

核反应堆热工水力 设计和安全研究

中国核能动力学会
反应堆热工流体专业委员会



原子能出版社

核电厂热工水力设计和 安全研究

中国核能动力学会
反应堆热工流体专业委员会

原子能出版社

前 言

第三届全国反应堆热工流体会议于1988年9月19日至24日在上海召开。参加单位有核工业总公司核电部、西南反应堆工程研究设计院、北京核工程研究设计院、上海核工程研究设计院、中国原子能科学研究院、清华大学、西安交通大学、上海交通大学等19个单位。收到学术论文共57篇。会场气氛活跃，是我国核反应堆热工流体领域又一次学术交流的盛会。

1983年第二届会议之后，我国的核电厂、核热电厂和核供热厂都有较快发展。这些工程带动了热工流体方面的工作，在设计、安全分析和实验研究等方面产生了大量较高水平的成果。本届会议充分反映了这种情况。

在本届会议的论文中，有一半以上是利用计算机程序进行设计和安全分析的，既有国外引进程序的开发应用，又有国内程序的研制开发，其中许多程序国外也正在使用。这标志着在这方向国际水平又靠拢了一大步。

在软件迅速发展的同时，实验研究也有相应的发展。不少试验密切结合工程实际，若干瞬态试验已取得有用成果，一些新的实验技术，如非均匀加热模拟释热元件的制造、用激光测窄通道内的二维流场、用微机判断临界等，表明实验研究的水平也有很大提高。

特别值得高兴的是，本届会议论文的作者中出现了许多的新人。年轻一代的迅速成长，表明反应堆热工流体领域后继有人，预示着一个崭新的兴旺局面即将出现。

本书不仅是核能开发人员的一本很好的参考资料，也是堆工专业大学生和研究生的良好参考书。对于石油、化工、航天、热能动力等领域的科技人员也有参考价值。

本书编辑组由杨彬(西南反应堆工程研究设计院)、章靖武(北京核工程研究设计院)、戴安国(上海核工程研究设计院)、马昌文(清华大学)、陈叔平、郝老迷(中国原子能科学研究院)、姜樾、柴芙蓉(原子能出版社)八人组成。

中国核能动力学会
反应堆热工流体专业委员会
1990年4月

目 录

THAS-2: 全堆芯热工水力分析程序(一步混合网法).....	张志达、胡理清 (1)
ERP-IV 热工水力瞬态分析程序	戴安国、唐家欢、钱惠富、高志康 (10)
适用于微机的核蒸汽发生器热工水力分析程序——SGTH-2.....	薛汉俊、严锦泉 (19)
低温核供热堆稳态分析程序 STEADY-LTHR.....	高祖瑛、程 路 (25)
低温核供热堆动态分析程序——DACOL	李金才、钱力克、黄芳芝、胡 恺 (31)
RELAP4/MOD7程序的系统模拟和输入模型的考虑	章靖武、骆邦其 (36)
RETRAN-02程序应用开发及其在秦山核电厂中的运用.....	陈士荣 (42)
450MW核热电厂满功率时一束控制棒抽出事故分析	魏永仁、杨福昌 (47)
铀氢锆反应堆弹棒事故分析.....	于俊崇 (52)
低功率堆失水事故分析.....	王德福、唐学仁、王素慧 (57)
45MW核热电厂蒸汽发生器传热管断裂事故.....	王荣忠 (61)
秦山核电厂大破口失水事故分析.....	郑利民 (66)
秦山核电厂蒸汽发生器传热管破损的 RETRAN 分析.....	徐受律 (72)
各种气隙热导模型计算分析.....	王杨定、唐家欢 (78)
秦山核电厂的 ATWS 分析.....	濮继龙、何英超 (84)
120MW池式低温核供热堆的热工水力分析.....	肖宏才、赵兆颐、苗富足 (91)
小型试验高温气冷堆失冷失压事故的热工水力学分析.....	高祖瑛、陈成刚、钱力克 (95)
核供热堆的热工水力学研究发展工作.....	马昌文、佟允宪 (101)
汽-液两相临界流动的研究概述	贾海军 (107)
压水堆安全设计中的几个堆芯热工水力学问题.....	许镜明 (114)
两相流系统低含汽率稳定性问题的时域分析.....	郑文祥、居怀明、李国伟 (120)
液态金属钠试验回路的设计	
.....王 洲、赵兆颐、王利峰、贾宝山、巫 政、王国强、杨献勇、刘志武	(125)
单管轴向非均匀加热对临界热流密度影响的实验研究.....	王鹏飞、李忠鹏、许 农 (130)
核电厂压水堆燃料组件的临界热流密度实验研究.....	宋贤惠、许 农、张迎春 (135)
铀氢锆堆元件摩阻试验研究.....	马介亮、孙德祥 (140)
高放废液玻璃在贮存罐内的瞬态温度计算.....	杭力群 (146)
秦山核电厂反应堆整体模型水力试验	
.....田吉安、洪忠元、张龙根、刘树林、居世孝、沈庆平、朱维荫	(150)
两种不同加热元件的再湿传热.....	许国华 (154)
中压管内裸露试验研究.....	南 滨、许国华 (160)
秦山核电厂燃料组件定位格架二维流场试验研究.....	樊容民、曾凡昌 (167)
竖直通道中两相流空泡份额分布的研究(实验观测部分).....	朱瑞安、陈新明 (172)
低温核供热反应堆模拟启动实验研究.....	姜胜耀、姚梅生、博金海、韩 兵、张佑杰 (178)

低含汽率两相流稳定性实验分析·····	佟允宪、姜胜耀、潘 勇	(183)
空气环境喷雾特性试验研究·····	严锦泉、薛汉俊、高卫国、张 刚	(187)
低温堆 LOCA 专用设计程序——NETRIL·····	张作义、高祖瑛、王彦生	(192)

摘 要 部 分

PWS-2 水和水蒸汽热物性参数计算程序·····	骆邦其、许镜明	(198)
CHAN-3: 反应堆全堆芯热工水力多步法分析程序·····	赵兆颐、傅 钢	(199)
水堆三维两流体瞬态分析程序 CASTA-2 的开发 ·····	赵兆颐、毛红保、汪继年、傅 钢	(200)
对 RETRAN 程序的若干修改·····	钟友琴、赵慧敏	(201)
RETRAN 两个辅助程序的功能扩充·····	钟友琴、赵慧敏	(202)
核电厂培训模拟器稳压器模型的改进·····	朱瑞安、王利峰	(203)
一个双流程核动力装置的 RELAP 5/MOD 1 基态模拟·····	张柱建、邹沫元	(204)
堆芯欠热空泡份额计算方法·····	申 森	(205)
压水反应堆上封头内流水计算方法·····	张志毅	(206)
秦山核电厂失去主给水所致严重瞬变研究·····	王晓航、濮继龙、戴传曾	(207)
束棒元件再淹没传热试验研究·····	陈明星、许国华、贾桂英	(208)
稳压器动态的数学模拟·····	刘国健、蒋志强	(209)
5M W 低温核供热堆硼注入模拟试验研究 ·····	查美生、聂孟晨、周惠忠、王利群、郭卫平、刘志勇	(211)

CONTENT

THAS-2: A Computer Code for Wide-Core Thermohydraulic Analysis (One Step Mixed-Lattice Method)	Zhang Zhida, Hu Liqing (1)
ERP-IV: A Computer Program for Transient Thermohydraulic Analysis of PWR Plant	Dai Anguo, Tang Jiahuan, Qian Huifu, Gao Zhikang (10)
SGTH-2: A Micro-Computer Program for Thermohydraulic Analysis of Nuclear Steam Generator	Xue Hanjun, Yan Jinquan (19)
STEADY-LTHR: A Steady State Analysis Computer Code for Low Temperature District Heating Reactor	Gao Zuying, Cheng Lu (25)
DACOI: A Transient Analysis Code for Low Temperature District Heating Reactor	Li Jincai Qian Like Huang Fangzhi Hu Kai (31)
Some Considerations on the System Modelling and Input Preperation for RELAP 4/MOD 7	Zhang Jingwu, Luo Bangqi (36)
RETRAN-02 Program Improvement and its Application to Qinshan Nuclear Power Plant	Chen Shirong (42)
Uncontrolled Control Assembly Withdrawal Accident Analysis at Rated Power Operation for 450 MW Nuclear Heating Power Plant	Wei Yongren, Yang Fuchang (47)
The Rod Ejection Accident Analysis for the UZrH Reactor	Yu Junchong (52)
The Loss-of-Coolant Accident Analysis for a Small Power Reactor	Wang Defu, Tang Xueren, Wang Suhui (57)
Steam Generator Tube Rupture Accident for 450 MW Nuclear Heating Power Plant	Wang Rongzhong (61)
Large LOCA Analysis for Qinshan Nuclear Power Plant	Zheng Limin (66)
A Steam Generator Tube Rupture Accident Analysis Using RETRAN-02 Code for Qinshan Nuclear Power Plant	Xu Shoulu (72)
A Computation Analysis of Various Gap Thermal Conductance Models	Wang Yangding, Tang Jiahuan (78)
ATWS Analysis for Qinshan Nuclear Power Plant	Pu Jilong, He Yingchao (84)
Thermohydraulic Analysis for 120 MW Low Temperature District Heating Pool Reactor	Xiao Hongcia, Zhao Zhaoyi, Miao Fuzu (91)
Thermohydraulic Analysis of LOCA for Small Experimental HTGR	Gao Zuying, Chen Chenggang, Qian Like (95)
Research and Development on Thermohydraulics for Nuclear District Heating Reactor	Ma Changwen, Tong Yunxian (101)
Investigation on Critical Flow of Vapour-Liquid Two Phase	Jia Haijun (107)

Some Thermohydraulic Aspects of PWR Core Safety Design	Xu Jingming (114)
Time Field Analysis on Low Quality Stability of Two-Phase Flow System	
.....	Zheng Wenxiang, Ju Huaiming, Li Guowei (120)
The Design of Liquid Metal Sodium Test Loop	Wang Zhou, Zhao Zhaoyi,
Wang Lifeng, Jia Baoshan, Wu Zheng, Wang Guoqiang, Yang Xianyong, Liu Zhiwu	(125)
An Experimental Determination on the Effect of Non-Uniform Axial Heat Flux	
Distribution on Critical Heat Flux in Single Tube	
.....	Wang Pengfei, Li Zhongpeng, Xu Nong (130)
An Experimental Study on Critical Heat Flux of Fuel Assemblies for PWR Power	
Plant	Song Xianhui, Xu Nong, Zhang Yingchun (135)
Measurements of the Frictional Loss of an Element for the Uranium Zirconium Hydride	
Reactor	Ma Jieliang, Sun Dexiang (140)
Transient Temperature Calculation for the High Radioactive Waste Glass in Canister	
.....	Hang Liqun (146)
Hydraulic Test of Integral Model for Qinshan Nuclear Power Plant	
.....	Tian Ji'an, Hong Zhongyuan,
Zhang Longgen, Liu Shulin, Ju Shixiao, ShenQ ingping, Zhu Weiyin	(150)
Rewetting Heat Transfer Test for Two Different Types of Heating Elements	
.....	Xu Guohua (154)
Uncover Test in Medium Pressure Tube	Nan Bin, Xu Guohua (160)
Two Dimensional Flow Field Measurements near Fuel Assembly Spacer Grid for	
Qinshan Nuclear Power Plant	Fan Rongmin, Zeng Fanchang (167)
Void Friction Distribution Study of Two-Phase Flow in the Vertical Channel (Test Part)	
.....	Zhu Rui'an, Chen Xinming (172)
An Experimental Study on the Simulated Start-up of Low Temperature District Heating	
Reactor	Jiang Shengyao, Yao Meisheng, Bo Jinhai, Han Bing, Zhang Youjie (178)
Test and Analysis of Stability for Two-Phase Flow with Low Quality	
.....	Tong Yunxian, Jiang Shengyao, Pan Yong (183)
An Experimental Study on Spray Behaviour under Atmosphere	
.....	Yan Jinquan, Xue Hanjun, Gao Weiguo, Zhang Gang (187)
NETRIL: A Design Code for LOCA of Low Temperature District Heating Reactor	
.....	Zhang Zuoyi, Gao Zuying, Wang Yansheng (192)

ABSTRACT PART

PWS-2: A Computer Code for the Water and Steam Properties	
.....	Luo Bangqi, Xu Jingming (198)
CHAN-3: An Analysis Code for Wide-Core Thermohydraulics by Multiple-Step	
Method	Zhao Zhaoyi, Fu Gang (199)
The Loading and Application of Three-Dimensional Two-Fluid Transient Analysis	

Code CASTA-2 for Water Reactor	
.....	Zhao Zhaoyi, Mao Hongbao, Wang Jinian, Fu Gang (200)
Some Modifications to RETRAN Code Zhong Youqin, Zhao Huimin (201)
Extended Functions of Two Auxiliary Subroutines of RETRAN	
.....	Zhong Youqin, Zhao Huimin (202)
Improvement of Pressurizer Model of Training Simulator for Nuclear Power Plant	
.....	Zhu Rui'an, Wang Lifeng (203)
RELAP 5/MOD 1 Model for Nuclear Power Plant with Two-Pass Core	
.....	Zhang Zhujian, Zhou Moyuan (204)
The Calculation Method of Subcooling Void Fraction in Reactor Core Shen Sen (205)
The Calculation Method of Flow Rate through Dead Plenum of PWR	
.....	Zhang Zhiyi (206)
Severe Accident Transient Analysis due to Loss-of-Feedwater for Qinshan Nuclear	
Power Plant Wang Xiaohang, Pu Jilong, Dai Chuanzeng (207)
Reflooding Heat Transfer Test of Rod Bundle	
.....	Chen Mingxing, Xu Guohua, Jia Guiying (208)
Mathematic Model for Transient Thermodynamic Process in Pressurizer of PWR	
.....	Jiang Zhiqiang, Liu Guojian (209)
Simulated Testing for Boron Injection System of 5MW Low Temperature District	
Heating Reactor Cha Meisheng,
Nie Mengchen, Zhou Huizhong, Wang Liqun, Guo Weiping, Liu Zhiyong	(211)

THAS-2: 全堆芯热工水力分析程序(一步混合网法)

张志达 胡理清

北京核工程研究设计院

一、引言

THAS-2是一个全堆芯热工水力分析程序。在稳态下,它能确定全堆芯冷却剂的流场、焓场、压力场、燃料元件温度场和DNBR分布等。

THAS-2是在棒束燃料元件热工水力子通道分析程序 THAS-1 基础上发展起来的。THAS-1不能胜任全堆芯热工水力分析,因为它要求计算机的内存量十分庞大。为了克服 THAS-1程序的这个不足, THAS-2 程序将在 THAS-1 的基础上,扩充一些功能,并以一步混合网法取代子通道方法,以便实现大型动力堆全堆芯热工水力分析。

THAS-2程序用扩展FORTRAN-4语言编写,适用于CYBER型计算机。

二、一步混合网法

1. 一步混合网法的定义

与多步链式法相比,一步混合网法是指将堆芯分成粗细网格(如图1),一次完成全堆芯热工水力分析的方法。

2. 一步混合网法的优点

一步混合网法能摆脱多步链式法中步与步之间质量、能量、动量交换的侧边界条件的处理和步与步之间信息储存、传递的麻烦,因而能简化程序结构,省内存,省计算经费。

3. 混合网的划分

一步混合网法对堆芯采用粗细结合划分通道,即把热工参数需要精确了解的区域进行精细划分,把这个区域的以外部分进行粗分。由图1可见,细网相当于子通道,粗网相当于组合通道。需要指出:组合通道的边界可以是组件的实际几何边界,也可以不是组件的实际几何边界。由于粗网格一直延伸到边缘,通道之间的相互作用是自持的。

成功地运用一步法的关键是准确选择精细分割区。精细区域是这样选择的:首先根据堆芯组件的径向功率因子分布,选出热组件;然后根据该热组合通道的径向功率因子分布选出热子通道或热燃料棒。对于细网,一般就以热子通道或热燃料棒为标志,在其周围进行精细划分。精细区外围通常为小至大的组合通道,它们构成粗网。为了使粗网格区的组合通道与细网格区的子通道间能平滑过渡,以减小大尺寸通道对小尺寸通道在交界处的影响,要求大尺寸通道与小尺寸通道间的面积大小,平滑过渡而无骤然的阶跃。

对于细网,子通道数以 3×3 或 4×4 或 5×5 为宜。对于粗网,一般组合通道不能少于 $2 \sim 5$

个。如果不满足上述限值，最小DNBR数据将会有误差。但过多地增加通道数使计算机内存和机时显著增加，对DNBR计算精度的提高却不大。

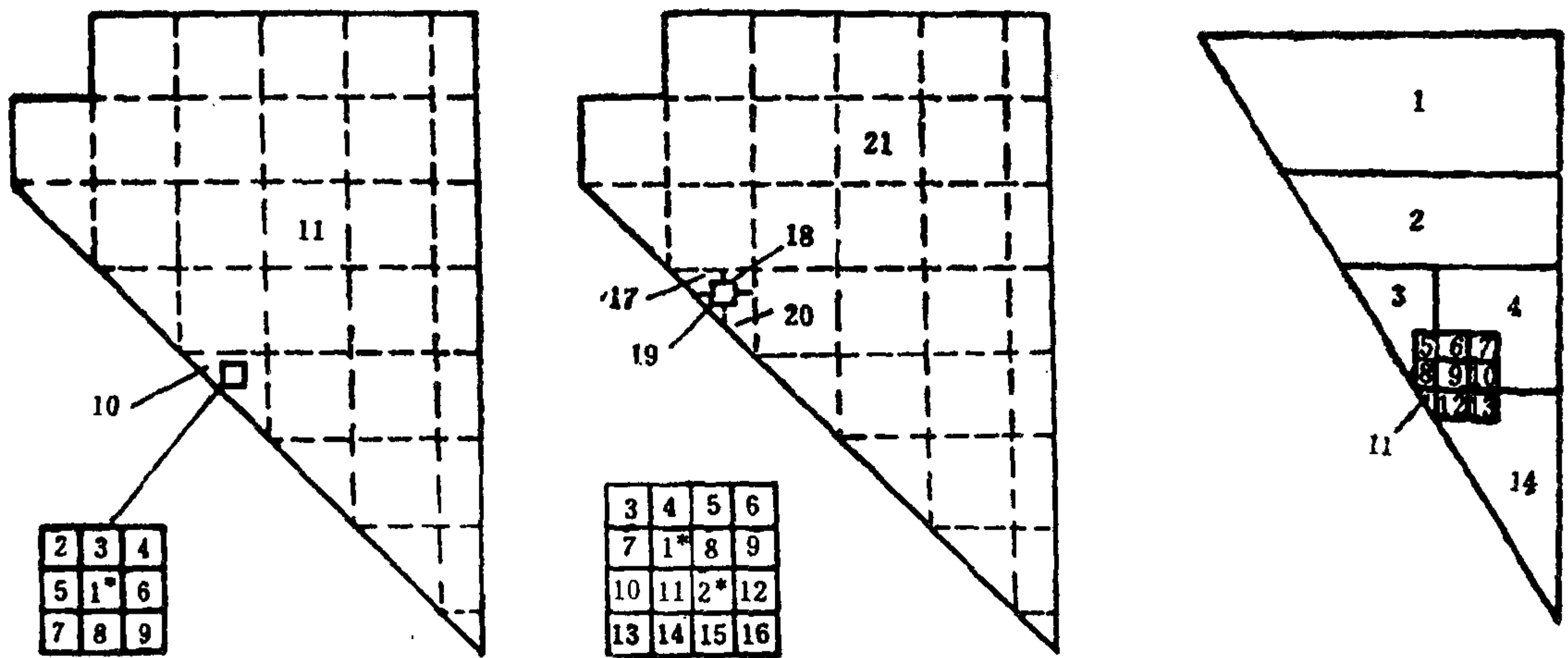


图1 粗细网格划分示意图（带*者为热子通道）

因此，对压水堆热工水力设计，通道总数取二三十个左右是合适的。

三、THAS-2的数学物理模型

如前所述，混合网即为粗细结合的网格。对细网来说，质量、能量和动量守恒方程的使用是显而易见的。对于粗网的处理方法，是将给定组合通道看作为具有“一根燃料棒的单一通道”，假设在该“单一通道”内取均匀特性，那么对每一个这样当量的单一通道的每一轴向段就同样可应用质量、动量和能量守恒方程。因此，THAS-2的流体迁移基本方程与THAS-1的相同。同样理由，THAS-2的热传导方程也可应用THAS-1的热传导方程。下面列出THAS-2的物理模型中的有关主要方程：

1. 流体迁移的基本方程

连续性方程

$$A \frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial m}{\partial x} = -[DC]^T w \quad (1)$$

能量方程

$$A \frac{\partial \rho h}{\partial t} + \frac{\partial m h}{\partial x} = q' - [DC]^T w' [DC] h - [DC]^T C [DC] T + h [DC]^T w - [DC]^T h^* w - [D_w]^T U_w [D_w] T_w + Q_A \quad (2)$$

轴向动量方程

$$\frac{\partial m}{\partial t} + \frac{\partial m u}{\partial x} + A' g \frac{\partial p}{\partial x} = - \left[\frac{v_1 f \phi}{A^2 2D} + \frac{k v'}{A^2 2 \Delta x} \right] m^2 - [DC]^T u^* w - [DC]^T w' [DC] u - g A' \rho \cos \theta \quad (3)$$

横向动量方程

$$\frac{\partial w}{\partial t} + \frac{\partial(u^*w)}{\partial x} + \frac{s}{l}[s][DC]^T w^2 \frac{\cos\theta}{\rho^*s^2} + \frac{s}{l}cw = \frac{s}{l}[DC]p \quad (4)$$

状态方程

$$\rho = \rho(h, p^*) \quad (5)$$

2. 热传导基本方程

(1) 燃料棒热传导方程

燃料内部 ($i=1$ 到 $N-1$)

$$\begin{aligned} \frac{\rho ck_0}{\Delta tk_i} \theta_i^{n+1} - \frac{k_0}{R^2} \sum_{l=1}^N B_{i,l} \theta_l^{n+1} = \frac{\rho ck_0}{\Delta tk_i} \theta_i^n + q + \frac{2}{\Delta x^2 \left(\frac{1}{k_{i-1}} + \frac{1}{k_i} \right)} (T_{i-1} - T_i) \\ + \frac{2}{\Delta x^2 \left(\frac{1}{k_{i+1}} + \frac{1}{k_i} \right)} (T_{i+1} - T_i) \end{aligned} \quad (6)$$

燃料-包壳的界面 ($i=N$)

$$-\frac{k_0}{R^2} \sum_{L=1}^N A_{N,L} \theta_L = H_{gap} (T_N^{n+1} - T_{N+1}^{n+1}) \quad (7)$$

包壳表面 ($i=N+1$)

$$\begin{aligned} \frac{(\rho c)_{clad}}{\Delta t} \frac{k_0}{k_i} \theta_i^{n+1} = \frac{(\rho c)_{clad}}{\Delta t} \frac{k_0}{k_i} \theta_i^n + \frac{k_{clad}}{\Delta x^2} (T_{i+1}^n - 2T_i^n + T_{i-1}^n) \\ + \frac{H_{gap}}{t_{clad}} CR (T_N^{n+1} - T_{N+1}^{n+1}) - \frac{H_{surf}}{t_{clad}} (T_{N+1}^{n+1} - T_{fluid}) \end{aligned} \quad (8)$$

(2) 壁热传导方程

$$\begin{aligned} \left[\frac{(\rho c_p \Delta Y)_w}{\Delta t} + U_i - U_j \right] T_w = \frac{(\rho c_p \Delta Y)_w}{\Delta t} \bar{T}_w + (U_j - U_i) \left(\frac{h_0}{c_{pi}} - T_0 \right) \\ - \frac{U_i h_i}{c_{pi}} + \frac{U_j h_j}{c_{pi}} \end{aligned} \quad (9)$$

(3) 冷却剂轴向热传导方程

$$Q_A = - \frac{A_{i-1}c(T_i - T_{i-1})}{\Delta x^2} + \frac{A_j c(T_{i+1} - T_i)}{\Delta x^2} \quad (10)$$

四、THAS-2程序的特点

1. THAS-2在保留THAS-1的子通道计算方式的基础上,增加了混合网计算方式的选择,使程序具有充分的灵活性。

2. THAS-2在选择混合网计算方式时,主要控制轴向流量的外迭代收敛。作这个改变是基于通道中横流速度远远小于轴向流速,即横流相对轴流而言是一种二阶效应,因此,仅规定轴向流量的收敛准则是合理的。

3. THAS-2增设了轴向流量最少外迭代次数的选择,以便使程序算出的结果具有一定的计算精度。

4. THAS-2可考虑混合网的任意几何布置,它使一个通道与周围通道的联系数目由

THAS-1的4个扩展为现在的8个；一根燃料棒与相邻通道热迁移的数目由THAS-1的6个扩展为目前的12个。

5. THAS-2通过修改THAS-1的公用子块 SPECSET, 改正了当 MC(通道数) < MR (燃料棒数) 时, 出现MC=MR这样的不合理输出, 给出符合实际的输出结果, 即MC=实际输入的通道数。

6. THAS-2得出了SPECSET公用子块的可变参数MO的通用表达式, 以适应各种具体的混合网方案。

$$MO = \max_k [(N_{k,i} + N_{k,j}) - 1] \quad (11)$$

其中

k 为间隙, 它两侧的通道分别为 i 和 j ;

$N_{k,i}$ 为第 i 个通道的相邻通道数目;

$N_{k,j}$ 为第 j 个通道的相邻通道数目;

max 表示对所有间隙 k 求最大值。

式(11)在THAS-1程序中是没有的。该式的意义在于帮助用户很快掌握MO的取值, 以避免设值过大而浪费内存; 设值过小而使程序无法执行。

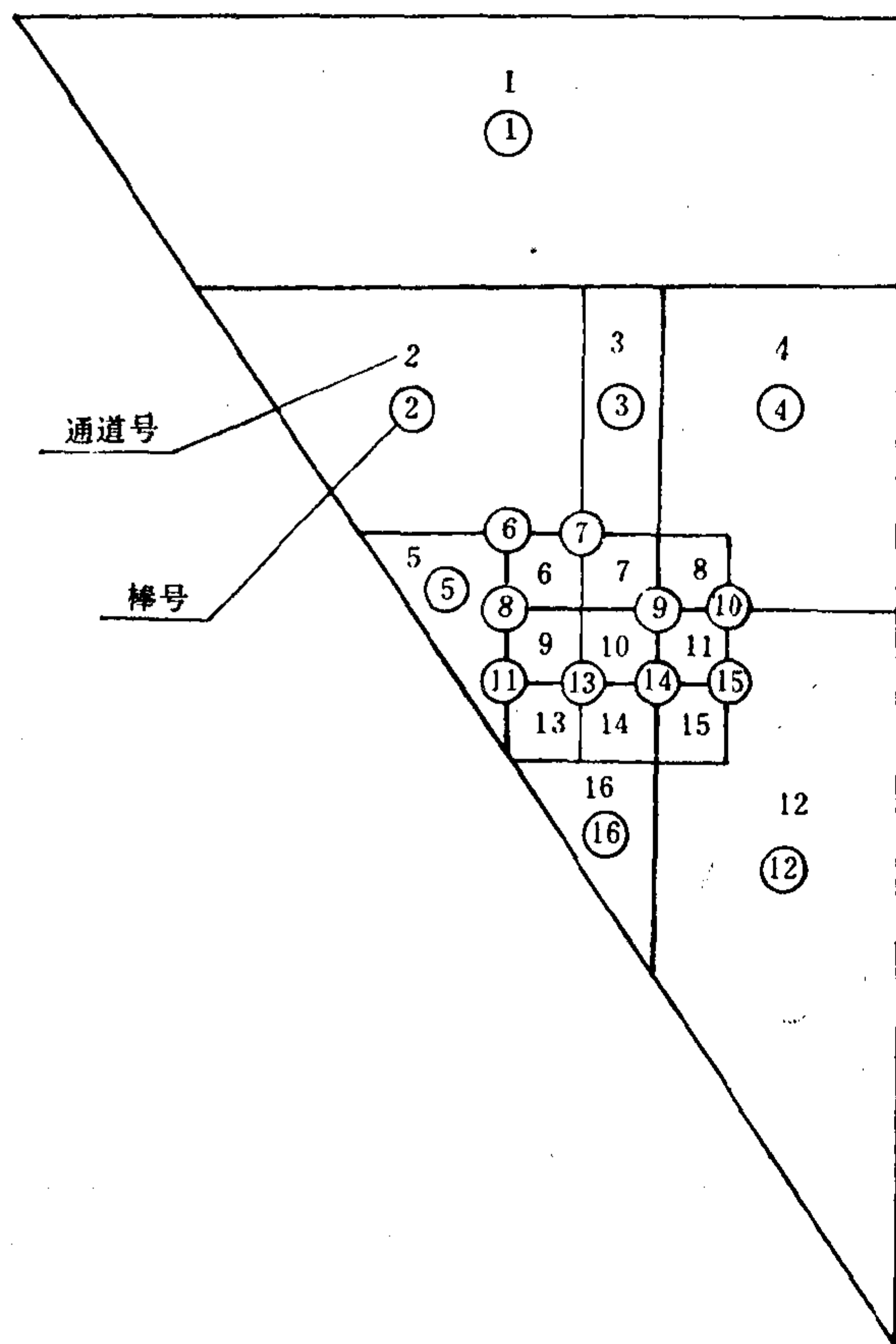


图2 Maine Yankee堆芯通道划分图

三个程序的对应值之相对偏差在±0.48%之内。

五、THAS-2程序的应用

选择两个例题, 一个是标准题, 它被用来验证THAS-2程序的可靠性。另一个是布热型900MW核电厂的例题, 它被用作工程实际应用的探讨。

1. 例题1

例1选的是Maine Yankee压水堆, 它是由美国CE公司设计的。其堆芯的1/8对称部分(分成16个通道)示在图2上。

(1) DNBR的计算结果 对Maine Yankee堆, 用THAS-2程序计算所得的热棒DNBR之结果, 及其与COBRA IIC/MIT-1, COBRA-IV-1和CHAN-2程序的比较列于表1和表2上。由表1可见, 除通道出入口的个别节点外, THAS-2程序的DNBR计算值与上述三个程序的对应值之最大相对偏差约在±3%之内。

THAS-2程序算得的稳态最小DNBR为3.288。该值与表2中其他三

(2) 冷却剂出口温度的计算结果 用THAS-2程序算得的Maine Yankee堆芯冷却剂平均出口温度为309.5℃, 它与文献[14]给出的结果(310℃)之相对偏差仅为-0.16%。

由以上两方面比较可见, THAS-2程序的DNBR和冷却水平均出口温度计算结果与国内有关程序之相应计算值是吻合的。

2. 例题 2

例 2 是类似于布热的压水堆, 其堆芯1/8对称部分被划分成32个通道(图 3、4)。

用THAS-2程序算得该反应堆堆芯冷却剂平均出口水温为329.8℃, 这与文献[15]给出的结果是相一致的。

表 1 对Maine Yankee堆热棒, THAS-2计算得的DNBR及其与其它程序的比较

相对高度	THAS-2	COBRA III C / MIT-1	相对偏差	COBRA-IV-1	相对偏差	CHAN-2	相对偏差
0.109	8.383	8.015	4.59%	8.001	4.77%	8.5053	-1.44%
0.152	7.314	7.109	2.88%	7.095	3.09%	7.3052	0.12%
0.195	7.058	7.017	0.58%	7.003	0.79%	6.9676	1.29%
0.239	7.072	7.048	0.34%	7.035	0.53%	7.0328	0.56%
0.282	7.073	7.036	0.53%	7.024	0.70%	6.9428	1.88%
0.326	7.050	7.014	0.51%	7.003	0.67%	6.8590	2.78%
0.369	7.016	6.918	1.42%	6.906	1.59%	6.9250	1.31%
0.413	6.775	6.695	1.19%	6.685	1.35%	6.6582	1.75%
0.456	6.589	6.495	1.45%	6.486	1.59%	6.4261	2.53%
0.500	6.193	6.144	0.80%	6.134	0.96%	6.0209	2.86%
0.544	5.843	5.741	1.78%	5.733	1.92%	5.7689	1.28%
0.587	5.504	5.422	1.51%	5.414	1.66%	5.3905	2.11%
0.631	5.212	5.157	1.07%	5.147	1.26%	5.0628	2.95%
0.674	4.977	4.885	1.88%	4.879	2.01%	4.8929	1.72%
0.718	4.673	4.538	2.97%	4.531	3.13%	4.5695	2.27%
0.761	4.226	4.149	1.86%	4.140	2.08%	4.1190	2.60%
0.805	3.946	3.856	2.33%	3.850	2.49%	3.8852	1.56%
0.848	3.610	3.507	2.94%	3.501	3.11%	3.5349	2.12%
0.935	3.359	3.512	-4.36%	3.436	-2.24%	3.4168	-1.69%
0.978	3.692	4.076	-9.42%	3.989	-7.45%	3.7425	-1.35%

表 2 Maine Yankee堆热棒的最小DNBR

程 序	THAS-2	COBRA III C / MIT-1	COBRA-IV-1	CHAN-2
最小DNBR	3.288	3.293	3.286	3.2724
相对偏差		-0.15%	0.06%	0.48%

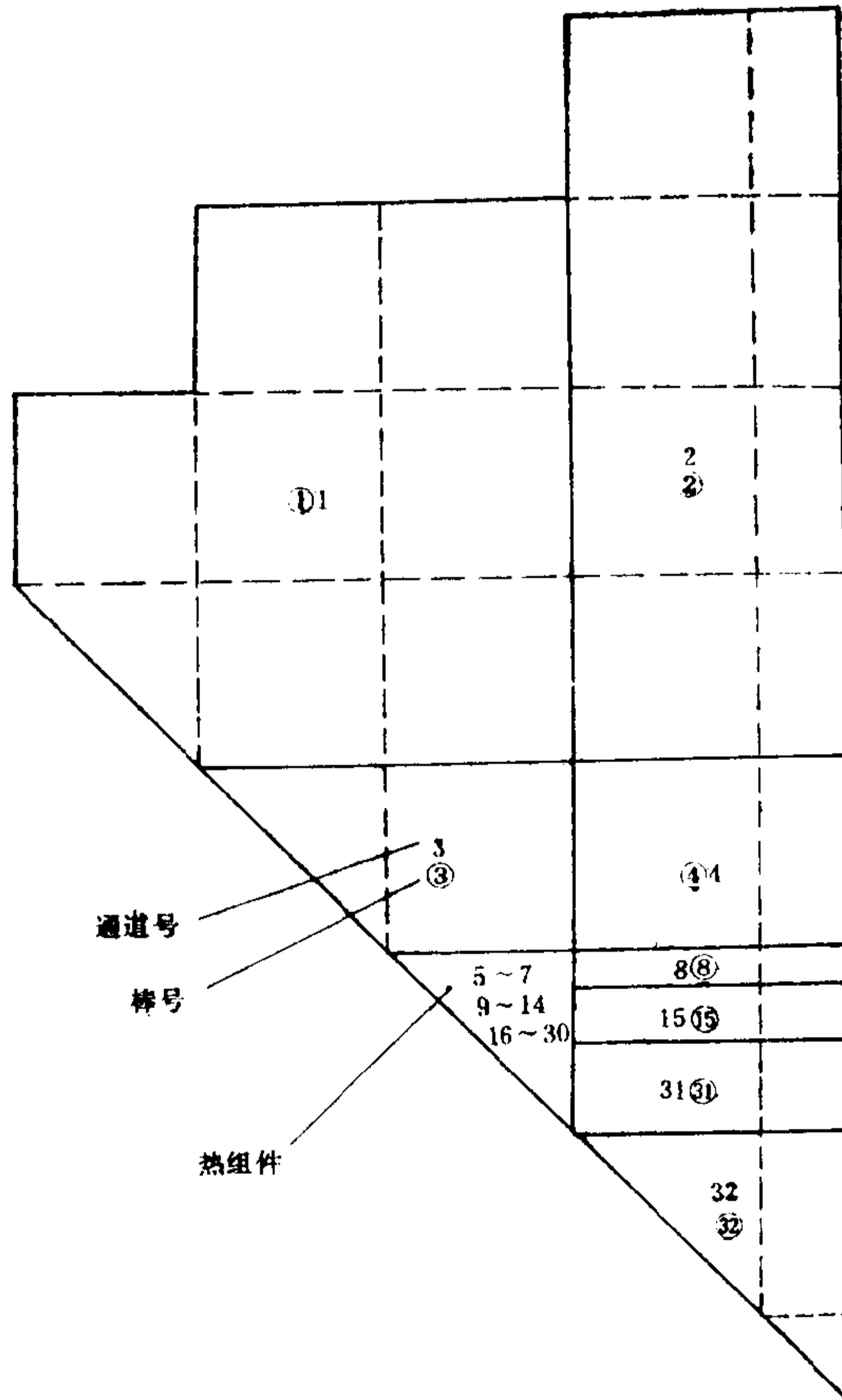


图3 布热型核电厂堆芯1/8部分内通道的划分

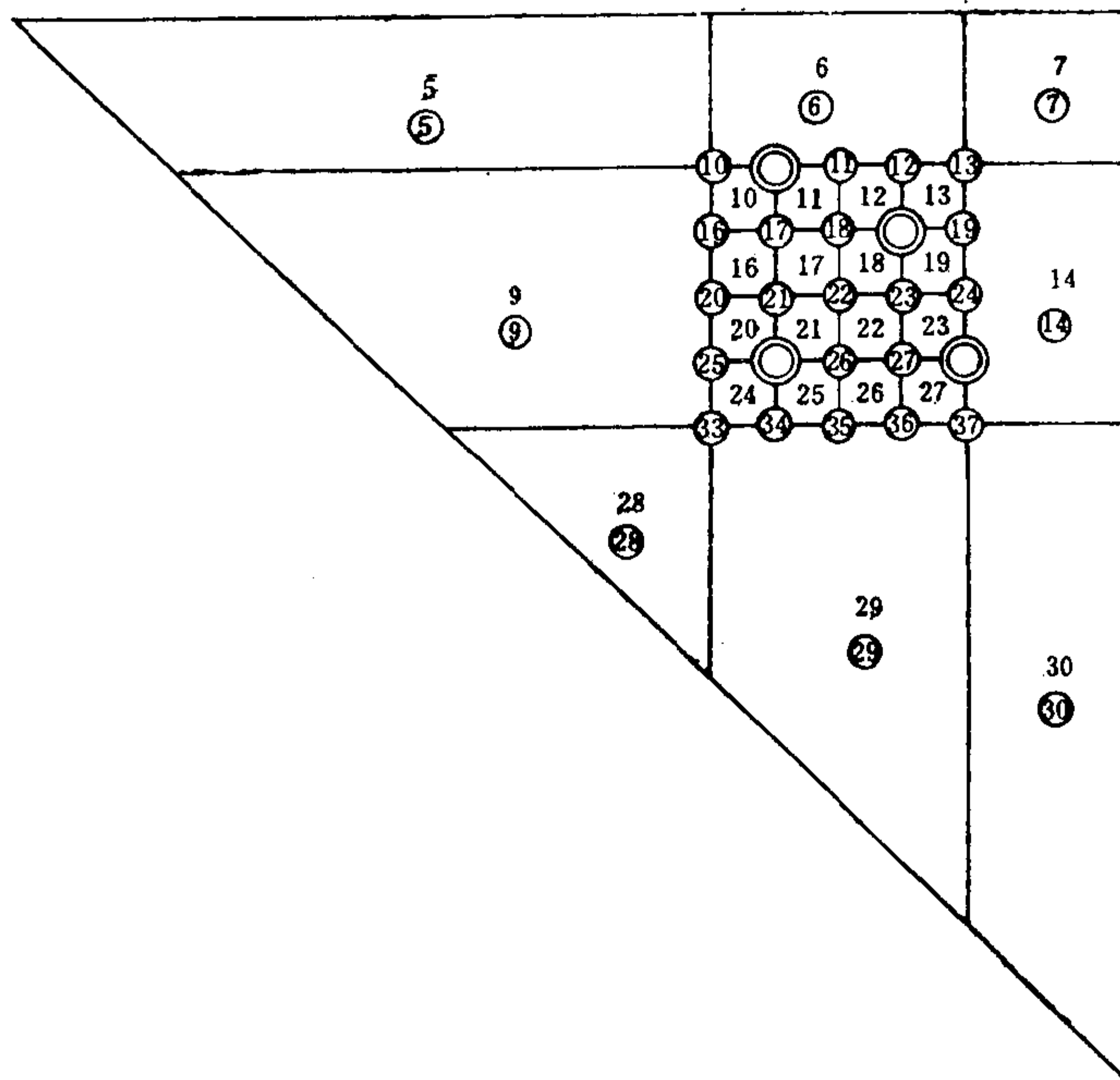


图4 布热型核电厂堆芯热组件内通道的划分

六、小 结

1. 通过一步混合法, THAS-2程序突破了THAS-1程序的局限性, 可以一步完成全堆芯的热工水力分析。

2. 用THAS-2程序对两个压水堆所作的计算表明, 其结果与国内外COBRA-III C/MIT-1、COBRA-IV-1和CHAN-2等程序的数据是吻合的, 从而验证了THAS-2程序的可靠性。这说明它在反应堆的热工水力科研和设计中可供实际使用。

符 号

A	轴向流动面积
A'	平均面积, $(A_i + A_{i+1})/2$
a	燃料形状系数, $a=1$, 平板; $a=2$, 圆柱
A_{NL}	矩阵元素[方程(7)]
B_{iL}	矩阵元素[方程(6)]
c	热导率[方程(2)、(6)、(8)和(10)]横流阻力损失系数[方程(4)]
c_p	比热
CR	圆柱形几何的燃料直径与包壳直径之比
[DC]	对子通道执行横向有限差运算的矩阵算符
[DW]	对子通道和热导壁执行横向有限差运算的矩阵算符
$[DC]^T$ 、 $[DW]^T$	是[DC]、[DW]算符的转置
f	基于全为液流的摩擦因子
g	重力加速度
h	子通道焓
H_{gap}	燃料-包壳间气隙的传热系数
H_{surf}	包壳表面对冷却剂的传热系数
k	格架阻力损失系数[方程(3)]
k_i	在燃料径向位置 i 上依赖温度的燃料变热导率
k_0	对应参照温度 T_0 的燃料热导率
k_{clad}	包壳的热导率
l	在横流动量方程中的特征缝隙长度
m	流量
p	压力
Q_A	冷却剂轴向热传导
q	体释热
q'	线热流
R	燃料半径
s	子通道的间距

[s]	求和算符
T	温度
T_{fluid}	流体温度
t	时间
t_{clad}	包壳厚度
u	轴向子通道速度
U	总的传热系数
v	混合物比容
v'	有效两相比容, $(1-x)^2/\rho_f(1-a) + x^2/\rho_g a$
v_l	液体比容
w	相邻子通道之间单位长度的转向横流
w'	单位长度的湍流横流
x	含汽量
Δx	轴向节段的长度
ΔY	热导壁的宽度
α	空泡份额
ρ	两相密度, $\rho = \rho_g \alpha + \rho_f(1-\alpha)$
ρ_g, ρ_f	饱和蒸汽和饱和液体的密度
ϕ	两相摩擦倍率
θ	通道与垂线间的角度[方程(3)], 正交多项式[方程(6)、(7)和(8)]
上标	
*	对流量
—	上一个时间的量
$n, n+1$	时间步长的标志
下标	
$j-1, j, j+1$	轴向节点
clad	包壳
w	热壁

参 考 文 献

- [1] W.Zernik, et al., WCAP-3704, 1962.
- [2] P.T.Chu, et al., WCAP-7956, 1973.
- [3] B.R.Hao, et al., BAW-10129, 1976.
- [4] B.R.Hopper, et al., BAW-10130, 1976.
- [5] C.Chiu, *Nucl.Eng.&Des.*, 64, p103—115, 1981.
- [6] P.Moreno, et al., *Nucl.Eng.&Des.*, 47, p35, 1978.
- [7] 内部资料
- [8] I.Weisman and R.W.Bowring, *Methods for Detailed Thermal and Hydraulic Analysis of Water-cooled Reactors*, *Nucl.Sci.&Eng.*, 57, p255, 1975.

- [9] J.E.Kelly, et al., PB-299390, 1978.
- [10] J.W.Jackson and N.E.Todreas, PB82-180233.
- [11] 北京核工程研究设计院、原子能研究院、西南反应堆工程研究设计院, 热工水力分析计算程序 THAS-1, 1984 (内部资料)。
- [12] 赵兆颐等, 反应堆子通道分析中的一步混合网法, 清华大学学术报告No.8401.
- [13] 赵兆颐等, 1983 (内部资料)。
- [14] *Nuclear Engineerng International*, p50, Aug., 1982.
- [15] 北京核工程研究设计院, 布热型核电厂堆芯稳态热工水力方案设计说明书, 1984。