

综 述

(续上期)

关于核电站安全的计算机程序(下)

林 诚 格

三、堆芯严重事故分析程序

堆芯严重事故(Severe Accident,以下简称SA)是指反应堆堆芯遭到严重破坏甚至熔化的事故。在核电站设计、安全审批和运行中至今只考虑设计基准事故(Design Base Accident,简称DBA),即认为堆芯不遭到严重破坏,能保持住可冷却的几何形状。NRC最近提供了三里岛核电站二号堆堆芯的电视录象和分析^[100],堆芯上半部已经坍塌(占全部体积26%),形成一个中空穴,锆和不锈钢熔化,锆包壳与UO₂形成液化燃料(Liquified Fuel),这已经是一次超过DBA的SA事故。NRC从1982年起开始执行一项历时四年耗资一亿九千万美元的庞大的SA事故研究计划^[70](Severe Accident Research Program)。因此,堆芯严重事故分析程序也得到大力发展。

SA事故的全过程包括:(1)失水事故或瞬态事故作为起因,而工程安全设施又失灵;(2)堆芯由于得不到冷却而熔化;(3)压力壳下封头被熔化物熔穿;(4)熔化物再与安全壳的混凝土基础反应;(5)放射性核素释放至安全壳,再通过安全壳泄漏至环境。对这个全过程的计算为PRA分析提供后果估计。

在堆芯尚未破坏之前由TRAC或RELAP 5等事故分析程序作计算分析。堆芯严重破坏的全过程则由堆芯严重事故分析的系统程序来模拟,而局部过程由单效应程序来模拟。

1. 系统程序 目前有三个系统程序可供轻水堆SA事故分析:MARCH, KESS和RACAP,其MARCH程序得到最广泛的应用和评价。

(1) MARCH^[101](Meltdown Accident Response Characteristics)。它由七个子程序组成(图2),其中BOIL和MACE可作为独立程序应用。MARCH 1.1存在一些缺点^[102],新版MARCH 2作了改进^[103]。MARCH的输出通过耦合程序KORALIN与放射性转移计算程序CORRAL-II接口。BNL研究所完成了MARCHIB改进版本^[104],NRC正在发展更好的系统程序MELCOR。

(2) RACAP^[105]。1981年由EPRI发展,可以分析堆芯熔化事故的物理过程,放射性转移和环境后果(见图3)。RACAP实际上是一个程序包,大部份取自现成程序加以接口而成。美国核工业界正在发展更好的系统程序IDCOR^[106]。

(3) KESS^[107]。由西德GRS发展,模块结构,每一模块可独立作为一个单效应程序。图4表示KESS程序的四个阶段计算程序和安全壳程序。凡是一个阶段中列出多个程序表示可以任选。KESS的有些模型比MARCH要深入,如MELSIM模拟燃料坍塌比BOIL深入;又如RAUHZ可以分析燃料池内热源驱动下的自然对流传热,这在HEAD中并未考虑。目前KESS版本不能用于带喷淋的或带降压池的安全壳,也不能用于冰冷凝安全壳。

2. 单效应程序 全部单效应程序见表7。这里讨论两个不包含在系统程序中的单效应程序。

(1) CORCON^[108]。它是目前美国模拟堆芯与混凝土相互作用最好的程序。CORCON计算由压力壳下的混凝土腔、燃料熔池和熔池上方大气所组成的体系,它考虑这个体系内的质量能量转移和守恒。

(2) SCDAP^[109](Severe Core Damage Analysis Package)。1981年由INEL发表,用于分析压力壳内堆芯加热和熔化过程,现正用实验结果进行比较。

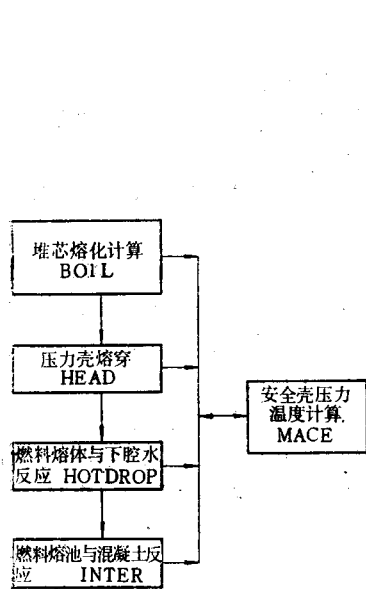


图 2 MARCH 程序结构

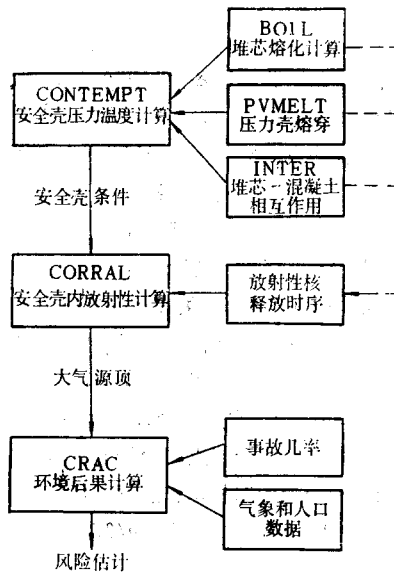


图 3 RACAP 程序结构

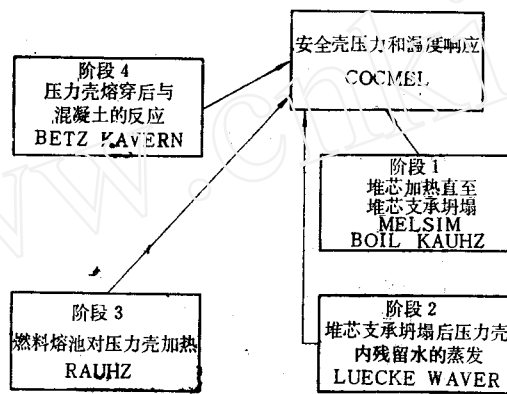


图 4 KESS 程序结构

表 7 堆芯严重事故分析程序

程 序	程 序 功 能	来 源
MARCH	系统程序	NESC [101—104]
RACAP	系统程序	EPRI [105]
KESS	系统程序	GRS [107]
CORCON	单效应程序：堆芯与混凝土相互作用	NESC [108]
BETZ	单效应程序：堆芯与混凝土相互作用	见 KESS
KAVERN	单效应程序：堆芯与混凝土相互作用	见 KESS
BOIL	单效应程序：堆芯传热	见 MARCH
MELSIM 2	单效应程序：堆芯传热	见 KESS
KAUIZ	单效应程序：堆芯传热	见 KESS
SCDAP	单效应程序：堆芯传热	INEL [109]
LUECKE 2	单效应程序：压力壳下腔熔化反应	见 KESS
RAUIZ	单效应程序：压力壳下腔熔化反应	见 KESS
WAVER	单效应程序：压力壳下腔残余水蒸发	见 KESS

四、安全壳计算机程序

反应堆及其冷却回路和设备被封闭在安全壳内^[117]。保持安全壳的完整性和密封性对环境安全是至关重要的。在 DBA 事故和 SA 事故下，都要计算安全壳是否超压超温。安全壳计算机程序的输入就来自上述失水事故分析程序或 SA 事故分析程序的输出结果。至今有各种安全壳程序用于 PWR 的大型干式安全壳、负压安全壳、双层安全壳或冰冷凝安全壳，以及 BWR 的 MARK I，MARK II 和 MARM III 安全壳。表 8 列出安全壳程序及其功能。下面对部分常用程序作简单说明。

1. CONTEMPT-LT^[110] (Containment Temperature Pressure Transients)。它计算失水事故下 PWR 干式安全壳和 BWR 各类安全壳的压力温度长期响应，安全壳隔室最大数目不得超过 4 个。除反应堆隔室外，其余隔室可由气区和水区组成。隔室内可以有喷淋、降压池、传热结构、地坑或空气冷却风机。CONTEMPT-LT/028 用于 CDC-7600，CONTEMPT-LT/026 用于 IBM-360 B 机。

2. COMPARE^[111]。它是一个大型程序，作核电站安全壳大量小隔室的瞬态分析。程序可以计算多达 100 个隔室容积和 200 个接点，允许五套质量能量数据输入，适合研究小隔室空间对压力温度的影响，假定隔室和接点的流量为二相水、蒸汽和任何三种理想气体的均匀混合物，隔室间为 Moody 临界流流动。可用 CDC 6600/7600 或 IBM 360/370 机。

表 8 安全壳计算机程序

程 序 (年份)	程 序 功 能	来 源
BEACON 3 (1979)	核电站安全壳最佳估算程序	NESC [112]
COMPARE (1977)	核电站多隔室安全壳计算程序	NESC [111]
CONTEMPT-LT (1975)	PWR 干式安全壳，BWR 各类安全壳	NESC [110]
CONTEMPT 4 (1979)	PWR 各类非隔室安全壳	NESC [113]
CONTAIN (1981)	PWR 和 LMFBR 严重事故下安全壳分析。发展中	NRC [114]
COPATTA (1977)	干式安全壳	Bechtel [118]
COCMEL (1973)	LWR 严重事故下安全壳分析	GRS [107]
COCO (1971)	PWR 安全壳。设计用	W [61]
CONTRANS (1974)	PWR 干式安全壳及环室。设计用	CE [116]
CHART (1971)	安全壳内活性炭吸附器的热计算	NESC [119]
MO555/ACT-1 (1967)	PWR 失水事故下安全壳分析	NESC [121]
REXCO-H (1969)	高能量释放时安全壳二维流体力学响应。计算安全壳内冲击波传播、载荷、压力、位移等	NESC [120]
MACE (1980)	LWR 严重事故下安全壳分析	NESC [101-104]
ZOCOV (1972)	PWR 干式安全壳，BWR 湿式安全壳。计算压力、温度和流动的时间空间分布	西德 [115]

3. BEACON^[112] (Best Estimate Analysis of Containment)。它是最佳分析程序，模拟二组份二相流体在一个复杂的一维、二维或集中参数的系统内在非均匀非平衡态条件下的情况。只适用于 PWR 干式安全壳头几分钟的分析。最新版本 BEACON 3 可以分析流体离开开口后的反冲力；压力波在隔室内的运动；当空气被蒸汽和水取代时的流动振动；快速蒸发流体的流动；以及许多其他复杂的非平衡问题。它与 K-FIX^[20]程序接口，由 K-FIX 输出瞬态二维二相流量给 BEACON。用 CDC 7600 机。

4. CONTEMPT 4/MOD 2^[113]。它计算 PWR 各种多隔室安全壳在反应堆事故下的压力温度长期响应，允许多达 999 个集中参数的隔室和 99 个接点。安全壳内有喷淋、传热结构、地坑排水、冷却风机和泵等模型。用 COC 7600 机。

5. CONTAIN^[114]。它是 NRC 请圣地亚研究所正在发展的改进程序，用来分析 LWR 和 LMFBR 严重事故下安全壳的性能。CONTAIN 采用详尽的机理模型，并把热分析和放射性核转移分析耦合在一起。它将作为其他安全壳程序的标准。

6. MACE^[101-104]。它可计算 PWR、BWR 各类安全壳在严重事故下的性能，有喷淋、结构传热、冷却风机、氢燃烧、地坑再循环和外来源等模型。用 CDC 机。

五、放射性核素释放和转移程序

轻水堆发生严重事故时，由于燃料和结构材料过热或熔化，导致部份放射性核素从燃料中释放，并经过一次系统转移到安全壳。本节按其物理过程将计算机程序分以下四类讨论。

尽管放射性核素总量的计算十分准确，但其释放和转移过程十分复杂。当前实验数据还不够充分，分析计算有相当大的不确定性。NRC 大力开展源项(Source Term)的研究，力求缩小这个不确定性，以便现实估计事故后果。

1. 计算堆芯放射性总量的程序

(1) ORIGIN^[122]。它不能计算核素空间分布，只能计算平均值或某一区域值。ORIGIN-II^[123]是更新核数据值以后的版本。ORIGIN-S^[124]是最新版本。它大大提高了功能，可算是核素量、发热量、蜕变能量和放出的光子，适用于 LWR, LMFBR, MSBR 和 HTGR 堆型，以及高放废物库的计算。用 IBM 360/376 和 CDC 6600/7600。

(2) CINDES^[1]。CINDFR(MO 102)是四能群点燃耗的裂变产物计算程序，它与 ORIGIN 只在求解衰变方程的方法和数据有所不同。CINDER 与 ORIGIN 的比较正在进行中。

2. 计算从堆芯放出的放射性核素量

(1) FRCL2^[125]。它可以分析以下几种释放模式：间隙释放，扩散释放和熔化释放。事故前的子释放和事故能释放二者都能算。堆芯被分成若干节块，每个节块根据功率分布因子分别计算释放量。用 CDC-6400 机。

(2) GRASS-SST^[126]。计算从燃料扩散到气隙的核素量。它是机理程序，描述以下物理过程：气泡核生成，扩散，燃料微裂隙和晶界扩散。只能处理惰性气体。它虽是稳态程序，也用作瞬态下的计算^[127]。

(3) WECISL^[128]和 CORCON^[108]。二者都是正在发展中的程序，用于计算燃料与混凝土相互作用时核素的释放。已用于 ZION 核电站和 INDIAN POINT 核电站的 PRA 分析中。

3. 计算放射性核素在冷却系统内的沉积和转移

TRAP^[129]系列是当前唯一的计算机程序，既适用于 PWR 也适用于 BWR。TRAP-MELT^[130]是最新版本，考虑了以下物理化学过程：来自冷却系统内的任何放射性源项；核蒸汽的冷凝和蒸发；从层流和紊流型中扩散出来的微粒的沉积；由于吸附作用，蒸汽态核素转移到表面；紊流流动中大颗粒的惯性沉积；以及细粒的蓄热效应。

MERGE^[131]程序为 MARCH 1.1 与 TRAP-MELT 之间的接口程序，它用 MARCH 1.1 的输出参数作气体/结构的传热计算，再将结果转换成 TRAP-MELT 的输入格式。

4. 计算放射性核素在安全壳的转移和漏出^[132]

(1) CORRAL^[133]。最初为 WASH-1400 报告所采用。改进后的版本 CORRAL-2 已被广泛使用。它计算多隔室安全壳内靠自然过程或靠安全设施除去裂变产物的过程。可达 15 个隔室，四种裂变产物（惰性气体、元素碘、有机碘化合物和气溶胶）和四种释放形式（气隙释放、熔化释放、蒸发释放和氧化释放）。程序是基于实验的半经验性的而不是机理性的。用 CDC-6400 机。

(2) NAUA。计算安全壳内气溶胶的行径。假定气溶胶浓度均匀分布，然后计算它的产生、沉降和泄漏。NAUA 4 是最新版本^[134]，包括以下机理模型：蒸汽在细粒上的冷凝；由于重力和布朗运动引起的凝聚；重力降落；向壳壁的扩散；以及向环境泄漏。由于输入数据简单，NRC 和 EPRI 从西德引入后广泛使用。用 IBM 360/370 机。

(3) TACT-3^[135]。模拟放射性核素通过安全壳各个区域的各种除去过程和向环境的泄漏。安全壳可

分 8 个节块，环境作为第 9 个节块。TACT-3 还可以计算各种事故下隔离区和低人口区的辐射剂量。用 IBM 或 CDC 机。

(4) HAARM-3^[136]。用于 LMFBR 和 LWR 安全壳内的气溶胶行径分析。模型包括勃朗运动、重力和紊流凝聚；表面重力沉积、扩散沉积和蓄热沉积，过滤，以及向环境泄漏。假定气溶胶浓度均匀分布。不能计算多隔室，也不能计算核素的汽相行径和水蒸汽在微粒上的冷凝。用 CDC-6400 B 机。

表 9 计算放射性核素释放和转移的程序

程 序 名	来 源	程 序 名	来 源		
1	ORIGIN	RSIC [122]	4	COORRAL 2	NESC [1]
	ORIGIN-II	RSIC [123]		NAUA 4	NRC [134]
	ORIGIN-S	RSIC [124]		TACT 3	NRC [135]
	CINDER	NESC [1]		HAARM 3	NESC [136]
2	FRCL 2	NESC [125]	QUICK	NRC [137]	
	GRASS-SST	NRC [126]	ZONE	NRC [138]	
	WECHSL	NRC [128]	COSMO	JAERI [139]	
	CORSOR	NRC [131]	FLSSCON	Ontario Hydro [140]	
3	TRAP	NRC [129]	PARDISEKO	Kfk 西德 [141]	
	TRAP-MELT	NRC [130]	HAA-3 B	NESC [142]	
	MERGE	NRC [131]	MAEROS	NRC [143]	
			AEROSIM	UKAEA [144]	

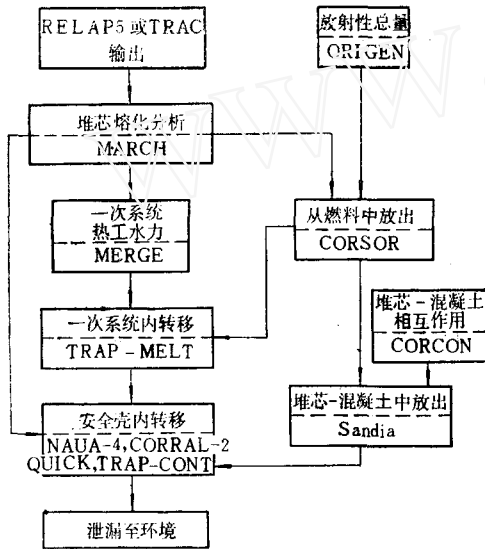


图 5 堆芯严重事故分析，各程序的接口

9 列出本节程序及其来源。

图 5 是各个程序相互接口的一个例子，是 NCR 常用的一个配套体系。

六、事故排放下环境辐射计算程序

当核电站发生事故而放射性核素又泄漏到环境时，放射性云通过地区的生物就会受到照射。事故下的环境辐射计算只考虑事故后头二、三小时内的短时效应。因此，只考虑通过大气途径的照射而不考虑通过表

(5) QUICK^[137]。用于 LMFBR 和 LWR 安全壳，其所用模型与 HAARM-3 相同，但在气溶胶颗粒分布上没有作简化假设，数字求介方法也有所不同。EONE^[138]程序是 QUICK 的扩展，可用到三个隔室。

(6) 其他程序。COSMO^[139]1981 年由 JAERI 发表，分析无机碘、有机碘和微粒碘的除去。FISCON^[140]1981 年由加拿大发表，分析 CANDU 堆安全壳内放射性核素的行径，程序与 CORRAL 相似。另外 PARDISEKO^[141]，HAA-3^[142]，MAEROS^[143] 和 AEROSIM^[144]程序都是计算 LMFBR 气溶胶的，因未广泛使用，这里不再讨论。

在以上讨论的众多的程序中，CORRAL-2 和 NAUA-4 是最广泛使用的，其次是 HAARM-3 和 QUICK，文献[132]对这四个程序作了对比计算。一个新的更好的程序 MATADOR^[145]由 NRC 委托 BCL 发展，作为 CORRAL-2 的改进版本。表

层水途径等的照射。辐射剂量来自：(1) 放射云外照射 γ 剂量；(2) 从放射性云中通过呼吸道的吸入剂量（甲状腺和肺）；(3) 放射云沾污地面后的地面外照射 γ 剂量；(4) 通过食物摄入的内照射剂量。在头几个小时内，第(1)(2)项是主要的。

表 10 列出 27 个程序^[146]，其功能和来源也一并列出。下面就最重要的四个程序作简单讨论。

1. CRAC(Calculation of Reactor Accident Consequences)。它是第一个把所有辐射模型都包括的程序，在 WASH-1400 报告中使用。其改进版本 CRAC 2^[147]有以下特点：(1) 采用气象数据顺序取样新方法，减少了取样的不确定性；(2) 紧急反应 (Emergency Reponse) 的模型更接近实际，如得到警告和开始撤离有一段时延，合理的撤离速度等；(3) 放射云流的上升、湿析和大气扩散的模型比较细微。用 IBM 370 机，CDC 系列机。

表 10 事故排放下环境辐射计算机程序

程 序 名	有无大气 扩散模型	放射性云 外 照 射	地面沾污 外 照 射	吸入剂量	摄入剂量	来 源
ACRA-II	√	√		√		RSIC [151]
AERIN				√	√	NESC [155]
AIRWAY	√	√	√	√	√	[157]
CEDRIC				√	√	UK [158]
COMRADEX 4	√	√		√		RSIC [163]
CRAC 2	√	√	√	√	√	RSIC [147]
DACRIN	√	√		√		RSIC [162]
EERIE	√	√		√		[164]
ERGAM		√				NUS [152]
EXGAM		√				SRL [160]
EXREMIII		√	√			RSIC [165]
GADOSE/DOSET	√	√		√		GA [168]
INDOS 2, 3	√			√		RSIC [169]
INREM-1, 2				√	√	RSIC [166, 167]
IRDAM	√	√		√		NRC [150]
MO 142	√	√		√		[170]
NURSE-1	√	√	√	√		NUS [161]
PLUME	√	√		√		RSIC [171]
RACER	√	√				PNL [153]
RADOS	√	√				RSIC [159]
RADPUR	√	√		√		NRC [148]
RISC	√			√		[172]
RSAC-2	√	√	√	√		RSIC [156]
TIRION	√	√	√	√		UKAEA [173]
SUBDOS	√	√				RSIC [154]
WRAITH	√	√		√		RSIC [149]
YIELDS				√	√	ORNL [174]

2. RADPUR^[148]。它计算大气扩散系数 σ/Q 值和无限大及半无限大放射性云的外照射剂量和吸入剂量，由九个子程序组成。如果事故状态是地面释放时，可简化只用其中五个子程序。

3. WRAITH^[149]。它除计算放射性云产生的外部 γ 剂量和吸入剂量外，还含有大气扩散模型。外部剂量用半无限大或无限大放射性云模型，用户根据释放模型任选。

4. IRDAM^[150] (Interactive Rapid Dose Assessment Model)。它由 NRC 委托 PNL 发展，用于快速计算核电站发生事故后 1 小时内操纵控制室的辐射后果。气象条件、源项、衰变常数等已装入程序中，但可在微型机上用对话方式改变参数和运算。可以得出 500 至 20000 米范围内 6 个固定下风处的全

身剂量和甲状腺剂量。用 BASIC 语言。

5. 其他程序。在表 10 中, RSAC-2 和 TIRION 用于计算半无限大和无限大放射性云外照射 γ 剂量, 模型与 RADPUR 和 WRAITH 相似。ACRA-II, COMRADEX-IV, ERGAM, EXGAM 和 SUBDOSA 都用无限大放射云模型计算外照射剂量。AIRWAY 和 EXREM-III 仅用半无限大模型。除模型的差异外, 表 10 中各个程序采用的数据也有所不同。

七、基本的工程程序

核电站安全的各类计算机程序常常要用到一些通用的工程计算和通用数据(如蒸汽和水的物理参数)。表 11 列出 27 个通用的基本工程程序, 这些程序都可以从 NESCL^[1]中心得到。

表 11 通用的基本工程程序

程 序	功 能
ASTEM	蒸汽和水的热力参数
DE/STEP, INTRP	常微分方程求解
DPOLE	Helmholtz 方程 (三维)
EISPACK 2	矩阵本征值/矢量程序
EPISODE	常微分方程求解
EPISODE-B	
ERF, ERFC	误差函数和补误差函数计算
EVITS	稳态二维流体流动计算
FLAC	稳态流动和压力分布计算
FLOW-MODEL	多管二维二相流计算
FLOW 3	三维二相流管网分析
FORSIM	偏微分和常微分方程求解
GEAR, GEAR-P	常微分方程求解
GNAT, MESH 2, GPRINT	二维非线性分析
HEATING 2	稳态和瞬态传热分析
HEATING 3	
HEATING 5	一维、二维、三维热传导程序
HOT 2	二维瞬态热传导程序
LIZARD	非线性微分方程求解
MO 899, HOH	蒸汽参数表, 14.5 至 2538 psia (磅/英寸 ²)
PDEONE	偏微分方程求解
QMESH, RENUM	自组网格产生程序
SNEQ.	非线性代数方程求解, 带绘图程序
SUPPORT	边值问题求解
TAC 2 D, 3 D	稳态和瞬态二维、三维传热和温度计算
TRUMP	稳态和瞬态温度分布计算
WASP 2	安全分析用的水的参数
WATER	蒸汽参数表, 14.7 至 14000 psia, 32°~472° F

结 束 语

这个肤浅的报告只能作为一个引子, 希望有更多的同志来研究这个重要的领域。如何有效利用数量众多的各种计算机程序, 还是有待深入探讨的问题。这里提出几点参考意见作为结束语。

- 建立近期和远期的计算机程序体系, 即所谓程序配套。在各类程序包中值得十分注意的是: 数据基准(Data Base)和程序接口。选用那些程序取决于应用目的、计算机能力和程序能否获得等因素。
- 在引进消化国外程序的基础上, 要结合我国情况逐步加以改进。利用前人的程序加以改进而变成自

己的程序和专利,这是国际上通常的做法,也是又快又省又好的做法。

• 发展快速运算程序(Quick-Running Codes)。这也是 NRC 在努力的一个方向。程序从简单发展到复杂,就有可能再发展到高水平的简单。这里要自己取得关键性的实验数据和关系式耦合到现有的程序中取代复杂的机理模型。

• 发展和建立各种计算机程序,常要各类专业人员和计算机人员的紧密配合和努力。它涉及大量的技术劳动。没有人力和财力上的支持是无法实现这个目的的。

附录: 缩写索引

ATWS	Anticipated Transients Without Scram
BWR	Boiling Water Reactor
CE	Combustion Engineering, Inc.,
ECCS	Emergency Core Cooling System
EPRI	Electrical Power Research Institute
GA	General Atomic Company
GRS	Gesellschaft for Reaktor Sicherheit
INEL	Idaho National Engineering Laboratory
JAERI	Japanese Atomic Energy Research Institute
LANL	Los Alamos National Laboratory
LLL	Lawrence Livermore Laboratory
LMFBR	Liquid Metal Fast Breeder Reactor
LOCA	Loss of Coolant Accident
LWR	Light Water Reactor
NESC	National Energy Software Center
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NUS	Nuclear Utility Service
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PNL	Pacific Northwest Laboratory
PRA	Probabilistic Risk Assessment
PWA	Pressurized Water Reactor
RSIC	Radiation Shielding Information Center
SRL	Savannah River Laboratory
UKAEA	United Kingdom Atomic Energy Authority
W	Westinghouse Electric Company

参 考 文 献

- [100] USNRC, 1984年1月19日口头通报。
- [101] Wooton, R. O., and H. I. Avci, 1980. MARCH (Meltdown Accident Response Characteristics) Code Description and User's Manual, USNRC Report NUREG/CR-1711 (Battelle's Columbus Laboratory, Ohio).
- [102] Rivard, J. B., et al., 1981. Interim Technical Assessment of the MARCH Code, USNRC Report NUREG/CR-2285 (SAND 81-1672, Sandia National Laboratories, Albuquerque, N. M.).
- [102] Rivard, J. B., et al., 1981. Interim Technical Assessment of the MARCH Code, USNRC Report NUREG/CR-2285 (SAND 81-1672, Sandia National Laboratories, Albuquerque, N. M.).
- [103] Cybulskis, P. et al., Development of MARCH 2, Proceedings of the International meeting of Thermal Reactor Safety (1982).

- [104] Pratt, W. T. et al, MARCH 1 B: BNL Modifications to the March Computer Code, Proceedings of the International meeting on Thermal Reactor Safety (1982).
- [105] EPRI (Electric Power Research Institute), 1981. RACAP-1: Reactor Accident Consequences Analysis Program, First Version, EPRI NP-1871, Palo Alto, Calif.
- [106] Fauske, H. K., and R. E. Henry, 1982. "IDCOR Modular Accident Analysis Program, An Enhanced Analytic Capability To Model Core Degradation Phenomena," Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 41.
- [107] Gulden, W., et al., 1980. KESS, A Program System for the Analysis of Hypothetical Core Meltdown Accidents, USNRC Translation 837 A.
- [108] Muir, J., et al., 1981. CORCON-MOD 1; An Improved Model for Molten-Core/Concrete Interactions, USNRC Report NUREG/CR-2142.
- [109] Allison, C. M., B. O. Hagrman, S. Hsieh, E. T. Laats, and J. W. Spare, 1981. Severe Core Damage Analysis Package (SCDAP), Code Conceptual Design Report, EGG-CDAP-5937, EG&G Idaho, Inc., Idaho Falls, Idaho.
- [110] Wheat, L. L. et al., CONTEMPT-LT: A Computer Program for Prediction Containment Pressure-Temperature Response to a LOCA Accident, ANCR-1219 (1975).
- [111] Gido, R. G. et al, COMPARE: A Computer Program for the Transient Calculation of a System of Volumes Connected by Flowing Vents, LA-NUREG-6488-MS (1977).
- [112] Wells, Roy A., BEACON/MOD 2 A: A Computer Program for Sub-compartment Analysis of Nuclear Reactor Containment-A User's Manual (1979).
- [113] Metcafe, L. J. et al, CONTEMPT 4/MOD 2, A Multicompartment Containment System Analysis Program, TREE-NUREG/1202 (1978).
- [114] Senglaub, M. E., J. P. Odom, M. J. Clauser, J. E. Kelly, and P. S. Pickard, 1981. CONTAIN, a Computer Code for the Analysis of Containment Response to Reactor Accidents-Version 1 A, draft USNRC Report NUREG/CR-2224 (SAND 81-1495, Sandia National Laboratories, Albuquerque, N. M.).
- [115] Brosche, D., ZOCOV: A Computer Code for the Calculation of Time and Space-Dependent Pressure Distribution in Reactor Containment, Nud. Sci & Design, 23 (1972).
- [116] CENPO-140, 140 A, Description of the CONTRANS Digital Computer Code for Containment Pressure and Temperature Transients Analysis (1974).
- [117] Walsler, A., 1980. An Overview of Reactor Containment Structures, Nuclear Engineering and Design, Vol. 61, p. 113-122.
- [118] BN-TCF-3, Performance and Sizing of Dry Pressure Containment.
- [119] Shields, R. P., The Effect of Iodine Decay Heat on Charcoal Absorber, ORNL-4602(1971).
- [120] Chang, Y. W., Two-Dimensional Hydrodynamics Analysis for Primary Containment, ANL-7498 (1969).
- [121] Flus, C. M., ACT-1; A Digital Program for the Analysis of the Containment Transient during a LOCA in a LWR, WAPR-TM-693(1967).
- [122] Bell, M. J., 1973. ORIGEN-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-4628, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tenn.
- [123] Croff, A. G., 1980. ORIGEN 2-A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-5621, Oak Ridge National Laboratory Oak Ridge, Tenn.
- [124] Herman O. W. et al., ORIGEN-S Scale Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Source Terms. NUREG/CR-0200, Vol. 2 (1981).
- [125] Ritzman, R. L., and D. L. Morrison, 1971. FRCRL 2-A Computer Code for Calculating Fission Product Release in Reactor Accident Analyses, BMI-1913, Battelle Memorial Institute, Columbus, Ohio.
- [126] Rest, J., 1978. GRASS-SST: Fission Gas Behavior in UO₂, USNRC Report, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D. C.
- [127] Rest, J., 1982. The Prediction of Transient Fission-Gas Release and Fuel Microcracking Under Severe Core-Accident Conditions, Nuclear Technology, Vol. 56, p. 553.
- [128] Reimann, M., and W. B. Murfin, 1978. Calculations for the Decomposition of Concrete Structures by a Molten Pool, Paper Presented at the PAHR Information Exchange Meeting, Ispra, Italy October 1978.
- [129] Baybutt, P., and H. Jordan, 1977. TRAP: A Computer Code for the Analysis of Radionuclide Transport in LWR Primary Systems During Hypothetical Terminated LOCA's, Proceedings of Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Sun Valley, Idaho, July/August 1977, CONF-770708,

Vol. 3.

- [130] Jordan, H. et al., TRAP-MELT Users Manual, NUREG/CR-6632 (1979).
- [131] NUREG/CR-3159, PWR-Large Dry Containment-Radionuclide Release Under Specific Accident (to be published).
- [132] NUREG-0772, Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accidents (1981).
- [133] WASH-1400, Appendix VII(1975).
- [134] Bunz, H. et al., NAUA 4: A Code for Calculating Aerosol Behavior in LWR Core Melt Accidents, kfk-3554.
- [135] Killough, G. G. et al., A Guide for the TACA-3 Computer Code, NUREG/CR-3287(1983).
- [136] Gieseke, J. A. et al., HAARM-3 Users Manual, BMI-NUREG-1991(1978).
- [137] Gieseke, J. A. et al., Aerosol Measurements and Modeling for Fast Reactor Safety, NUREG/CR-1165(1980).
- [138] Jordan, H. et al., Multiple Zone Aerosol Behavior Model, NUREG/CR-1294(1980).
- [139] Nishio, G., M. Tanaka, K. Hashimoto, Y. Motoki, M. Naritomi, and S. Kitani, 1981. Containment Spray Model for Predicting Radioiodine Removal in Light Water Reactors, Nuclear Technology, Vol. 54, p. 68.
- [140] Fluke, R. J., 1981, FISSCON: A Fission Product Behavior Code, Report 79317, Ontario Hydro, Toronto, Canada.
- [141] Jordan, H., W. Schikarski, and H. Wild, 1974. Nukleare Aerosole in Geschlossenem System, KfK-1989, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Federal Republic of Germany.
- [142] Hubner, R. S., E. U. Vaughan, and L. Baumash, 1973. HAA-3 User's Report, AI-AEC-13038, Atomics International.
- [143] Gelbard, F. MAEROS: Input/Output Manual, draft USNRC Report NUREG/CR-1391.
- [144] Walker, B., C. et al., 1978, Discretization and Integration of the Equation Governing Aerosol Behavior, SRD-R-98, UKAEA.
- [145] Baybutt, P. and S. Raghuram, 1981. "MATADOR-A Replacement for the CORRAL Computer Code for the Analysis of Radionuclide Behavior in LWR Containments," paper presented at the Ninth Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, Md., Oct. 26-30, 1981.
- [146] Stoetzel, G. A. et al., Dose Projection Considerations for Emergency Conditions at Nuclear Power Plants, NUREG/CR-3011 (1983).
- [147] Ritchie, L. T., J. D. Johnson, and R. M. Blond, 1981a. Calculation of Reactor Accident Consequences, Version 2, USNRC Report NUREG/CR-2324 (SAND 81-1994, Sandia National Laboratories, Albuquerque, N. M.).
- [148] Dabberdt, W. F., et al., 1982. Workshop on Meteorological Aspects of Emergency Response Plans for Nuclear Power Plants: Proceedings and Recommendations. Final Report, SRI Project 3689, SRI International, Menlo Park, California.
- [149] Scherpelz, R. I., F. J. Borst, and G. R. Hoenes, 1980. WRAITH-A Computer Code which Calculates Internal and external Doses Resulting from Atmospheric Releases of Radioactive Material. PNL-3382, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington.
- [150] Poeton, R. W. et al., Interactive Rapid Dose Assessment Model (IRDAM), NUREG/CR-3012, Vol 1-3 (1983).
- [151] Stallman, F. W., and F. B. K. Kam, 1973. ACRA-A Computer Program for the Estimation of Radiation Doses Caused by a Hypothetical Reactor Accident. ORNL-TM-4082, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee.
- [152] Steyn, J. J. and Y. S. Kim, 1966. Users Manual for the Code EXGAM: A Code to Calculate Gamma Photon Dose from an Airborne Radioactive Release. U. S. AEC Report NUS-329, NUS Corporation, Rockville, Maryland.
- [153] Streng, D. L., M. M. Hendrickson, and E. C. Watson, 1971. RACER-A Computer Program for Calculating Potential External Dose from Airborne Fission Products Following Postulated Reactor Accidents. BNWL-B-69, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington.
- [154] Streng, D. L., E. C. Watson, and J. R. Houston, 1975. SUBDOS-A Computer program for Calculating External Doses from Accidental Atmospheric Release of Radionuclides. BNWL-B-351, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington.
- [155] Voilleque, P. G., 1970. AERIN, A Code for Acute Aerosol Inhalation Exposure Calculations. Health Physics J., Vol. 19, p. 427-432.
- [156] Wenzel, D. R., 1974. "A Computer Code to Calculate Doses Resulting from Release of Radionuclides to the Atmosphere." Presented at Health Physics Society Annual Meeting, Houston, Texas,

July 7-11.

- [157] Rider, J. L. and S. K. Beal, 1977. Model to Estimate the Local Radiation Doses to Man from the Atmospheric Release of Radionuclides (LWBR Development Program). WAPD-TM-1273, Bettis Atomic Power Lab., West Mifflin, Pennsylvania.
- [158] Clarke, R. H., 1972. Multi-Compartment Model for Studying the Dose-Intake Relationship for Radioactive Isotopes. RD/B/M 2291, Central Electricity Generating Board.
- [159] Cooper, R. E., 1967. RADOS, A Code to Estimate Gamma Dose from a Cloud of Radioactive Gases. DP-1098, Savannah River Laboratory, Aiken, South Carolina.
- [160] Cooper, R. E., 1976. A Computer Code to Provide Emergency Response Capabilities to Estimate Whole Body Gamma Dose. In Savannah River Laboratory Environmental Transport and Effects Research Annual Report, FY-1975. DP-1412, pp. 40-41, Savannah River Laboratory, Aiken, South Carolina.
- [161] Couchman, M. L., A. W. DeAgazio, and Y. S. Kim, 1964. NURSE-1-A Nuclear Rocket Safety Evaluation code for the control bata 3600. NUS-180, Nuclear Utility Services, Inc., Rockville, Maryland.
- [162] Houston, J. R., D. L. Strenge, and E. C. Watson, 1974. DACRIN: A Computer Program for Calculating Organ Dose from Acute or Chronic Radionuclide Inhalation. BNWL-B-389, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington.
- [163] Otter, J. M. and P. A. Conners, 1975. Description of the COMRADEX-III Code. U. S. NRC Report TI-001-130-053, Atomics International, Canoga Park, California.
- [164] MacDonald, H. F., 1971. Assessment of Environmental Hazards Following Nuclear Reactor Accidents, Rapid Methods for Measuring Radioactivity in the Environment. Symposium Proceedings, STI/PUB/289, p. 43-54, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- [165] Trubey, D. K. and S. V. Kaye, 1973. The EXREM III Computer Code for Estimating External Radiation Doses to Populations from Environmental Releases. U. S. AEC Report ORNL-TM-4322, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge Tennessee.
- [166] Turner, W. D., S. V. Kaye, and P. S. Rohwer, 1968. EXREM and INREM Computer Codes for Estimating Radion Dose to Populations from Construction of a Sea-Level Canal with Nuclear Explosives. USAEC Report CTC-8, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee.
- [167] Killough, G. G. et al., 1978. INREM II: A Computer Implementation of Recent Models for Estimating the Dose Equivalent to Organs of Man from an Inhaled or Ingested Radionuclide. NUREG/CR-0114, ORNL/NUREG/TM-84, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee.
- [168] Lee, R., J. Mack, and D. B. Sedgley, 1966. GADOSE and DOSET: Programs to Calculate Environmental Consequences of Radioactivity Release. USAEC Report GA-6511, General Atomic, San Diego, California.
- [169] Killough, G. G. and P. S. Rohwer, 1974. INDOS-Conservational Computer Codes to Implement ICRP-10-10 A Models for Estimation of Internal Radiation Dose to Man. ORNL-4916, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee.
- [170] Eckert, R. J., 1964. A FORTRAN Program for the Calculation of the Potential Hazards from an Accidental Fission-Product Release-MO 142. WAPD-TM-348, Bettis Atomic Power Laboratory, West Mifflin, Pennsylvania.
- [171] Binford, F. T., J. Barish, and F. B. K. Kam, 1967. Estimation of Radiation Doses Following a Reactor Accident. ORNL-4086, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee.
- [172] Anno, G. H., T. P. Wilcos and J. K. Witthaus, 1963. RISC: Radiological Inhalation Safety Code for IBM 7090. Trans. Amer. Nucl. Soc. 6, p. 106-107.
- [173] Kaiser, G. D., 1976. A Guide to the Use of TIRION-A Computer Program for the Calculation of the Consequences of Releasing Radioactive Material to the Atmosphere. SRD-R-62, Safety and Reliability Directorate, United Kingdom Atomic Energy Authority, Wigshaw Lane, Calceth, Wattington, Lancashire, United Kingdom.
- [174] Chester, R. O., 1974. Biological Dose and Radiological Activity from Nuclear Reactor or Nuclear Weapon Fission Products. ORNL-4996, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee.

(编辑部收到日期: 1984年3月5日)