 1983 年底已完成 18 个核电站的 PRA 分析^[70]。PRA 方法可以用于核电站设计、安全审批和运行等各个阶段。PRA 的最终结果是风险指标(每堆年的伤亡人数),

表 2 西屋公司事故分析程序的组合

事故种类	程序组合
失水事故 大破口 小破口	SATAN-VI, WREFLOOD, COCO, LOCTA-IV WFLASH, LOCTA-IV
反应性事故 低功率下启动事故 高功率下提棒事故 运行中控制棒位置不当 燃料装错事故 控制棒弹出事故	TWINKLE, FACTRAN, THINC LOFTRAN THINC, TURTLE LOFTRAN, LEOPARD LEOPARD, TURTLE TWINKLE, FACTRAN, LEOPARD
瞬态事故 甩负荷事故 断电事故 给水中断事故 给水管破裂事故 系统失压事故 ECCS 误动作事故 给水过量事故 主蒸汽管破裂事故 主泵转子卡死事故 一次冷却流量中断事故	LOFTRAN LOFTRAN LOFTRAN LOFTRAN LOFTRAN THINC LOFTRAN LOFTRAN, FACTRAN, THINC LOFTRAN, THINC LOFTRAN, FACTRAN, LOFTRAN, FACTRAN, THINC

它是概率（每堆年发生事故的几率）和后果（每一事故的伤亡人数）的乘积和。因此 PRA 方法包括概率计算和后果计算两大部份。本节讨论前者，后者将在以后几节讨论。

在概率计算中广泛使用故障树和事件树的方法^[71,72]。这个方法可以研究核电站复杂系统之间的相互作用，找出关键的环节，消除薄弱点，实现“等强度”设计，从而达到安全经济的目的。用于故障树和事件树的计算机程序很多，可以分成四类：（1）定性分析程序；（2）定量分析程序；（3）相关故障分析程序；（4）不确定性分析程序。

1. 定性分析程序 在 PRA 方法中，当对具体核电站的系统和参数熟悉之后，就要建立众多的故障树和事件树。建树以后要对树结构进行简化，将没有贡献的或重复的分支舍去，这个过程就要使用定性分析程序。定性分析得到故障树的最小割集(Minimal Cut Sets)或/和最低程集(Minimal Path Sets)。把故障树的定性分析和定量分析分开处理有其好处。因为概率分析常常要对树结构进行重复的计算，如果把费时的定性分析只做一次，而保留其结果以用于定量分析或其他多次重复使用，就可节省工作量。计算最小割集的程序运算时间长，要求内存容量大。一个 299 个基本事件和 324 个逻辑门的树结构可以有 64×10^6 多个割集。因此，在独立的不相关故障计算中，只保留低阶割集；只有在共模或共因故障中才分析高阶割集。定性分析程序见表 3。

2. 定量分析程序 对事故序列进行定量分析的计算机程序较多，有的与定性分析程序接口，有的直接进行评价。选用什么程序要取决于故障树的大小和复杂程度。定量分析程序可以给出故障树终端事件的几率，它表明系统相对安全指标；可以计算主最小割集和初级事件的几率；以及重要度、灵敏度、失效率和可靠率等。表 4 列出定量分析程序。

3. 相关故障分析程序 在系统可靠性和安全研究中相关故障分析日趋重要，因为这类故障常常能主宰随机硬件故障。相关故障分析是鉴定由一个共因故障而引起的两个或两个以上事件的系统故障模式（即最小割集）。处理相关故障的程序基本上是跟踪分类程序。其程序名称和功能见表 5。

表 3 故障树定性分析程序

程序 (年份)	逻辑门和事件数限制	逻辑门类型	割集数限制	来源	计算机型号
ALLCUTS (1975)	175 初级事件, 425 逻辑门	与门或门	最多能产生 1000 个割集	NESC [73]	IBM 360/370 CDC 7600
FATRAM (1978)	无	与门或门	无	INEL [74]	DC CYBER 76
FTAP (1978)	无; 内存是限制因素	与, 或, 非, K-of-N	可产生 10 阶最小割集	加州大学 [75]	IBM 360/370 CDC 6600/7600
MOCUS (1972)	无	与, 或, 禁	可产生 20 阶最小割集	NESC [76]	IBM 360/370 CDC 7600
PL-MOD (1977)	无; 内存是限制因素	与, 或, 非 X-of-N	无	NESC [77]	IBM 360/370 PL/I 语言
PREP (1970)	2000 初级事件 2000 逻辑门	与, 或, 禁	可产生 10 阶最小割集	NESC [78]	IBM 360/370 CDC 7600
SETS (1974)	8000 (初级事件 + 门)	与, 或, 禁	无	NESC [79]	CDC 7600
TREEL 和 MICSUP (1975)	无; 内存是限制因素	与, 或, 禁	可产生 10 阶最小割集	加州大学 [80]	CDC 6400
WAMCUT-II (1981)	1500 初级事件 1500 逻辑门	与, 或, 非, NOR NAND ANOT ONOT K-of-N	可产生任意阶的 2000 个最小割集	EPRI [81]	CDC 7600 IBM 370
FTA	由 ALLCUTS (计算), KILMER (作图) 和 BRANCH (列表) 三个程序组成			NESC [1]	

表 4 故障树定量分析程序

程序 (年份)	程序输入	定量计算内容	来源	计算机型号
FRANTIC FRANTIC II (1977)	简化的系统方程或最小割集, 初级事件故障数据	时间相关计算; 处理不可修复的, 监测的, 和周期试验的初级事件; 不确定性分析	NESC [82]	IBM 360/370
GO (1977)	GO 图和故障树故障数据	只线逻辑门和终端事件作时间相关计算; 处理不可修复的, 或周期试验的初级事件	EPRI [83]	CDC 7600
ICARUS (1979)	简化的系统方程, 选取试验日程和故障数据	平均失效率; 最佳试验间隔; 试验, 修理和随机故障的相对贡献	NESC [84]	IBM 360/370
IMPORTANCE (1977)	最小割集, 初级事件故障数据	终端事件几率或失效率	NESC [85]	CDC 7600
KITT-1 KITT-2 (1970)	由 MOCUS 或 PREP 程序直接提供最小割集; 初级事件故障数据	初级事件, 最小割集和终端事件的时间相关失效率; 最小割集和终端事件的故障率, 失效率	NESC [78]	IBM 360/370 CDC 7600
RAS (1977)	故障树或最小割集; 故障率和修理率	终端事件的时间相关失效率和故障次数	NESC [86]	CDC-7600
SUPERPOCUS (1977)	最小割集; 部件故障数据	最小割集和终端事件的时间相关失效率, 可靠率和预期故障次数	田纳西大学 [87]	IBM 360/370 CDC 7600
WAM-BAM (1976)	故障树; 初级事件故障数据	终端事件和中间逻辑门的失效率; 不能作时间相关分析	EPRI [88]	CDC-7600

表 5 相关故障分析程序

程序 (年份)	程 序 功 能	来 源	计算机型号
BACFIRE (1977)	打印出共因故障的割集。可以处理在多个地点的部件(如管道,电缆)发生的初级事件。其他特点与 COMCAN 程序相同	田纳田大学 [89]	IBM 360/370
COMCAN _i (1976)	查察可能的公共共因或所有部件之间的割集	NESC [90]	IBM 360/370
COMCAN-II (1978, 1979)	COMCAN 的改进版; 在共因分析前, 先由 FATRAM 程序产生割集	NESC [91]	CDC-7600
MOCUS-BACFIRE (1980)	类似 BACFIRE 程序; 但不需割集输入, 由 MOCUS 程序产生割集并自动送至 BACFIRE	MIT [92]	IBM 360/370
SETS (1978)	能处理大型故障树, 并由 SETS 自己产生割集作相关故障分析	NESC [79]	CDC-7600
WAMCOM (1981)	利用模块化和 SETS 程序, 更有效地鉴定故障树部件间的总的和部份的连锁; 可处理很大的故障树	EPRI [93]	CDC-7600

4. 不确定性分析程序 由于故障数据和事件发生次数的统计性质, 因此不确定性分析是 PRA 的重要部分。作统计不确定性时, 先选择故障和触发事件的次数数据分布, 然后按照这些分布的逻辑关系(即割集)加以组合。有两种不同处理方法: (1) 通过数学来组合分布; (2) 用蒙特卡洛方法仿真。表 6 列出程序及其功能。

表 6 不确定性分析程序

程序 (年份)	程 序 功 能	来 源	计算机型号
BOUNDS (1976)	数学组合不确定性; 在多个数据输入时能处理多个系统功能; 能把约翰孙分布拟合到终端事件	加州大学 [94]	IBM 360/370
MOCARS (1977)	蒙特卡洛方法仿真; 胶片绘图输出	NESC [95]	CDC Cyber 76
PROSA-2 (1981)	蒙特卡洛方法仿真; 能建立输入参数间的关系; 不需分类可得终端事件图	NESC [96]	IBM 370
SAMPLE (1975)	蒙特卡洛方法仿真; 用于 WASH-1400 中; 输出为终端事件的几率分布	NESC [69]	IBM 360/370
SPASM (1981)	数学组合(类似 BOUNDS 程序); 与 WAMCOT 程序组合使用	EPRI [97]	CDC 7600
STADIC-II (1977)	蒙特卡洛方法仿真(类似 SAMPLE 程序); 分类几率时的方法较好和较有效	GA [98] [99]	PRIME UNIVAC-1180 CDC 7600

(下期待续)

参 考 文 献

- [1] National Energy Software Center: Catalog of Computer Programs (September, 1982).
- [2] Radiation Shielding Information Center: RSIC Computer Code and Data Collections (February, 1983).
- [3] Bieniarz, P. P. et al., A Compendium of Computer Codes for LWR Reactor Analysis (December, 1981).
- [4] Frisch, W. et al., A PWR Plant Model for the Analysis of Large Amplitude Transients, 3rd Power Plant Dynamics Control and Testing Symposium, Knoxville, Tennessee (1977).
- [5] Thurgood, M. J. et al., COBRA/TRAC-A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor vessels and Primary Coolant Systems, NUREG/CR-3046, Vol. 1-5 (1983).
- [6] Beyer, J. J. et al., FLASH 6: A FORTRAN-IV Computer Program for Reactor Plant LOCA Analysis, WAPD-TM-1249 (1976).

- [7] Porshing, T. A. et al., FLASH 4: A Fully-Implicit FORTRAN IV Program for the Digital Simulation of Transients in a Reactor Plant, WAPD-TM-840 (1969).
- [8] RELAP 4/MOD 5: A Computer program for Transient Thermal Hydraulic Analysis of Nuclear Reactors and Related Systems; User's Manual, Vol I, II, and III, USNRC Report ANCR-NUREG-1335 (Sep. 1976).
- [9] RELAP 4/MOD 6, A Computer Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Nuclear Reactors and Related Systems, Users Manual, CDAP-TR-003, EG&G Idaho, Inc. (Jan. 1978).
- [10] JOHNSEN, G. W., et al., RELAP 4/MOD 7, Version 2, User's Manual, CDAP-TR-78-036, EG&G Idaho, Inc. (1978).
- [11] Ransom, V. H. et al, RELAP 5/MOD 1 Code Manual, Vol. 1—2, NUREG/CR-1826 (1982).
- [12] Agee, L. J., RETRAN Thermal-Hydraulic Analysis: Theory and Applications, Progress in Nuclear Energy, No.1, Vol. 10, 1982.
- [13] McFadden, J. H. et al., RETRAN-02: A Program for Transient T/H Analysis of Complex Fluid Flow System, EPRI-NP-1859 (1981).
- [14] D. R. Liles, and others, TRAC-P1 A: An Advanced Best-Estimate Computer Program for PWR LOCA Analysis, USNRC Report NUPEG/CR-0065, Los Alamos National Laboratory, 1979.
- [15] D. R. Liles, and others, TRAC-PD 2: An Advanced Best-Estimate Computer Program for Pressurized Water Reactor Loss-of-Coolant Accident Analysis, NUREG/CR-2054, April 1981.
- [16] Rese, R. P. et al., Hydrodynamics Describing Acoustic Phenomena During Reactor Coolant System Blowdown, IDO-17254 (1967).
- [17] Marr, W. W., COBRA-3M: An IBM 360 Computer Code for Analyzing the Thermal-Hydraulics of Pin Bundles, ANL-8131 (1975).
- [18] Wheeler, C. L., et al., CORBA-IV-I: An Interim Vision of COBRA for Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores, BNWL-1962 (March 1976).
- [19] STEWART, C. W., et. al., COBRA-IV: The Model and the Method, BNWL-2214, (July 1977).
- [20] RIVARD, W. C., TORREY, M. D., K-FIX: A Computer Program for Transient, Two-Dimensional, Two Eluid Flow, USNRC Report LA-NUREG-6623 (April 1977). See also NUREG/CR-0863 (Jan. 1979).
- [21] Lathrop, K. D. (ed.), Reactor Safety and Technology Quarterly Progress Report for the Period October 1-December 31, 1975, LA-6233-PR (March 1976).
- [22] Fischer, W. W., LION Tales-A User's Manuel for the LION Thermal Structural Evaluation Code, KAPL-M-6533 (1967).
- [23] Evans, D. R., The MOXY Core Heat Transfer Code: Model Description and User's Guide, PG-R-76-003 (1976).
- [24] WREM: Water Reactor Evaluation Model, Rev. L, NUREG-75/056.
- [25] Cudnik, R. A., ECCSA and MUCHA-Computer Codes for the Analysis of ECCS, BMI-1916 (1971).
- [26] Lauben, G. N., TOODEE 2; A 2-D Time Dependent Fuel Element Thermal Analysis Program, NUREG-75/057 (1975).
- [27] Harris, S. D. et al., Application of Potential Flow Theory to Reactor Coolant Circulation, DP-MS-71-13 (1972).
- [28] Grandia, M. R., PUMP-Analog-Hybrid Reactor Coolant Hydraulic Transient Model, BAW-10073 (1973).
- [29] Kirchner, W. L., Reflood Heat Transfer in LWR, NUREG-0106, Vol. 1 and 2 (1976).
- [30] Aerojet Nuclear Company, Quarterly Technical Report on Water-Reacto Safety Programs Sponsored by the Nuclear Regulatory Commission's Division of Reactor Safety Research, April-June 1975, ANCR-1262 (Nov. 1975).
- [31] Murley, T. E. et al., Summary of LWR Safety Research in the USA, NUREG-0234.
- [32] Hirt, C. W., Nichols, B. D., and Romers, N. C., SOLA-A Numerical Solution Algorithm for Transient Fluid Flows, LA-5852 (1975).
- [33] Lathrop, K. D. (ed.), Reactor Safety and Technology, Quarterly Progress Report July 1-September 30, 1976, LA-NUREG-6579-PR (Nov. 1976).
- [34] Redfield, J. A. et al., TOPS-A FOTRAN Program for the Transient Thermodynamics of Pressurizers, WAPD-TM-545 (1965).
- [35] Hoeld, A., A Theoretical Model for the Calculation of Large Transients in Nuclear Natural-Convection U-tube Steam Generators, Nucl. Eng. and Design, 47 (1978).
- [36] Gregory, M. V., User's Guide to Input for WRAP-A Water Reactor Analysis Package, DPST-NUREG-77-2 (1977).

- [37] Fabric, S., Computer Program WHAM for Calculation of Pressure, Velocity and Force Transients in Liquid Filled Piping Networks, 67-49-R (1967).
- [38] Redfield, J. A., CHIC-KIN-A FORTRAN Program for Intermediate and Fast Transients in a Water Moderated Reactor, WAPD-TM-479 (1965).
- [39] Fox, J. N. et al., FORE 2, A Computational Program for the Analysis of Steady State and Transient Reactor Performance, GEAP-5273 (1966).
- [40] Sherry, R. R. et al., User's Manual for the BEHAVE-SST, Fuel Rod Mechanics Program, GETR-00001 (1977).
- [41] Oldberg, S., BEHAVE-2, Oxide Fuel Performance Code in Two Spatial Dimensions and Time, GEAP-13788 (1972).
- [42] STUART, R., BEHAVE-4: LWR Fuel Rod Analysis Code, EPRI NP-892 (August 1978).
- [43] Berna, G. A. et al., FRAPCON-2: A Computer Code for the Calculation of Steady State Thermal-Mechanical Behavior of Oxide Fuel Rods, NUREG/CR-1845 (1980).
- [44] OEHLBERG, R. N., et al., FRAP Fuel behavior computer codes, Nucl. Saf., 19 (1978) 565-589.
- [45] LANNING, D. D., et al., GAPCON-THERMAL-3 Code Description, PNL-2434 (Jan. 1978). GAPCON-THERMAL-3 Verification and Comparison to In-Reactor Data, PNL-2435 (Sep. 1978).
- [46] NEWMAN, J. B., GIOVENGO, J. F., COMDEN, L. P., The CYGRO-4 fuel rod analysis computer program, Nucl. Eng. Des., 46 (March 1978) 1-15.
- [47] WESTRMANN, E. L., MEIERAN, H. B., "LIFE-THERMAL-I, a water reactor fuel rod performance analysis computer code," ANS Topical Meeting on Water Reactor Fuel Performance, St. Charles (May 1977).
- [48] SIEFKEN, L. J., BOHN, M. P., PECK, S. O., DEARIEN, J. A., FRAP-T5 A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods, NUREG/CR-0840, TREE-1281 (June 1979).
- [49] Siefken, L. J. et al., FRAP-T6: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods, NUREG/CR-2148 (1981).
- [50] HAGRMAN, D. L., REYMANN, G. A., eds., MATPRO-Version 11, A Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior, NUREG/CR-0497 (February 1979).
- [51] Dunckhorst, F. T. et al., GLUB-1, A FORTRAN IV Digital Computer Program for Water-Logged Fuel Element Analysis, WAPD-TM-569 (1966).
- [52] Saphier, D., The Level One Modules Library for DSNP, ANL-CT-77-21 (1978).
- [53] Saphier, D., The Simulation Language of DSNP, ANL-CT-77-20 (1978).
- [54] Saphier, D., A Simulation Language for Nuclear Power Plants, Proceedings of the 1977 Summer Computer Simulation Conference (1977).
- [55] Bowers, H. I., CERCENT: A Digital Computer Program for Saturated and Low Superheat Steam Turbine Cycle Analysis, ORNL-TM-2395 (1969).
- [56] Clark, W. G., PARKI, AFORTRAN-IV Computer Program for Nuclear Reactor Power Plants Analysis, WAPD-TM-447 (L) (1975).
- [57] Hiatt, R. M., REPP; A Thermal Hydraulic Design Code for Water Cooled Reactors, BNWL-1013 (1969).
- [58] SEABROOK FSAR Report (1983).
- [59] Bordelon, F. M., et al., SATAN-VI Program: Comprehensive Space Time Dependent Analysis of Loss of Coolant, WCAP-8302 (Proprietary) and WCAP-8306 (Non-Proprietary), June 1974.
- [60] Kelly, R. D., et al., Calculbntional Model for Core Reflooding After a Loss of Coolant Accident (WREFLOOD Code), WCAP-8170 (Proprietary) and WCAP-8171 (Non-Proprietary), June 1974.
- [61] Brodelon, F. M. and Murphy, E. T., Containment Pressure Analysis Code (COCO), WCAP-8327 (Proprietary) and WCAP-8326 (Non-Proprietary), June 1974.
- [62] Bordelon, F. M., et al., LOCTA-IV Program: Loss of Coolant Transient Analysis, WCAP-8301 (Proprietary) and WCAP-8305 (Non-Proprietary), June 1974.
- [63] Esposito, V. J. Kesaven, K. and Maul, B. A., WFLASH, A FORTRAN-IV Computer Program for Simulation of Transients in a Multi-Loop PWR, WCAP-8200, Revision 2 (Proprietary) and WCAP-8261, Revision 1 (Non-Proprietary), July 1974.
- [64] Risher, D. H., Jr. and Barry, R. F., TWINKLE-A Multi-Dimensional Neutron Kinetics Computer Code, WCAP-7979-P-A (Proprietary) and WCAP-8028-A (Non-Proprietary), Jan. 1975.
- [65] Hargrove, H. G., FACTRAN-A FORTRAN-IV Code for Thermal Transients in a UO_2 Fuel Rod,

WCAP-7908, June 1972.

- [66] Burnett, T. W. T., et al., LOFRAN Code Description, WCAP-7907, Oct. 1972.
- [67] Barry, R. F., LEOPARD-A Spectrum Dependent Non-Spatial Depletion Code for the IBM-7094, WCAP-3269-26, Sep. 1963.
- [68] Barry, R. F. and Altomare, S., The TURTLE 24.0 Diffusion Depletion Code, WCAP-7213-P-A. (Proprietary) and WCAP-7758-A (Non-Proprietary), Feb. 1975.
- [69] USNRC (U. S. Nuclear Regulatory Commission), 1975. Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400 (NUREG-75/014), Washington, D. C.
- [70] Larkins, J. T. et al., Nuclear Power Plant Severe Accident Research Plan, NUREG-0900 (1983).
- [71] NUREG/CR-2300 Vol. 1, PRA Procedures Guide (1983).
- [72] W. E. Vesely, F. F. Goldberg, N. H. Roberts, and D. E. Haas, 1981a. Fault Tree Handbook, USNRC Report NUREG-0492.
- [73] Van Slyke, W. J., and D. E. Critfiag, 1975. ALLCUTS-A Fast Comprehensive Fault Tree Analysis Code, ERDA Report ARH-ST-112, Atlantic Richfield Hanford Company.
- [74] Ramuson, D. M., and N. H. Marshall, 1978. FATRAM-A Core Efficient Cut Set Algorithm, IEEE Transaction on Reliability, Vol. R-37, No. 4, pp. 250—253.
- [75] Willia, R. R., 1978. Computer-Aided Fault Tree Analysis, ORC-78-14, Operations Research Center, University of California, Berkeley.
- [76] Fussell, J. B., E. B. Henry, and N. H. Marshall, 1974. MOCUS-A Computer Program TO Obtain Minimal Sets from Fault Trees, USAEC Report ANCR-1156, Aerojet Nuclear Company.
- [77] Olmos, J., and J. Wolf, 1977. A Modular Approach to Fault Tree and Reliability Analysis, MITNE-209, Department of Nuclear Engineering, Massachusetts Institute of Technology, Cambridge, Mass.
- [78] Vesely, W. E., and R. E. Narum, 1970. PREP and KITT: Computer Codes for the Automatic Evaluation of a Fault Tree, USAEC Report IN-1349, Idaho Nuclear Corporation, Idaho Falls, Idaho.
- [79] Worrell, R. B., and D. W. Stack, 1978. A SETS User's manual for the Fault Tree Analyst, SAND-77-2051, Sandia National Laboratories, Albuquerque, N. M.
- [80] Fande, P. K., M. E. Spector, and P. Chatterjee, 1975. Computerized Fault Tree Analysis: TREEL and MICSUP, ORC-75-3 (AD-AO 10 146), Operations Research Center, University of California, Berkeley.
- [81] Putney, B. F., and H. R. Kirch, 1981. WAMCUT-II-A Fault Tree Evaluation Program, SAI-SR-234-81-PA, Science Applications, Inc., Palo Alto, Calif.
- [82] Vesely, W. E., et al., 1981 b. FRANTIC II-A Computer Code for Time-Dependent Unavailability Analysis, USNRC Report NUREG/CR-1924.
- [83] Gateley, W. Y., et al., 1968. GO, A Computer Program for Reliability Analysis of Complex Systems, KN-67-704(R), Kaman Sciences Corpation.
- [84] Vaurio, J. K., and D. Sciandone, 1979. Unavailability Modeling and Analysis of Redundant Safety Systems, ANL-79-87, Argonne National Laboratory, Argonne, Ill.
- [85] Lambert, H. E., and F. M. Gilman, 1977. The IMPORTANCE Computer Code, ERDA Report UCRL-79269, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, Calif.
- [86] Rasmuson, D. M., N. H. Marshall, and G. R. Burdick, 1977. Users Guide for the Reliability Analysis System (RAS), ERDA Report TREE-1168, EG&G Idaho, Inc., Idaho Falls, Idaho.
- [87] Fussell, J. B., D. M. Rasmuson, and D. Wagner, 1977. SUPERPOCUS-A Computer Program for Calculating system Probabilistic Reliability and Safety Characteristics, NERS-77-01, Nuclear Engineering Department, University of Tennessee, Knoxville.
- [88] Leverenz, F. L., and H. R. Kirch, 1976. User's Guide for the WAM-BAM Computer Code, EPRI-217-2-5 (PB-240-624), prepared by Science Applications, Inc., Palo, Alto, Calif., for the Electric Power Research Institute.
- [89] Cate, C. L., and J. B. Fussell, 1977. BACFIRE-A Computer Program for Common Cause Failure Analysis, NERS-77-02, Nuclear Engineering Department, University of Tennessee, Knoxville.
- [90] Burdick, G. R., N. H. Marshall, and J. R. Wilson, 1976. COMCAN-A Computer Program for Common Cause Failure Analysis, ERDA Report ANCR-1314, Aerojet Nuclear Company.
- [91] Rasmuson, D. M., N. H. Marshall, J. R. Wilson, and G. R. Burdick, 1979. COMCAN II-A Cumputer Program for Automated Common Cause Failure Analysis, USDOE Report TREE-1361, EG&G Idaho, Inc., Idaho Falls, Idaho.

- [92] Modarres, M., N. C. Rasmussen, and L Wolf, 1980 a. Reliability Analysis of Complex Technical Systems Using the Modularization Technique, MITNE-228, Department of Nuclear Engineering, Massachusetts Institute of Technology, Cambridge, Mass.
- [93] Putney, B. F., 1981. WAMCOM, Common Cause Methodologies Using Large Fault Trees, NP-1851, Electric Power Research Institute, Palo Alto, Calif.
- [94] Lee, Y. T., and G. E. Apostolakis, 1976. Probability Intervals for the Top Event Unavailability of Fault Trees, UCLA-ENG-7663, University of California, Los Angeles.
- [95] Matthews, S. D., 1977. MOCARS: A Monte Carlo Simulation Code for Determining Distribution and Simulation Limits, ERDA RePort TREE-1138, EG&G Idaho, Inc., Idaho Falls, Idaho.
- [96] Vaurio, J. K., 1981. PROSA-2: A Probabilistic Response Surface Analysis and Simulation Code, ANL-81-33, Argonne National Laboratory, Argonne, Ill.
- [97] Leverenz, F. L., 1981. SPASM, A Computer Code for Monte Carlo System Evaluation, EPRI NP-1685, Electric Power Research Institute, Palo Alto, Calif.
- [98] Cairns, J. J., and K. N. Fleming, 1977. STADIC-A Computer Code for Combining Probability Distributions.
- [99] Orvis, D. D., M. V. Frank, et al., 1981. Guidebook for the Reliability and Maintainability Analysis of NWTs Repository Equipment, ONWI-334, Office of Nuclear Waste Isolation, Battelle Memorial Institute, Columbus, Ohio.

(编辑部收到日期: 1984年3月5日)

(上接第624页)

四极透镜的位置与强度, 诸漂移长度值与焦点位置等。这似近轴光学结果, 由此得出仅是系统骨架, 尚不能预言最终光学性能。

(2) 用 TRANSPORT 计算系统的二次象差系数, 从而确定二极磁铁出入口的曲率半径, 纯六极元件的位置与强度。如找不出最佳二次解, 就得改变一次光学结构。

(3) 用 RAYTRACE 计算高次象差, 使用 K. Brown 的象差耦合定则在修正逐次象差时确定磁极的高次曲率系数与高次多极强度。在修正中, 某次系数的变化仅影响到比它高次数的象差项, 而对低于它次数的象差项无影响。所以象差的修正是由低到高逐次进行的。

一般设计流程图如图7所示。这种渐次修正的计算流程适于动量量程不宽的中间成像谱仪。宽量程磁谱仪由于象差项间较复杂的耦合, 一般用以 RAYTRACE 为子程序的自动最佳化程序完成。

(下期待续)

参 考 文 献

- [1] K. L. Brown et al. SLAC Report, SLAC-91.
- [2] H. A. Enge & S. B. Kowalski, Proc. Int. Conf. on Magnet Technology, Hamburg, 1970, p. 366.
- [3] H. A. Enge, 私人通信, June 23, 1981.

(编辑部收到日期: 1983年8月10日)