



CN9800596

CNIC-01222

SINRE-0079

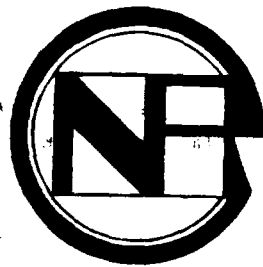
中国核科技报告

CHINA NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY REPORT

PRC- II 脉冲反应堆事故分析

ACCIDENT ANALYSIS FOR PRC- II REACTOR

(In Chinese)

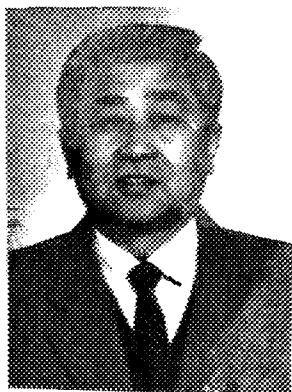


中国核情报中心
原子能出版社

China Nuclear Information Centre
Atomic Energy Press

中国核动力研究设计院设计研究员级高级工程师

WEI YONGREN



魏永仁：中国核动力研究设计院设计研究员级高级工程师，1963年毕业于哈尔滨工业大学工程物理系反应堆工程专业。

WEI Yongren: Senior engineer (professor) of Nuclear Power Institute of China. Graduated from Department of Engineering Physics, Harbin Institute of Technology in 1963, majoring in reactor engineering.

CNIC-01222

SINRE-0079

PRC- II 脉冲反应堆事故分析

魏永仁 唐 钢 吴 清 卢毅力 刘志峰

(中国核动力研究设计院, 成都)

摘 要

介绍了 PRC- I 脉冲反应堆(中国第二座脉冲反应堆)事故分析中所使用的计算模型、计算机程序、瞬态结果、敏感性研究、设计改进和安全评价。该堆建在人口稠密的城市内,它的安全性格外令人瞩目。为此,对几种假想的事故(提棒事故、弹棒事故和失水事故)进行了详细的计算、分析和评价。针对每种事故工况的机理和过程分别建立了一套复杂的数学计算模型,研制出相应的计算机程序。对每种事故工况进行了全面的计算和分析;对影响安全的主要参数进行了敏感性研究;检验了专设安全设施的功能;提出了两项缓解事故后果的改进施工设计的措施;评价了反应堆的安全特性。在失水事故分析中首次提出了一种新的、先进的计算模型(真实堆芯裸露模型)和计算机程序(MCRLOCA)。

Accident Analysis for PRC- II Reactor

(In Chinese)

WEI Yongren TANG Gang WU Qing LU Yili LIU Zhifeng
(Nuclear Power Institute of China, Chengdu)

ABSTRACT

The computer codes, calculation models, transient results, sensitivity research, design improvement, and safety evaluation used in accident analysis for PRC- I Reactor (The Second Pulsed Reactor in China) are introduced. PRC- I Reactor is built in big populous city, so the public pay close attention to reactor safety. Consequently, Some hypothetical accidents are analyzed. They include an uncontrolled control rod withdrawal at rated power, a pulse rod ejection at rated power, and loss of coolant accident. Calculation model which completely depict the principle and process for each accident is established and the relevant analysis code is developed. This work also includes comprehensive computing and analyzing transients for each accident of PRC- I Reactor; the influences on the reactor safety of all kind of sensitive parameters; evaluating the function of engineered safety feature. The measures to alleviate the consequence of accident are suggested and taken in the construction design of PRC- I Reactor. The properties of reactor safety are comprehensively evaluated. A new advanced calculation model (True Core Uncovered Model) of LOCA of PRC- I Reactor and the relevant code (MCRLOCA) are first put forward.

引言

PRC- I 脉冲反应堆（中国第二座脉冲反应堆）是一个游泳池式研究用反应堆，它具有固有安全性好、结构简单和用途广泛等特点。由于它建在人口稠密的城市内，其安全性能格外令公众瞩目，尤其是核安全当局对几种假想事故（提棒事故、弹棒事故和失水事故）给予了极大的关注。为此，本文对上述几种事故工况进行了详细的分析。针对每种事故工况的机理和过程分别建立了一套完整的数学计算模型，并分别研制出相应的计算机程序。对影响安全的主要参数做了大量的敏感性研究，检验和评价了专设安全设施的功能，提出了两项缓解事故后果的改进设计的措施，并在 PRC- I 脉冲堆的施工设计中被采用，评价了堆的安全特性。整个事故分析表明，即使发生上述事故工况，反应堆仍然是安全的，周围环境和公众不会受到危害。尤其是，在失水事故分析中首次提出了一种新的、先进的计算模型（真实堆芯裸露模型）和计算机程序（MCRLOCA）。

1 事故的起因和描述

(1) 提棒事故

PRC- I 脉冲反应堆稳态运行时，由于某种偶然事件引起控制棒失控从堆芯抽出，引入正的反应性，导致堆芯功率上升和不利的功率分布，因而有可能危害反应堆的安全。

(2) 弹棒事故

PRC- I 脉冲反应堆稳态运行期间，由于某种偶然事件诱发脉冲棒从堆芯弹出，引入一个近似阶跃的正反应性，导致堆芯功率迅速上升以及不利的堆芯功率分布，因而有可能导致燃料元件的烧毁，危害反应堆安全。

(3) 失水事故

PRC- I 脉冲反应堆失水事故是一个假想事故。由于某种偶然事件引起反应堆堆池排水管道断裂或者辐照腔和热柱的通道泄漏，导致堆池池水外泄，堆池水位不断下降，以致引起反应堆堆芯裸露，燃料元件冷却条件恶化，燃料元件温度不断上升，甚至达到不允许的程度，危害反应堆的安全。

2 安全准则

(1) 事故分析准则

当燃料元件包壳温度低于 500 ℃时，燃料元件芯体最高温度应低于 1150 ℃；当燃料元件包壳温度高于 500 ℃时，燃料元件芯体最高温度应低于 970 ℃。

(2) 包壳应力分析准则

燃料元件包壳最大应力应低于燃料元件包壳材料的屈服强度。

3 方法与假设

3.1 方法

使用 PRTAC 程序进行了提棒事故和弹棒事故分析。PRTAC 程序是专门为分析反应性事故而研制的脉冲反应堆热工水力瞬态计算程序。

应用 MCRLOCA 程序进行了失水事故分析。MCRLOCA 程序是专门为分析脉冲反应堆池水丧失事故研制的程序。由于目前国际上通用的瞬时堆芯裸露模型对 PRC- I 脉冲反应堆不适用，所以首次提出了新的计算模型——真实堆芯裸露模型。该模型将脉冲反应堆池水丧失事故过程分成五个阶段（如图 1 所示），用复杂的数学模型逼真地描述了每个失水阶段的机理和过程。MCRLOCA 程序所使用的真实堆芯裸露模型是在国内和国际上脉冲堆失水事故分析中首次应用的先进的计算模型。

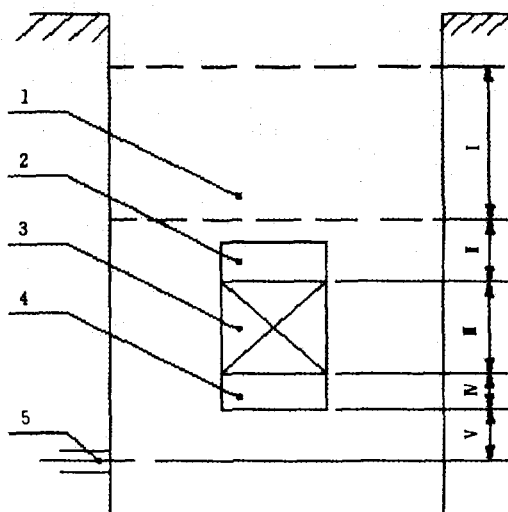


图 1 反应堆模型示意图

1——反应堆水池；2——上部石墨反射层；
3——堆芯活性段；4——下部石墨反射层；5——破口。
I——水冷自然循环阶段；II——堆芯全淹没阶段；
III——堆芯半裸半淹没阶段；IV——堆芯全裸封闭阶段；
V——空冷自然循环阶段。

3.2 主要假设

初始功率	2.0 MW
堆入口温度	35 ℃
堆出口温度	77.2 ℃
堆芯压力	0.1627 MPa
应急堆芯冷却系统	
供水流量	5.91 t/h
应急供水延迟时间	6.0 s
储水箱容积	$5 \times 2 \text{ m}^3$
排水管直径	$\phi 20 \text{ mm}$

4 计算方案与敏感性研究

PRC- I 脉冲反应堆是我国第一个商业化的脉冲反应堆，确保反应堆安全尤为重要。为此，针对 PRC- I 脉冲堆的结构和运行特点做了大量的探索性的研究工作，探讨了各种主要的敏感性因素对反应堆安全的影响，深入地掌握脉冲堆的动态特性。计算分析中所使用的主要参数及其范围如下：

(1) 提棒事故

初始功率	$2.0 \times (0.9 \sim 1.2) \text{ MW}$
燃料负温度系数	$-9.0 \times (0.8 \sim 1.2) \text{ pcm}/^\circ\text{C}$
引入的总反应性	$1889.2 \times (0.9 \sim 1.2) \text{ pcm}$
引入反应性速率	$64.588 \times (0.9 \sim 1.2) \text{ pcm/s}$
停堆定值	$650 \sim 750 \text{ }^\circ\text{C}$
停堆反应性	$-2671.2 \times (0.8 \sim 1.1) \text{ pcm}$
停堆延迟	$0.2 \sim 0.5 \text{ s}$

(2) 弹棒事故

初始功率	$2.0 \times (0.9 \sim 1.2) \text{ MW}$
燃料负温度系数	$-9.0 \times (0.8 \sim 1.2) \text{ pcm}/^\circ\text{C}$
引入的总反应性	$1065.1 \times (0.9 \sim 1.2) \text{ pcm}$

停堆定值	650~750 ℃
停堆反应性	-2671.2 × (0.8~1.2) pcm
停堆延迟	0.2~0.5 s
(3) 失水事故	
初始功率	2.0 × (0.8~1.3) MW
破口标高	0.0~0.625 m
破口直径	φ (8~60) mm
空气入口温度	10~40 ℃
应急供水持续时间	0.0~30 000 s
开始空冷标高	0.628~0.808 m
全裸封闭时间	115~4600 s
开始空冷时燃料芯体温度	120.14~1163.36 ℃
计算模型	(1) 真实堆芯裸露模型; (2) 瞬时堆芯裸露模型; (3) 准瞬时堆芯裸露模型。

5 结果和结论

5.1 事件序列

PRC-Ⅰ脉冲反应堆各种事故工况下的事件序列由表1~3给出。

表1给出 PRC-Ⅰ脉冲反应堆提棒事故工况下的事件序列。表2给出 PRC-Ⅰ脉冲反应堆弹棒事故工况下的事件序列。表3给出 PRC-Ⅰ脉冲反应堆失水事故工况下的事件序列。

表1 PRC-Ⅰ脉冲反应堆提棒事故工况下的事件序列

事 件	时 间/s
反应堆开始提棒	0.00
燃料温度达到停堆保护定值	2.00
反应堆功率达到最大峰值功率	2.20
控制棒开始下插	2.26
燃料元件包壳温度达到最高温度	2.28
燃料芯体温度达到最高温度	2.38
控制棒插到底	3.00

表2 PRC-Ⅰ脉冲反应堆弹棒事故工况下的事件序列

事 件	时 间/s
反应堆开始弹棒	0.00
燃料温度达到停堆保护定值	0.11
反应堆功率达到最大峰值功率	0.12
控制棒开始下插	0.31
燃料元件包壳温度达到最高温度	0.40
燃料芯体温度达到最高温度	0.84
控制棒插到底	1.11

表3 PRC-Ⅰ脉冲反应堆失水事故工况下的事件序列

事 件	时 间/s
堆池开始失水	0.0
低水位停堆信号	520.0
控制棒开始下插	520.6
应急堆芯冷却系统启动信号 ——低低水位信号	11 120.0
应急堆芯冷却系统投入	11 126.0
池水自然循环冷却中断	29 392.0
堆芯开始裸露	29 992.0
堆芯全部裸露	31 342.0
空气冷却开始	32 074.0
燃料芯体温度达到最高温度	45 152.0

5.2 瞬态特性

PRC-Ⅰ脉冲反应堆各种事故工况下主要参数的瞬态特性由图2~8给出。

图2表示出PRC-Ⅰ脉冲反应堆在提棒事故工况下，反应堆功率的瞬态特性曲线。

图3表示出PRC-Ⅰ脉冲反应堆在提棒事故工况下，燃料芯体最高温度的瞬态特性曲线。

图4表示出PRC-Ⅰ脉冲反应堆在弹棒事故工况下，反应堆功率的瞬态特性曲线。

图5表示出PRC-Ⅰ脉冲反应堆在弹棒事故工况下，燃料芯体最高温度的瞬态特性曲线。

图6表示出PRC-Ⅰ脉冲反应堆在失水事故工况下，反应堆功率的瞬态特性曲线。

图7表示出PRC-Ⅰ脉冲反应堆在失水事故工况下，燃料芯体最高温度的瞬态特性曲线。

图8表示出PRC-Ⅰ脉冲反应堆在失水事故工况下，燃料元件包壳最大应力的瞬态特性曲线。

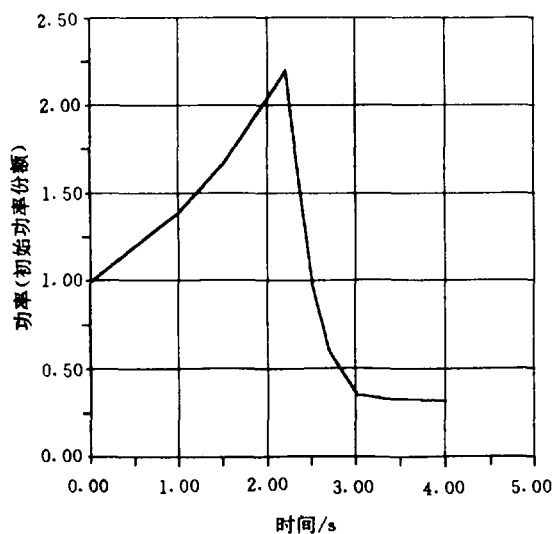


图2 反应堆功率的瞬态特性曲线
(提棒事故工况)

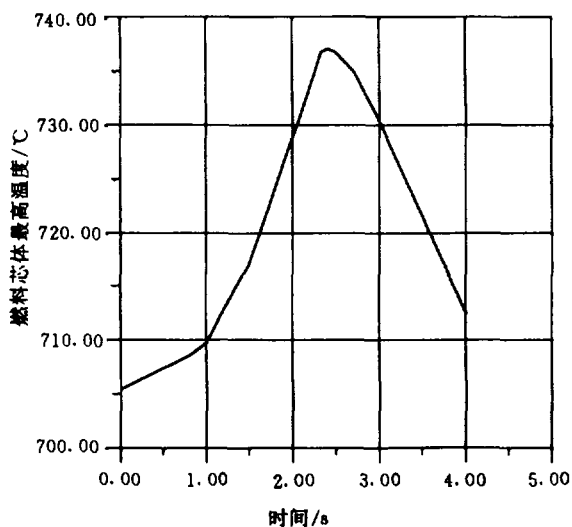


图3 燃料芯体最高温度的瞬态特性曲线
(提棒事故工况)

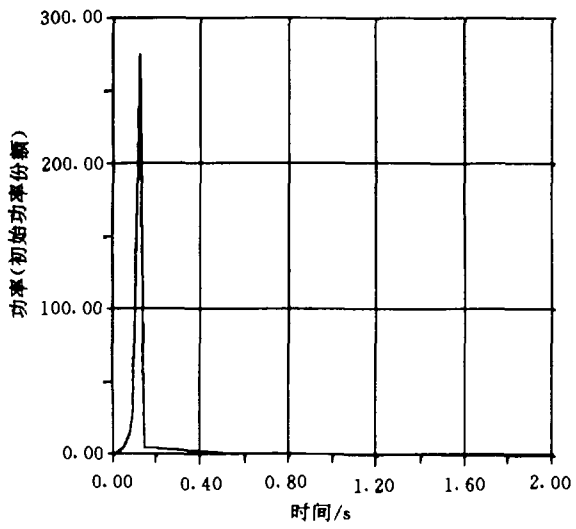


图4 反应堆功率的瞬态特性曲线
(弹棒事故工况)

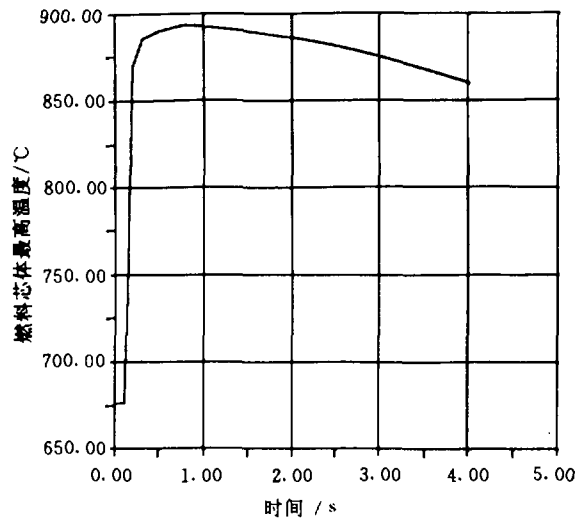


图5 燃料芯体最高温度的瞬态特性曲线
(弹棒事故工况)

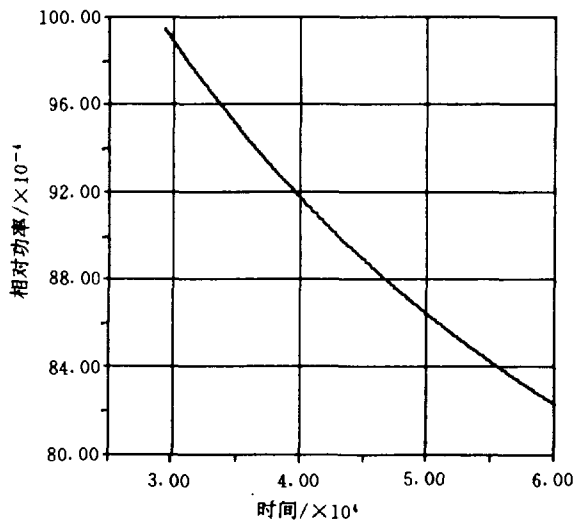


图6 反应堆功率的瞬态特性曲线
(失水事故工况)

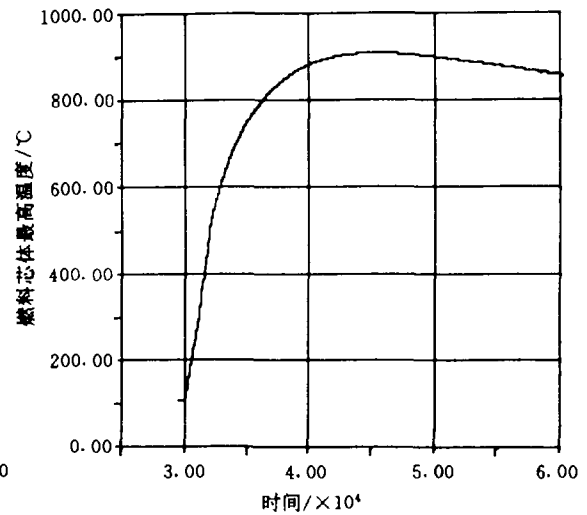


图7 燃料芯体最高温度的瞬态特性曲线
(失水事故工况)

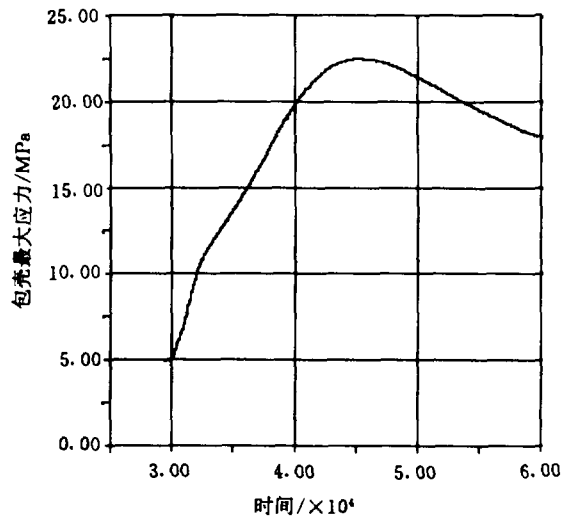


图8 包壳最大应力随时间变化的特性曲线
(失水事故工况)

5.3 结论

遵照安全准则的要求,燃料芯体最高温度和包壳最大应力是判断反应堆安全的基本依据。通过上述的提棒事故、弹棒事故和失水事故的大量的计算分析,分别得到了它们的最大值,如表4所示。

表4 燃料芯体最高温度和包壳最大应力

	提棒事故	弹棒事故	失水事故
$T_c/^\circ\text{C}$	<500	<500	>500
$T_{i\max}/^\circ\text{C}$	737.6	895.2	907.7
$T_{lim}/^\circ\text{C}$	1150.0	1150.0	970.0
$\sigma_{c\max}/\text{MPa}$	13.63	21.76	22.48
$\sigma_{0.2}/\text{MPa}$	164.10	55.10	39.99
σ_t/MPa	241.30	93.77	82.45

通过提棒事故、弹棒事故和失水事故的计算、分析和研究,综合评价了反应堆的安全特性,可以得到如下结论:

- (1) PRC-I 脉冲反应堆的控制和保护系统的功能可以满足反应堆安全的要求。
- (2) 在采用两项缓解事故后果的改进施工设计的措施(围筒开12个孔和反应堆池底设置 $\phi 20$ 的排水管)后,应急堆芯冷却系统可以满足失水事故的要求。
- (3) 无论发生哪种事故,燃料芯体最高温度($T_{i\max}$)都低于燃料芯体最高温度限值(T_{lim}),燃料元件包壳最大应力($\sigma_{c\max}$)都低于燃料元件包壳材料屈服强度($\sigma_{0.2}$)和极限强度(σ_t),满足安全准则的要求,燃料元件包壳保持其完整性,反应堆是安全的,公众和环境不会受到危害。

参考文献

- 1 魏永仁, 唐钢. PRC- I 脉冲堆失水事故计算模型, 1995. 12, 内部资料
- 2 刘志峰, 唐钢, 魏永仁. PRC- I 脉冲堆失水事故程序 (MCRLOCA) 使用手册, 1996. 5, 内部资料
- 3 魏永仁, 唐钢, 刘志峰. PRC- I 脉冲堆失水事故分析报告, 1996. 5, 内部资料
- 4 吴清, 卢毅力. PRC- I 脉冲堆提棒事故分析报告, 1996. 5, 内部资料
- 5 卢毅力, 吴清. PRC- I 脉冲堆弹棒事故分析报告, 1996. 5, 内部资料

图书在版编目 (CIP) 数据

中国核科技报告 CNIC-01222 SINRE-0079; PRC- I
脉冲反应堆事故分析/魏永仁等著. —北京:原子能出版社,
1997. 12

ISBN 7-5022-1774-6

I. 中… II. 魏… III. 核技术-中国-研究报告 IV. TL-

2

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (97) 第 24921 号

PRC- I 脉冲反应堆事故分析

魏永仁等著

©原子能出版社, 1997

原子能出版社出版发行

责任编辑: 孙凤春

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 11 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

9 582052585 9

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 7-5022-1774-6



9 787502 217747 >