



SESAME 源项分析程序的应用与研究

Research and Application of SESAME System

冯君懿/FENG Jun-yi, 童节娟/TONG Jie-juan, 曲静原/QU Jing-yuan

清华大学核能与新能源技术研究院, 北京 100084

Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing 100084, China

[摘要] 详细分析了一套用于分析压水堆核电厂事故情况下源项释放的软件系统——SESAME 系统, 并针对秦山二期对 SESAME 系统中调用的函数、经验公式和固定常数进行了改编, 希望建立适应于我国秦山二期的源项实时分析系统。

[关键词] 压水堆; 源项; SESAME 系统; 核应急, 秦山二期

[中图分类号] TL48, TM623, TP30

[文献标识码] A

[文章编号] 1000-7857(2006)07-0061-04

Abstract: In this paper we present a detailed analysis of the SESAME software system, which is used to make a diagnosis and forecast of the quantity of radioactive substances released into the environment should an accident occur at a pressurised water reactor. In addition, some modifications are made to the physical models, formulas, functions as well as some constants used in SESAME, so as to establish a special system for source term evaluation at Qinshan Phase II NPP.

Key Words: pressurised water reactor; source term; SESAME; emergency response; Qinshan Phase II NPP

CLC Numbers: TL48, TM623, TP30

Document Code: A

Article ID: 1000-7857(2006)07-0061-04

1 引言

事故工况分析和事故释放源项的估计, 在核事故后果评价和应急响应决策中是非常重要的任务之一。根据国家有关法规要求^[1], 发生实际或潜在的放射性物质泄漏事故时, 核电站必须及时向场外应急组织提供应急防护行动的建议。为此, 核电厂所在地的各级政府部门和核电厂营运单位都已经或正在按照核安全法规的要求, 建立或更新事故后果评价系统, 用于万一发生核事故情况时, 为采取应急防护行动的决策提供技术依据。而核事故后果评价系统通常采用的环境影响报告书中的源项或专家判断的源项, 有较大的不确定性。相比之下, SESAME 方法采用的是计算机程序, 能够根据反应堆实时状态快速分析和预测源项, 为后续的事故后果评价提供更为准确、现实的源项, 因而大大提高了事故后果评价能力。

为了实现对机组事故状态和源项的快速评估, 提高中国电站的评价能力, 我国于 2002 年从法国引进了 SESAME 系统后, 根据大亚湾核电站的机组特性和事故评价的要求, 对 SESAME 系统进行改编, 形成了能够适用于大亚湾和岭澳核电站实时事故状态诊断与预测的 SESAME-GNP 系统。

为了尽快掌握和消化 SESAME 源项评价技术, 同时增强我国核电站的核应急能力, 本课题将尝试进一步将 SESAME 系统推广使用于秦山二期。秦山二期核电厂是两环路电功率为 600 MW 的压水堆核电厂, 是参考大亚湾 900 MW 设计的。因此, 尽管比法国标准系列三环路 900 MW 核电厂少 1 个环路, 但总体设计理念, 包括专设安全设施设置基本是一样的。这使 SESAME 程序向秦山二期的移植成为可能。

2 SESAME 程序分析

SESAME 系统是由法国核安全与辐射防护研究院 (IRSN) 经

过近 10 年的研究编制而成的, 利用获取的实时监测参数以及电站固有的运行和设计参数, 完成一系列复杂的热工水力过程和放射性物质迁移计算。SESAME 系统包括 7 个程序模块, 考虑了安全壳内一回路破口和蒸汽发生器传热管破裂 SGTR 两类事故序列, 各模块的功能分别为: Acquisition 模块——数据接收及数据库管理程序; 3D3P 模块——反应堆堆芯工况诊断及预测程序; RTGV 模块——蒸汽发生器管道破裂事故后向环境释放的放射性活度计算程序; Brechemetre 模块——计算 LOCA 事故后的破口尺寸; Hydromel 模块——计算安全壳里氢的温度、压力峰值, 分析氢爆的危险概率; Scheherasade 模块——通过热工水力分析, 确定堆芯是否会出现失水事故; Persan 模块——快速分析在 LOCA 类型的事故情况下裂变产物向环境中的释放量。各模块之间的先后调用关系和所在事故序列中的位置见图 1。

本文以 SGTR 事故分析链为目标, 深入研究了 BRECHEMETRE 和 RTGV 程序所用到的物理模型、经验公式、函数以及涉及到的各种物理参数, 以期针对秦山二期的机组特性对其进行修改, 使能用于秦山二期的评价。

2.1 破口计算模块分析

破口计算模块通过流入和流出一回路的水质量平衡来计算破口的质量流率。流入、流出一回路的各种流量, 一回路压力温度等, 通常是电站的实时测量数据。在进行案例模拟的时候, 也可以由分析人员指定这些数据。平衡方程概括表述如下:

$$W_{\text{破口}} = \sum W_i - \sum W_j + \frac{\Delta M}{\Delta t} \quad (1)$$

其中, $W_{\text{破口}}$ 为要计算得到的破口流率; $\sum W_i$ 为流入一回路的流量, 包括安注、化容补水、主泵轴封、辅助喷淋等; $\sum W_j$ 为流出

收稿日期: 2006-04-28

基金项目: 北京市核安全中心资助项目

作者简介: 冯君懿, 女, 清华大学核能与新能源技术研究院环境保护与辐射防护研究室, 硕士生, 研究方向为环境保护与辐射防护;

E-mail: fjy04@mails.tsinghua.edu.cn



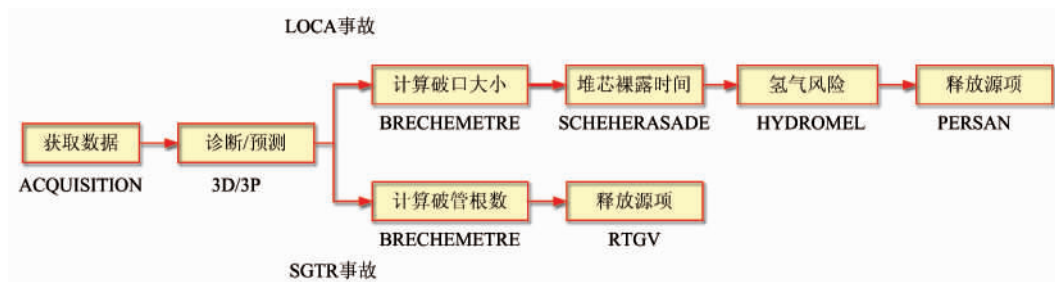


图 1 SESAME 程序组成

Fig. 1 The structure of SESAME system

一回路的流量,包括化容下泄/过剩下泄、主泵轴封回水等; $\frac{\Delta M}{\Delta t}$ 为计算时间间隔中,一回路冷却剂因温度压力变化而产生的质量变化。

$\frac{\Delta M}{\Delta t}$ 按下式计算 $M = \bar{\rho}V + \rho_{\text{Last}}Sh + \rho_{\text{Vast}}S(H-h)$ 。式中 V 为一回路体积,不包括稳压器; S 为稳压器平衡截面; H 为稳压器总高; h 为稳压器中水深; $\bar{\rho}$ 为一回路系统(稳压器除外)中单位体积的平均质量; ρ_{Last} 为稳压器饱和时液体的单位体积质量, ρ_{Vast} 为稳压器饱和时蒸汽的单位体积质量。

得到破口流速 $W_{\text{破口}}$ 后,由它与临界质量流速 G_{critical} 的比值来确定安全壳内破口的破口尺寸,它与福斯克相关函数的比值来确定蒸汽发生器传热管破裂事故下的破管根数等破口特征。

2.2 SGTR 源项计算模块分析

SGTR 源项计算模块用于计算 SGTR 事故下的释放源项。计算的基本思想是根据一、二回路系统之间水和水蒸汽的质量转移平衡,进而确定一、二回路系统中放射性平衡以及向大气的放射性释放。一回路和二回路系统之间的流动情况,主要取决于蒸汽发生器传热管破口的破口流速,是用前面所述的破口计算模块估算出来的。

在一回路、蒸汽发生器中的放射性平衡可概况表达如下:

$$A_i(t+\Delta t) = [A_i(t) + \sum A'_i(t)] \frac{D_i(t+\Delta t)}{D_i(t)} \quad (2)$$

其中,

$A_i(t+\Delta t)$ 和 $A_i(t)$ 分别为 $t+\Delta t$ 时刻和 t 时刻下某核素族 i 的放射性活度;

$D_i(t+\Delta t)$ 和 $D_i(t)$ 分别为 $t+\Delta t$ 时刻和 t 时刻下某核素族 i 的归一化衰变函数;

$\sum A'_i(t)$ 为 t 时刻下额外引入或转移出去的放射性活度。

对一回路, $\sum A'_i(t)$ 包括停堆瞬态引入的尖峰效应、随一回路水量损失而转移的放射性(如通过破口进入蒸汽发生器)等;对蒸汽发生器, $\sum A'_i(t)$ 包括一回路通过破口转移过来的放射性、通过各种可能的放射性释放途径(卡开的安全阀、汽机旁路、蒸汽发生器排污等)转移出去的放射性等。

通过上述分析可以看出,破口计算模块和源项计算模块的计算基础都是普适的计算公式,如破口计算模块所使用的一回路流体的质量平衡、源项计算模块所使用的一、二回路水和水蒸汽质量转移平衡、放射性活度平衡等,这些公式都不会因压水堆堆型

的设计变化而不成立。因此,这些计算基础模型对秦山二期也是适用的。但破口计算模块中使用的经验关系式的适用性需要进一步研究。另外,由于秦山二期的堆芯总量与法国标准三环路电站的堆芯总量不同,需要重新确定停堆瞬态后,一回路中的初始放射性和各族同位素的归一化衰变函数。

2.3 SESAME 系统中数据分析

SESAME 系统中使用的数据按来源不同可分为测量数据、安全行动数据、反应堆数据和计算数据 4 类。其中计算数据是程序根据反应堆数据和测量数据自动推算出来的,安全行动数据通过数据获取模块,由用户输入到参考数据库中。为适应秦山二期事故情况下的应急评价,SESAME 系统运行中需要修改的参数如下。

1) 与电站特性有关的固定参数,如蒸汽发生器个数、各种体积(如一回路、稳压器、安注箱、蒸汽发生器)、各种安全设备启动压力(如安注泵、安全阀)等等。这些参数需要根据秦山二期的实际情况进行重新设定。但由于 SESAME 系统各程序通过调用参数代码调用参数值,因此这些参数在程序中不需要作出更改,只需要在 SESAME 程序所调用的外部 ACCESS 数据库中作出修改即可,即重新建立秦山二期的数据库。

2) 电站实时参数,包括各种随时间变化的流量(安注、化容、喷淋等)、压力(一回路、二回路)、温度等。尽管 SESAME 原来是为法国标准三环路设计的,而秦山二期减少了一个环路,但各环路所需要的各种测量是一样的,并未缺少。根据对秦山二期的调查,基本测点的名称几乎都是一样的,因此实时测量数据的可得性也基本上可以得到保证。而秦山二期因减少了一个环路而在测量中不需要的测点,可在程序中注释掉。

3 SESAME 程序适用性分析

3.1 一回路中放射活度的计算

一回路中放射性活度的变化分为 2 个阶段:① 停堆所引起的放射性活度迅速上升的尖峰效应阶段,② 越过尖峰后的放射性衰变阶段。尽管尖峰效应的时间很短,放射性活度的上升却极为明显,尤其是碘族裂变产物。由于上面的原因,一回路中放射活度的计算分为 2 个阶段。当处于活度上升的尖峰效应期间时,一回路中某时刻的放射性活度=停堆前一回路中的初始放射性活度 $\times$ $\frac{\text{峰值因子最大值}}{\text{峰值因子最小值}} \times \frac{\text{活度上升所需要的时间}}{\text{当前时刻与停堆时刻差}}$; 越过尖峰效应

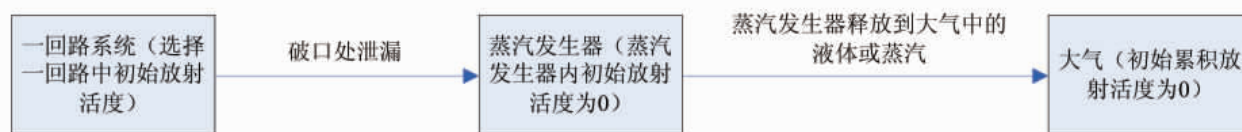


图 2 放射性释放转移图

Fig. 2 Radioactivity transfer and release

后,一回路中某时刻的放射性活度=停堆前一回路中的初始放射性活度 $\times \frac{\text{峰值因子最大值}}{\text{峰值因子最小值}} \times \text{该时刻时的 } i \text{ 族核素的归一化衰变函数值}$ 。

各族核素归一化的衰变函数 $D_i(t)$ 是根据反应堆冷却剂中惰性气体、碘和铯族中各同位素放射性活度总和的变化来确定的。首先,根据《秦山二期核电厂最终安全分析报告》确定秦山二期核电站反应堆冷却剂内所考虑的同位素成分和各同位素的半衰期,并确定紧急停堆后反应堆冷却剂内各同位素的初始放射性活度。并根据各族同位素瞬态后的初始放射性活度和半衰期这些基本信息,根据衰变公式,计算出各同位素放射性活度随时间的变化情况。由此得到惰性气体族、碘族和铯族同位素放射性活度的总和随时间的衰变情况,见表 1。

表 1 各同位素放射性活度随时间变化情况
Tbl. 1 Changes in the sum of the activities of the isotopes in each family

持续时间(h)	惰性气体	碘	铯
0	1	1	1
1	0.768 478	0.923 54	0.199 75
2	0.697 331	0.867 908	0.199 706
3	0.651 717	0.825 423	0.199 663
4	0.616 365	0.791 731	0.199 619
5	0.587 633	0.764 204	0.199 576
7	0.543 304	0.721 488	0.199 49
10	0.496 584	0.675 788	0.199 361
15	0.445 649	0.623 545	0.199 148
20	0.411 636	0.585 526	0.198 931
25	0.386 606	0.555 133	0.198 728

根据表 1,用 Matlab 软件的 polyfit 函数确定各族同位素归一化衰变拟合函数。分别为:

惰性气体族 $y=0.000\ 1x^4-0.00\ 3x^3+0.034\ 1x^2-0.189x+0.971\ 7$,

碘族 $y=-0.000\ 7x^3+0.009\ 6x^2-0.080\ 9x+0.998\ 1$,

铯族 $y=\text{Exp}(-x/1\ 609\ 292.600\ 226\ 489)$ 。

由于铯族其他核算半衰期很长,只考虑 Cs136 的衰变。式中, x 为时间,单位为 h ; y 为各族同位素归一化的衰变函数 $D_i(t)$ 。将其写为 PASCAL 函数并入 RTGV 计算程序中。

关于放射性计算,除了重新拟合了惰性气体、碘同位素和铯同素的归一化衰变函数以外,还需要查明停堆前后一回路初始放射性水平、各族核素峰值因子、各族同位素活度上升所需的时间、碘和铯在蒸汽发生器各相中的滞留系数等参数,在 ACCESS 数据库中的反应堆参数和 SESAME 程序中定义的固定数据中做出修改。

3.2 经验公式的适用性

3.2.1 临界流量的确定

通过公式(1)得到破口流率(即 W_{break})后,对于在安全壳内的破口,破口截面积 S 用破口流率和临界质量流速相关式 G_{critical} 的比值确定。临界流量这个概念很重要,尤其在失水事故或二回路管道破裂情况下,通道断裂时的临界流可以用来确定破裂以后压力下降速度、相应回路的水的流失总量,以及在一回路管道破裂或者安全壳内二回路管道破裂情况下流入安全壳内水的总量。

在安全壳内破口的情况下,冷却剂从一回路破口流向安全壳时,由于压力差极大(接近 155 个大气压的一回路压力和低于 1 个大气压的安全壳内压力),冷却剂将急剧汽化。因此安全壳内破口情况下的临界流适用于伯内尔提出的计算急剧蒸发水流临界质量流速的模型^[3]。伯内尔提出的亚饱和状态水的临界流量关系式为 $G_c = \sqrt{2\rho(P_0 - (1-c)P_s)}$,式中, P_0 是上游压力,此处为一回路压力; P_s 是上游(一回路)温度下所对应的饱和压力,而 c 是经验系数,它是 P_s 的函数 $c=0.264 \times \frac{\sigma(P_s)}{\sigma(12\text{bar})}$, $\sigma(P)$ 是在压力 P 下的流

体表面张力。

因此只要根据秦山二期的工况,计算在热段、汽段或饱和状态下测得的平均温度下的饱和压力 P_{sat} 时相对应的 c 值就可以了。

3.2.2 福斯克相关函数

(2)在蒸汽发生器管子破裂时,破口截面积 S 由破口流率和福斯克相关函数的比值给出。不管是法国系列标准压水堆还是秦山二期两环路压水堆,对于蒸汽发生器传热管破裂引起的冷却剂泄漏,很显然适用于两相临界流中的流过 $L/D=0$ 的孔板的临界流^[3](L 为传热管壁厚, D 为破口直径)。

$$G_{\text{max}}=0.61\sqrt{2\rho(P_0-P_b)}=0.863\sqrt{\rho(P_0-P_b)}$$

同时,由于传热管两端破裂,引起双倍的泄漏,因此 $G_{\text{Fauske}}=2G_{\text{max}}=1.73\sqrt{\rho(P_p-P_s)}$,其中, ρ 是反应堆冷却剂密度,取决于冷段测得的压力和温度; P_0 和 P_b 分别为上游压力和外界背压,在此处具体分别为 P_p 一回路压力, P_s 二回路压力。

3.3 水位的计算

3.3.1 稳压器水位

关于稳压器和蒸汽发生器水位,破口计算阶段使用的是从电站传送过来的测量值,源项计算模块使用的是经过一回路或蒸汽发生器内水量计算得到的。不管哪种情况,都需要根据电站的运行工况对水位值进行修正。这是因为为了消除压力对比容的影响,水位的标定是在额定工况下进行的,如果一回路的压力为 155 bar,在稳定工况或变化较慢的工况下稳压器内的实际水位直接由标定直线给出。对于其他不同的压力,就必须考虑对比容变化的影响。各种不同压力数值情况下的测量高度和实际高度之间的修正关系见下面的公式(以稳压器水位为例):用百分数表示的稳压器水位= $\frac{\text{测量值} \times 492 + (102 - \text{当前压力下稳压器内蒸汽密度})}{\text{当前压力下稳压器中液体和蒸汽密度差}}$

其中,492 为一回路额定压力 155 bar 下稳压器内液体和稳压器内蒸汽的密度差,102 为一回路额定压力 155 bar 下稳压器内的蒸汽密度。由于秦山二期和法国标准系列电站一回路的额定运行压力均为 155 bar,因此,上面修正公式仍适用于秦山二期。

3.3.2 蒸汽发生器水位

上面提到源项计算模块中使用的蒸汽发生器水位,是根据蒸汽发生器内液体体积计算得到的,这个过程通过 sgLiqMassToLvl-Wr 函数实现。计算原理是已知蒸汽发生器内液体体积和蒸汽发生器宽程水位之间的一组对应关系,调用 linInterpol 函数,线性插值得到蒸汽发生器内任意液体体积所对应的蒸汽发生器宽程水位。linInterpol 函数是根据给定的一系列 X 和 Y 的数值进行线性插值拟合 Y 和 X 之间函数关系的程序模块,其本身不需修改。由于电站不同,蒸汽发生器内液体体积和蒸汽发生器宽程水位之间的对应关系也不相同。因此,需要修改蒸汽发生器内液体体积和蒸汽发生器宽程水位之间的对应关系。体现在程序中,只需要修改下面一组常数数组定义就可以了。

CONST

RVOLUMES:ARRAY[0..4] OF Real=(1.77,11.80,53.21,72.24,120.15),

蒸汽发生器内液体体积;

RWRLVLS:ARRAY[0..4] OF Real=(-12.5,-10.8,-3.8,-1.6,2.05),

蒸汽发生器宽程水位;

上面是标准系列压水堆中蒸汽发生器内水量变化和蒸汽发生器宽程水位之间的对应关系,应根据秦山二期的情况修改给出两者之间的对应关系的常数数组。同理,根据蒸汽发生器内液体体积计算蒸汽发生器窄程水位的 sgLiqMassToLvlNr 函数也应做出这样的修改。

3.4 安注箱注水量的计算

为确定安注过程中安注箱注水量,首先需要确定注水后安注箱内压力。SESAME 程序用绝热降压过程模拟注水过程中箱内氮气的变化,得到注水后的箱内压力为 $P_{\text{Accu}}=P_{\text{ini}} \cdot \left(\frac{V_{\text{Gini}}}{V_{\text{G}}}\right)^{\gamma}$ 。式中,

基于间断平衡理论的企业复杂信息技术接受分析框架研究

Research on the Process Organization Acceptance of Complex Information Technologies: A Farmwork Based on Punctuation Equilibrium Theory

陈文波/CHEN Wen-bo¹,黄丽华/HUANG Li-hua¹,曾庆丰/ZENG Qing-feng²

1. 复旦大学管理学院,上海 200433

2. 上海财经大学信息管理与工程学院,上海 200433

1. School of Management, Fudan University, Shanghai 200433, China

2. School of Information Management and Engineering, Shanghai University of Finance and Economics, Shanghai 200433, China

[摘要] 信息技术的应用成为影响企业发展的重要因素,成功的信息系统引入需要深刻理解组织信息系统接受的全过程。在对组织信息系统接受的阶段研究进行回顾的基础上,从组织变革的视角考察组织复杂信息技术接受这一非线性过程,提出了一个基于间断平衡理论的组织信息系统接受分析框架。讨论结果表明,这一框架对于组织信息技术的引入更具有描述性、预测性和指导性。

[关键词] 组织;信息技术接受;间断平衡理论

[中图分类号] F270.7

[文献标识码] A

[文章编号] 1000-7857(2006)07-0064-04

Abstract: It's essential for enterprises to employ information technologies nowadays. Successful implementation of complex IT requires a through understanding of the acceptance process of IT in organizations. After a review of the stage-models, the paper provides a new framework based on the punctuated equilibrium theory to model the acceptance process of information technologies in organizations. Focusing on the organizational change behavior, the new framework is more descriptive, predictive and directive than the traditional stage-models.

Key Words: organization; IT acceptance; punctuated equilibrium theory

CLC Number: F270.7

Document Code: A

Article ID: 1000-7857(2006)07-0064-04

收稿日期: 2006-01-08

基金项目: 国家自然科学基金资助项目(70571016)

作者简介: 陈文波,男,上海邯郸路 220 号复旦大学管理学院信息管理与信息系统专业,博士生,研究方向为信息系统接受;

E-mail: chenwenbo@fudan.edu.cn

黄丽华,女,上海邯郸路 220 号复旦大学管理学院管理科学与工程专业,教授,研究方向为管理信息系统、电子商务、企业流程再造(BPR);E-mail: lhhuang@fudan.edu.cn

P_{Accu} 是安注箱注水后压力, V_{Gin} 是安注箱内气体的初始体积, V_{G} 是在计算的时刻箱内气体的体积, γ 为定压热容和定体热容的比值,氮气的 γ 值为 1.4。按此式分别计算出 t_1 时刻和 t_2 时刻安注箱注水后氮气的体积后,即可知注水后安注箱内液体体积(安注箱体积-安注箱内氮气体积), t_1 和 t_2 两个时刻注水后安注箱内液体体积之差即为 t_1 和 t_2 时间间隔内安注箱注水量。

由上面的分析可以看出,该计算过程由气体状态方程的绝热降压过程直接得出,具有普适性。但需要根据电厂对安注箱个数、安注箱体积以及箱内初始液体体积、安注箱隔离压力、安注箱排水压力和安注箱内水温进行修改。

3.5 与电站相关的固定常数

程序中使用了許多固定常数,如换料水箱温度不可用时,取 20℃,辅助给水系统温度不可用时,取 20℃,默认 ASG 水温 50℃ 等。这些数据大多与电站的默认运行工况一致,但这些数据在程序中以固定常数的形式出现,需要在程序中修改。

4 结论

为适应秦山二期的事故评价要求,对 SESAME 系统进行改编的工作量主要集中在建立秦山二期数据库,对 SESAME 系统中所调用的函数的适用性、经验公式的适用性、经验常数的适用性的研究与修改工作上,以及 SESAME 系统对一些物理量的计算模型的研究与修改工作上。

SESAME 源项分析程序在秦山二期的适用性研究工作,对于建立和更新我国的事故后果评价系统、提高我国核电厂对事故后果的评价能力具有重要的推动意义。

参考文献(References)

- [1] 国家环保总局. 核电厂核事故应急管理条例[M]. 北京:中国法制出版社,1993.
- [2] 国家环保总局. 秦山第二核电厂最终安全分析报告[R]. (出版时间不详).
- [3] 阎昌琪编著. 气液两相流[M]. 哈尔滨:哈尔滨工程大学出版社,1995.

(责任编辑 王 芷)