

今后为了顺利地解决新问题,必须经常改进记录和量测设备,建立新的装置和实验综合系统,以提高实验研究的水平。

### 参 考 文 献(略)

曾德顺译自: *Механика твердого тела*, 4 (1981): 177--189. (洪善桃校)

## 国外原子能发电装置流体力学和 传热传质学的系统研究

Г. А. Салтанов

国际核能发电装置过渡工况和事故工况的核反应堆安全及流体力学、传热传质学问题研讨会,于1980年8月25日至9月5日在南斯拉夫Дубровник市举行。参加会议的有苏联、南斯拉夫、美国、法国、西德、英国、加拿大、瑞典、芬兰、日本及其他国家的主要研究中心、实验室及公司的代表。

本述评将分析会上讨论的主要问题之一——原子能发电系统过渡工况和事故工况中流体力学和传热传质学的系统研究的问题现状和主要任务。

大家知道,对于也应当包括原子能发电装置在内的相当大的系统来说,只了解该装置的个别元件及在系统外的工作情况已经很不够。甚至在对设备元件的各个过程、效果及性能已十分详细地研究过的情况下,它们在系统中实际工作的特性还不仅可能有量的变化,而且也可能有质的变化。正因为如此,最近越来越注意系统地研究原子能发电装置的流体力学和传热传质学,这不仅对于事故工况完全必要,而且对于研制原子能发电系统中协调工作的设备也完全必要,以便提高其运转可靠性,缩短起调调整工作时间。

为了在较短期间和投资不太大的情况下确保原子能发电装置工作可靠和安全(在国外则是为了获得建造原子能发电装置的许可证),必须把物理实验同数值实验合理地结合起来,其最终目的是研究出原子能发电装置事故工况的可靠的流体力学和传热传质学预报方法,也就是建立称为“最佳计算估价”的实用计算程序包。这是战略问题。战术问题则是系统的实验装置同计算程序(程序包)之间的反复相互作用。

### 系统实验装置

对实验装置的分类有不同的看法。例如, F. Mayinger (西德)在《分析压水堆(PWR)载热介质损失事故的大尺度实验和模拟问题》的报告中谈到,在研究载热介质损失事故时,按研究的用途,实验装置分为以下几种: 1) 研究流体力学和传热传质学各个单独效应(过程)的实验装置; 2) 研究这些效应的各种综合效应的实验装置; 3) 研究上述各效应的总效应的实验装置(下面将称为系统实验装置); 4) 研究大体积中三维效应的实验装置。

各种可能的事故情况，特别是载热介质损失事故（其中传热传质过程和流体力学过程的相互联系和相互作用的多样性表现得最明显）的谱很宽。按事件的次序和事件不同组合的次序，实验装置本身可按如下方式分类：

1) 用于研究事故后漏出、淹没和再湿润的装置（Semiscalc, ROSA, LOBI），2) 用于研究回路中的环的特性和性能的装置，特别是再淹没和再湿润阶段的装置——PKL（Primärkreisläufer, 第一回路）装置；3) 用于研究载热介质损失时整个第一回路热水力特性和核特性的系统实验装置——LOFT（Loss of Fluid Test, 流体损失试验）实验装置；4) 研究三维效应和大体积尺度的实验装置（2D/3D 的装置）。

最贵重最重要的是 LOFT 系统实验装置<sup>[1]</sup>。这些装置又可分为有核加热和无核（电）加热的装置。图 1 为 LOFT 大型实验装置的总布置图。

60年代初已开始建造实验装置来研究商用轻水堆在主循环水管破裂、载热介质损失情况下的特性。最近，特别在“三里岛”原子能电站（TMI-2 号）发生事故后，开始了中等及少量泄漏的研究。同主水管破裂的研究相比，现在的实验装置本身在设备、测量技术以及用于实际事故的诊断手段方面都更加现代化和更加充实。

借助于 LOFT 实验装置，应该获得在广泛事故范围条件下，预言压力堆的性能鉴定和完善计算机程序所必需的资料；研究为了稳定和恢复原子能发电系统状况所必须的水-水反应堆在发生事故时的性能及操作人员的作用；确定改进原子能发电系统的现代化控制系统的途径，并对在压力作用下水反应堆在实际事故中的状况进行检查。

LOFT核装置包括功率为55兆瓦的反应堆，它模拟（电）功率为1000兆瓦的商用反应堆

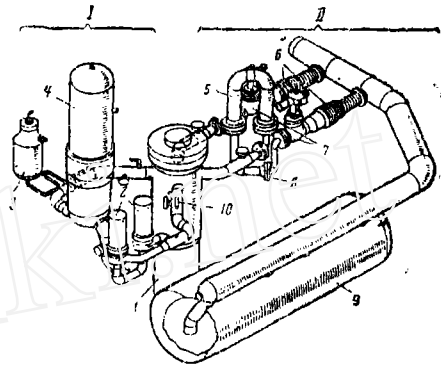


图1 有核加热的 LOFT 装置(美国)

I 未损坏的环 II 破裂的环

- 1 反应堆 2 泵组 3 压力补偿器 4 蒸汽发生器  
5 蒸汽发生器的模拟器 6 快速作用阀 7 封闭阀  
8 泵模拟器 9 载热介质排水池 10 事故冷却区系统

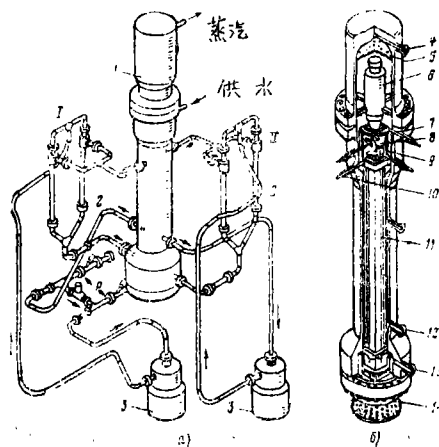


图2 ROSA-III 系统装置(日本)

a) 装置图 6) “反应堆”剖面图

I 未损坏的环 II 破裂的环 P 破裂点

- 1 “反应堆” 2 喷射泵组 3 循环泵组 4 主蒸汽管 5 过热器  
6 分离器 7 供水管 8 高压自动喷水灭火系统 9 低压自动喷水  
灭火装置 10 低压输送载热介质喷嘴 11 活性区燃料组件模拟器  
12 供水支管 13 喷水泵支管 14 电极

的性能。长 1.7 米、直径 0.6 米的（核）活性区含有 1300 个燃料元件（对于压水堆）和 4 个控制组件。第一回路的构造与大型压水堆几何相似。

用简单的未破裂的单个环 I 模拟实际反应堆的未破裂的环。用排出载热介质的环 II 模拟实际已破裂的环。用各种不同的孔模拟各种不同尺寸的漏孔。开启时间为 10—50 毫秒的快速阀门则模拟循环回路大水管的开始破裂。载热介质的排出在排出池内进行。

在反应堆区域装配了用以测量温度、压力、流量以及反应堆内部载热介质水位的高温热电偶和其他诊断手段。事故冷却区系统与商用压水堆类似。预定有三个事故冷却支系统。

最近四年内在该装置上进行了四种类型实验：无核加热的最大泄漏实验（大水管破裂的情况）；有核加热的最大泄漏实验；有核加热的最小泄漏实验；过渡工况实验。

少量泄漏实验在 TMI-2 号发生事故仅两个月后开始。

LOFT 实验结果在 Mc Pherson《按 LOFT 计划进行传热传质学研究的结果》的报告中具有相当详细的说明。

在近五年内预定还将进行实验，而后将结束此计划，反应堆将退出运行。LOFT 的五年工作计划的预算见表 1（1986 年结束 LOFT 工作计划并拆除实验装置）。

表 1

年	份	1981	1982	1983	1984	1985	1986
研	究	8.4	10.4	10.4	10.5	10.5	4.0
模	拟	5.5	4.5	5.5	4.5	2.0	5.0
控	制和测量设备及仪器	7.4	10.0	10.0	8.0	8.0	
运	行	8.9	9.5	9.5	9.7	5.0	
拆	卸	12.8	13.6	16.1	17.8	16.8	25.0
设	备	2.2	2.4	2.4	2.4	2.4	2.0
共	计（百万美元）	43.0	48.0	51.5	50.5	47.0	39.0

主要的研究方向：1981 年研究最简单的少量泄漏事故，同年下半年准备进行中等泄漏实验。1982 年研究大量泄漏的两种载热介质损失事故。1983 年进行多种破坏事故的系统实验。1984 年按预定计划进行两组大量泄漏实验，第一组包括蒸汽发生器管路的破裂，第二组包括各种事故冷却系统的应用。1985 年将研究载热介质损失事故下燃料元件的各种工况。

对于载热介质损失事故/事故冷却区系统的系统研究，将把 ROSA-III 实验装置（Rig of Safety Assessment，安全性估价的装置，日本，1978 年 4 月开始运行）用于沸水堆（BWR）。这项工作的研究结果和实验装置的情况介绍见 Kunishisa Soda, Kano Tasana, Masaemi Shuba 的报告《ROSA-III 装置沸水堆载热介质损失事故/事故冷却区的整体研究》。这个装置与带有电加热区的通用电气公司系统的沸水堆的比例是 1/424。它由一个锅炉和两个环（破裂的环与未损坏的环）组成（图 2）。每个环包括一个循环泵和两个喷射泵。

为了满意地模拟反应堆压力容器所没有的地下室的体积和高度，把喷射泵组安装在压力容器的外面。回路的每个元件的体积的比是 1/424，而高度尺寸与沸水堆相同。

该装置有三个供喷射的事故冷却区系统的支系统:高压自动喷水灭火系统(高压喷射器);低压自动喷水灭火系统及喷射载热介质的低压系统;解除封闭的自动系统。环的破坏用两个喷嘴和两个高速排出阀和一个快速封闭阀来模拟。在实验时自动测量下列主要特性:压力,载热介质流量,温度和液体的水位。

活性区用4束带电加热的半长棒模拟。活性区的高度为1880毫米,加热棒的直径为12.27毫米。每一束有64支棒,其中62支是燃料元件。它们排列成间距为16×16毫米的8×8支棒的正方栅,最大总热功率为4.2兆瓦。

BWR-6和ROSA-III的特性的比较见表2。分析在ROSA-III上研究的主要结果表明,此装置可以模拟沸水堆载热介质损失事故的主要方面,可以用来作出描述载热介质损失事故的程序包。模拟个别损坏事故(事故冷却区系统的一些元件发生故障)的一组实验的结果指出,当低压自动喷水灭火系统或两个低压载热介质喷出系统发生故障时冷却区的能力并不减小。当事故冷却区系统全部发生故障时,由于高温而形成整个冷却区的破坏。

表 2

指 标	BWR-6	ROSA-III	BWR/ROSA
环的数目	2	2	1
喷射泵数目	24	4	6
蒸汽分离器数目	251	1	251
燃料组件数目	848	4	212
热元件活性长度(米)	3.76	1.88	2
载热介质总体积(米 <sup>3</sup> )	623	1.37	455
热功率(兆瓦)	3800	4.24	896
经过活性区的流量(公斤/秒)	$1.39 \times 10^4$	32.8	424
系统的压力(兆帕)	7.23	7.23	1
供水流量(米 <sup>3</sup> /秒)	2060	4.86	424
供水的温度(K)	489	489	1

为了研究第一回路在再充满和再淹没反应堆压力容器时的热水力学以及系统的效果, KBY公司在西德科研技术部支持下建成了PKL装置<sup>[2]</sup>,其中包括基本的设备和第一回路的元件(图3,4)。用电加热棒(燃料元件)模拟PKL中反应堆的活性区。该系统包括三个环,每环有一个泵和一个蒸汽发生器。这些环(在蒸汽发生器与反应堆压力容器之间或泵与反应堆压力容器之间)中的每个环包含有模拟破裂截面的破裂水管,它对应于载热介质第一回路的管道双重破裂。三个环中的一个有2倍功率,于是它好象等于反应堆的两个环。用两个管子来模拟反应堆的环形地下室。

西德已制成研究三维性和大体积效应的装置UPTF(Upper Plenum Test Facility)<sup>[3]</sup>。主要目的是研究三维性和大体积的效应以及它们在载热介质漏出的最后阶段和再充满阶段对反应堆中流体动力和传热的影响。这个四环水-水压水堆的全尺寸模型的功率为1200兆瓦。装

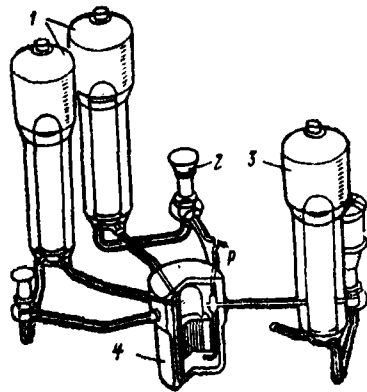


图3 PKL 装置(西德)

1 蒸汽发生器 2 泵 3 第一回路的两个环的模拟器  
4 反应堆 P 环的破裂点

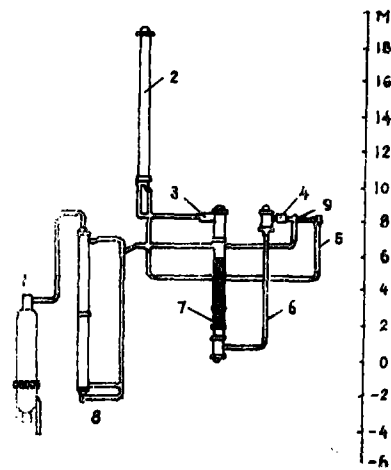


图4 PKL 装置(西德)的布置图及特征尺寸

1 贮水池 2 蒸汽发生器 3 “热水”管 4 冷水管  
5 泵模拟器 6 可卸段 7 反应堆 8 分离器

置参数为  $p_{max} = 1.8$  兆帕;  $T_{max} = 350^{\circ}\text{C}$ ;  $G_{max}$  蒸汽 = 540 公斤/秒; 活性区模拟器内蒸汽最大流量为 240 公斤/秒, 液体流量为  $10^3$  公斤/秒; 一个事故冷却支系统的液体流量为  $10^3$  公斤/秒, 冷却水流量为  $1.3 \times 10^3$  公斤/秒。

在该装置上进行了地上室内三维效应的研究, 此区域内分离效应的研究, 混合喷射情况下液体分布的研究, 活性区内水位振动影响的研究, 等等。

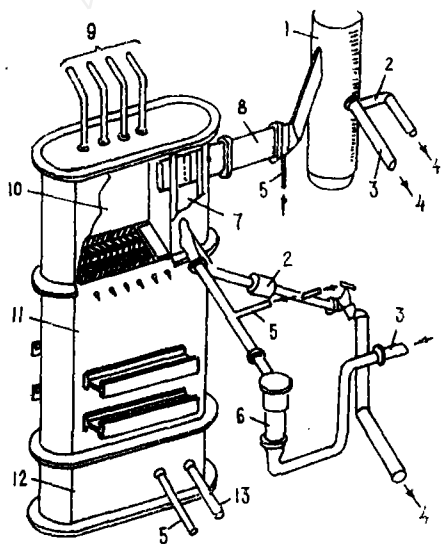


图5 具有平板式活性区的 SCTF 装置(日本)

1 蒸汽分离器 2 破裂的冷水管 3 未损坏的环  
4 排出到贮水池 5 事故冷却区系统的喷嘴  
6 泵模拟器 7 可卸段 8 “热水”管 9 输送饱和水的喷嘴 10 地上室 11 锅炉 12 地下室

在日本已建造各种外形活性区特别是平板式活性区的系统装置(图5), 用以研究 SCTF (Slab Core Test Facility, 板芯试验设备) 在发生事故情况下活性区的实际特性和流体动力及传热传质的非一维性效应。水-水压水堆的活性区含有 8 束全尺寸电加热棒。这里应着重指出, 西德 UPTF 实验装置和日本 SCTF 实验装置是相互影响和密切合作的; 也与美国的研究人员合作, 他们对这些系统装置本身更加现代化的 TRAC (Transient Reactor Analysis Code, 瞬态反应堆分析程序) 程序包进行了研究, 以便在考虑热力过程和流体动力过程的非一维性和非均匀性情况下对原子能发电系统载热质损失事故进行数值模拟。

“Ω 环”实验装置(法国)和在其上研究的一些结果, 在 Noalli 的《反应堆热水力学区域

Framatom 的研究》报告中做了介绍。该实验装置的建造、投资、运行由原子能委员会，位于 Grenoble 的原子核中心，Framatom 公司，Vestinghaus 公司等单位共同负责。实验装置的特性： $p = 6-17$  兆帕， $G = 18$  公斤/秒， $N = 9$  兆瓦， $\rho w = 25-420$  公斤/(秒·厘米<sup>2</sup>)。注意了各种不同组件的流体动力特性和传热特性的主要影响。对 25 支棒组成的不同 5 束的每一束进行了研究。这些棒的长度不同 (3.6 米和 4.2 米)，沿高度均匀加热或不均匀加热，并有不同的压力和流量。

由于有现代化的测量技术，有大量高灵敏度的压力和温度传感器，有上述多种实验装置特别是 LOFT 装置的载热介质损失水平，我们能够获得过渡工况和事故工况下各种类型反应堆装置中最重要元件性能的资料。

例子之一是在 LOFT 装置上做的载热介质损失的  $L_{2-3}$  实验结果之一 (Mc Pherson 的报告)。

在下列初参数下研究了大量泄漏的事故：1) 第一回路：压力  $p = 15.0$  兆帕，温度  $T = 573$  K，流量  $G = 199$  公斤/秒，热功率  $N = 36.7$  兆瓦。平均线性热输出为 16.0 千瓦/米，最大线性热输出为 39.4 千瓦/米；2) 事故冷却系统： $p = 4.18$  兆帕， $T = 307$  K，被喷射体积  $V = 0.96$  米<sup>3</sup>。

图 6 表示破裂并开始大量泄漏时沿轴线中心组件中燃料元件外壳温度的变化。在会议上放映了说明整个活性区温度  $T(x, y, t)$  随时间变化的影片。

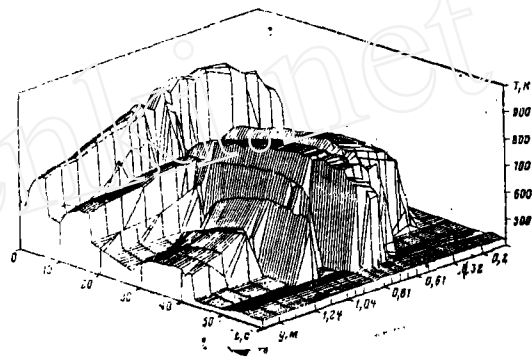


图 6 在有核加热的 LOFT 装置上做的实验结果：沿轴线中心组件中燃料元件外壳温度的分布 (y 沿轴距离 t 破裂后时间)

下面简要分析在电子计算机上进行的系统数值研究及这些工况的主要计算程序，并列某些最有代表性的计算结果及其与大尺度系统实验装置实验结果的比较。

详细考查了用国外新编计算程序之一——TRAC 程序 (美国) 对美国宾夕法尼亚州 TMI-2 原子能发电系统事故 (1979 年 3 月) 的数值研究结果。

### 系统的数值研究和计算方法

分析会议上的资料后发现，国外正在紧张地进行高水平的工作，寻求在电子计算机上解决原子能发电系统工作时，特别是过渡工况和事故工况时热流体动力学过程的数值模拟问题。现在已经有了很多计算理论和计算方法，它们已被用到计算载热介质损失事故的综合程序中。其中包括下列程序包：Relap-4 的各种变体，Relap-5，Frarelap，DR.UFA-0.1 等等。

对数值模拟有许多分支的复杂水力系统做了大量的工作。研究出水力系统各元件中边界条件的计算方法。为解决模拟问题，采用最现代的数值积分偏微分方程组的方法。必须指出，国外对载热介质损失事故的计算研究，是在 CDC-7600 型，IBM-370 型和其他每秒约  $10^7$  次运算的高速电子计算机上进行的。

在研究载热介质损失事故时，应用最多的程序是 Relap-4 及其各种变体，最近则采用

Relap-5 和 TRAC。

程序 Relap-4 的特点,是在二相流范围内应用相间的滑移模型,传热的准定常模型,中子运动论的(点状)模型,燃料元件的(一维)模型,以及护壳的模型。所有过程的描述都是一维的。程序 Relap-4 在不断地完善着,并在研制一些新的变体。最新的是 Mod-6 (1980年1月)和 Mod-7 (1980年3月)。它们都允许部分地考虑非平衡的影响(特别是载热介质从事故冷却系统传走的时候)、燃料元件破坏以及通过载热介质的通道闭锁的后果等。

会议对美国 Los-Alamos 科学研究实验室的最新最完善的成果 TRAC 程序——研究反应堆过渡工况和事故工况的程序,以及对该程序的使用情况和计算结果的分析,给予了极大的注意。

这些程序是针对反映轻水堆各种过渡过程的可能性发展起来的。现有的看法是,TRAC 程序主要是用来考查压力作用下水反应堆(压水堆)从破裂到压力容器淹没时有关大量载热介质损失的事故。

TRAC 程序包括详细描述热力学过程和确定反应堆回路内事故发展规律的最新关系。该程序的重要特点是能够对事故的所有阶段不断地依次进行计算:计算第一回路的初始状态,载热介质漏出阶段,反应堆地下室再充满载热介质,活性区再湿润。TRAC 程序是根据先进的模型原理编制的,即回路的大结点或构件中的每一个都是单个程序的模型。随着该装置给定构件的资料积累的程度,这个模型可以改变和不断完善。作为模型的例子,可以举出压力补偿器、蒸汽发生器、管子、带有内部装置的容器等。

除了对模拟系统的几何描述之外,研究人员无需任何输入数据。已编制了反应堆压力容器的三维( $x, z, \theta$ )模型的程序,用它研究了二相流体非平衡过程。也编制了装置的其他构件中非平衡流体一维流动的模型的程序。

传热被认为是准定常的,中子运动论的模型则是点状的。该程序用于每秒运算约  $10^7$  次的 CDC-7600 高速电子计算机。

还必须指出,在美国 Aragon 实验室(J. Ransom 的报告)研制出了新的机械程序 Relap-5,它与 TRAC 一样,都以载热介质的非均匀和非平衡的二相流动为基础。但是程序 Relap-5 的描述简单些,是采用相间滑移模型,认为回路所有元件中的流动都是一维的。这些与先进的计算技术相结合的简化,能够使计算机上的计算时间比起实际过程的时间来得短,且原则上能够对原子能发电系统的事故的发展进行超前的分析。

最重要的一点乃是既能对计算方法和程序的各个单元(各个子程序,如“漏出”程序等),也能对全部方法和整个程序包进行实验论证,这就要求具备系统的实验装置。会议上的许多报告中指出,这样复杂的问题,只有采取最广泛的合作才能解决,而且这种合作远远超出了一国的范围。所提出的资料明显地表示出了这种合作的规模。事实上,对于载热介质损失事故时流体力学和传热学、中子运动论的系统的计算-实验研究领域,美国、西德、日本以及法国和瑞典之间已建立了最密切的联系。

#### **大尺度实验装置和实物条件下计算程序的确定**

在核反应堆安全性方面,国际讨论会有足够多的资料对载热介质损失事故的数值模拟结果与大尺度试验结果进行了比较。

例如, G. D. Mc Pherson《根据 LOFT 计划对传热传质学的研究》的报告中, 按 Relap-4/Mod-6 程序和 Relap-4/Mod-7 程序在电子计算机上计算的结果, 与在 LOFT 系统实验装置上对所谓“少量泄漏”事故进行 L<sub>3-0</sub> 实验所得到的数据进行了有趣的比较。在这种情况下, 如同 TMI-2 原子能发电系统的事故一样, 泄漏是靠打开体积补偿器上部的阀门产生的。

实验开始时切断泵的工作, 实验终了时则打开排出载热介质的高速阀门。事故发展的特征见表 3。

表 3

事 件	漏水开始后时间(秒)
泄漏开始	0
切断第一循环泵组	11
第一冷却泵停止工作	15
体积补偿器达到最低水位指标	48
第一回路达到饱和压力	48
体积补偿器水位全满	73
体积补偿器恢复到报警水位指标	1420
打开破裂环的封闭阀	2416
打开高速阀	2460

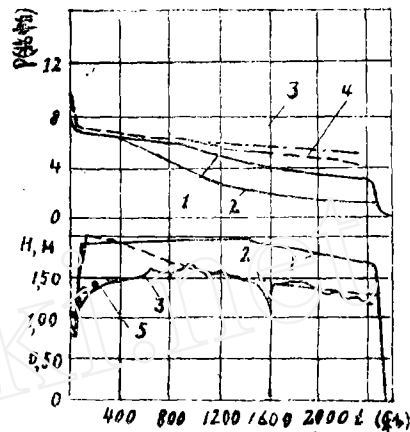


图 7 计算结果与 LOFT 实验装置上 L<sub>3-0</sub> 实验数据的比较  
1 实验数据 2 Relap-4/Mod-6  
3 Relap-5 4 TRAC  
5 Relap-4/Mod-7

实验和计算结果见图 7。实验和计算结果表明, 在系统内达到饱和压力后(在第 48 秒时), 体积补偿器被水迅速充满, 一直到第 1400 秒时保持充满。图 7 列出了按 Relap-5, Relap-4/Mod-6, Relap-4/Mod-7 程序计算得到的结果。可以看出, 体积补偿器充满阶段和达到最高水位阶段, 最好用 Relap-4/Mod-6 程序来描述。

有几份报告叙述了用 TRAC 程序计算过渡工况和事故工况的可能性及所得结果。该程序的特点在 J. Jackson 和 J. Virgil (美国 Los-Alamos 实验室)《TRAC 程序计算结果与实验数据的比较》的报告中作了介绍。也把计算结果同大尺度实验装置 (Semiscale LOFT, 有核加热及无核加热) 和其他实验装置上所得实验数据进行了比较。

在 R. Demmi《关于在 Semiscale Mod-1 实验装置上进行实验时应用 TRAC-PJA 计算程序预报载热介质漏出、活性区再充满和淹没的能力》的报告, 叙述了应用 TRAC 程序的可能性及实验数据的计算比较。最令人感兴趣的报告之一, 是 J. Jackson 所作的 J. Ireland《根据 TRAC 程序对“三里岛”原子能发电系统事故的计算》的报告。

图 8 系应用 TRAC 程序进行计算时使用的 TMI-2 装置的模型。在初步计算时, 反应堆压力容器分成 24 个网格, 而装置的两个环分成 42 个网格。每个环有一个主循环泵和一个直流式蒸汽发生器。每个环都有两条平行的冷却管, 每条冷却管都有循环水泵, 但在计算程序



中将它们联成一个整体以减少网格的数目。直流式蒸汽发生器被认为是与冷却管连接，而回路载热介质排出系统和体积补偿器则与环A连接。

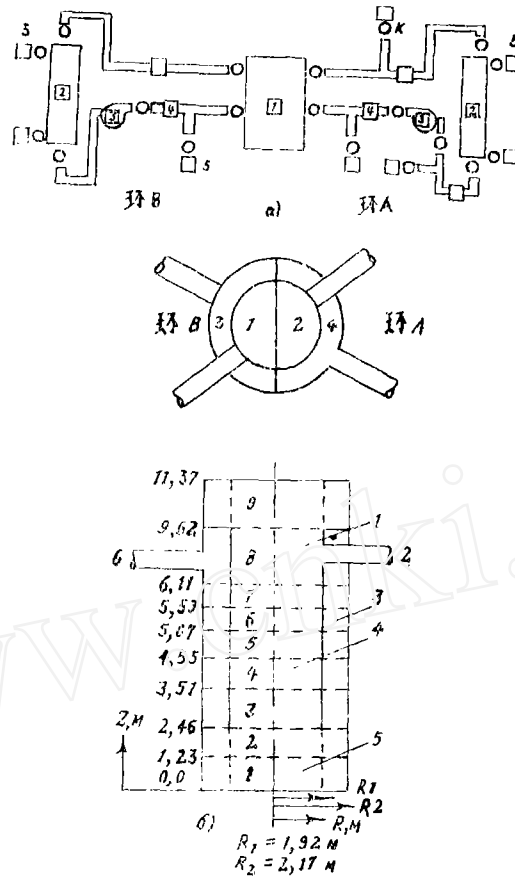


图8 TMI-2的计算模型

- a) 实验布置图 1 反应堆 2 蒸汽发生器 3 循环泵 4 体积补偿器 5 破裂的环 6 高压喷射系统  
 b) 反应堆的模型 1 活性区上部空间 2 热水管 3 地下室 4 活性区 5 活性区下部空间 6 冷水管

热水管分成三部分：进口段，铅直段及蒸汽发生器连接区。稳定状态的体积补偿器通过在连接点加恒压进行模拟（见图8a的K段）。对于过渡工况，在程序中体积补偿器用两根管子代替。一根管子模拟体积补偿器的连接总管和体积补偿器的下部，另一根管子模拟体积补偿器的上部和安全阀。节流过程在TRAC程序中用封闭的流体力学方程组描述。当采用分开计算时，节流的计算可用求解连续性方程、运动方程和能量方程来进行。

第一回路上的直流式蒸汽发生器可分为7个网格，而在第二回路上则分为5个网格。

把反应堆压力容器按三维分成如图8b的计算网格，压力容器内有177个燃料组件，每个组件有208个燃料元件（排成 $15 \times 15$ ）并包括调节棒。

当用TRAC程序模拟时，把这些组件按高度分为各单独的圆环，这些圆环又分成角度为 $180^\circ$ 的扇形。在开始计算时，活性区按高度分成3个圆环，到计算的第81分钟时，圆环增加到5个，以便得到循环泵停止后自然循环和起泡的更加详细的情况。这样分区时在每个扇形

上考查了额定功率(24.3千瓦/米)的一个燃料元件。为了进行评价,也考查了那些最大功率(35.8千瓦/米)和最小功率(12.0千瓦/米)的燃料元件。混合室的上、下部分以及上混合室之上的空间各有一个网格。

对第二回路完全没有研究,提供水流的蒸汽发生器的边界条件及返回管路中的蒸汽压力根据事故发生期间所获得的数据来确定。

对已知的几何条件和采用的分格法进行了装置稳定工况的计算,以便获得事故发生前的初始数据。计算结果与已知的实际参数很相符。在计算过渡过程时,利用了稳定工况时的计算结果。主要的计算是根据TMI-2事故时各事件的次序(表4)进行的。

表4 对原子能发电系统TMI-2事故进行计算研究时采用的事件次序

时间(秒)	事件
0	停止供水
10.5	停止反应堆工作
13.0	喷射泵系统1A泵开始工作(泵供水能力27.5公斤/秒)
120	喷射泵系统1C泵开始工作(泵供水能力27.5公斤/秒)
194	1A泵和1C泵的供水能力降为每泵6.1公斤/秒
278	停止1C泵,1A继续工作(供水能力6.1公斤/秒)
300	载热介质排出系统开始工作(排水能力8.6公斤/秒)
418	载热介质排出系统排水能力降为4.5公斤/秒
480	供水开始(流量31.3公斤/秒)
624	关闭1A泵,排出系统继续工作
700	开动1A泵(泵+喷射系统=1.85公斤/秒)
3824	关闭载热介质排出系统
4380	关闭环B中的循环泵
4860	关闭高压喷射系统和输送事故用水的供水泵
5460	开动高压喷射系统(4.4公斤/秒) 开动排出系统(4.4公斤/秒) 开动向环A的蒸汽发生器输送事故用水的供水泵
6000	关闭环A的循环泵
6060	降低喷射系统输水量到1.2公斤/秒,并提高系统的供水能力到45公斤/秒
7170	关闭喷射系统并降低排出系统排水能力到4.5公斤/秒
8280	关闭体积补偿器封闭阀和排出系统

对过渡过程的计算是在蒸汽发生器中停止供水时开始进行的。因为系统的压力超过了规定的值,所以打开了体积补偿器上部的阀门。系统中的压力继续升高到第10秒关闭反应堆时为止。而后开始降压期,到压力降至第2分钟蒸汽发生器第二回路内不发生水的干涸时为止。由于蒸汽发生器中热传递减少,系统中的压力就开始回升,直至第8分钟开动事故供水

泵时为止。然后，由于将蒸汽发生器中的热传导增强到活性区中剩余放热，蒸汽发生器中的热排出及通过体积补偿器阀门的能量排出等之间达到平衡，结果使压力下降（图9）。

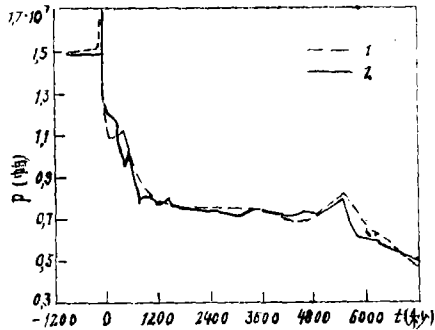


图9 第一回路中压力的变化

1 按 TRAC 程序的计算值 2 按 TMI-2 的数据  
t 涡轮机停止后的时间

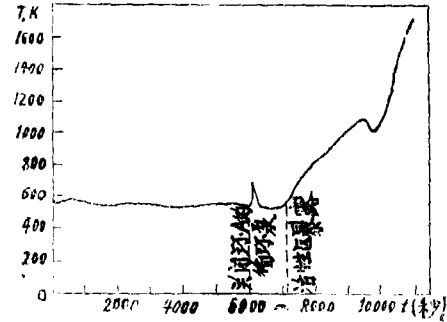


图10 燃料元件外壳最大温度变化

载热介质不断地从系统内漏出，因为曾假定，从体积补偿器的阀门和排出系统出来的流量（2.7公斤/秒），比通过喷射系统的总流量要多。由于用沸腾液体进行冷却，所以在最初120分钟内活性区的温度仍然很低（图10），这就补偿了载热介质的损失，并保持了系统的恒压。到第91分钟时第一回路的压力由于向环A供水量的增加和排出载热介质的增加而下降。这也引起了体积补偿器内水位的下降。系统中的压力以等速继续下降到关闭环A的各泵时为止。此后，由于没有强迫对流通通过环A的蒸汽发生器，所以压力曲线的斜率是变化的。

在关闭环A的循环泵第100分钟之后，强迫对流停止，系统的冷却便通过自然对流来进行。

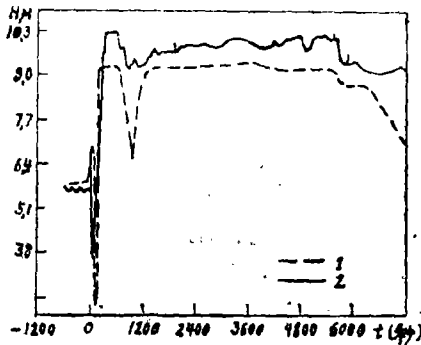


图11 体积补偿器内水位的变化

1 计算 2 TMI-2 的数据

全系统开始了各相分离的过程，活性区部分地暴露出来（压力容器上部的两个网格，图8a）。待活性区暴露之后，燃料的温度上升到700 K。当各环中的部分水漫溢到活性区时，温度便停止上升。环内各相的分开导致蒸汽发生器内的水位上升。上升的水位足以使部分水漫溢到压力容器内。这些补加进的水在活性区内开始熬干，这是因为系统中的压力下降，在第120分钟时活性区重新暴露了出来。自这时起燃料继续加热。

根据TRAC程序计算出来的在第100分钟时活性区开始暴露，与实际的TMI-2事件相吻合。

在第120分钟到138分钟期间，活性区内水位下降，此后，燃料元件开始加热，每4秒加热1 K。在第138分钟时，位于体积补偿器放水阀门之后的封闭阀关闭。这时活性区出来的蒸汽流被闸住，因为它无路流走。水泵各吸水管内的水（环封闭）也不能沿环泄漏，因此在环内不存在自然环流。在系统内压力开始上升并一直继续到计算时间结束。图11表示体积补偿器内水位的变化情况。在这段时间内，活性

区内的放热系数值很低[约 50 瓦/(米<sup>2</sup>·秒), 这与过热蒸汽自然对流时的热传导系数一致]。由于在活性区内流动滞止。所以蒸汽开始过热, 棒的温度继续上升。

刚一关闭体积补偿器的闸门, 系统内便开始产生压力脉动, 由于这些脉动的影响, 低混合室中的部分水漫溢进活性区下部的网格内。重要的是, 活性区的这些网格(除下部网格外的全部, 图 8a)已干涸约160分钟。在这些网格干涸之前, 网格中的水迅速漫流, 以致在短期内引起活性区蒸汽速度提高, 从而引起放热系数增大和蒸汽温度下降, 并且相应地引起棒的温度下降。但一当这些网格干涸, 蒸汽就重新开始加热, 加热的速度大约与前同(每 4 秒 1 K), 一直到蒸汽铝的反应开始为止, 这种反应可保证补充大量的热(1273K时), 此后, 温度上升的速度增加到 1 K/秒。当温度值等于 1650 K时计算停止。

至于事件的次序以及所利用的假定, 按 TRAC程序计算的结果与 TMI-2 的数据十分一致, 这就保证可能实现参数的计算, 以便确定在类似事故发生时操作人员和系统的作用。

#### 用程序进行 TMI-2 事故的参数数值研究

对假定的各种事故进行了某些参数的计算, 其主要目的是为进一步讨论反应堆结构、设备和完善其管理系统找到根据。曾研究了下面几种工况: 1. 延迟事故供水的输送(不到 60 分钟)。从喷射系统喷出的最大流量(每环 32 公斤/秒, A-3 工况)。2. 延迟事故供水的输送(达 60 分钟)。喷射系统的水低速输送(A-5 工况)。3. 事故开始时开始事故供水。从喷射系统喷出的低流量值(A-4 工况)。计算结果表明, 延迟供水的输送对系统的长久性能影响不大。就给定的事故情况而言, 当未关闭体积补偿器的阀门时, 喷射系统的流量变化对活性区放热的降低的影响最大(图12)。

在A-3 工况下, 棒的温度总是比基准情况的低, 这是由于通过喷射系统的冷却水是以最大速度输送的。

可以得出结论说, 根据TRAC程序进行的计算, 在 TMI 原子能发电系统发生事故时, 可以保证了解内部的热水力学过程, 并有可能对事故过程中操作人员的作用给予估价。这些计算还表明, 按照有足够可靠程度的TRAC程序, 是从数值上对长时间事故进行模拟实验的。

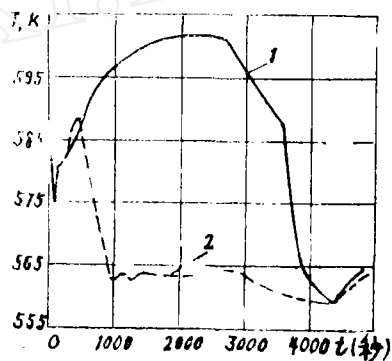


图12 喷射系统喷出的水低速输送时燃料元件温度变化的变化  
1 A-6 工况 2 TMI-2 上的基本事故工况

#### 参 考 文 献

- 1 Mc Pherson G. D. The LOFT-facility. GRS-Fachgesprach, Vulkan Verlag, Essen, 29/30, No. 11, 1979.
- 2 BMFT—Forschungsvorhaben RS36 Notkulprogramm—Niederdruckversuche. Wiederauffullversuche mit Berücksichtigung der Primarkreislaufe. PKL. Abschlußbericht. Kraftwerk Union, Erlangen, 1979.
- 3 Winkler F. German Upper plenum test facility design 2D/3D US Review Group Meeting, Silver Spring, November, 1979.
- 4 Adachi H. Design of slab core test facility. JAERT presented on 2D/3D, US Review Group Meeting, Silver Spring, October, 1979.

曹景风译自: Тепло энергетика, 9 (1981): 66-69; 10 (1981): 71-74.