# การจำลองระบบระบายความร้อนฉุกเฉินสำหรับแกนปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ CANDU-9 บนไมโครคอมพิวเตอร์

นาย ชัยวัฒน์ มั่นเจริญ

วิทยานิพนธ์นี้เป็นส่วนหนึ่งของการศึกษาตามหลักสูตรปริญญาวิศวกรรมศาสตรมหาบัณฑิต
สาขาวิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี ภาควิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี
บัณฑิตวิทยาลัย จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
ปีการศึกษา 2540

ISBN 974-638-329-9

ลิขสิทธิ์ของบัณฑิตวิทยาลัย จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

23 พ.ค. 2544
I17159717

# SIMULATION OF THE EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM OF THE CANDU-9 NUCLEAR POWER PLANT ON A MICROCOMPUTER

Mr. Chaiwat Muncharoen

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 1997

ISBN 974-638-329-9

| | |
|---|---|
| Thesis title | SIMULATION OF THE EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM OF THE CANDU-9 NUCLEAR POWER PLANT ON A MICROCOMPUTER |
| By | Chaiwat Muncharoen |
| Department | Nuclear Technology |
| Thesis Advisor | Assist. Prof. Dr. Supitcha Chanyota |
| Thesis Co-advisor | Dr.George Bereznai |

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

.....Dean of Graduate School
(Professor Suppawat Chutivongse, M.D.)

THESIS COMMITTEE

.....Chairman
(Assoc. Prof. Dr. Tatchai Sumitra)

.....Thesis Advisor
(Assist. Prof. Dr. Supitcha Chanyota)

.....Thesis Co-advisor
(Dr. George Bereznai)

.....Member
(Dr. Visit Thaveeprungsriporn)

.....Member
(Dr. Sunchai Nilsuwankosit)

ชัยวัฒน์ มั่นเจริญ : การจำลองระบบระบายความร้อนฉุกเฉินสำหรับแกนปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ CANDU-9 บนไมโครคอมพิวเตอร์ (SIMULATION OF THE EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM OF THE CANDU-9 NUCLEAR POWER PLANT ON A MICROCOMPUTER) อ. ที่ปรึกษา : ผศ. ดร. สุพิชชา จันทรโยธา, อ. ที่ปรึกษาร่วม : Dr. GEORGE BEREZNAI, 127 หน้า. ISBN 974 - 638-329-9

การจำลองระบบระบายความร้อนฉุกเฉินสำหรับแกนปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์900เมกกะวัตต์ CANDU-9 ถูกพัฒนาขึ้นโดยใช้โปรแกรมภาษาเชิงวัตถุ ซึ่งสามารถที่จะเขียนโค้ดที่ดำเนินการได้ในโหมด real-time บนเครื่องคอมพิวเตอร์ส่วนบุคคลที่ใช้ชิพเพนเทียม 100 MHz หรือเทียบเท่า ส่วนแสดงผลที่ใช้ติดต่อกับผู้ใช้แบบกราฟฟิคของ ECCS ถูกพัฒนาขึ้นโดยใช้โปรแกรม LabVIEW เพื่อที่จะสามารถควบคุมระบบ ECCS แบบ interactive ฟังก์ชั่นการใช้งานโดยทั่วไป เช่น การหยุด, การเริ่มและการ iterate ถูกจัดเตรียมไว้ให้และยังสามารถที่จะทดสอบ malfunction บางอย่างได้

รอยแตกของท่อที่มีขนาดใหญ่ใกล้กับท่อรวมทางเข้าของเตาปฏิกรณ์ถูกจำลองขึ้นเพื่อที่จะทดสอบการตอบสนองของแบบจำลอง ECCS โดยการตรวจพบ LOCA การเริ่มทำงานของระบบระบายความร้อนฉุกเฉินสำหรับแกนปฏิกรณ์และ injection and recovery phase ทั้งหมดถูกจำลองขึ้นและให้ผลที่สอดคล้องกับข้อมูลที่ใช้ในการออกแบบสำหรับการดำเนินการตามปกติของเตาปฏิกรณ์และในโหมด recirculation ใน recovery phase แต่ผลการจำลองที่ได้หลังจากที่รอยแตกถูกทำให้เกิดขึ้นแล้วมีความเบี่ยงเบนมากจากข้อมูลที่ได้จากการวิเคราะห์ความปลอดภัยสำหรับรอยแตกขนาดใหญ่

ด้วยแบบจำลองของ ECCS นี้ การเปลี่ยนแปลงของอัตราการไหล ความดันและอุณหภูมิใน ECCS สามารถที่จะสังเกตได้ โอเปอร์เรเตอร์สามารถที่จะศึกษาการทำงานของ ECCS และสร้างความคุ้นเคยกับ LOCA ในกรณีที่เหตุการณ์เกิดขึ้นจริงๆ ด้วยการฝึกหัดกับ malfunction โอเปอร์เรเตอร์สามารถปรับปรุงความสามารถในการแก้ไขปัญหาและสามารถที่จะเข้าใจ ECCS ได้ลึกซึ้งยิ่งขึ้น

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาควิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี ลายมือชื่อนิสิต .....

สาขาวิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษา .....

ปีการศึกษา 2540 ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษาร่วม .....

## C818864 : MAJOR NUCLEAR TECHNOLOGY
KEY WORD: SIMULATION / EMERGENCY CORE COOING SYSTEM / CANDU-9 / NUCLEAR POWER PLANT / CHAIWAT MUNCHAROEN : SIMULATION OF THE EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM OF THE CANDU-9 NUCLEAR POWER PLANT ON A MICROCOMPUTER. THESIS ADVISOR : ASSIST. PROF. SUPITCHA CHANYOTHA, Ph.D. THESIS CO-ADVISOR : GEORGE BEREZNAI, Ph.D. 127 pp . ISBN 974 - 638-329-9

The simulation of the Emergency Core Cooling System for a 900 MW CANDU-9 nuclear power plant has been developed by using object oriented programming language. It is capable of generating code that executes in real-time on a PENTIUM 100 MHz or equivalent personal computer. Graphical user interface ECCS screens have been developed using LabVIEW to allow interactive control of ECCS. The usual simulator functions, such as freeze, run, iterate, have been provided , and a number of malfunctions may be activated.

A large pipe break near the reactor inlet header has been simulated to verify the response of the ECCS model. LOCA detection, ECC initiation, injection and recovery phased were all modeled, and gave results consistent with design data for normal operation and during recirculation mode in recovery phase. But after the break was postulated, the simulation results showed a great deviation from safety analysis data for a 100% break. With stand alone ECCS simulation, the changes of flowrate, pressure and temperature in ECCS can be observed. The operator can study operational procedures and practice response to LOCA. Practicing with malfunction, the operator will improve problem solving skills and gain a deeper comprehension of ECCS.

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาควิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี ลายมือชื่อนิสิต .....

สาขาวิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษา .....

ปีการศึกษา 2540 ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษาร่วม .....

## *Acknowledgment*

I would like to thank everyone who help me prepare this thesis. Thanks to Dr. Supitcha Chanyota, my thesis advisor. She is very patient in encouraging and supporting me to complete this thesis. Thanks to Dr. George Bereznai and Assistant Professor Nares Chankow. They gave me an opportunity to visit Canada to work on my thesis. Your helps when I had a problem during the time that I stayed in Canada are highly appreciated. Thanks to Mike MacBeth, Dr. Mahmoud Kattan, Dr. Hany Ali for giving me information and data regarding ECCS while I was working at AECL Saskatoon. Thanks to Dr. David Faulkner, Maureen McCloskey, Anita Nowodwoski for taking care of my finance, accommodation and transportation while I was working at CTI. in Toronto.

And thanks to Mr. Kwok Lam, President of Cassiopeia Technologies,inc.(CTI), who gave me a technical support in using CASSIM.


สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

## *Table of Contents*

**ABSTRACT (THAI)** ..... **IV**

**ABSTRACT (ENGLISH)** ..... **V**

**ACKNOWLEDGMENT** ..... **VI**

**TABLE OF CONTENTS** ..... **VII**

**LIST OF FIGURES** ..... **X**

**LIST OF TABLES** ..... **XII**

**LIST OF ABBREVIATIONS** ..... **XIII**

**CHAPTER 1. INTRODUCTION** ..... **1**

1.1 Objectives ..... 2
1.2 Scope of work ..... 2
1.3 Procedure of work ..... 2
1.4 Benefit expected from this work ..... 3
1.5 Background ..... 3

**CHAPTER 2. EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM** ..... **9**

2.1 System Description ..... 10
2.2 Operations ..... 14
2.2.1 Normal Reactor Operation ..... 14
2.2.2 Operation following a LOCA ..... 14
2.3 Control Description ..... 17
2.3.1 Sustained Low HTS Pressure ..... 17
2.3.2 High Reactor Building Pressure ..... 17
2.3.3 High Moderator Level ..... 17
2.4 Control and Monitoring Loops ..... 18
2.4.1 Flow Loops ..... 18
2.4.1.1 ECC Injection Flow Loops ..... 18
2.4.1.2 ECC Pump Discharge Flow Loops ..... 18
2.4.2 Level Loops ..... 19
2.4.2.1 Moderator Level Loops ..... 19
2.4.2.2 ECC Water Tank Level Loops ..... 19
2.4.2.3 Reserve Water Tank Level Loops ..... 20

***Table of Contents*** (continue)

2.4.2.4 Reactor Building Water Level Loops ..... 21
2.4.2.5 Water Level in Recovery Piping Loops ..... 22
2.4.3 Pressure Loops ..... 22
2.4.3.1 Injection Gas Line Pressure Loops ..... 22
2.4.3.2 ROH-1 Pressure Loops ..... 23
2.4.3.3 ROH-2 Pressure Loops ..... 24
2.4.3.4 Reactor Building Pressure Loops ..... 24
2.4.3.5 Gas Tank Pressure Loops ..... 25
2.4.3.6 Gas Injection Line Pressure Loops ..... 26
2.4.3.7 ECC Pumps Differential Pressure Loops ..... 27
2.4.3.8 ECC Injection Pressure Loops ..... 28
2.4.4 Temperature Loops ..... 28
2.4.4.1 ECC Water Tank Temperature Loops ..... 28
2.4.4.2 Reserve Water Temperature Loops ..... 29
2.4.4.3 Heat Exchanger Inlet Temperature Loops ..... 29
2.4.4.4 Heat Exchanger Outlet Temperature Loops ..... 29
2.4.4.5 ECC Injection Temperature Loops ..... 30
2.4.4.6 Pump/Motor Temperature Loops ..... 30
2.4.4.7 ECC Gas Tanks Temperature Loops ..... 30
2.5 Component Control and Monitoring ..... 31
2.5.1 ECC Recovery Pumps ..... 31
2.5.2 Low Pressure Isolation Valves ..... 32
2.5.3 Test/Recirculation Line Valves ..... 33
2.5.4 Gas IsolationValves ..... 33
2.5.5 Sump Isolation Valves ..... 34
2.5.6 Motorized Valves for Testing Sump Isolation Valves ... 34
2.5.7 Water Tank Isolation Valves ..... 35
**CHAPTER 3. COMPUTER SIMULATIONS ..... 36**
3.1 Computer Code ..... 36
3.2 Assumptions ..... 37
3.3 Process Equipment Modeling ..... 39
3.4 Hydraulic Network Modeling ..... 43
3.5 Control System Modeling ..... 53
3.5.1 Analog Control Blocks ..... 53
3.5.2 Digital Control Blocks ..... 54
3.5.3 Start-up Sequence Blocks ..... 54
3.5.4 Equipment Control Blocks ..... 54
3.6 Neutronic Modeling ..... 55

***Table of Contents*** (continue)

3.7 Thermalhydraulic Modeling ..... 59
3.8 User Interface ..... 62
3.8.1 ECCS Screens ..... 63

**CHAPTER 4. SIMULATION RESULTS AND DISCUSSIONS ..... 77**

**CHAPTER 5. CONCLUSIONS AND SUGGESTIONS ..... 83**

**REFERENCES ..... 85**

**APPENDIX ..... 87**

**ABOUT AUTHOR ..... 127**

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

## *List of Figures*

Figure Page

1.1 PHT main circuit of a CANDU-9 ..... 4

1.2 Shut Down System 1 and Shut Down System ..... 7

1.3 Emergency Core Cooling System ..... 8

1.4 Containment System ..... 9

3.1 Emergency Core Cooling System ..... 39

3.2 Reserve Water Tank Module ..... 40

3.3 Injection Module ..... 41

3.4 Recovery Module ..... 42

3.5 Gas tank block ..... 43

3.6 Nodal diagram for NHW system ..... 46

3.7 Nodal diagram for NHI system ..... 47

3.8 Nodal diagram for NHJ system ..... 48

3.9 Nodal diagram for NHR system ..... 49

3.10 Nodal diagram for NHM system ..... 50

3.11 NHW_N01 block ..... 51

3.12 Algorithm 850 ..... 58

## *List of Figures* (continue)

Figure Page

3.13 ECCS1 front panel ..... 66

3.14 ECCS1 diagram panel ..... 67

3.15 Start-up sequencer front panel ..... 68

3.16 Start-up sequencer diagram panel ..... 69

3.17 ECCS2 front panel ..... 70

3.18 ECCS3 front panel ..... 71

3.19 ECCS4 front panel ..... 72

3.20 ECCS2 diagram panel ..... 73

3.21 ECCS3 diagram pane ..... 74

3.22 ECCS4 diagram panel ..... 75

4.1 Fuel sheath temperature in channel #1-4 ..... 78

4.2 ROH1 and ROH2 pressure after 100% pipe break ..... 79

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

## *List of Tables*

Table Page

3.1 Delayed neutron data for thermal fission of U-235..... 57

4.1 Event sequence for 100% break near RIH1 .....76-77

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

## *List of Abbreviations*

| | |
|---|---|
| AECL | Atomic Energy of Canada Limited |
| DDE | Dynamic Data Exchange |
| DLL | Dynamic Linked Library |
| ECC | Emergency Core Cooling |
| ECCS | Emergency Core Cooling System |
| HX | Heat Exchanger |
| HTS | Heat Transport System |
| LOCA | Loss Of Coolant Accident |
| MSSV | Main Steam Safety Valve |
| NPSH | Net Positive Suction Head |
| PHT | Primary Heat Transport |
| RD | Rupture Disk |
| RB | Reactor Building |
| RIH1 | Reactor Inlet Header1 |
| ROH1 | Reactor Outlet Header1 |
| ROH2 | Reactor Outlet Header2 |
| RTD | Resistance Thermal Detector |

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

## *List of Abbreviations* (continue)

| | |
|---|---|
| RWT | Reserve Water Tank |
| SDS1 | Shut Down System1 |
| SDS2 | Shut Down System2 |
| TCP/IP | Transmission Control Protocol/Internet Protocol |

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย