



CNIC-01223

SINRE-0080

# 中国核科技报告

## CHINA NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY REPORT

失水事故工况下堆坑压力和压力壳受力分析

AN ANALYSIS OF REACTOR PIT PRESSURIZATION  
AND FORCES APPLIED ON REACTOR VESSEL

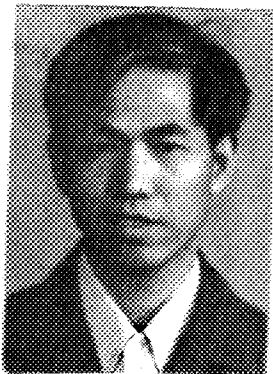
*(In Chinese)*



中国核情报中心  
原子能出版社

China Nuclear Information Centre  
Atomic Energy Press

R



王荣忠：中国核动力研究设计院高级工程师，1966年毕业于上海交通大学。

WANG Rongzhong: Senior engineer of Nuclear Power Institute of China. Graduated from Shanghai Jiaotong University in 1966.

CNIC-01223

SINRE-0080

# 失水事故工况下堆坑压力和压力壳受力分析

王荣忠 李 锋

(中国核动力研究设计院, 成都)

## 摘 要

应用 Catem 程序分析计算秦山二期核电站在失水事故工况下堆坑内各处温度、压力随时间的变化,随后用 Wformom 程序分析计算作用在压力壳上的力和弯矩。秦山二期核电站是一个二环路的核动力装置,并且它的两个安注箱中的水直接注射到压力壳下降腔处,安全注射管的高度与一次侧主管道位于同一高度上,为更好地预示失水事故工况下堆坑压力的变化,在进行结点划分时,考虑了秦山二期核电站这些结构上的特点,以一次侧主管道和安全注射管为容积边界,把堆坑压力壳周向区域划分为 5 个控制体。给出了计算的主要假设条件和主要计算结果,为了更深入地了解各参数对计算结果的影响,还对破口面积,结点划分和各容积间流通面积的大小作了大量的敏感性分析计算。

**An Analysis of Reactor Pit Pressurization  
and Forces Applied on Reactor Vessel**  
*(In Chinese)*

WANG Rongzhong LI Feng  
(Nuclear Power Institute of China, Chengdu)

**ABSTRACT**

The pressure and temperature transients with the time of the reactor pit during LOCA have been analyzed by using Catem computer code for Qinshan-2 nuclear power plant. The force and bending moment on the inlet and outlet nozzles of the reactor vessel also have been calculated by using Wformom code. Qinshan-2 NPP is a two-loop nuclear power plant. The cold water of the accumulators are directly injected into the downcomer of reactor vessel. Injection line of accumulators is located at the same level with the inlet and outlet nozzles. These geometry characteristics have been taken into account in the circumferential vessel pit noding using five volumes around the vessel. The assumptions used in the analysis and calculation results have been presented. Many sensitive calculations have been performed for different break size and circumferential noding.

# 前言

由于屏蔽的需要，压力壳位于由混凝土浇注的堆坑内（图 1），所以一旦压力壳进出口管处的主管道发生断裂，堆坑中的温度压力就迅速上升，靠近破口处的空间内的压力上升快；而离破口处远的空间内压力上升慢，这样由于压差的存在，作用在压力壳上的力就不平衡，由此产生一个水平推力和轴向弯矩。由于力的性质是瞬间冲击力，它对堆内构件会产生一个冲击载荷，为设计堆内构件，必须求出失水事故工况下作用在压力壳上的力和弯矩。

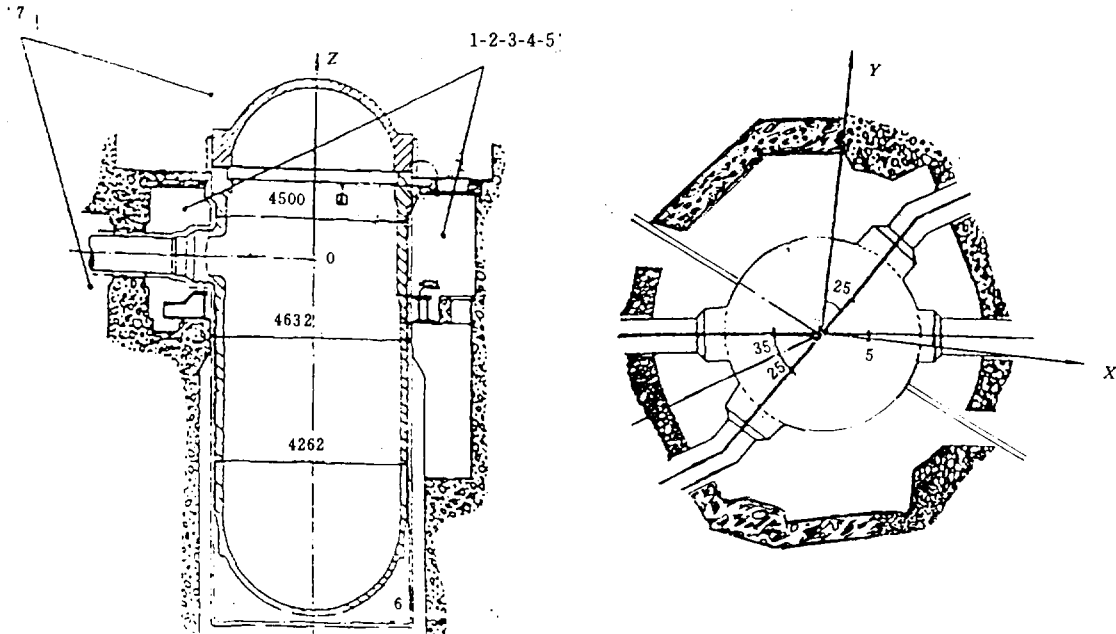


图 1 堆坑结构图

## 1 方法

应用 Catem 程序计算堆坑压力随时间的变化，应用 Wformom 程序计算作用在压力壳上的力和弯矩随时间的变化。

### 1.1 Catem 程序

#### 1.1.1 Catem 程序的功能

Catem 程序是从法国引进的一个安全壳子隔室分析计算程序，它主要用来计算失水事故工况下安全壳子隔室压力和温度随时间的变化，同时亦可用于计算失水事故短期内作用于设备上的载荷。

#### 1.1.2 Catem 程序的主要假设

安全壳划分为一定数量的由孔道连接的容积单元，在建立每一容积单元的质量、能量平衡关系时假定：

- (1) 在每一容积中，空气、水和水蒸气均匀混合，处于热力平衡状态；
- (2) 每一容积中的流体速度为零；
- (3) 符合理想气体定律；

(4) 流体与混凝土隔墙或安全壳中的低能设备材料之间无热交换；

(5) 按照均匀冻结模型给出各区间的流量。

### 1.1.3 Catem 程序的移植

程序的移植工作包括：

- 编制原程序所缺的用于求解水物性参数的八个子程序；
- 对原 Catem 程序中的 MOLLIE、SLEMP5 二个子程序，根据它们的功能作适当处理；
- 为改进求解精度，减少输出打印，在子程序 DIFSYS 中增加了迭代次数；
- 为便于后处理程序 Wformom 直接应用它的计算结果，增加了小编辑输出的功能。

我们用移植成功的 Catem 程序对例题进行分析计算，程序的计算结果与例题结果符合得很好，由此可见 Catem 程序的移植是完全成功的。

## 1.2 Wformom 程序

### 1.2.1 Wformom 程序的功能

它作为 Catem 程序的后处理程序，利用 Catem 程序的计算结果，计算作用于子隔壁墙上或设备上的载荷。

### 1.2.2 Wformom 程序的物理模型

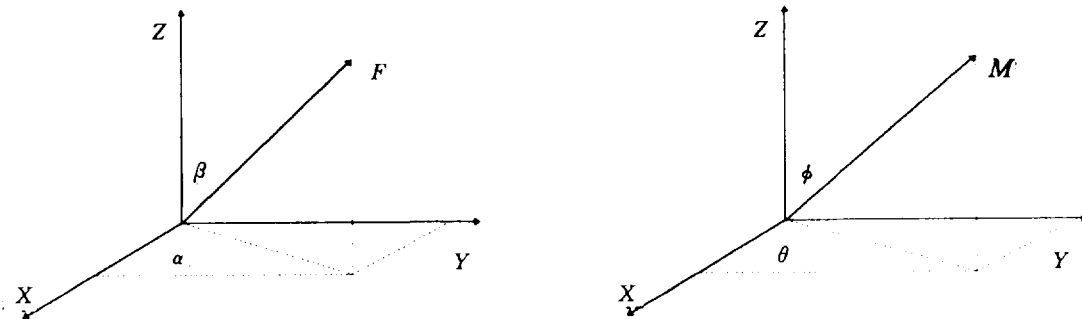


图 2 力和弯矩的坐标系

在如图 2 选定的坐标系下，作用在表面  $S$  上的力为：

$$F_x = P \cdot S \cdot \sin \beta \cdot \cos \alpha$$

$$F_y = P \cdot S \cdot \sin \beta \cdot \sin \alpha$$

$$F_z = P \cdot S \cdot \cos \beta$$

其中  $S$  为压力  $P$  的作用表面。

作用在点  $M$  处的力产生的弯矩表达式为：

$$M_x = r (F_y \cdot \sin \phi \cdot \sin \theta - F_z \cdot \cos \phi)$$

$$M_y = r (F_x \cdot \cos \phi - F_z \cdot \sin \phi \cdot \cos \theta)$$

$$M_z = r (F_y \cdot \sin \phi \cdot \cos \theta - F_x \cdot \sin \phi \cdot \sin \theta)$$

其中  $r$  为力的作用点到坐标原点的距离。

### 1.2.3 Wformom 程序的编制

根据上述基本方程编写源程序，问题的关键是堆坑是分区的，设备表面亦是分区的，要正确地取得相应区域的值，需要精心设计。

### 1.2.4 Wformom 程序的验证

为验证 Wformom 程序计算结果的正确性，我们参考了广东大亚湾核电站相应程序的输入参数和计算结果<sup>[1]</sup>。采用广东大亚湾核电站安全分析报告上第六章质能释放的数据及其结

点划分,对广东核电站堆坑压力和作用在压力壳上的力和弯矩进行了分析计算,计算结果见表1。从表1可见Wformom程序的计算结果与广东大亚湾核电站的计算结果基本接近,由此证明Wformom程序的计算结果是可信的。

表1 Wformom程序的计算结果与参考值的比较

参 数	Wformom	参考值
$F_H, \times 10^4 \text{ N}$	649.74	656.62
$F_Z, \times 10^4 \text{ N}$	565.93	569.27
$M_x, \times 10^4 \text{ N} \cdot \text{m}$	-266.33	-267.72
$M_y, \times 10^4 \text{ N} \cdot \text{m}$	-220.17	-219.39
$M_z, \times 10^4 \text{ N} \cdot \text{m}$	9.9673	10.38
$M_H, \times 10^4 \text{ N} \cdot \text{m}$	345.55	346.13

$$* F_H = (F_x^2 + F_z^2)^{1/2}$$

$$M_H = (M_x^2 + M_y^2)^{1/2}$$

## 2 堆坑压力和作用在压力壳上的力和弯矩的计算

### 2.1 结点的划分

Catem程序假设每一容积中流体是均匀的、静止的,流动仅仅发生在容积交界面的通道上,基于此要求每一容积足够大。

另一方面,在对压力壳进出口管嘴高度位置上的周围区域进行划分时,每个容积又不能太大,以便正确地计算出周围区域各容积间的压差。一般来说,以一次侧主管道为各容积的边界,例如广东大亚湾核电站将周围区划分为五个区。

秦山二期核电站是一个二环路的核动力装置,并且它的两个安注箱中的冷却水直接注射到压力壳下降腔处,安全注射管的高度与一次侧主管道位于同一高度上。为了更好地预示失水事故工况下堆坑压力的变化,在进行结点划分时,我们考虑了秦山核电站这些结构上的特点,以一次侧主管道和安全注射管为各容积的边界,把堆坑压力壳周向区划分为五个区。

### 2.2 破口面积的确定

在进行堆坑压力分析时,应考虑管道约束和设备支撑的作用,取实际可能发生的最大破口作为堆坑压力分析的有效破口面积。

有效破口面积的大小取决于断裂管道两端的相对位移,这些位移取决于:

- (1) 作用于破口附近的机械结构上的载荷;
- (2) 断裂端的应力释放现象;

同时又取决于:

- (1) 管道的几何形状;
- (2) 冷却剂管道和支撑间的间隙;
- (3) 冷却剂管道约束的位置和强度。

根据位移的两种类型计算有效破口面积:

- (1) 破口平面上的相对位移  $b$ , 垂直于管道轴线;
- (2) 破口端面间的相对位移  $a$ 。

设  $D$  为管道直径, 则用下述公式计算有效破口面积  $A$ :

$$A = b(3.1416 D + 2 a)$$

对压力壳进出口管道发生断裂的情况，应由动力学计算分别计算出冷却剂管道发生的轴向和侧向位移和压力壳本身产生的轴向和侧向位移。然后用上述公式计算有效破口面积。这种求解方法实际上是一个复杂的迭代过程。首先假设一个破口面积，然后由动力学分析求得有效破口面积，若有效破口面积不等于原先假定的破口面积，则修改假设的破口面积，重做动力学分析，直至求得的有效破口面积小于或等于假设的破口面积。

我们分析了秦山二期核电站的特点和管道、设备支撑的具体情况，参考了广东大亚湾核电站压力壳进出口管道断裂时的有效破口面积，确定秦山二期核电站压力壳进出口管道断裂的有效破口面积为  $800 \text{ cm}^2$ 。

### 2.3 计算分析中的主要假设

计算分析中的主要假设如下：

#### (1) 各容积的初始条件

初始温度： $40^\circ\text{C}$

初始压力： $1.0 \times 10^5 \text{ Pa}$

初始湿度：100%

#### (2) 质能释放数据

由 MEDUSE 程序计算失水事故过程中的质能释放数据。在计算中采用了安全壳子隔壁设计的基本假设（见广东核电站安全分析报告 6.2.1.3.3 节）。

#### (3) 通风道特性

通风道是指堆坑四周壁面和上部顶盖处，在正常运行时处于关闭状态，在事故工况下，当压力大于某一值时开启的那些阀门和塞子。通风道的类型有中子探测孔道的塞子和通向蒸汽发生器子隔壁的门。

通风道的特性包括：

- a. 最大通风面积；
- b. 通风道几何尺寸（长，宽，高）；
- c. 插入深度；
- d. 材料比重。

#### (4) 假设在事故状态下，压力壳表面的保温层倒塌。

#### (5) Catem 程序中输入参数 TMARG 取 1.2，以考虑下述不确定性：

- a. 容积的几何体积和模拟方法；
- b. 通过孔口的汽体流动计算。

(6) 在考虑压力壳侧面受向上作用的力的表面积时，仅考虑换料密封环凸台的面积，假设事故中焊接条断裂。

(7) 其他几何尺寸数据，取自《RX 厂房反应堆冷却剂系统各隔室的自由容积及流通面积的计算说明》<sup>[2]</sup>。

### 2.4 计算结果

对压力壳进出口主管道断裂，破口面积为  $800 \text{ cm}^2$  的工况进行了分析计算，计算时质能释放增加了 10% 的裕量，以考虑正常运行工况的偏移。力和弯矩的参考坐标见图 1。

在图 3 中给出了压力壳进口主管道断裂堆坑中压力壳周围区域的压力随时间的变化。在图 4 和图 5 中给出了作用在压力壳上的力和弯矩随时间的变化。



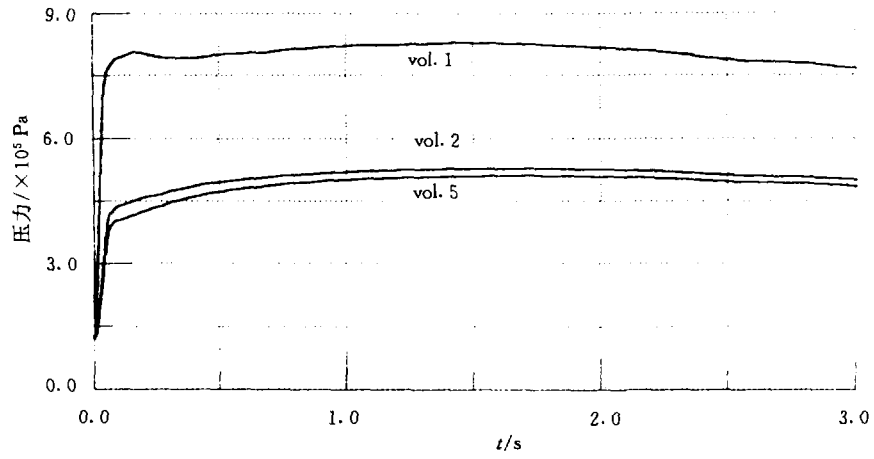


图 3 堆坑压力随时间的变化

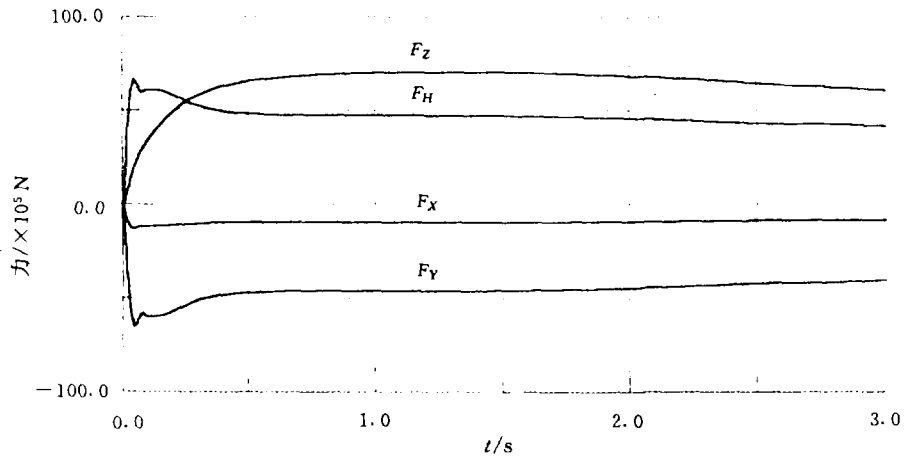


图 4 作用在压力壳上的力随时间的变化

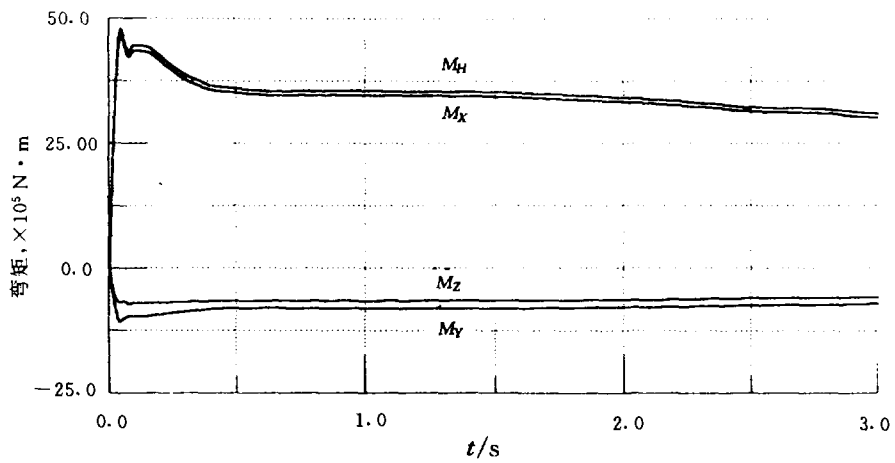


图 5 作用在压力壳上的弯矩随时间的变化

### 3 敏感性分析计算

为深入了解各参数对计算结果的影响，做了大量的敏感性计算。

#### 3.1 破口面积的影响

对结点划分总数为 5 个容积，破口面积分别为 600 cm<sup>2</sup>、750 cm<sup>2</sup>、800 cm<sup>2</sup>、850 cm<sup>2</sup> 和 900 cm<sup>2</sup> 5 种工况进行了计算分析，计算结果见表 2，表中数据表明，破口面积越大，作用在压力壳上的力和弯矩越大。

表 2 破口面积的影响

破口面积 cm <sup>2</sup>	堆坑压力 × 10 <sup>5</sup> Pa	水平推力 × 10 <sup>6</sup> N	轴向弯矩 × 10 <sup>6</sup> N · m
600	6.379	3.1636	2.5530
750	7.648	3.938	3.1456
800	8.127	4.164	3.3156
850	8.5339	4.465	3.5530
900	8.963	4.642	3.7650

#### 3.2 结点划分的影响

对破口面积为 600 cm<sup>2</sup>，结点划分数分别为 5、7 和 9 的三种工况进行了分析计算，计算结果见表 3，从表 3 中可以看出，结点划分得细一点，作用在压力壳上的力和弯矩就大一点。但结点的划分要合理，容积边界应以实际存在的管道为依据。

表 3 结点划分的影响

参 数	结 点 数		
	5	7	9
$F_H, \times 10^4 \text{ N}$	316.36	385.44	417.16
$F_x, \times 10^4 \text{ N}$	707.4	708.09	710.43
$M_x, \times 10^4 \text{ N} \cdot \text{m}$	254.78	271.51	271.12
$M_y, \times 10^4 \text{ N} \cdot \text{m}$	-16.04	-77.13	-120.81
$M_z, \times 10^4 \text{ N} \cdot \text{m}$	-0.036	-87.82	-121.24
$M_H, \times 10^4 \text{ N} \cdot \text{m}$	255.28	282.25	296.82

#### 3.3 容积间流通面积的影响

取不同的流通面积进行分析计算，由计算结果可见，流通面积大，事故后堆坑内的气体能很快地跑到安全壳的大空间中去，堆坑内的压力上升小，因而作用在压力壳上的力和弯矩也小。

### 参 考 文 献

- 1 广东核电站初步安全分析报告·中国广东：广东核电合营有限公司，1987
- 2 徐长荣，刘承敏等·RX 厂房反应堆冷却剂系统各隔室的自由容积及流通面积的计算说明·中国成都：中国核动力研究院设计院，1996

### 图书在版编目 (CIP) 数据

中国核科技报告 CNIC-01223 SINRE-0080: 失水事故  
工况下堆坑压力和压力壳受力分析/王荣忠等著. —北京:  
原子能出版社, 1997. 12

ISBN 7-5022-1769-X

I. 中… II. 王… III. 核技术-研究报告-中国 IV. TL-  
2

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (97) 第 24918 号

### 失水事故工况下堆坑压力和压力壳受力分析

王荣忠等著

©原子能出版社, 1997

原子能出版社出版发行

责任编辑: 武 洁

社址: 北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码: 100037

中国核科技报告编辑部排版

核科学技术情报研究所印刷

开本 787×1092 1/16 · 印张 1/2 · 字数 10 千字

1997 年 12 月北京第一版 · 1997 年 12 月北京第一次印刷

定价: 5.00 元

# CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT

This report is subject to copyright. All rights are reserved. Submission of a report for publication implies the transfer of the exclusive publication right from the author(s) to the publisher. No part of this publication, except abstract, may be reproduced, stored in data banks or transmitted in any form or by any means, electronic, mechanical, photocopying, recording or otherwise, without the prior written permission of the publisher, China Nuclear Information Centre, and/or Atomic Energy Press. Violations fall under the prosecution act of the Copyright Law of China. The China Nuclear Information Centre and Atomic Energy Press do not accept any responsibility for loss or damage arising from the use of information contained in any of its reports or in any communication about its test or investigations.

ISBN 7-5022-1769-X



9 787502 217693 >