การจำลองเทอร์มัลไฮดรอลิกสำหรับการเดินเครื่องปกติของเครื่องปฏิกรณ์วิจัยดาลาต

นาย เหงียน ไท ชิน

วิทยานิพนธ์เป็นส่วนหนึ่งของการศึกษาตามหลักสูตรปริญญาวิศวกรรมศาสตรมหาบัณฑิต
สาขาวิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี ภาควิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี
บัณฑิตวิทยาลัย จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
ปีการศึกษา 2541

ISBN 974-331-311-7

ลิขสิทธิ์ของบัณฑิตวิทยาลัย จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

I18901505

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)

พิมพ์ต้นฉบับบทคัดย่อวิทยานิพนธ์ภายในกรอบสีเขียวนี้เพียงแผ่นเดียว

เหงียน ไท ซิน : การจำลองเทอร์มัลไฮดรอลิกสำหรับการเดินเครื่องปกติของเครื่องปฏิกรณ์วิจัยดาลาต (THERMAL-HYDRAULIC SIMULATION FOR NORMAL OPERATION OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR) อาจารย์ที่ปรึกษา : ผศ.ดร.สุพิชชา จันทรโยธา ที่ปรึกษาวิทยานิพนธ์ร่วม : ดร.William J. Garland. 99 หน้า ISBN 974-331-311-7.

แบบจำลองทฤษฎีศาสตร์ได้ถูกพัฒนาขึ้นสำหรับเครื่องปฏิกรณ์วิจัยดาลาต (DNRR, เวียดนาม) เพื่อศึกษาเทอร์มัลไฮดรอลิกพลศาสตร์ สมการ Point Kinetic รวมกับกลไกการป้อนกลับของรีแอคติวิตีถูกใช้เพื่อทำนายการเปลี่ยนแปลงของกำลังนิวตรอน (Neutron Power) โดยโครงข่ายไฮดรอลิกของเครื่องปฏิกรณ์ถูกจำลองโดยวงจร node-link และสมการคงตัวได้ถูกนำมาประยุกต์เพื่อใช้เขียนพารามิเตอร์รวมสำหรับแต่ละ node และ link การคำนวณหาคุณสมบัติทางพลศาสตร์ของน้ำจะใช้วิธี Rate Method ผลลัพธ์เชิงตัวเลขโดยปริยายได้ถูกกำหนดและเขียนเป็นรหัส (code)

รหัส Point Kinetic ร่วมกับเทอร์มัลไฮดรอลิกส์ถูกเขียนขึ้นเพื่อจำลองพฤติกรรมพลวัตของเทอร์มัลไฮดรอลิกพารามิเตอร์สำหรับการเดินเครื่องปฏิกรณ์ในสภาวะปกติ จากการใช้ข้อมูลนิวโทรนิคที่รู้ค่าและสหสัมพันธ์ที่มีเหตุผลถูกต้องทำให้สามารถคำนวณหาค่าพารามิเตอร์ในเชิงพลวัตได้ พารามิเตอร์เหล่านี้ได้แก่ กำลัง อัตราการไหล อุณหภูมิของสารหล่อเย็นและเชื้อเพลิง ผลที่ได้เปรียบเทียบได้ดีกับค่าที่ได้จากภาคปฏิบัติ ผลจากการคำนวณของ hot channel ให้ค่าอุณหภูมิสูงสุดที่ผิวเชื้อเพลิงและช่วงของจุดเริ่มและเบี่ยงเบนจาก nucleate boiling ซึ่งเป็นจุดที่สำคัญในการวิเคราะห์ความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์

นอกจากนี้ยังใช้รหัสที่เขียนขึ้นศึกษาค่ารีแอคติวิตีที่ได้จากสภาวะทรานเซียนต์ต่างๆ โดยตั้งค่าจำกัดความปลอดภัยไว้ที่จุด nucleate boiling ซึ่งทำให้การวิเคราะห์ความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์เป็นไปอย่างอนุรักษ์เพราะในการศึกษานี้ไม่ได้ครอบคลุมถึงการเกิด void อันเนื่องมาจากผลของการเดือด

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาควิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี ลายมือชื่อนิสิต Nguyễn Thái Sinh

สาขาวิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษา

ปีการศึกษา 2541 ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษาร่วม

พิมพ์ต้นฉบับบทคัดย่อวิทยานิพนธ์ภายในกรอบสีเขียวเพียงแผ่นเดียว

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. SUPITCHA 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 Nguyễn Thái Sinh

สาขาวิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษา Supitcha Chanyotha

ปีการศึกษา 2541 ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษาร่วม Wm J. Garland

สถาบันวิทยบริการ

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: Thủy, Lỳ & Sáo.

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

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

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