

การจัดองเทอร์มัลไซด์รองรับการเดินเครื่องปกติของเครื่องปฏิกรณ์วิจัยคาด

นาย เที่ยง ไช ชิน



วิทยานิพนธ์เป็นส่วนหนึ่งของการศึกษาตามหลักสูตรปริญญาวิศวกรรมศาสตรมหาบัณฑิต
สาขาวิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี ภาควิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี ในสาขาวิชา
บัณฑิตวิทยาลัย จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ปีการศึกษา 2541

ISBN 974-331-311-7

ลิขสิทธิ์ของบัณฑิตวิทยาลัย จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

**THERMAL-HYDRAULIC SIMULATION
FOR NORMAL OPERATION
OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR**

Nguyễn Thái Sinh

A Thesis Submitted in Partial Fulfillment of the Requirements
for the Degree of Master of Engineering in Nuclear Technology

Department of Nuclear Technology

Graduate School

Chulalongkorn University

Academic Year 1998

ISBN 974-331-311-7

Thesis Title **Thermal-Hydraulic Simulation for Normal Operation
of the Dalat Nuclear Research Reactor**

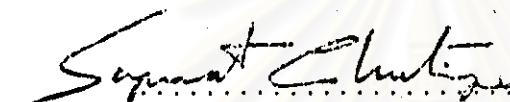
By **Nguyễn Thái Sinh**

Department **Nuclear Technology**

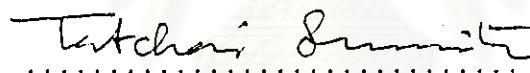
Thesis Adviser **Asst. Prof. Dr. Supitcha Chanyotha (Chulalongkorn University)**

Thesis Co-Adviser **Dr. William J. Garland (McMaster University)**

Accepted by the Graduate School, Chulalongkorn University, in Partial Fulfillment
of the Requirements for the Master's Degree

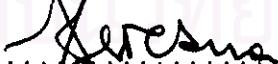
 Dean of Graduate School
(Prof. Supawat Chutivongse, M.D.)

THESIS COMMITTEE

 Chairman
(Assoc. Prof. Dr. Tatchai Sumitra)

 Thesis Adviser
(Asst. Prof. Dr. Supitcha Chanyotha)

 Thesis Co-Adviser
(Dr. William J. Garland)

 Member
(Dr. George T. Bereznai)

 Member
(Dr. Sunchai Nilsuwankosit)

ผู้อพัฒนาภาษา ทดสอบวิทยานิพนธ์ภาระในกรอบสีเขียวที่มีเพียงแต่ภาษาไทย

เหตุน ໄท ชิน : การจำลองเทอร์มัลไครอสิกสำหรับการเดินเครื่องปกติของเครื่องปฏิกรณ์วิจัยดาลัด (THERMAL-HYDRAULIC SIMULATION FOR NORMAL OPERATION OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR) อาจารย์ที่ปรึกษา : ผศ.ดร.สุพิชชา จันทร์ไชยา ที่ปรึกษาวิทยานิพนธ์ร่วม : ดร. William J. Garland. 99 หน้า ISBN 974-331-311-7.

แบบจำลองพิเศษศาสตร์ได้ถูกพัฒนาขึ้นสำหรับเครื่องปฏิกรณ์วิจัยดาลัด (DNRR, เวียดนาม) เพื่อศึกษาเทอร์มัลไครอสิกศาสตร์ สมการ Point Kinetic รวมกับกลไกการเมืองกับของรังสีแยกตัวกันให้เพื่อทำงานตามเป้าหมาย แบ่งของกำลังนิวเคลอน (Neutron Power) ให้คงที่อย่างต่อเนื่องโดยใช้แก๊สไนโตรเจนและน้ำที่ถูกบีบให้ร้อนแล้วหยอดลงในช่อง node-link และสามารถคำนวณได้ถูกปัจจุบันประยุกต์เพื่อใช้เชิงพารามิเตอร์รวมสำหรับแต่ละ node และ link การคำนวณหาคุณสมบัติทางหลักศาสตร์ของน้ำจะใช้รัฐ Rate Method ผลลัพธ์เชิงคัญจะโดยประมาณเป็นรหัส (code)

รหัส Point Kinetic รวมกับเทอร์มัลไครอสิกสูญเสียนี้เพื่อจำลองพฤติกรรมของเทอร์มัลไครอสิก พารามิเตอร์สำหรับการเดินเครื่องปฏิกรณ์ในสถานะปกติ จากการใช้ข้อมูลนิวไทรอนิกที่รู้ค่ากระแสฟันที่มีเหตุผลถูกต้องทำให้สามารถคำนวณหาค่าพารามิเตอร์ในเงื่อนไขต่างๆ ได้ พารามิเตอร์เหล่านี้ได้แก่ กำลัง อัตราการให้หด อุณหภูมิของสารหล่อหลอมและเชื้อเพลิง ผลที่ได้เปรียบเทียบได้ดีกับค่าที่ได้จากภาคปฏิบัติ ผลจากการคำนวณของ hot channel ให้ค่าอุณหภูมิสูงสุดที่ผ่านเข้าไปในและระหว่างของชุดเรんและเป็นแบบจาก nucleate boiling ซึ่งเป็นสูตรที่สำคัญในการวิเคราะห์ความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์

นอกจากนี้ยังใช้รหัสที่เขียนขึ้นศึกษาค่าร้อยละตัวค่าที่ได้จากสภาพแวดล้อมเช่นต่อๆ กันเพื่อคำนวณป้องกันไว้ที่จุด nucleate boiling ซึ่งทำให้การวิเคราะห์ความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์เป็นไปอย่างอนุรักษ์ เพราะในการศึกษานี้ไม่ได้กระบวนการคุณลักษณะการเกิด void อันเนื่องมาจากการเดินเครื่อง

สถาบันวิทยบริการ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาควิชา วิศวเคมี
สาขาวิชา วิศวเคมีภัณฑ์
ปีการศึกษา 2541

ลายมือชื่อนิสิต Nguyen Thai Sinh
ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษา Dr. William J. Garland
ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษาร่วม Dr. William J. Garland

พิมพ์ด้วยระบบพิมพ์อิเล็กทรอนิกส์จากในกรอบกันไฟฟ้าสถิต วันที่ ๒๕ มกราคม พ.ศ.๒๕๖๓

4070530921 : MAJOR NUCLEAR TECHNOLOGY

KEY WORD: THERMAL-HYDRAULICS / SIMULATION / NUCLEAR RESEARCH REACTOR

NGUYEN THAI SINH : THERMAL-HYDRAULIC SIMULATION FOR NORMAL OPERATION OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR. THESIS ADVISER: ASST. PROF. DR. SUPTCHA CHANYOTHA. THESIS CO-ADVISER: DR. WILLIAM J. GARLAND; 99 pp. ISBN 974-331-311-7

A mathematical model has been developed for the Dalat Nuclear Research Reactor (DNRR, Vietnam) to study its thermal-hydraulic dynamics. The point kinetics equations with reactivity feedback mechanism are used to predict the changes in neutron power. The reactor hydraulic network is represented by a node-link circuit. Conservation equations are applied to write the lumped parameters for each node and link. The rate method for the equation of state is implemented to calculate water thermodynamic properties. Numerical solutions in implicit scheme are formulated and coded.

The coupled point kinetics and thermal-hydraulics code has been established to simulate the dynamic behaviour of the thermal-hydraulic parameters for normal operations of the reactor. With the known neutronic data and the reasonable validation of empirical correlations, most parameters such as power, core flow, coolant and fuel temperatures are obtained dynamically. The results obtained compare well with the practical observations. The hot channel calculations give maximum fuel surface temperature as well as the margins to the onset of, and departure from, nucleate boiling, which are important in reactor safety analysis.

By using the code, several postulated reactivity transients have been investigated with the safety limit set at the onset of nucleate boiling. Although the void formation due to boiling is not covered, the safety analysis of the reactor is conservative.

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาควิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี

ลายมือชื่อนิสิต Nguyen Thai Sinh

สาขาวิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี

ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษา Cyril Clyde

ปีการศึกษา 2541

ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษาร่วม Dr. William J. Garland

ACKNOWLEDGMENTS



I would like to thank the Atomic Energy of Canada Ltd. for granting the scholarship to me in order to follow the M. Eng. Degree's courses at the Department of Nuclear Technology, Chulalongkorn University, 1997-1999.

I am indebted to Dr. William J. Garland, since this work may not have been done without his course in thermal-hydraulics and his supervision.

I would like to express my gratitude to Dr. George T. Bereznai for his care during this two-year time and for his corrections made in the draft notes.

I am grateful to the professors and staff of the Department of Nuclear Technology for their kindly help during the two years that I have been studying and living in Bangkok.

My sincere thanks to Dr. Vũ Hải Long for his untiring efforts that resulted in my coming to Chulalongkorn University. Many thanks to my colleagues in the Reactor Department, Nuclear Research Institute (Dalat) for their goodwill in backing me to follow my studies and for the experimental data taken from their works.

All my love and thanks to my family: Thùy, Lý & Sáu.

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

CONTENTS

	Page
Abstract (English)	iv
Abstract (Thai)	v
Acknowledgments	vi
Table Index	ix
Figure Index	ix
Chapter	
1 Introduction	1
1.1. General	1
1.2. Literature Survey	4
2 Background	6
2.1. Point Kinetics	6
2.2. Thermal-Hydraulics	10
2.2.1. Conservation Equations	10
2.2.2. Equation of State	14
2.2.3. Heat Generation and Heat Transfer in Nuclear Reactors	19
2.2.4. Empirical Correlation	22
3 The Reactor Model	25
4 Numerical Solution	30
4.1. Explicit and Implicit Scheme	30
4.2. Point Kinetics	34
4.3. Dynamic Reactivity	36
4.4. Heat Generation and Heat Transfer	41
4.5. Hydrodynamics	46
4.6. Safety Limits	50

5 Simulation Modes: Examples and Discussions	51
5.1. Power Mode	54
5.1.1. Power Changes with a Constant Period	54
5.1.2. Pump and Inlet Coolant Temperature Effects	57
5.2. Reactivity Mode	59
5.2.1. Positive Reactivity Insertion into the Critical Reactor	59
5.2.2. Positive Reactivity Insertion into the Subcritical Reactor	64
5.2.3. The Reactor Scram Shutdown	64
5.2.4. Reactivity Transients with Power Scram Setting	67
6 Conclusion	69
Reference	70
Appendix A. Description of Dalat Nuclear Research Reactor	71
Appendix B. Constants and Properties Used in DNRR Simulation Code	75
Appendix C. DRSIM Code Description	78
Biography	99

TABLE INDEX

Table 2.1. G functions for the rate form of equation of state	17
Table 2.2. F functions for the rate form of equation of state	18
Table 5.1. Maximum temperature for power changes from 50 to 100%	54
Table 5.2. Maximum temperature for power changes with period of 30 sec.....	54
Table 5.3. Effect of inlet coolant temperature at power level of 100%.....	57
Table 5.4. Effect of building-up fission products' decay heat.....	57
Table 5.5. Step reactivity insertion at initial 100% power level	59
Table 5.6. Residual heat after shut-down.....	67
Table 5.7. Ramp reactivity insertion with scram power setting to 110%	67

FIGURE INDEX

Fig. 3.1. Overall heat transfer system model of the DNRR	28
Fig. 3.2. Node-link diagram: in-pool circuit of the DNRR	29
Fig. 5.1. Flow chart of the DNRR simulation code	51
Fig. 5.2. Transients of power changing from 50% to 100% with different periods.	55
Fig. 5.3. Transients of power changing from different levels to 100% with period of 30 sec.	56
Fig. 5.4. Pump flow and Inlet coolant temperature effects	58
Fig. 5.5. Transients of step reactivity insertion at initial 100% power level.....	60
Fig. 5.6. Transients of 1\$ reactivity insertion at initial 100% power level.....	62
Fig. 5.7. Transients of step reactivity insertion at initial 0.5% power level.....	63
Fig. 5.8. Transients of subcritical reactor	65
Fig. 5.9. Reactor power after shutdown	66
Fig. 5.10. Reactivity transients of 1.5\$/s insertion with scram power setting of 110%	68