การประเมินค่าคงที่ของกลุ่มนิวตรอนสำหรับสมการการแพร่หลายกลุ่มพลังงาน
โดยวิธียุบกลุ่ม

นาย รังษี พรเจริญ

วิทยานิพนธ์นี้เป็นส่วนหนึ่งของการศึกษาตามหลักสูตรปริญญาวิทยาศาสตรมหาบัณฑิต
สาขาวิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี ภาควิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี
คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
ปีการศึกษา 2547

ISBN 974-53-1181-2

ลิขสิทธิ์ของจุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

EVALUATION OF NEUTRON 'S GROUP CONSTANTS FOR THE MULTIGROUP DIFFUSION EQUATION BY GROUP COLLAPSING METHOD

Mr. Rangsee Pornchareon

A Thesis Submitted in Partial Fulfillment of the Requirements
For the Degree of Master of Science in Nuclear Technology

Department of Nuclear Technology
Faculty of Engineering
Chulalongkorn University

Academic year 2004
ISBN 974-53-1181-2

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

หัวข้อวิทยานิพนธ์	การประเมินค่าคงที่ของกลุ่มนิวตรอนสำหรับสมการการแพร่หลายกลุ่มพลังงาน โดยวิธียุบกลุ่ม
โดย	นาย รังษี พรเจริญ
สาขาวิชา	นิวเคลียร์เทคโนโลยี
อาจารย์ที่ปรึกษา	ผู้ช่วยศาสตราจารย์ ดร. สัญชัย นิลสุวรรณโฆษิต
อาจารย์ที่ปรึกษาร่วม	รองศาสตราจารย์ สมยศ ศรีสถิตย์

คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย อนุมัติให้นับวิทยานิพนธ์ฉบับนี้เป็นส่วนหนึ่งของการศึกษาตามหลักสูตรปริญญามหาบัณฑิต

....คณบดีคณะวิศวกรรมศาสตร์

(ศาสตราจารย์ ดร. ดิเรก ลาวัณย์ศิริ)

คณะกรรมการสอบวิทยานิพนธ์

....ประธานกรรมการ

(รองศาสตราจารย์ ดร. สุพิชชา จันทรโยธา)

....อาจารย์ที่ปรึกษา

(ผู้ชายศาสตราจารย์ ดร. สัญชัย นิลสุวรรณโฆษิต)

....อาจารย์ที่ปรึกษาร่วม

(รองศาสตราจารย์ สมยศ ศรีสถิตย์)

....กรรมการ

(รองศาสตราจารย์ ศิริวัฒนา บัญชรเทวกุล)

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

นาย รังษี พรเจริญ : การประเมินค่าคงที่ของกลุ่มนิวตรอนสำหรับสมการการแพร่หลายกลุ่มพลังงานโดยวิธียุบกลุ่ม. (EVALUATION OF NEUTRON 'S GROUP CONSTANTS FOR THE MULTIGROUP DIFFUSION EQUATION BY GROUP COLLAPSING METHOD) อ. ที่ปรึกษา : ผศ. ดร. สัญชัย นิลสุวรรณโฆษิต , อ. ที่ปรึกษาร่วม : รศ. สมยศ ศรีสถิตย์ จำนวนหน้า 111 หน้า . ISBN 974-53-1181-2

การวิจัยนี้ทำเป็นการคำนวณเพื่อหาค่าคงที่ของกลุ่มนิวตรอนจากสมการการแพร่แบบหลายกลุ่มพลังงานโดยวิธีการยุบกลุ่มสำหรับแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์สองมิติ ทั้งนี้โดยพิจารณาว่าแกนปฏิกรณ์มีความสูงมากจนสามารถละได้ไม่ต้องพิจารณา การคำนวณแบ่งออกเป็นสามส่วนหลักคือการอ่านข้อมูลภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B การคำนวณหาค่าคงที่กลุ่มตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอนันต์ และ การคำนวณหาค่าคงที่กลุ่มตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบคาบ

ผลการอ่านข้อมูลภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B เมื่อนำมาเปรียบเทียบกับข้อมูลอ้างอิงโดยการเขียนกราฟเทียบกับพลังงานพบว่ามีความถูกต้อง ผลการคำนวณค่าคงที่ของกลุ่มนิวตรอนโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอนันต์และแบบคาบมีความสอดคล้องกัน โดยมีค่าใกล้เคียงกับข้อมูลจากเอกสารอ้างอิง อย่างไรก็ตามค่าภาคตัดขวางที่คำนวณได้ สำหรับช่วงนิวตรอนพลังงานสูง (Fast Neutron) และ พลังงานต่ำ (Slow Neutron) อาจมีความคลาดเคลื่อนได้ค่อนข้างมาก ทั้งนี้เนื่องจากความแตกต่างของวิธีการคำนวณและวิธีการอินเตอร์โพเลท อีกทั้งจำนวณจุดข้อมูลในช่วงพลังงานดังกล่าวมีจำนวนน้อย

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาควิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี ลายมือชื่อนิสิต..
สาขาวิชา นิวเคลียร์เทคโนโลยี ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษา..
ปีการศึกษา 2547 ลายมือชื่ออาจารย์ที่ปรึกษาร่วม..

4470483421 : MAJOR NUCLEAR TECHNOLOGY

KEYWORD : GROUP CONSTANT / ENDF / INFINITE REACTOR / PERIODIC REACTOR / GROUP CONSTANT

MISTER RANGSEE PORNCHAREON : EVALUATION OF NEUTRON'S GROUP CONSTANTS FOR THE MULTIGROUP DIFFUSION EQUATION BY GROUP COLLAPSING METHOD. THESIS ADVISOR : ASST. PROF. DR. SUNCHAI NILSUWANKOSIT, Ph.d., THESIS CO-ADVISOR : ASSOC. PROF. SOMYOT SRISATIT, [111] pp. ISBN 974-53-1181-2

This research is about the evaluation of group constants of the multi-group diffusion equations for two dimension nuclear reactor core by group collapsing method. For the calculation, the reactor core is presumed to be very tall such that the variation along its height is negligible. The calculating procedure is divided into three parts. The first part is reading the cross section data from ENDF/B, calculation of the group constants by the infinite reactor condition and, finally, calculation of the group constants by the periodic reactor condition.

The reading of the cross section data from ENDF/B was compared with the reference data and was confirmed to be correct. The result from the calculation of the group constants by the infinite reactor and the periodic reactor condition were found to agree with each other and were similar to that given by the reference. However, the calculated cross section in the fast neutron and the slow neutron range could be highly uncertain. This was because of the calculating method, the interpolation technique and because of the small number of data points available in such energy range.

Department Nuclear Technology Student 's signature…………………………………….

Field of study Nuclear Technology Advisor 's signature…………………..........................

Academic year 2004 Co-advisor 'signature…………………………………..

กิตติกรรมประกาศ

วิทยานิพนธ์นี้สำเร็จลุล่วงไปได้ด้วยความช่วยเหลืออย่างดียิ่งของ อาจารย์ที่ปรึกษา ผศ. ดร. สัญชัย นิลสุวรรณโฆษิต ซึ่งท่านได้ให้คำแนะนำและข้อคิดเห็นต่างๆแก่ข้าพเจ้ามาด้วยดีโดยตลอดและขอขอบคุณ ผศ.สมยศ ศรีสถิตย์ อาจารย์ที่ปรึกษาร่วม ขอขอบคุณอาจารย์ทุกท่าน เพื่อนๆทุกคน

สุดท้ายนี้ขอขอบคุณ บิดา มารดา และ ผู้มีพระคุณทุกท่านที่ช่วยเหลือข้าพเจ้ามาตลอด

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

สารบัญ

หน้า

บทคัดย่อวิทยานิพนธ์ไทย……………………………………………………………ญ
บทคัดย่อวิทยานิพนธ์อังกฤษ..ฎ
กิตติกรรมประกาศ..ฏ
สารบัญ..ฐ
สารบัญตาราง...ด
สารบัญภาพ..ต
บทที่
1. บทนำ...1
1.1 ความเป็นมาและความสำคัญของปัญหา...1
1.1.1 ระบบการวิเคราะห์แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์...2
1.2 วัตถุประสงค์ของการวิจัย...3
1.3 ขอบเขตของงานวิจัย..3
1.4 ประโยชน์ที่คาดว่าจะได้รับ..3
1.5 ขั้นตอนและวิธีการในการดำเนินงานวิจัย...4
1.6 งานวิจัยที่เกี่ยวข้อง……………………………………………………………......4
2. แนวคิดและทฤษฎี......……………………...6
2.1 แฟ้มข้อมูลค่าภาคตัดขวางไฟล์ข้อมูล ENDF/B ………..……………………….....6
2.1.1 การประเมินค่าข้อมูล…………………………………………………….......7
2.1.2 วัสดุ……………………………………………………………………….......9
2.1.3 ข้อมูลอันตรกิริยาเนื่องจากนิวตรอน………………………………………......10
2.1.4 การกำหนดตัวเลขแทนประเภทของอันตรกิริยา……………………………......11
2.1.5 โครงสร้างเทปข้อมูลของไฟล์ข้อมูล ENDF/B ……….…………………….......12
2.1.6 ประเภทของบันทึก...13
2.1.7 ไฟล์ 1…………………………………………………………………….....16

สารบัญ (ต่อ)

หน้า

2.1.8 สารบัญและรายละเอียดข้อมูล……………………………………………….……....17
2.1.9 ไฟล์ 3 อันตรกิริยาภาคตัดขวาง ……………………………………………....21
2.2 การเกิดอันตรกิริยานิวเคลียร์………………………………………………………....23
2.3 ภาคตัดขวางสำหรับแต่ละอันตรกิริยา……………………………….……........24
2.4 นิวตรอนฟลักซ์………………………………………………………...……......24
2.5 พื้นฐานของทฤษฎีการแพร่…………………………………………...…......25
2.5.1 กฎของฟิค…………………………………………………………………….....26
2.6 แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์……………………………………………………………......27
2.6.1 ประเภทของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์……………………………………………........27
2.6.1.1 แกนปฏิกรณ์เพื่อการวิจัย………………………………………………….....27
2.6.1.2 แกนปฏิกรณ์กำลัง…………………………………………………………........27
2.6.1.3 แกนปฏิกรณ์ที่ใช้ในการผลิตเชื้อเพลิง..27
2.6.2 ประเภทของแกนปฏิกรณ์แบ่งตามกลไกการทำงานและส่วนประกอบ.........................27
2.6.2.1 แกนปฏิกรณ์แบบเทอร์มาล…………………………………………………….....27
2.6.2.2 แกนปฏิกรณ์แบบที่ใช้นิวตรอนเร็วเข้าทำอันตรกิริยา…………………………......27
2.6.2.3 แกนปฏิกรณ์แบบเอกพันธ์………………………………………………………......28
2.6.2.4 แกนปฏิกรณ์แบบวิวิธพันธ์…………………………………………………….....28
2.6.3 ส่วนประกอบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์………………………………….........28
2.6.3.1 เชื้อเพลิง…………………………………………………………….................28
2.6.3.2 ตัวลดความเร็ว…………………………..29
2.6.3.3 ตัวระบายความร้อน...29
2.6.3.4 ตัวสะท้อนนิวตรอน...29
2.6.3.5 แท่งบังคับอันตรกิริยา………………………………………………….........29
2.6.3.6 เทอร์มาลชีล…………………..30
2.6.3.7 ภาชนะบรรจุแกนปฏิกรณ์……………………………………………….......30
2.6.3.8 โครงสร้างที่เก็บแกนปฏิกรณ์………………………………………….........30

สารบัญ (ต่อ)

หน้า

2.6.3.9 ระบบกำจัดกากกัมมันตรังสี……………….…………………………………........30
2.7 อันตรกิริยาแบ่งแยกตัวแบบลูกโซ่…………………………………………………......30
2.8 เชื้อเพลิงของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์……………….…...32
2.9 ทฤษฎีการแพร่แบบหลายกลุ่มพลังงาน…………………………………………......34
2.9.1 สมการการแพร่ของนิวตรอนหลายกลุ่มพลังงาน……………………….........34
2.10 แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอนันต์……………………………………………..........37
2.10.1 การลดพลังงานของนิวตรอนในตัวกลางแบบอนันต์……………………..........38
2.11 แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบเป็นคาบ…………………………………............. 39
3. วิธีการดำเนินการวิจัย………………………………….. 41
3.1 การอ่านข้อมูลภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B….………… ……………......... 41
3.1.1 ฟังก์ชันย่อยในโปรแกรม..41
3.1.2 การทดสอบความถูกต้องของข้อมูลที่อ่านได้จากไฟล์ข้อมูล ENDF/B ……...........41
3.1.3 วิธีการอินเตอร์โพเลทข้อมูล........……………………………………….........42
3.2 การคำนวณยุบกลุ่มพลังงาน.....…………………………………………………..........43
3.2.1 การคำนวณในฟังก์ชันย่อยโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์.......................44
3.2.2 การคำนวณโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบแบบเนื้อเดียวและเนื้อผสม.........46
3.3 ขั้นตอนการทำงานของโปรแกรมหาค่าคงที่กลุ่มนิวตรอน……………………..........48
4. ผลการคำนวณ…………………………………………………………….................60
4.1 ผลการอ่านค่าภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B ……………………..................60
4.2 ผลการคำนวณยุบกลุ่มพลังงาน......................................……………………..............60
4.2.1ผลการคำนวณยุบกลุ่มโดยเงื่อนไขแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์…….. ..………………..60
4.2.2ผลการคำนวณยุบกลุ่มโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบ……………. 71
4.2.3ผลการคำนวณยุบกลุ่มโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบ……………..74
5. สรุปและวิจารย์ผลการวิจัยและข้อเสนอแนะใ ……………………………………..........78
5.1 สรุปผลการวิจัย…………………………………………………………….............78
5.1.1 การอ่านค่าภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B ………………………………78

สารบัญ (ต่อ)

หน้า

5.1.2 การคำนวณค่าคงที่กลุ่มตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์…………………..79
5.1.3 การคำนวณค่าคงที่กลุ่มตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อเดียวและผสม….79
5.1.4 เปรียบเทียบการคำนวณแบบอนันต์และแบบคาบเนื้อเดียวและแบบเนื้อผสม...…….80
5.2 ข้อเสนอแนะ……………………………………………………………………..80
รายการอ้างอิง………………………………………………………………………...82
ภาคผนวก……………………………………………………………………………..83
ภาคผนวก ก ทฤษฎีชีลดิ้งแฟกเตอร์……………………………………………….....84
ภาคผนวก ข การกำหนดค่า ZA และ MAT…………………………………………....86
ภาคผนวก ค การชนกันของอนุภาค………………..……………………………………88
ภาคผนวก ง ตารางแสดงค่า MT บางส่วน……………………………………………..90
ภาคผนวก จ ค่าสูงสุดของพารามิเตอร์ในไฟล์ข้อมูล ENDF/B ……………………........91
ภาคผนวก ฉ ระเบียบวิธีของเกาส์-ซอร์ดอง 92
ภาคผนวก ช บางส่วนจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B จริงของ U-235..95
ภาคผนวก ซ ความหมายของคำและสัญลักษณ์...97
ภาคผนวก ฌ โค้ดโปรแกรม……………...100
ประวัติผู้เขียนวิทยานิพนธ์...………………………………………..………………111

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

สารบัญตาราง

ตาราง หน้า

2.1 พารามิเตอร์ในไฟล์ข้อมูล ENDF/B ……………………………………………………………..7

2.2 พารามิเตอร์ของแต่ละวัสดุสำหรับ MF=1 , MT= 451………………………………………17

2.3 พารามิเตอร์ในไฟล์ 3……………………………………………………………………..22

4.1 ผลการคำนวณ U-235 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์…………………………....65

4.2 ผลการคำนวณ U-238 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์…………………………....66

4.3 ผลการคำนวณ Pu-239 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์…………………………...67

4.4 ผลการคำนวณ Pu-240 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์…………………………...68

4.5 ผลการคำนวณ Pu-241 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์…………………………...69

4.6 ผลการคำนวณ Pu-242 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์…………………………...70

4.7 ผลการคำนวณ U-235 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อเดียว…..………………...72

4.8 ผลการคำนวณ U-238 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อเดียว...…………………...72

4.9 ผลการคำนวณ Pu-239 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อเดียว...…………………...72

4.10 ผลการคำนวณ Pu-240 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อเดียว...……..…………...73

4.11 ผลการคำนวณ Pu-241 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อเดียว...……..…………...73

4.12 ผลการคำนวณ Pu-242 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อเดียว...……..…………...73

4.13 ผลการคำนวณ U-235 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อผสม...……..…………...76

4.14 ผลการคำนวณ U-238 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อผสม...……..…………...76

4.15 ผลการคำนวณ Pu-239 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อผสม...……..…………...76

4.16 ผลการคำนวณ U-235 ตามเงื่อนไขเนื้อผสมแบบคาบเมื่อเปลี่ยนขนาดของเซลล์…………..77

สารบัญภาพ

ภาพประกอบ หน้า

1.1 แผนผังการคำนวณ……………………………………………………………………2
2.1 ค่า MF ทั้งหมดในไฟล์ข้อมูล ENDF/B ………………………………………………11
2.2 โครงสร้างของไฟล์ข้อมูล ENDF/B ……………………………………………………..12
2.3 ตัวอย่างบางส่วนจากเทปจริงของ U-235 (MF=1)…………………………............. ……….13
2.4 ตัวอย่างบางส่วนจากเทปจริงของ U-235 แสดงส่วนจบ……..…...15
2.5 ตัวอย่างบางส่วนจากเทปจริงของ U-235 (MF=3)…………………………............. ……….16
2.6 โครงสร้างของเซ็กชันต์แรกของไฟล์ 1 (MF=1)…………………………………………...21
2.7 แสดงการชนแล้วกระเจิงของนิวตรอนกับนิวเคลียสตัวเป้า…………………………………..25
2.8 โครงสร้างของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์…………………………………………………28
2.9 แผนภาพการเกิดอันตรกิริยาการแตกตัว………………………………………………...32
2.10 การแบ่งช่วงพลังงานของนิวตรอน………………………………………………………..34
3.1 การอินเตอร์โพเลทข้อมูล……………………………………………………………………..42
3.2 แสดงการแบ่งเซลล์ออกเป็นส่วนๆเท่าๆกัน…………………………………………………… 47
3.3 แผนผังการทำงานของโปรแกรมการหาค่าคงที่กลุ่มนิวตรอน……………………………..49
3.4 (ก) รูปแบบของ input.txt...………………………………………………………...........50
3.4 (ข) ตัวอย่างของ input.txt ………………..……………………………………….............51
4.1 กราฟภาคตัดขวางอันตรกิริยาการแตกตัวของU-235 จากไฟล์ข้อมูล ENDF/B ……………..61
4.2 กราฟภาคตัดขวางอันตรกิริยาการแตกตัวของU-235 จากรายการอ้างอิง(1)…………….......... 61
4.3 กราฟภาคตัดขวางอันตรกิริยาการแตกตัวของU-238 จากไฟล์ข้อมูลENDF/B………………. 62
4.4 กราฟภาคตัดขวางอันตรกิริยาการแตกตัวของU-238 จากรายการอ้างอิง(1)…………….......... 62
4.5 ตัวอย่างไฟล์ข้อมูลนำเข้าแบบ4 และ 1 กลุ่ม………………………………………………..63
4.6 ตัวอย่างไฟล์ข้อมูลนำเข้าแบบ8 และ 4 กลุ่ม………………………………………………..64
4.7 ลักษณะพื้นที่หน้าตัดของแกนปฏิกรณ์เนื้อผสม..……………………………….……...74
4.8 ไฟล์ข้อมูลนำเข้าจากกลุ่มละเอียดปานกลาง 8 เป็น 4 กลุ่มหยาบแบบเนื้อผสม...……….……75

บทที่ 1

บทนำ

1.1 ความเป็นมาและความสำคัญของปัญหา

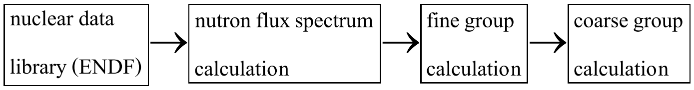
เนื่องจากความสนใจในการใช้พลังงานนิวเคลียร์ในประเทศต่างๆ เพื่อผลิตพลังงานสำหรับมนุษย์ เช่น พลังงานไฟฟ้ามีมากขึ้น บุคคลากรทางด้านนิวเคลียร์เทคโนโลยี จึงมีความสำคัญในการควบคุมการทำงานของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ ให้ทำงานได้อย่างมีประสิทธิภาพและมีความปลอดภัยต่อชุมชนที่ตั้งอยู่ ในการออกแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์นั้นบุคลากร จำเป็นต้องใช้เครื่องคอมพิวเตอร์และโปรแกรมคอมพิวเตอร์ที่มีประสิทธิภาพ เพื่อช่วยในการคำนวณที่รวดเร็วและถูกต้อง ในปัจจุบันจึงมีการพัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์ ซึ่งทำงานเกี่ยวกับการวิเคราะห์การทำงานของเครื่องปฏิกรณ์ในรูปแบบต่างๆอย่างแพร่หลาย เพื่อเพิ่มความเร็วในการทำงานของโปรแกรมให้มากกว่าเดิมและเพิ่มความแม่นยำและถูกต้องของผลการคำนวณ

โรงไฟฟ้านิวเคลียร์สามารถเปลี่ยนพลังงานนิวเคลียร์เป็นพลังงานไฟฟ้าได้โดยอาศัยระบบการขั้นตอนการเปลี่ยนแปลงพลังงานซึ่งอาจแบ่งได้โดยสังเขปออกเป็น 3 ขั้นคือ

- การเปลี่ยนพลังงาน จากอันตรกิริยาการแตกตัว (fission) เป็นพลังงานความร้อน
- การเปลี่ยนพลังงานความร้อนเป็นพลังงานกล เช่น การต้มน้ำเป็นไอไปขับดันกังหัน
- การเปลี่ยนพลังงานกลเป็นพลังงานไฟฟ้า

แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์เป็นส่วนประกอบในขั้นตอนที่หนึ่ง ซึ่งมีความสำคัญอย่างมากในการควบคุมการทำงานของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ โดยจะต้องเน้นให้แกนปฏิกรณ์ให้อยู่ในสภาวะปกติและปลอดภัย ภายในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์จะประกอบด้วยแท่งเชื้อเพลิงหลายๆแท่งโดยขนาดและรูปร่างของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์และ รูปร่างขนาดและจำนวนของแท่งเชื้อเพลิงภายในจะแตกต่างกันไปตามประเภทของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ประเภทต่างๆ

1.1.1 ระบบการวิเคราะห์แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Core analysis system)



รูปที่ 1.1 (แผนผังการคำนวณ)

จากแผนภาพที่1.1 จุดเริ่มต้นของการหาค่าคงที่กลุ่มของนิวตรอน(บล็อกที่1) คือแฟ้มข้อมูลนิวเคลียร์ ซึ่งแสดงค่าคงที่ที่เกี่ยวข้องกับ การเกิดอันตรกิริยากับนิวตรอนที่ระดับพลังงานต่างๆชุดแฟ้มข้อมูลมาตรฐานของนิวตรอนที่นิยมใช้กันมากชุดหนึ่งในปัจจุบันคือ ENDF (evaluated nuclear data file) ซึ่งเป็นแฟ้มข้อมูลสาธารณะ ที่สามารถขอได้จาก IAEA (international atomic energy agency) ENDF ถูกออกแบบมาให้อยู่ในรูปแบบที่ง่ายต่อการเรียกใช้ข้อมูลที่ต้องการ ผ่านทางคอมพิวเตอร์ ข้อมูลเหล่านี้มาจากการทดลองและการคำนวณ โดยใช้เทคนิคพิเศษต่างๆโดยผู้เชี่ยวชาญจากหลากหลายองค์กรที่เกี่ยวข้องจากนั้น บล็อกที่ 2 คือการคำนวณหาสเปกตรัมของนิวตรอนจากสมการการแพร่แบบหลายกลุ่มพลังงาน โดยเงื่อนไขขอบเขตที่กำหนด เพื่อใช้ยุบกลุ่มพลังงานให้มีจำนวนกลุ่มน้อยลงเป็นกลุ่มละเอียด (บล็อกที่ 3) และ จากกลุ่มละเอียดก็จะถูกยุบกลุ่มพลังงานให้เหลือจำนวนกลุ่มน้อยลงไปอีกเป็นกลุ่มหยาบ (บล็อกที่ 4) ตามลำดับ อันเป็นจุดมุ่งหมายของงานวิจัยนี้นั่นเอง

ในงานออกแบบและควบคุมแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Reactor design) โดยอาศัยสมการการแพร่ของนิวตรอนนั้น มีปริมาณซึ่งจำเป็นต้องใช้ในการคำนวณ เช่น ค่าภาคตัดขวางนิวตรอน (Neutron cross section) และค่าสัมประสิทธิ์ของการแพร่ (Diffusion coefficient) เป็นต้น เนื่องจากการออกแบบเพื่อการใช้งานจริงนั้นโดยทฤษฎีแล้ว นิวตรอนอาจมีพลังงานตั้งแต่ 10 MeV ถึงน้อยกว่า 0.01 eV ค่าภาคตัดขวางนิวตรอน (Neutron-nuclear cross section) ของตัวกลางหนึ่งๆ ซึ่งขึ้นกับระดับพลังงานของนิวตรอนสามารถมีค่าเปลี่ยนแปลงได้อย่างมากตลอดช่วงพลังงาน การคำนวณแบบกลุ่มพลังงานเดียวจึงไม่สามารถใช้ได้อีกต่อไป อย่างไรก็ตามในการพิจารณาสามารถแบ่งการพิจารณาช่วงพลังงานนิวตรอนทั้งหมด เป็นหลายกลุ่มพลังงานแบบไม่ต่อเนื่อง และ คำนวณแก้สมการการแพร่ของนิวตรอนแบบหลายกลุ่มพลังงาน (Multigroup diffusion equation) อย่างไรก็ตาม การคำนวณโดยใช้กลุ่มพลังงานจำนวนมาก เพื่อให้สอดคล้องกับลักษณะการแปรผันของ ค่าภาคตัดขวางจะใช้ทรัพยากรและเวลาสำหรับการคำนวณสูงมากในการคำนวณ ในใช้งานจริงจึงใช้

จำนวนกลุ่มนิวตรอนที่น้อยกว่าด้วยเหตุดังกล่าว จึงมีความจำเป็นต้องประมาณค่าภาคตัดขวางนิวตรอน (Neutron cross section) ของแต่ละช่วงพลังงานของนิวตรอน เพื่อใช้เป็นค่าคงที่กลุ่ม (Group constant) ให้มีความถูกต้องเหมาะสมด้วยเหตุนี้ค่าคงที่กลุ่มนิวตรอนดังกล่าวนี้จึงมีความสำคัญในการวิเคราะห์การทำงานของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ เนื่องจากเป็นค่าพื้นฐานในการแก้สมการที่จำเป็น

ด้วยเหตุที่กล่าวมาจึงเป็นจุดเริ่มต้นของงานวิจัยนี้ เพื่อเป็นการพัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์สำหรับประเมินค่าคงที่กลุ่มนิวตรอนอันได้แก่ค่าภาคตัดขวางและสัมประสิทธิ์การแพร่เป็นต้น ภายใต้เงื่อนไขขอบเขตสำหรับ แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอนันต์ (Infinite reactor) และ แบบคาบ (Periodic reactor)ในสองมิติ สำหรับใช้ประกอบการคำนวณเพื่อออกแบบและควบคุมแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์

1.2 วัตถุประสงค์ของการวิจัย

1.2.1 เพื่อพัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์สำหรับประเมินค่าคงที่กลุ่มของนิวตรอนกลุ่มพลังงานต่างๆเพื่อประยุกต์ใช้กับสมการการแพร่แบบหลายกลุ่มพลังงานโดยวิธียุบกลุ่ม

1.3 ขอบเขตของงานวิจัย

1.3.1 พัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์สำหรับอ่านข้อมูลค่าคงที่ของนิวตรอนจาก ไฟล์ข้อมูล ENDF/B (Evaluated Nuclear Data File/B)

1.3.2 พัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์เพื่อ การประเมินค่าคงที่กลุ่มของนิวตรอนกลุ่มพลังงานต่างๆอันได้แก่ค่าภาคตัดขวาง และ สัมประสิทธิ์การแพร่โดยวิธียุบกลุ่มพลังงานของนิวตรอน ภายใต้ เงื่อนไขขอบเขต สำหรับแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอนันต์ (Infinite reactor) และแบบคาบ (Periodic reactor) ในสองมิติ

1.4 ประโยชน์ที่คาดว่าจะได้

1.4.1 ได้โปรแกรมคอมพิวเตอร์สำหรับประเมินค่าคงที่กลุ่มของนิวตรอนกลุ่มพลังงานต่างๆเพื่อใช้ในการแก้สมการการแพร่ของนิวตรอนแบบหลายกลุ่มพลังงาน

1.4.2 เป็นแนวทางในการพัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์สำหรับคำนวณการกระจายของนิวตรอนฟลักซ์ และ ค่าวิกฤตของแกนปฏิกรณ์ในการใช้งานจริง

1.5 ขั้นตอนและวิธีการในการดำเนินงานวิจัย

1.5.1 ศึกษาค้นคว้าทฤษฎีและงานวิจัยที่เกี่ยวข้อง

1.5.2 พัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์ย่อย สำหรับอ่านค่าภาคตัดขวางนิวตรอน (Neutron cross section) ที่ค่าพลังงานต่างๆจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B (evaluated nuclear data files/B)

1.5.3 ศึกษาทฤษฎีการแพร่ของนิวตรอนแบบหลายกลุ่มพลังงาน ภายใต้เงื่อนไขขอบเขตแบบอนันต์ (Infinite reactor) และแบบคาบ (Periodic reactor) ในสองมิติตลอดจนวิธีการยุบกลุ่มพลังงาน

1.5.4 พัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์สำหรับใช้แก้สมการ โดยใช้ระเบียบวิธีเชิงตัวเลข (numerical method) เพื่อประเมินค่าคงที่กลุ่มของนิวตรอนกลุ่มพลังงานต่างๆ

1.5.5 เชื่อมโยงโปรแกรมคอมพิวเตอร์ย่อยสำหรับอ่านไฟล์ข้อมูล ENDF/B กับโปรแกรมคอมพิวเตอร์หลักที่พัฒนาขึ้นจากข้อ 1.5.4

1.5.6 ตรวจสอบความถูกต้องของผลที่ประเมินได้กับแหล่งข้อมูลอ้างอิง

1.5.7 สรุปและวิเคราะห์ผลการวิจัย รวมทั้งเขียนวิทยานิพนธ์

1.6 งานวิจัยที่เกี่ยวข้อง

1.6.1 An application of Monte Carlo simulation methods ของ Andrew N Jackson 9th May 1995 เกี่ยวข้องกับการเขียนโปรแกรมคอมพิวเตอร์ เพื่อศึกษาระบบอย่างง่ายที่เป็นเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอนันต์ (Infinite reactor) และ เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์นิวเคลียร์รูปทรงกลมขนาดจำกัด (Finite spherical reactor) ผลที่ได้คือค่าสัดส่วนของอะตอมชนิดต่างๆในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และ ขนาดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ที่ทำให้ระบบมีค่า k =1 โดยมีความผิดพลาด 3.1 %

1.6.2 วารสารของ NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY , vol.39 ,No.10 (October 2002) เรื่อง Evaluation of Neutron Nuclear Data for Sodium-23 เกี่ยวกับการประมาณค่า Neutron nuclear data ของ Na-23 ในช่วงพลังงานสูงถึง 20 MeV ค่าที่ถูกประมาณได้แก่ ค่าภาคตัดขวางการกระเจิงแบบยืดหยุ่น และแบบไม่ยืดหยุ่นเป็นต้น ผลจากการประมาณ มีความถูกต้องในระดับที่น่าพอใจโดยถูกจัดเก็บในไฟล์ข้อมูล JENDL-3.3 ชุดล่าสุด

1.6.3 วิทยานิพนธ์ เรื่อง การคำนวณเชิงตัวเลขเพื่อออกแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่สภาวะใต้วิกฤตโดย ไพศาล เติมสินวาณิช ปี 2544 เกี่ยวกับ การพัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์ซึ่งเขียนโดย

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาษาฟอร์แทรน เพื่อศึกษาแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่สภาวะใต้วิกฤตโดยใช้ระเบียบวิธีเชิงตัวเลขผลที่ได้จากโปรแกรมคือ ค่าวิกฤตและนิวตรอนฟลักซ์

1.6.4งานวิจัยของ V.E. Marshalkin,Yu.V. Petrov (Leningrad Nuclear physics Institute , Academy of Sciences of the USSR ,5 June 1984) ชื่อเรื่อง Calculation of the cross Sections for the neutron acceleration , slowing down and capture by the isomer ^{180m}Hf เกี่ยวกับการคำนวณค่า ภาคตัดขวางนิวตรอนนิวตรอนสำหรับ การเร่งแบบไม่ยืดหยุ่น , การลดพลังงาน และ การถูกจับของ ^{180m}Hf บนช่วงพลังงานของนิวตรอนตั้งแต่ 1 keV ถึง 5 MeV ผลที่ได้จากการคำนวณมีความถูกต้องไม่มากนักเนื่องจาก ลักษณะของ โมเดลและ ความคลาดเคลื่อนของข้อมูลที่นำมาป้อน

1.6.5 วารสารงานวิจัยของ Institute of Radioecological Problems of the BelarusAcademy of Science (IREP RB) เรื่อง Calculation of neutron spectrum in heterogeneous systems (May 19 ,1997) เกี่ยวกับการพัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์ เพื่อหาค่าคงที่กลุ่มของนิวตรอน (Group constant) ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์นิวเคลียร์ที่ เป็นระบบวิวิธภัณฑ์ โดยการคำนวณจะพิจารณาช่วงพลังงานของนิวตรอน 20 MeV ถึง 1×10^{-5} eV และ โดยใช้ไฟล์ข้อมูล ENDF/B (Evaluated nuclear data files) เป็นแหล่งข้อมูลภาคตัดขวางนิวตรอน นิวตรอน สเปกตรา (Neutron spectra)จะถูกคำนวณโดยใช้ การประมาณแบบ P_0 (P_0 approximation of fluxes) ส่วนค่าคงที่กลุ่มนิวตรอน (Group constant) จะถูกประมาณโดย สมการ P_1 ด้วยระเบียบวิธีเชิงตัวเลข ผลการทำงานของโปรแกรมข้อมูลมีความถูกต้องมากขึ้นโดยใช้เวลาการคำนวณใกล้เคียงกับโปรแกรมอื่นๆ

1.6.6 จากเว็บไซต์ของ (Nuclear energy agency) **http://www.nea.fr/welcome.html** ปีค.ศ. 1982 โปรแกรมคอมพิวเตอร์ GAMB-1T เป็นโปรแกรมซึ่งถูกพัฒนา โดยภาษาฟอร์แทรน เพื่อคำนวณค่าคงที่ของนิวตรอนแบบหลายกลุ่มพลังงานโดยประกอบด้วยสองโปรแกรมคอมพิวเตอร์ย่อย คือ GAM ใช้คำนวณในช่วงพลังงานสูง (fast neutron) และ B1T ใช้ คำนวณในช่วง นิวตรอนพลังงานความร้อน (Thermal neutron) ผลที่ได้จากการคำนวณคือ ค่าฟลักซ์ของกลุ่มพลังงาน (Group flux) และ ค่าภาคตัดขวางเฉลี่ยของนิวตรอน โดยที่การคำนวณแต่ละครั้งใช้เวลาประมาณ 5 นาที ครั้งละไม่เกิน 20 ไอโซโทป โดย G. Gibson , G. Collier

บทที่ 2

แนวคิดและทฤษฎี

2.1 แฟ้มข้อมูลค่าภาคตัดขวาง ไฟล์ข้อมูล ENDF /B(Evaluated Nuclear Data File)

ไฟล์ข้อมูล ENDF (Evaluated Nuclear Data File) เป็นแฟ้มข้อมูลบน สื่ออิเล็กทรอนิกส์ประเภทต่างๆ โดยผู้ใช้สามารถดึงข้อมูลเกี่ยวกับนิวเคลียร์เทคโนลยีประเภทต่างๆออกมา เพื่อใช้ในโปรแกรมการคำนวณทางด้านนิวเคลียร์เทคโนโลยีรูปแบบของแฟ้มข้อมูล ENDF ถูกคิดค้นขึ้นโดย The Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG) โดยเป็นการร่วมมือกันของห้องทดลองแห่งชาติ , ภาคอุตสาหกรรมรวมทั้งมหาวิทยาลัยต่างๆในสหรัฐอเมริกา และ แคนาดาจากอดีตถึงปัจจุบันไฟล์ข้อมูล ENDF ได้ถูกพัฒนาให้มีข้อมูลที่ถูกต้องและน่าเชื่อถือมากขึ้น จนถึงเวอร์ชันล่าสุดคือเวอร์ชันที่ 6 (ENDF-6) ในเวอร์ชันนี้การเพิ่มช่วงพลังงานของนิวตรอนให้กว้างขึ้น ทำให้มีจำนวนข้อมูลมากขึ้นรวมทั้งมีเพิ่มข้อมูลประเภทอื่นให้มีความสมบรูณ์มากขึ้นก่อนที่ข้อมูลประเภทต่างๆจะถูกบันทึกและเผยแพร่ลงในแฟ้มข้อมูล ENDFได้ข้อมูลเหล่านี้ จะต้องถูกทดสอบความถูกต้องอย่างละเอียด โดยหน่วยงานที่ควบคุมดูแลเสียก่อนเพื่อ โดยในปัจจุบันไฟล์ข้อมูลENDFได้รับการยอมรับว่าเป็นแหล่งข้อมูลมาตรฐานทางด้านนิวเคลียร์เทคโนโลยีที่นิยมใช้กันอย่างแพร่หลาย

ระบบการทำงานของไฟล์ข้อมูล ENDF ถูกแบ่งออกเป็น 2 ส่วนคือ

- รูปแบบ (Formats) ซึ่งจะกำหนดว่า ภายในแฟ้มข้อมูลนั้นข้อมูลชนิดต่างๆมีการจัดเรียงอย่างไรรวมทั้งบอกถึงสูตรซึ่งสามารถนำข้อมูลบางประเภท เช่นข้อมูลในช่วงเรโซแนนซ์แทนลงไป เพื่อให้ได้ค่าคงที่ที่ผู้ใช้ต้องการการทำความเข้าใจในส่วนนี้มีความ จำเป็นอย่างมากในการติดต่อกับไฟล์ข้อมูลเพื่อดึงข้อมูลมาใช้ผ่านโปรแกรมคอมพิวเตอร์

- ระเบียบการปฏิบัติ (Procedures) เป็นกฎระเบียบซึ่งกำหนด ชนิดของรูปแบบที่ถูกใช้ในไฟล์ ข้อมูลรวมทั้งชนิดของข้อมูลซึ่งอาจจะถูกเพิ่มเติมเข้าไปในภายหลัง องค์กรที่ควบคุมดูแลระเบียบปฏิบัตินี้คือ The Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG)

2.1.1การประเมินค่าข้อมูล

การประเมินค่าข้อมูลหมายถึง กระบวนการวิเคราะห์ ข้อมูลภาคตัดขวางผสมผสานกับการคำนวณเพื่อทำนายผลโดยใช้รูปแบบจำลองเพื่อให้ได้ค่าตัดขวางที่แท้จริง และนำมารวบรวมเป็นชุดข้อมูลอย่างเป็นระเบียบ ชุดข้อมูลที่ได้จากการประเมินนี้จะถูกนำมาใส่ลงใน ไฟล์ข้อมูล ENDF/B โดยจะมีหลักเกณฑ์ในการคัดเลือกข้อมูลซึ่งจะถูกพิจารณาโดย CSEWG หลักการเลือกข้อมูลตั้งอยู่บนพื้นฐานของความต้องการของโปรแกรมประยุกต์ที่ใช้ประกอบกับไฟล์ข้อมูล และปัจจัยอื่นๆ ชุดข้อมูลของแต่ละไอโซโทปอาจถูกเปลี่ยนแปลงได้เมื่อเกิดกรณีต่อไปนี้

1. มีข้อมูลจากการทดลองใหม่ที่น่าเชื่อถือมากกว่า
2. ผลการทดสอบไฟล์ข้อมูลพบข้อบกพร่อง
3. ความต้องการของผู้ใช้งานเช่น ผู้ใช้ต้องการข้อมูลที่ถูกต้องมากขึ้นหรือต้องการข้อมูลของไอโซโทปเฉพาะในกรณีบางตัวเป็นพิเศษ

องค์กรซึ่งมีหน้าที่เก็บ และ บำรุงรักษารวมทั้งควบคุมการตีพิมพ์ไฟล์ข้อมูล ENDF/Bเพื่อการเผยแพร่คือ NNDC (National Nuclear Data Center) โดยก่อนที่ไฟล์ข้อมูล ENDF/B แต่ละเวอร์ชันจะถูกตีพิมพ์เผย แพร่จะต้องผ่านการทดสอบเพื่อความถูกต้องอย่างละเอียด

ตารางที่ 2.1 พารามิเตอร์ซึ่งแสดงถึงคุณสมบัติและอธิบายถึงส่วนต่างๆของไฟล์ข้อมูล ENDF/B

พารามิเตอร์	อักษรย่อในไฟล์ข้อมูล ENDF	ความหมาย
library	NLIB	ชนิดของระบบไฟล์ข้อมูลเช่น NLIB = 0 หมายถึงไฟล์ข้อมูล ENDF/B

ตารางที่ 2.1 พารามิเตอร์ซึ่งแสดงถึงคุณสมบัติและอธิบายถึงส่วนต่างๆของไฟล์ข้อมูล (ต่อ)

พารามิเตอร์	อักษรย่อในไฟล์ข้อมูล ENDF	ความหมาย
version	NVER	ลำดับที่ของการปรับปรุงเปลี่ยนแปลงไฟล์ข้อมูลรวมทั้งรูปแบบและระเบียบการปฏิบัติเช่น NVER = 6 หมายถึงว่าได้ถูกปรับปรุงเปลี่ยนแปลงมาแล้วเป็นครั้งที่ 6 เป็นต้น
format	NFOR	รูปแบบของข้อมูลเพื่อให้ทราบว่าจะเขียนโปรแกรมคอมพิวเตอร์อย่างไร เพื่ออ่านข้อมูลจากไฟล์ข้อมูล ENDF เช่น NFOR = 6 หมายถึงใช้รูปแบบของไฟล์ข้อมูล ENDF-6 เป็นต้น
Sublibrary	NSUB	ประเภทของข้อมูลที่ถูกพิจารณา
material	MAT	ตัวเลขแทนไอโซโทปหรือโมเลกุลที่เป็นตัวเป้าของการเกิดปฏิกิริยา
mod	NMOD	ลำดับของการเปลี่ยนแปลงปรับปรุงข้อมูลของไอโซโทปใดๆ

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 2.1 พารามิเตอร์ซึ่งแสดงถึงคุณสมบัติและอธิบายถึงส่วนต่างๆของไฟล์ข้อมูล (ต่อ)

พารามิเตอร์	อักษรย่อในไฟล์ข้อมูล ENDF	ความหมาย
file	MF	ส่วนย่อยของวัสดุ(material) หรือ MAT โดยไฟล์(file) แต่ละส่วนจะบันทึกข้อมูลประเภทต่างๆเช่น MF=3 หมายถึงข้อมูลภาคตัดขวางสำหรับอันตรกิริยาประเภทต่างๆ ของ วัสดุนั้นๆกับนิวตรอนเป็นต้น (รูปที่ 2.1)
section	MT	ส่วนย่อยของไฟล์(file)โดยเซ็กชันต์ (section) แต่ละส่วนจะบอกถึงประเภทของปฏิกิริยาที่เกิดขึ้น เช่น MT=102 , MF=3 หมายถึงข้อมูลของอันตรกิริยาการดูดจับนิวตรอนเป็นต้น

2.1.2 วัสดุ Material (MAT)

คำจำกัดความของวัสดุ (material) ในที่นี้หมายถึงไอโซโทปตัวเดียวหรือกลุ่มของไอโซโทป วัสดุ อาจเป็นนิวเคลียสเดี่ยวๆ ธาตุในธรรมชาติ หรือ ของผสม (mixture) เช่น สารประกอบ , อัลลอยด์ , โมเลกุล ฯลฯ วัสดุแต่ละตัวภายในไฟล์ข้อมูล ENDF จะถูกแทนด้วยค่า MAT ซึ่งเป็นตัวเลขอันเปรียบเสมือนเป็นตัวแทนของวัสดุตัวนั้นๆ โดยที่ MAT แต่ละตัวจะมีค่าตั้งแต่ 1 –9999

หลักการกำหนดค่า MAT

- ไอโซโทปที่มีเลขอะตอมตั้งแต่ 1- 98 จะมีสัญลักษณ์แทนค่า MAT เป็น(ZZ01-ZZ99) เมื่อ ZZ คือเลขอะตอม
- ไอโซโทปที่มีเลขอะตอมมากกว่า 98 ($Z \geq 99$) จะมีสัญลักษณ์แทนค่า MAT เป็น(99XX) โดยที่ XX มีค่าเป็น 9920 , 9925 , 9920 , 9915 และ 9912 สำหรับค่า Z เป็น (99-103) ตามลำดับ
- ในกรณีของ ของผสม,สารประกอบ,อัลลอยด์และ โมเลกุล จะมีค่า MAT ตั้งแต่ 0001-0099 ตามภาคผนวก ข

2.1.3ข้อมูลอันตรกิริยาเนื่องจากนิวตรอน (NSUB 10)

ในงานวิจัยนี้จะใช้ข้อมูลซึ่งเกี่ยวกับอันตรกิริยาเนื่องจากนิวตรอน (NSUB10) เป็นหลักในการคำนวณและวิเคราะห์ ส่วนอื่นๆในแฟ้มข้อมูลย่อยอื่นของไฟล์ข้อมูล ENDF จะไม่ขอกล่าวถึง

- ไฟล์ (File) 1 หรือ MF=1 , General information (ตามรูปที่ 2.1) เป็นส่วนที่แสดงข้อมูลทั่วไปของไอโซโทปนั้นๆ
- ไฟล์ (File) 3 หรือ MF=3 Reaction cross sections (ตามรูปที่ 2.1) เป็นส่วนที่บันทึกข้อมูลภาคตัดขวางของอันตรกิริยาประเภทต่างๆ (MT ค่าต่างๆ) บนช่วงพลังงานของนิวตรอนตั้งแต่ 10^{-5} eV จนถึง 20 MeV อย่างไรก็ตามไอโซโทปบางตัวอาจมีช่วงระดับพลังงานของนิวตรอนกว้างกว่านี้โดยอาจมีค่าพลังงานของนิวตรอนสูงสุดถึง 150 MeV

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

MF	Description
1	General information
2	Resonance parameter data
3	Reaction cross sections
4	Angular distributions for emitted particles
5	Energy distributions for emitted particles
6	Energy-angle distributions for emitted particles
7	Thermal neutron scattering law data
8	Radioactivity and fission-product yield data
9	Multiplicities for radioactive nuclide production
10	Cross sections for radioactive nuclide production
12	Multiplicities for photon production
13	Cross sections for photon production
14	Angular distributions for photon production
15	Energy distributions for photon production
23	Photo-atomic interaction cross sections
27	Atomic form factors or scattering functions for photo-atomic interactions
30	Data covariances obtained from parameter covariances and sensitivities
31	Data covariances for nu(bar)
32	Data covariances for resonance parameters
33	Data covariances for reaction cross sections
34	Data covariances for angular distributions
35	Data covariances for energy distributions
39	Data covariances for radionuclide production yields
40	Data covariances for radionuclide production cross sections

รูปที่ 2.1 แสดงค่า MF ทั้งหมดในไฟล์ข้อมูล ENDF/B

2.1.4 การกำหนดตัวเลขแทนประเภทของอัตรกิริยา (Reaction Nomenclature-MT)

ค่า MT ทั้งหมดจะมีค่าตั้งแต่ 1-999 ในที่นี้จะขอกล่าวถึงค่าMT บางส่วน(ภาคผนวก ง) ซึ่งถูกนำมาใช้ในงานวิจัยนี้พอสังเขป

- อันตรกิริยาการกระเจิงแบบยืดหยุ่น (Elastic scattering MT=2)

  อันตรกิริยาการกระเจิงแบบยืดหยุ่นเป็นอันตรกิริยาการชนกัน ของอนุภาคซึ่งเป็นไปตามกฎของการอนุรักษ์พลังงานและกฎการอนุรักษ์โมเมนตัมตามภาคผนวก ค

- อันตรกิริยาการดูดจับนิวตรอน (Radiative capture MT=102)

  อันตรกิริยาการดูดจับนิวตรอนเป็นปฏิกิริยาซึ่งนิวเคลียสตัวเป้าดูดจับนิวตรอนและปลดปล่อยโฟตอนบางความถี่ออกมาปรากฏเป็นรังสีแกมม่า

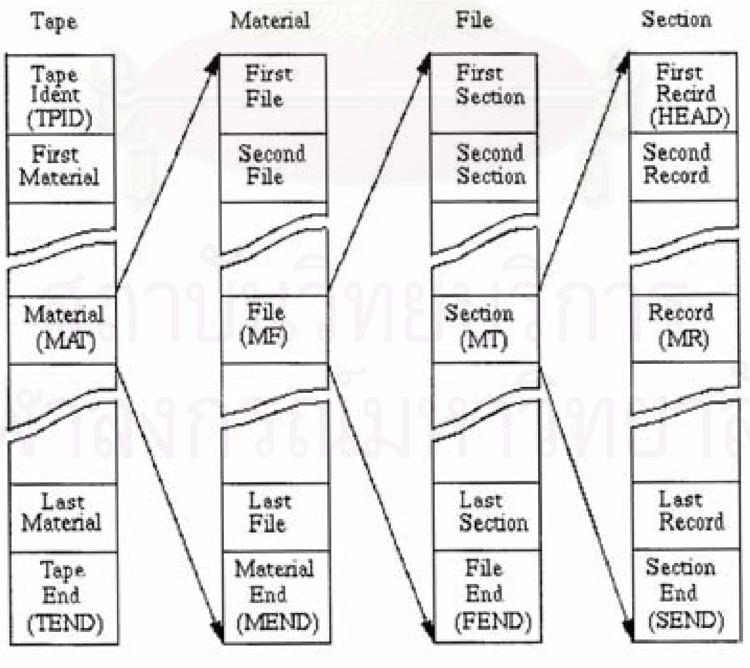
สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

- อันตรกิริยาการแตกตัว (Fission MT=18)

  อันตรกิริยาการแตกตัวเป็นอันตรกิริยา ซึ่งนิวเคลียสตัวเป้าดูดจับนิวตรอนแล้วเกิดการแตกตัวให้พลังงานและนิวตรอนตัวใหม่ออกมา ซึ่งอันตรกิริยานี้มีความสำคัญในการควบคุมปริมาณนิวตรอนในการออกแบบ และควบคุมการทำงานของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เป็นอย่างมาก

2.1.5 โครงสร้างเทปข้อมูลของไฟล์ข้อมูล ENDF/B (structure of ENDF data tape)

แฟ้มข้อมูลแต่ละตัวในไฟล์ข้อมูล ENDF จะถูกเรียกว่าเทป (tape) ตามรูปภาพที่ 2.2 จะเห็นว่าแต่ละเทปหรือแฟ้มข้อมูลจะประกอบด้วย MAT 1 ค่าซึ่งเป็นสัญลักษณ์แทนไอโซโทป 1 ตัว โดยที่แต่ละค่า MAT จะถูกแบ่งย่อยออกเป็นหลายๆ ไฟล์ (File) หรือ MF ซึ่ง MF แต่ละค่า ก็จะถูกแบ่งย่อยออกอีกไปเป็นหลายๆ เซ็กชันต์ (section) หรือ MT และ สุดท้าย MT แต่ละค่าก็ จะถูกแบ่งย่อยออกเป็นหลายๆ บันทึก (record) หรือ แต่ละบรรทัดในแฟ้มข้อมูลนั่นเอง โดยแต่ละบันทึกหรือบรรทัดจะแสดงค่า MAT,MF,MT และ NL (หมายเลขบอกลำดับบรรทัด) อยู่ที่ตอนท้ายของบรรทัดเพื่อบ่งบอกถึงคุณสมบัติและประเภทของข้อมูล ส่วนหน้าของบรรทัดจะบันทึกข้อมูล โดยมีความยาวของตัว อักษรได้ไม่เกิน 66 ตัวซึ่ง MAT , MF , MT และ NL จะถูกเรียงลำดับจากน้อยไปหามากตามจำนวนบรรทัดที่เพิ่มขึ้นในแต่ละเซ็กชันต์ (MT)



รูปที่ 2.2 โครงสร้างของไฟล์ข้อมูล ENDF/B

2.1.6ประเภทของ บันทึก

ในแต่ละบรรทัดในแฟ้มข้อมูลของไฟล์ข้อมูล ENDF เรียกว่าบันทึกในหนึ่งบันทึกนั้นจะเริ่มต้นด้วยข้อมูลซึ่งมีความยาวไม่เกิน66 ตัวอักษรและปิดท้ายด้วยตัวเลขแสดงคุณสมบัติของข้อมูล คือ MAT , MF , MT , NL (ลำดับของบรรทัด) ตามลำดับ บันทึกในแต่ละเทปของไฟล์ข้อมูล ENDF ถูกแบ่งออกเป็น 5 ประเภทคือ TEXT , CONT , LIST , TAB1 และ TAB2 สำหรับ CONT มีบันทึกชนิดพิเศษแตกต่างกันแยกออกไปอีก 6 ประเภทคือ DIR, SEND, FEND, MEND และ TEND ขณะที่ TEXT จะมีบันทึกพิเศษซึ่งมีชื่อเรียกเฉพาะคือ TPID

-TEXT

บันทึกนี้เป็นบันทึกเริ่มต้นของเทปทุกเทปใน ไฟล์ข้อมูล ENDF (ในกรณีเป็นบันทึกแรกสุดเรียกว่า TPID) โดยเป็นบันทึกซึ่งแสดงคำแนะนำทั่วไป (comments) สำหรับไฟล์ 1(MF=1) สามารถแสดงได้ดังนี้ตามรูปที่ 2.3

HL MAT MF MT NL

เมื่อ HL เป็นข้อความมีความยาวไม่เกิน 66 อักษร เช่นตามรูปที่ 2.3 บรรทัดจริงที่ 6 MAT=9228, MF=1 , MT=451 ,NL(หมายเลขบรรทัด) = 5 เป็นต้น

ตัวอย่างของบันทึก TPID และ TEXT ในรูปที่ 2.3 ตามที่ลูกศรชี้

```
                                                          144 0    0      0← TPID

9.223501+4     2.330250+2     1        1        0             69228 1451      1← CONT
0.000000+0     1.000000+0     0        0        0             69228 1451      2← CONT
1.000000+0     2.000000+7     5        0       10             69228 1451      3← CONT
0.000000+0     0.000000+0     0        0      446           1089228 1451      4← CONT
92-U -235 ORNL,LANL,+EVAL-NOV89 WESTON,YOUNG, POENITZ, LUBITZ    9228 1451      5← TEXT
               DIST-NOV98 REV5-OCT97                 19981109    9228 1451      6← TEXT
----ENDF/B-VI       MATERIAL 9228   REVISION 5                   9228 1451      7← TEXT
```

รูปที่ 2.3 จากเทปจริงของ U-235(MF=1) ลูกศรที่ชี้แสดงถึงประเภทของบันทึกของแต่ละบรรทัด ในกรณีนี้จะเห็นว่า MAT = 9228 , MF=1 , MT = 451

-CONT

เป็นบันทึกที่มีความยาวน้อยที่สุดสามารถแสดงได้ดังนี้ตามรูปที่ 2.3

C1 C2 L1 L2 N1 N2 MAT MF MT NL

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

จากตัวอย่างของบันทึก CONT ในรูปที่ 2.3 ตามที่ลูกศรชี้เช่นตามบรรทัดจริงที่ 2 มีค่า C1=9.223501+4 ,C2=2.330250+2 ,L1=1 , L2=1 , N1=0 , N2=6 ,MAT=9228 , MF=1 , MT=451 , NL=1 เป็นต้น

โดย ค่าและความหมายของพารามิเตอร์ C1,C2,L1,L2,N1,N2 จะมีค่าแตกต่างกันไปตามประเภทของบันทึกย่อย

HEAD เป็นบันทึกแรกของแต่ละเซ็กชันต์โดยมีรูปแบบทั่วไปเหมือน CONT เพียงแต่ C1 และ C2 จะเป็นค่า ZA และ AWR ตามลำดับตามความหมายในตารางที่ 2.2 ส่วนบันทึก SEND,FEND,MEND และTEND จะมีเฉพาะค่า MAT,MF,MT และ NL แต่ C1,C2,L1,L2,N1,N2 จะมีค่าเป็น 0 โดยทำหน้าที่เป็นตัวบอกจุดสิ้นสุดของ เซ็กชันต์ , ไฟล์ , วัสดุ และ เทป ตามลำดับ ตามรูปที่ 2.4 กล่าวคือ

0.0 0.0 0 0 0 0 MAT MF 099999

บันทึก SEND จะบอกจุดสิ้นสุดของเซ็กชันต์ (ตัวอย่างของบันทึก SEND ในรูปที่ 2.4 ตามที่ลูกศรชี้จะเห็นว่า MAT=9228 , MF=31 เป็นต้น)

0.0 0.0 0 0 0 0 MAT 0 0 0

บันทึก FEND จะบอกจุดสิ้นสุดของไฟล์ (ตัวอย่างของบันทึก FEND ในรูปที่ 2.4 ตามที่ลูกศรชี้จะเห็นว่า MAT=9228 เป็นต้น)

0.0 0.0 0 0 0 0 0 0 0 0

บันทึก MEND จะบอกจุดสิ้นสุดของวัสดุ (ตัวอย่างของบันทึก MEND ในรูปที่ 2.4 ตามที่ลูกศรชี้)

0.0 0.0 0 0 0 0 -1 0 0 0

บันทึก TEND บอกจุดสิ้นสุดของเทป (ตัวอย่างของบันทึก TEND ในรูปที่ 2.4 ตามที่ลูกศรชี้)

```
0.000000+0 0.000000+0     0       0         0       0  9228    31 099999←SEND
0.000000+0 0.000000+0     0       0         0       0  9228   0  0      0←FEND
0.000000+0 0.000000+0     0       0         0       0     0   0  0      0←MEND
0.000000+0 0.000000+0     0       0         0       0    -1   0  0      0←TEND
```

รูปที่ 2.4 บางส่วนจากเทปจริงของ U-235

- LIST

บันทึกประเภทนี้จะแสดงข้อมูลแบบเรียงกันไป B1 , B2 , B3 ,… ในลักษณะของอาร์เรย์ B(n) โดยมีจำนวณข้อมูลเท่ากับ NPL ข้อมูลรูปแบบอย่างง่ายเขียนได้ดังนี้

C1 C2 L1 L2 NPL N2 MAT MF MT NL

B_1 B_2 ………….. B_n MAT MF MT NL

.

.

B_m B_{m+1} …….. B_{NPL} MAT MF MT NL

ค่าสูงสุดของ NPL มีค่าไม่แน่นอนตามภาคผนวก จ โดยที่ B_n เป็นตัวแปรอาร์เรย์

-TAB 1

บันทึกประเภทนี้บรรจุข้อมูลเป็นคู่ๆ มีลักษณะเป็นความสัมพันธ์โดยข้อมูลตัวที่สองเป็นฟังก์ชันของข้อมูลตัวแรก ดังนั้นข้อมูลในบันทึกจะมีลักษณะเป็นคู่ๆเรียงกันไปโดยมีจำนวนสามคู่ต่อหนึ่งบันทึกสามารถเขียนรูปแบบอย่างง่ายได้ดังนี้

C1 C2 L1 L2 NR NP MAT MF MT NL

x_1 y_1 x_2 y_2 x_3 y_3 MAT MF MT NL

.

.

x_{NP-2} y_{NP-2} x_{NP-1} y_{NP-1} x_{NP} y_{NP} MAT MF MT NL

เมื่อ NP เป็นจำนวนคู่ของข้อมูลในเซ็กชันต์นั้นๆ

ตัวอย่างของบันทึก TAB1 ในรูปที่ 2.5 ตามที่ลูกศรชี้

```
9.223501+4 2.330250+2          0       0        1                          2879228 3  4          1←HEAD
0.000000+0 7.680000+1          0       0        1                          2879228 3  4          2←TAB1
        287         2                                                         9228 3  4          3
7.712960+1 0.000000+0 2.250000+3 0.000000+0 2.250000+3 1.204970-79228 3  4                      4←TAB1
2.300000+3 1.251350-7 2.500000+3 1.433900-7  2.650000+3 1.570820-79228 3  4                     5←TAB1
0.000000+0 0.000000+0           0            0           0      9228   3 099999←SEND
```

รูปที่ 2.5 ตัวอย่างเซ็กชั่นของไฟล์ 3 ในเทปจริงของ U-235 (MAT=9228 , MF=3 ,MT=4)

2.1.7 ไฟล์1 (MF=1) ข้อมูลทั่วไป

ไฟล์1 เป็นส่วนแรกของชุดข้อมูล ภาคตัดขวางสำหรับวัสดุแต่ละตัว ซึ่งวัสดุแต่ละตัวจะต้องมีไฟล์ 1 อันประกอบด้วยอย่างน้อย 1 เซ็กชันต์ซึ่งแสดงบทสรุปย่อของที่มาของข้อมูลของวัสดุนั้นๆ แต่ละเซ็กชันต์ในไฟล์ 1 จะเริ่มต้นด้วยบันทึก HEAD และจบท้ายด้วย SEND ดังแสดงในรูปที่ 2.6 ทั้งนี้ส่วนจบของไฟล์ 1 รวมทั้งไฟล์อื่นๆทุกไฟล์จะจบด้วยบันทึก FEND ดังแสดงในรูปที่ 2.4

2.1.8 สารบัญและรายละเอียดข้อมูล (Descriptive data and Directory) MT=451

เซ็กชันต์นี้เป็นเซ็กชันต์แรกของแต่ละวัสดุเสมอโดยจะแสดงข้อมูลสรุปย่อ สำหรับข้อมูลภาคตัดขวางข้อมูลเหล่านี้ประกอบด้วย ข้อมูลจากการทดลองซึ่งเกี่ยวกับการประเมินค่า , แบบจำลองทางนิวเคลียร์ที่ถูกนำมาใช้และเอกสารอ้างอิงเป็นต้น เซ็กชันต์นี้ประกอบด้วยบันทึกย่อยหลายบันทึก โดยแต่ละบันทึกจะมีความยาวของข้อมูลได้ไม่เกิน 66 ตัวอักษรดังที่กล่าวมาแล้ว

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 2.2 พารามิเตอร์ของแต่ละวัสดุสำหรับ MF=1,MT=451 ในสามบันทึกแรก

พารามิเตอร์	ความหมาย
ZA	ประจุมาตรฐานของแต่ละวัสดุ
AWR	ค่าคงที่มวล
LRP	บ่งบอกว่าเป็น resolved หรือ unresolved resonance และระบุว่าพารามิเตอร์จะถูกใช้ใน File 2 หรือไม่เช่น LRP= -1 หมายถึงไม่มี File 2 LRP= 0 หมายถึงไม่มีข้อมูล resonance LRP= 1,2 หมายถึง resolved (1) หรือ unresolved (2)
LFI	บ่งบอกชนิดของวัสดุว่าสามารถเกิดอันตรการแตกตัวได้หรือไม่ดังนี้ LFI=0 หมายถึงวัสดุนี้สามารถเกิดอันตรกิริยาการแตกตัวได้ LFI=1 หมายถึงวัสดุนี้มีไม่สามารถเกิดอันตรกิริยาการแตกตัวได้

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 2.2 พารามิเตอร์ของแต่ละวัสดุสำหรับ MF=1,MT=451 ในสามบันทึกแรก (ต่อ)

พารามิเตอร์	ความหมาย
ELIS	บ่งบอกถึงพลังงานกระตุ้น (Excited energy) ของนิวเคลียสตัวเป้าโดยจะมีค่าเป็น 0 ถ้านิวเคลียสอยู่ในสภาวะพื้นฐาน (ground state)
STA	บ่งบอกถึง ความเสถียรของนิวเคลียสตัวเป้าโดยที่ STA=0 หมายถึงนิวเคลียสอยู่ในสภาวะเสถียร STA=1 หมายถึงนิวเคลียสอยู่ในสภาวะไม่เสถียร
LIS	เป็นตัวเลขซึ่งบ่งบอกสภาวะพลังงานของนิวเคลียส เช่น LIS = 0 หมายถึงนิวเคลียสอยู่ในสภาวะพื้นฐาน (ground state)
LISO	ตัวเลขบ่งบอกสภาวะไอโซเมอริกในสภาวะพื้นฐานจะมีค่า LISO=0 ข้อสังเกตคือค่า LIS จะมีค่ามากกว่าหรือเท่ากับ LISO เสมอ
AWI	มวลโปรเจคไตล์ในหน่วยของนิวตรอน
TEMP	อุณหภูมิ (K, เคลวิน) ของนิวเคลียสตัวเป้า

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 2.3 พารามิเตอร์ของแต่ละวัสดุสำหรับ MF=1,MT=451 ในสามบันทึกแรก (ต่อ)

พารามิเตอร์	ความหมาย
LDRV	บ่งบอกความแตกต่างของการประเมินค่าข้อมูลโดยที่ LDRV=0 หมายถึงการประเมินแบบทั่วไป LDRV=1 หมายถึงการประเมินแบบพิเศษ
NOW	จำนวนบันทึกสำหรับแต่ละไอโซโทปโดยแต่ละบัน ทึกจะสามารถบรรจุข้อมูลได้ไม่เกิน 66 ตัวอักษร
NXC	จำนวนบันทึกของแต่ละประเภทของอันตรกิริยา (MT)
ZSYMAM	สัญลักษณ์ทางเคมีของไอโซโทปแต่ละตัวรวมทั้งเลข มวลและเลขอะตอม เช่น 94-Pu-239
ALAB	ข้อมูลทางห้องปฏิบัติการ
EDATE	วันเวลาที่ทำการประเมินค่าข้อมูลนี้

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 2.2 พารามิเตอร์ของแต่ละวัสดุสำหรับ MF=1,MT=451ในสามบันทึกแรก(ต่อ)

พารามิเตอร์	ความหมาย
HSUB	จะบ่งบอกถึงประเภทของชุดไฟล์ข้อมูลซึ่งประกอบด้วยบันทึก 3 ประเภทดังนี้ บันทึกแรกประกอบด้วยเครื่องหมาย(-)4 ตัว ตามด้วย library type (NLIB) และ version (NEVER) เช่น ----ENDF/B-VI ตามด้วย MATERIAL XXXXเมื่อ XXXX คือหมายเลข MAT บันทึกที่สองประกอบ ด้วยเครื่องหมาย(–) 5 ตัวตามด้วยsub-library identifier เช่น INCIDENT NEUTRON DATAบันทึกที่สามประกอบด้วยเครื่องหมาย(–) 6 ตัวตามด้วยENDF-6 เมื่อ 6 คือ library format type (NFOR)
MFn	ค่า MF ของเซ็กชันต์ที่ n
MTn	ค่า MT ของเซ็กชันต์ที่ n
NCn	จำนวนบันทึกในเซ็กชันต์ที่ n
MODn	ตัวเลขบ่งบอกการเปลี่ยนแปลง (Modification indicator)ของเซ็กชันต์ที่ n โดยปกติค่าMODn จะมีค่าน้อยกว่าหรือเท่ากับ NMOD

[MAT, 1, 451/ ZA,	AWR,	LRP,	LFI,	NLIB,	NMOD] HEAD
[MAT, 1, 451/ ELIS,	STA,	LIS,	LISO,	0,	NFOR] CONT
[MAT, 1, 451/ AWI,	0.0,	0,	0,	NSUB,	NVER] CONT
[MAT, 1, 451/ TEMP,	0.0,	LDRV,	0,	NWD,	NXC] CONT
[MAT, 1, 451/ ZSYMAM,	ALAB,	EDATE,	AUTH		] TEXT
[MAT, 1, 451/ REF,	DDATE,	RDATE,	ENDATE		] TEXT
[MAT, 1, 451/ HSUB					] TEXT
		continue for the rest of the NWD descriptive records			
[MAT, 1, 451/ b,	b,	MF_1,	MT_1,	NC_1,	MOD_1] CONT
[MAT, 1, 451/ b,	b,	MF_2,	MT_2,	NC_2,	MOD_2] CONT

[MAT, 1, 451/ b,	b,	MF_{NXC},	MT_{NXC},	NC_{NXC},	MOD_{NXC}] CONT
[MAT, 1, 0/ 0.0,	0.0,	0,	0,	0,	0] SEND

รูปที่ 2.6 โครงสร้างของเซ็กชันต์แรกของไฟล์ 1 (MF=1)

2.1.9 ไฟล์ 3 ภาคตัดขวางอันตรกิริยา (reaction cross sections)

ในไฟล์ 3 ข้อมูลภาคตัดขวางการเกิดอันตรกิริยา รวมทั้งข้อมูลอื่นๆที่เกี่ยวข้องจะเป็นฟังก์ชันของพลังงานของนิวตรอน (E) ข้อมูลจะประกอบกันเป็นคู่ในลักษณะ พลังงาน (E) – ภาค ตัดขวางจุลภาคของการเกิดอันตรกิริยา σ (microscopic cross sections) ข้อมูลเหล่านี้สามารถถูกอ่านโดยโปรแกรมคอมพิวเตอร์เพื่อนำมา อินเตอร์โพเลท (interpolate) เพื่อประเมินค่าภาคตัดขวางที่อยู่ระหว่างสองค่าพลังงานที่ระบุที่ระบุในไฟล์ข้อมูล ไฟล์ 3 ประกอบด้วยหลายเซ็กชันต์โดยแต่ละเซ็กชันต์จะมีค่า MT ค่าหนึ่งและจะเรียงลำดับจากน้อยไปมากตามลำดับเซ็กชันต์ตามปกติแต่ละเซ็กชันต์จะเริ่มต้นด้วยบันทึก HEADและจบด้วยบันทึกSEND แต่ถ้าจะจบไฟล์จะจบด้วยบันทึก FEND

จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 2.3 พารามิเตอร์ในไฟล์ 3

พารามิเตอร์	ความหมาย
QM	ผลต่างของมวล Q(eV) เป็นผลต่างรวมของมวลสารก่อนและหลังการเกิดอันตรกิริยาของไอโซโทปทุกตัว เช่น a+A⟶b+C..+B จะได้ QM= [(ma+mA)-(mb+mC+..+mB)] 0.315015×10^{8} โดยที่มวลอยู่ในหน่วยของ amu
QI	หมายถึงผลต่างมวลของการเกิดอันตรกิริยาแบบมีอินเตอร์มิเดียด (intermediate) สำหรับ อันตรกิริยาที่ไม่มีสถานะอินเตอร์มิเดียด จะได้ QI=QM
LR	สำหรับอันตรกิริยาแบบซับซ้อน หรือแตกตัวได้ (complex or break up reaction) LR จะบ่งบอกถึงอนุภาคชนิดอื่นๆที่เกิดขึ้นนอกเหนือจากอนุภาคที่ถูกกำหนดตามค่า MT
NR,NP,E	ตามที่กล่าวมาแล้วในไฟล์ 1
σ(E)	ภาคตัดขวางจุลภาคการเกิดอันตรกิริยามีหน่วยเป็นบาร์น (barns) สำหรับอันตรกิริยาชนิดต่างๆ โดยจะเป็นฟังก์ชันของพลังงาน (E) ซึ่งมีจำนวน NP คู่

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

โครงสร้างของเซ็กชันต์ในไฟล์ 3 สามารถเขียนได้ดังนี้ (ตามรูปที่ 2.5)

ZA	AWR	0	0	0	0	MAT	3	MT	NL
QM	QI	0	LR	NR	NP	MAT	3	MT	NL
E_1	$\sigma_1(E)$	E_2	$\sigma_2(E)$	E_3	$\sigma_3(E)$	MAT	3	MT	NL
.									
.									
E_{NP-2}	$\sigma_{NP-2}(E)$	E_{NP-1}	$\sigma_{NP-1}(E)$	E_{NP}	$\sigma_{NP}(E)$	MAT	3	MT	NL
0.0	0.0	0	0	0	0	MAT	3	099999	

โดยทั่วไปข้อมูลภาคตัดขวางนิวตรอนในไฟล์ 3 จะมีค่าพลังงานสูงสุด อย่างน้อย 20 MeV สำหรับบางอันตรกิริยาอาจครอบคลุมช่วงพลังงานสูงถึง 150 MeV ในขณะที่พลังงานต่ำสุดคือ 10^{-5} eV ค่าสูงสุดของจำนวนจุดข้อมูล (NP) ในบางอันตรกิริยาอาจมีถึง 50,000 จุดถ้าจำนวนจุดของข้อมูล สำหรับไอโซโทปที่พิจารณามีจำนวนมากเกินประสิทธิภาพของเครื่องคอมพิวเตอร์ที่ปฏิบัติงานอาจทำให้ไม่สามารถทำงานได้นี่จึงเป็นข้อจำกัดอย่างหนึ่ง อย่างไรก็ตามอาจสามารถนำโปรแกรมไปปฏิบัติงานบนเครื่องคอมพิวเตอร์ที่มีประสิทธิภาพสูงกว่าได้

2.2 การเกิดอันตรกิริยานิวเคลียร์

ความน่าจะเป็นของการเกิดอันตรกิริยานิวเคลียร์ มีความสัมพันธ์ใกล้ชิดกับค่าภาคตัดขวางซึ่งมีมิติเป็นพื้นที่ โดยมีพื้นฐานมาจากความจริงที่ว่า ความน่าจะเป็นสำหรับการเกิดอันตรกิริยาระหว่างอนุภาคที่เข้าชนกับนิวเคลียสตัวเป้าเป็นปฏิภาคโดยตรงกับพื้นที่ภาคตัดขวางของนิวเคลียสตัวเป้า

เมื่อพิจารณาลำรังสีนิวตรอนที่เคลื่อนที่ผ่านตัวกลางซึ่งประกอบด้วยนิวเคลียสใดๆ อัตราการเกิดอันตรกิริยานิวเคลียร์จะขึ้นกับ จำนวนนิวตรอน , ความเร็ว และ ภาคตัดขวางสำหรับนิวเคลียสของเป้าสำหรับแต่ละอันตรกิริยา ซึ่งเป็นคุณสมบัติเฉพาะของนิวเคลียส และ ระดับพลังงานของนิวตรอน

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

<u>หน่วยของภาคตัดขวาง</u>

หน่วยที่ใช้ในการคำนวณคือ เซนติเมตร^2 แต่มักพบเสมอในหน่วย บาร์น (barns) ใช้สัญลักษณ์ “b” โดยกำหนดว่า

1 บาร์น = 10^{-24} เซนติเมตร^2

หน่วยที่เล็กลงมาคือ มิลลิบาร์น

1 มิลลิบาร์น = 10^{-27} เซนติเมตร^2

2.3 ภาคตัดขวางสำหรับแต่ละประเภทอันตรกิริยา

อันตรกิริยานิวเคลียร์เกิดขึ้นจากการชนของอนุภาคกับนิวเคลียสของเป้าทำให้เกิดอันตรกิริยาชนิดต่างๆเช่น อันตรกิริยาการชนแล้วกระเจิงโดยอาจเป็นการกระเจิงแบบยืดหยุ่น หรือ การกระเจิงแบบไม่ยืดหยุ่น กำหนดภาคตัดขวางการกระเจิงแบบยืดหยุ่นเป็น σ_{se} และการกระเจิงแบบไม่ยืดหยุ่นเป็น σ_{si} , อันตรกิริยาการดูดจับนิวตรอนแล้วให้รังสีแกมม่า (radiative capture) กำหนดค่าภาคตัดขวางเป็น σ_{γ} , อันตรกิริยาการแบ่งแยกตัวหรือฟิชชันกำหนดภาคตัดขวางสำหรับการแบ่งแยกตัวเป็น σ_f ฯลฯ อักษรซึ่งห้อยไว้ด้านล่างเพื่อแสดงว่า เป็นภาคตัดขวางสำหรับอันตรกิริยาใด ผลรวมของภาคตัดขวางสำหรับทุกปฏิกิริยาเรียกว่าภาคตัดขวางรวม ใช้สัญลักษณ์ σ_t เขียนได้ว่า

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_s \qquad (2.1)$$

เมื่อ

$$\sigma_s = \sigma_{se} + \sigma_{si} \qquad (2.2)$$

และ

$$\sigma_a = \sigma_{\gamma} + \sigma_f + \sigma_p + \sigma_{\alpha} + \ldots\ldots\ldots \qquad (2.3)$$

σ_p และ σ_{α} เป็นภาคตัดขวางสำหรับปฏิกิริยา (n,p)และ (n,α)

2.4 นิวตรอนฟลักซ์ (neutron flux)

นิวตรอนฟลักซ์หมายถึงปริมาณนิวตรอนในทุกทิศทางที่เคลื่อนที่ผ่านเป้าพื้นที่1ตารางหน่วยใน 1 หน่วยเวลา หน่วยของฟลักซ์คือ จำนวนนิวตรอน/ซม.^{2}/วินาที โดยใช้สัญลักษณ์ ϕ

ถ้า n คือความหนาแน่นของนิวตรอนมีหน่วยเป็น นิวตรอน/ซม.^{3}

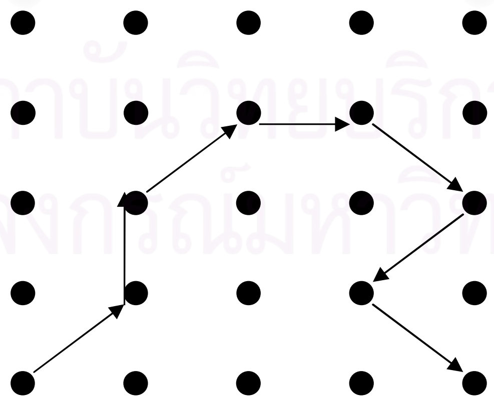
v คือ อัตราเร็วเฉลี่ยของนิวตรอนมีหน่วยเป็น ซม./วินาที

จะนิยามนิวตรอนฟลักซ์ได้เป็น $\phi = nv$

2.5 พื้นฐานของทฤษฎีการแพร่

เมื่อนิวตรอนเคลื่อนที่ผ่านตัวกลางอันตรกิริยาการกระเจิงโดยนิวเคลียสของตัวกลางจะมีผลให้ทางเดินของนิวตรอนมีลักษณะซิกแซกคล้ายกับเส้นทางที่แสดงในรูปที่2.7 ระยะเส้นตรงที่นิวตรอนเคลื่อนที่ได้ระหว่างการกระเจิงจะมีความยาวแตกต่างกัน ซึ่งสามารถประเมินค่าเฉลี่ยของระยะดังกล่าวได้ด้วยค่าภาคตัดขวางการกระเจิงและความหนาแน่นของนิวเคลียสตัวกลาง นิวตรอนจะเคลื่อนที่ในลักษณะนี้จนกระทั่งนิวตรอนถูกดูดกลืน โดยนิวเคลียสตัวกลางหรือเคลื่อนที่ออกจากตัวกลางนั้นๆ ดังนั้นระยะทางเดินของแต่ละนิวตรอนจึงมีการแจกแจงจากศูนย์จนถึงอนันต์สำหรับตัวกลางที่มีขอบเขตไม่จำกัด

โดยธรรมชาติแล้ว การแพร่ของนิวตรอนเป็นลักษณะทางสถิติ ทฤษฎีจลน์ของแก๊สได้ถูกนำมาใช้เป็นทฤษฎีมหัพภาคเพื่ออธิบายและทำนายพฤติกรรมกลุ่มของนิวตรอนจำนวนมาก ในกรณีนี้จะมีสมมติฐานว่านิวตรอนมีการแพร่คล้ายกันกับโมเลกุลของแก๊ส กล่าวคือจะแพร่จากบริเวณที่มีความหนาแน่นสูงไปยังบริเวณที่มีความหนาแน่นต่ำเนื่องจาก อัตราการชนของนิวตรอนในหนึ่งหน่วยปริมาตร ในบริเวณที่มีความหนาแน่นสูงมีค่าสูงกว่าอัตราการชนในหนึ่งหน่วยปริมาตรในบริเวณที่มีความหนาแน่นต่ำดังนั้นนิวตรอนจึงมีแนวโน้มที่ออกห่างจากกันกระทั่ง ความหนาแน่นของนิวตรอนมีค่าลดลงเหลือน้อยที่สุดเท่าที่จะเป็นไปได้



รูปที่ 2.7 แสดงการชนแล้วกระเจิงของนิวตรอนกับนิวเคลียส

2.5.1 กฎของฟิค (Fick 's Law)

ในการพิจารณาการแพร่จะอาศัยกฎของฟิคซึ่งกล่าวไว้สำหรับนิวตรอนว่า ถ้าความหนาแน่นของนิวตรอน ณ ตำแหน่งหนึ่งๆ มีค่าสูงกว่าอีกตำแหน่งที่อยู่ถัดกัน นิวตรอนจะเคลื่อนที่จากบริเวณที่มีฟลักซ์สูงไปสู่บริเวณที่มีฟลักซ์ต่ำกว่า

ในเชิงคำนวณจะบรรยายได้ว่าถ้า $\vec{J}$ คือกระแสนิวตรอนมีหน่วยเป็นนิวตรอน/ซม.^{2}/วินาที แล้วจะได้ว่า

$$J_x = -D\frac{d\phi}{dx} \tag{2.4}$$

ทั้งนี้ J_x คือกระแสของนิวตรอนตามทิศทาง x ซึ่งหมายถึงจำนวนนิวตรอนที่ไหลผ่านพื้นที่ 1 ตารางหน่วยที่ตั้งได้ฉากกับทิศทาง x ในหนึ่งหน่วยเวลา

และ D คือสัมประสิทธิ์ของการแพร่ (diffusion coefficient) ซึ่งมีหน่วยเป็น ซม.

เมื่อพิจารณาในสามมิติกระแสนิวตรอนจะเขียนได้ตามกฎของฟิคคือ

$$\vec{J} = -D\vec{\nabla}\phi \tag{2.5}$$

เมื่อ $\vec{J}$ คือกระแสของนิวตรอนอันเป็นปริมาณเวกเตอร์และ $\vec{\nabla}$ เป็นตัวดำเนินการเกรเดียนต์ (gradient operator)

สำหรับตัวกลางที่มีการดูดกลืนต่ำกล่าวคือ $\sum_a$ มีค่าน้อยกว่า $\sum_s$ มากๆแล้วจะประมาณได้ว่า

$$D = \frac{\lambda_{tr}}{3} \tag{2.6}$$

เมื่อ

$$\lambda_{tr} = \frac{\lambda_s}{1-\bar{\mu}} \tag{2.7}$$

จะได้

$$D = \frac{1}{3\sum_s(1-\bar{\mu})} \tag{2.8}$$

เมื่อ $\bar{\mu} = \frac{2}{3A}$ ทั้งนี้โดยมีสมมติฐานว่าการกระเจิงเป็นแบบสมมาตรในระบบศูนย์กลางมวล

2.6 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

2.6.1 ประเภทของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์สามารถแบ่งออกเป็นประเภทใหญ่ๆตามจุดมุ่งหมายของการใช้งานได้ดังนี้

2.6.1.1 เครื่องปฏิกรณ์เพื่อการวิจัย(Research reactor)

ได้แก่เครื่องปฏิกรณ์ที่มุ่งใช้ประโยชน์จากนิวตรอนฟลักซ์ เพื่อประโยชน์ในการศึกษาวิจัย ผลพวงความร้อนที่ได้จากแกนปฏิกรณ์ประเภทนี้เกิดขึ้นจะถูกระบายออกสู่บรรยากาศ

2.6.1.2 เครื่องปฏิกรณ์กำลัง(Power reactor)

เครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้ มุ่งใช้ประโยชน์จากความร้อนที่เกิดขึ้นโดยการนำพลังงานความร้อนที่ผลิตได้มาเปลี่ยนเป็นพลังงานไฟฟ้า เครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้ผลิตความร้อนมากกว่าเครื่องปฏิกรณ์ที่ใช้ในงานวิจัยมาก

2.6.1.3 เครื่องปฏิกรณ์ที่ใช้ในการผลิตเชื้อเพลิง

คือเครื่องปฏิกรณ์ที่ออกแบบเพื่อให้เกิดอันตรกิริยาดูดกลืนนิวตรอนเปลี่ยน ไอโซโทปเฟอร์ไทล์ให้เป็นไอโซโทปฟิซไซล์

2.6.2ประเภทของเครื่องปฏิกรณ์แบ่งตามกลไกการทำงานและส่วนประกอบ

เครื่องปฏิกรณ์สามารถแบ่งตามกลไกการทำงานได้เป็น

2.6.2.1 เครื่องปฏิกรณ์แบบเทอร์มาล(Thermal reactor)

เครื่องปฏิกรณ์แบบนี้จะใช้การดูดกลืนนิวตรอนที่พลังงานความร้อน เป็นตัวกระตุ้นให้เกิดอันตรกิริยาการแตกตัวโดยนิวเคลียสเชื้อเพลิง

2.6.2.2 เครื่องปฏิกรณ์แบบที่ใช้นิวตรอนเร็วเข้าทำอันตรกิริยา(Fast reactor)

เครื่องปฏิกรณ์แบบนี้จะใช้นิวตรอนเร็วเข้าทำอันตรกิริยากับเชื้อเพลิงเพื่อให้เกิดการแตกตัว

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ในทางวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์สามารถแบ่งตามลักษณะส่วนประกอบได้เป็น

2.6.2.3 เครื่องปฏิกรณ์แบบเอกพันธ์(Homogeneous reactor)

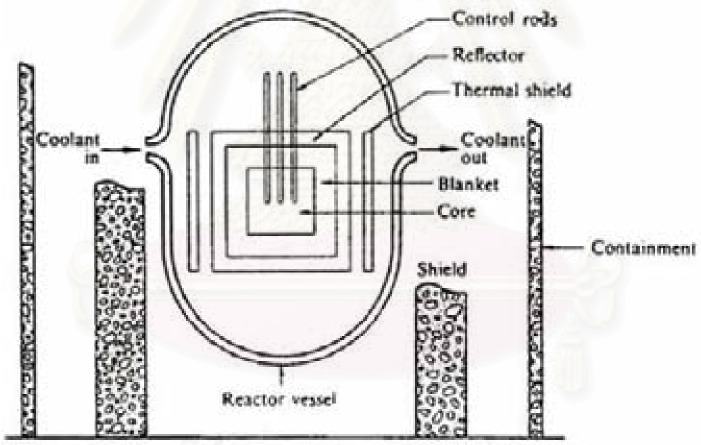
คือเครื่องปฏิกรณ์ที่พิจารณาส่วนประกอบภายในแกนปฏิกรณ์ว่ามีความสม่ำเสมอเป็นเนื้อเดียวกันหรือเหมือนกันทั้งแกนปฏิกรณ์

2.6.2.4 เครื่องปฏิกรณ์แบบวิวิธพันธ์(Heterogeneous reactor)

คือ เครื่องปฏิกรณ์ที่พิจารณาส่วนประกอบภายในแกนปฏิกรณ์ว่ามีความแตกต่างไม่เหมือนกันจำเป็นต้องแยกพิจารณาเป็นส่วนๆจากกัน

2.6.3 ส่วนประกอบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

ส่วนประกอบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อาจอธิบายได้ตามรูปที่ 2.8 ดังต่อไปนี้



รูปที่ 2.8 โครงสร้างของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์

2.6.3.1เชื้อเพลิง (fuel) เป็นส่วนประกอบหลักของแกนปฏิกรณ์ (reactor core) ในแกนปฏิกรณ์ชนิดเทอร์มาลจะ ประกอบด้วยเชื้อเพลิง(fuel) ตัวลดความเร็ว (moderator) และ ตัวระบายความร้อน(coolant) สำหรับเชื้อเพลิงนั้นจะประกอบด้วย ไอโซโทปซึ่งสามารถเกิดอันตรกิริยาการแตกตัวเมื่อดูดกลืนนิวตรอนพลังงานความร้อน (fissile isotope)เช่น U-235 และไอโซโทปอื่นๆรวมถึงวัสดุที่ใช้ประกอบแต่งเชื้อเพลิงอื่นๆ

2.6.3.2 ตัวลดความเร็ว(moderator) เป็นสารที่มีสมบัติในการลดความเร็วของนิวตรอนเพื่อนิวตรอนพลังงานสูงที่เกิดจากอันตรกิริยาการแตกตัวสามารถลดพลังงาน จนเป็นนิวตรอนพลังงาน

ความร้อนนิวเคลียสที่มีเลขมวลต่ำจะเป็นตัวลดความเร็วนิวตรอนได้ดี น้ำ , น้ำชนิดหนัก , กราไฟท์ (คาร์บอน) และ เบอร์ริลเลี่ยม เป็นนิวเคลียสที่นิยมใช้เป็นตัวลดความเร็ว

2.6.3.3 ตัวระบายความร้อน (coolant)ใช้ในการนำความร้อนออกจากแกน และ ส่วนอื่นของแกนปฏิกรณ์ที่มีความร้อนเกิดขึ้น ในแกนปฏิกรณ์แบบเทอร์มาลจะใช้ น้ำ , น้ำชนิดหนัก หรือแก๊สบางชนิดเป็นตัวระบายความร้อน สำหรับแกนปฏิกรณ์ที่ใช้น้ำหรือน้ำชนิดหนักเป็นตัวระบายความร้อนจะใช้น้ำหรือน้ำชนิดหนักเป็นตัวลดความเร็วนิวตรอนไปพร้อมๆกัน แต่สำหรับเครื่องปฏิกรณ์ที่ใช้นิวตรอนเร็ว (Fast reactor) จะไม่ใช้น้ำหรือน้ำชนิดหนักเพราะ ไฮโดรเจนและดิวทีเรียมจะลดพลัง งานของนิวตรอน ในเครื่องปฏิกรณ์ชนิดนี้จะระบายความร้อนโดยอาจใช้โลหะเหลว เช่น โซเดียมเหลว บรีดเดอร์รีแอคเตอร์ จะมีบริเวณที่มีธาตุเฟอร์ไทล์เรียกว่า แบลงเค็ท(blanket) ตามรูปที่ 2.8อยู่รอบนอกแกนเพื่อเปลี่ยนเพื่อเปลี่ยนธาตุเฟอร์ไทล์ให้เป็นธาตุฟิซไซล์นิวตรอน ที่รั่วไหลออกจากแกนจะถูกสกัดกั้นไว้ใน แบลงเค็ท และเกิดอันตรกิริยาดูดกลืนกับนิวเคลียสเฟอร์ไทล์ ซึ่งก็จะเกิดอันตรกิริยาการแผ่รังสี เบต้า และ แกมม่าเกิดเป็นนิวเคลียสฟิซไซล์ได้

2.6.3.4 ตัวสะท้อนนิวตรอน(reflector) คือ บริเวณด้านนอกแบลงเค็ทตามรูปที่ 2.8 ประกอบด้วยธาตุที่ใช้เป็นตัวลดความเร็ว หากบริเวณนี้เป็นบริเวณว่างเปล่าไม่มีตัวสะท้อนนิวตรอน นิวตรอนทุกตัวที่รั่วไหลออกจากแกน และ แบลงเค็ทจะสูญหายไปไม่ย้อนกลับเข้ามายังแกนอีกแต่เมื่อบริเวณดังกล่าวบรรจุด้วยวัสดุลดความเร็วนิวตรอนบางส่วน เมื่อชนกับวัสดุลดความเร็วจะถูกกระเจิงกลับเข้ามายังแกนหรือแบลงเค็ท ดังนั้นเครื่องปฏิกรณ์ที่มีตัวสะท้อนนิวตรอนจะมีความสามารถในการใช้งานนิวตรอนสูงกว่าเป็นการช่วยลดปริมาณเชื้อเพลิง ที่จะต้องใช้เพื่อให้แกนปฏิกรณ์ทำงานในสภาวะวิกฤต

2.6.3.5 แท่งบังคับอันตรกิริยาหรือแท่งควบคุม (control rod) เป็นสารที่ดูดกลืนนิวตรอนได้ดี โดยนิยมทำเป็นแท่ง เคลื่อนที่ขึ้นลงได้ตามต้องการเพื่อใช้บังคับอันตรกิริยา เนื่องจากเป็นแท่งที่ใช้ดูดกลืนนิวตรอน การเคลื่อนย้ายแท่งจะมีผลให้ค่าแฟกเตอร์ตัวคูณของระบบ(k)เปลี่ยนแปลงถ้าเอาแท่งออกจะทำให้ k เพิ่มขึ้น ถ้าใส่เข้าไปจะทำให้k ลดลง ดังนั้นจะเห็นได้ว่าแท่งนี้จะเป็นตัวบังคับให้เครื่องปฏิกรณ์เริ่มทำงาน (start up) หรือ ดับลง (shut down) หรือทำให้มีการเปลี่ยนแปลงกำลังการผลิตความร้อนธาตุที่นิยมใช้เป็นแท่งควบคุมเช่น โบรอน , แคดเมี่ยม

2.6.3.6 เทอร์มาลชีล (thermal shield) เป็นแผ่นหนาประกอบด้วย วัสดุที่ใช้ดูดกลืนรังสีแกมม่าที่แผ่กระจายออกมาจากแกน เทอร์มาลชีลจึงอยู่ระหว่างตัวสะท้อนและผนังภายในภาชนะที่ใส่เครื่องปฏิกรณ์ (reactor vessel)

2.6.3.7 ถังบรรจุแกนปฏิกรณ์ (reactor vessel) เป็นโครงสร้างภายนอก ซึ่งถูกออกแบบขึ้นเพื่อใช้บรรจุแกนปฏิกรณ์และส่วนประกอบอื่นๆที่เกี่ยวข้อง ถังนี้ทำหน้าที่ปกป้องแกนปฏิกรณ์จากการรบกวนภายนอก อีกทั้งทำหน้าที่เป็นกำแพงป้องกันการรั่วไหลของรังสีจากแกนปฏิกรณ์และ เป็นตัวปกป้องอันตรายของอุบัติเหตุอันเนื่องจากการล้มเหลวของแกนปฏิกรณ์

2.6.3.8 โครงสร้างอาคารที่เก็บแกนปฏิกรณ์ (containment structure) เพื่อเป็นการป้องกันรังสีที่อาจผ่านออกมา หรือ การเกิดอุบัติเหตุ จึงต้องออกแบบโครงสร้างและการใช้วัสดุของอาคารที่ติดตั้งเครื่องปฏิกรณ์ให้เหมาะสมด้วย

2.6.3.9 ระบบกำจัดกากกำมันตรังสีที่ถูกใช้แล้ว จำเป็นต้องคำนึงถึงการนำกากกำมันตรังสีที่เหลืออยู่หลังจากเชื้อเพลิงได้ถูกนำไปใช้แล้วออกไปนอกอาคารอย่างปลอดภัย

2.7 อันตรกิริยาแบ่งแยกตัวแบบลูกโซ่ (The fission chain reaction)

พลังงานนิวเคลียร์เกิดขึ้นจากอันตรกิริยาการแตกตัว กระบวนการที่เกิดขึ้นเป็นไปตามรูปที่ 2.9 เมื่อเกิดอันตรกิริยาการแตกตัว นิวตรอนที่เกิดขึ้น จะสามารถถูกดูดกลืนโดย fissile และ fissionable nuclei ตัวอื่น ก่อให้เกิดอันตรกิริยาการแตกตัวและปลดปล่อยพลังงานอย่างต่อเนื่องไปเรื่อยๆ จึงเรียกอันตรกิริยาประเภทนี้ว่า อันตรกิริยาลูกโซ่ ค่าคงที่ตัวหนึ่งซึ่งมีความสำคัญโดยสามารถบ่งบอกสภาวะโดยรวมของปฏิกิริยาลูกโซ่ที่เกิดขึ้นภายในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ คือ แฟกเตอร์ตัวคูณ (multiplication factor) k โดยที่ k เป็นอัตราส่วนของจำนวนนิวตรอนในรุ่นปัจจุบันต่อจำนวนนิวตรอนในรุ่นก่อนหน้าหรืออาจเขียนได้ว่า

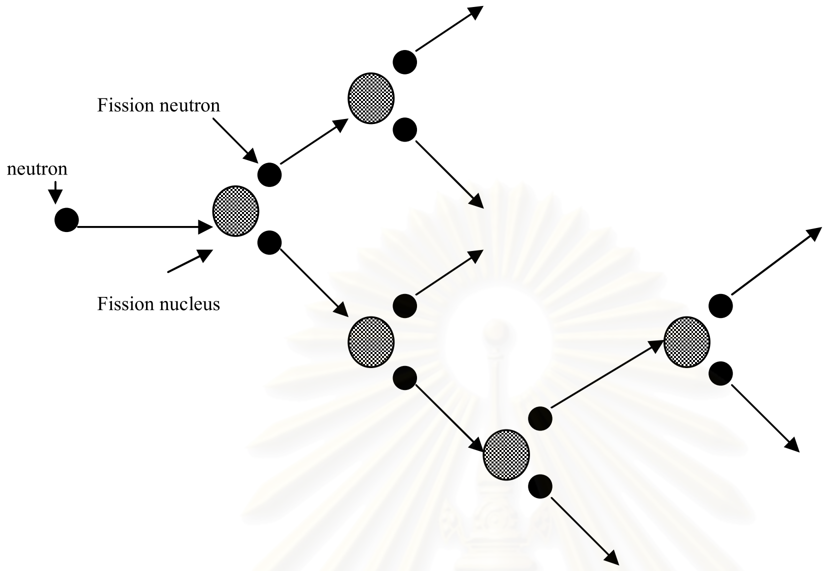
$$k = \frac{\text{จำนวนนิวตรอนในรุ่นปัจจุบัน}}{\text{จำนวนนิวตรอนในรุ่นก่อนหน้า}} \tag{2.9}$$

ดังนั้น ถ้า k มีค่ามากกว่า 1 แสดงว่าจำนวนนิวตรอน จากอันตรกิริยาการแตกตัวมีจำนวนเพิ่มขึ้นเรื่อยๆในทุกรุ่น ในกรณีเช่นนี้นิวตรอนที่ถูกปลดปล่อยออกมาจากอันตรกิริยาการแตกตัวจะ

มีปริมาณเพิ่มขึ้นเรื่อยๆ หรืออาจเรียกได้ว่า ระบบอยู่ในสภาวะเหนือวิกฤติ (supercritical) ในทางกลับกันหาก k มีค่าน้อยกว่า 1 แสดงว่าจำนวนนิวตรอนมีค่าลดลงเรื่อยๆอย่างต่อเนื่อง ในสภาวะเช่นนี้ เรียกว่า ระบบอยู่ในสภาวะใต้วิกฤติ (subcritical) และ ถ้า k=1 ระบบ จะอยู่ในสภาวะคงที่ซึ่งหมายถึงจำนวนนิวตรอนจะมีค่าคงที่ไม่เปลี่ยนแปลงตามรุ่นสภาวะเช่นนี้เรียกว่าระบบอยู่ในสภาวะวิกฤติ (critical)

อุปกรณ์ซึ่งถูกออกแบบเพื่อเป็นที่เกิดอันตรกิริยาการแตกตัวในสภาวะที่ถูกควบคุมได้เรียกว่า แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ การควบคุมแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ทำได้ โดยการควบคุมค่า k ให้อยู่ในสภาวะที่เหมาะสมโดยใช้อุปกรณ์ต่างๆซึ่งควบคุมโดยบุคลากรผู้มีความเชี่ยวชาญเมื่อผู้ควบคุมแกนปฏิกรณ์ต้องการเพิ่มคำสั่งการผลิตพลังงาน สามารถทำได้โดยเพิ่มค่า k ให้มากกว่า 1 เมื่อระดับพลังงานถึงจุดที่ต้องการแล้ว ผู้ควบคุมจะลดค่า k ลงมาจน k=1 (critical) หรือ สภาวะวิกฤต แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ก็จะให้พลังงานในระดับที่ต้องการเมื่อเวลาผ่านไป ส่วนในการลดพลังงานหรือปิดการทำงาน สามารถทำได้โดยลดค่า k ลงให้อยู่ใน สภาวะใต้วิกฤติ (subcritical) ผลที่ได้คือค่าพลังงานที่ผลิตออกมาจะลดลงไปเรื่อยๆเมื่อเวลาผ่านไป

การทำให้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์อยู่ในสภาวะวิกฤติ (critical) ในอีกความหมายหนึ่งนั้นคือการทำให้อัตราการผลิตนิวตรอนมีค่าเท่ากับ อัตราการสูญเสียของนิวตรอนการสูญเสียนิวตรอนเกิด ขึ้นได้สองทางคือการถูกดูดจับ (absorption)และการรั่วไหลออกจากบริเวณผิวของแกนปฏิกรณ์ (leakage) เมื่อใดก็ตามที่การดูดจับนิวตรอน (absorption) รวมกับ อัตราการรั่วไหลของนิวตรอน (leakage) มีค่าเท่ากับอัตราการเกิดขึ้นของนิวตรอน สภาวะนี้จะทำให้แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์อยู่ในภาวะวิกฤติ อย่างไรก็ตามหากอัตราการเกิดของนิวตรอนมากกว่าผลรวมของการดูดกลืนนิวตรอน (absorption) และอัตราการรั่วไหลของนิวตรอน (leakage) ระบบจะอยู่ในสภาวะเหนือวิกฤติ (super critical) แต่ในทางกลับกันหากอัตราการเกิดของนิวตรอนน้อยกว่า ผลรวมของอัตราการดูดกลืนนิวตรอน และอัตราการรั่วไหลของนิวตรอนระบบจะอยู่ในสภาวะใต้วิกฤติ เนื่องจากอัตราการเกิดของนิวตรอน อัตราการดูดกลืน และอัตราการรั่วไหลของนิวตรอน ขึ้นกับขนาดและส่วนประกอบต่างๆของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ การหาสภาวะที่ทำให้ระบบอยู่ในสภาวะวิกฤติได้ จึงจำเป็นต้องทราบและ สามารถกำหนด ขนาด , ชนิด และ คุณสมบัติของวัสดุที่ใช้ในการสร้างแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์เพื่อทำให้ระบบอยู่ในสภาวะวิกฤติได้



รูปที่ 2.9 แผนภาพการเกิดอันตรกิริยาการแตกตัว

2.8 เชื้อเพลิงของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Nuclear Reactor Fuel)

ในธรรมชาตินั้นมี Fissile nuclide เพียงชนิดเดียวที่ถูกพบคือ U-235 อีกทั้งยังพบในปริมาณน้อยมากเมื่อเทียบกับ U-238 ซึ่งพบในปริมาณมาก การใช้ U-235 เพื่อเป็นเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แรกๆนั้น แม้จะสามารถขับเคลื่อนเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ให้ทำงานได้แต่ก็มีข้อจำกัดหลายอย่างในการใช้งาน U-235 ในแกนปฏิกรณ์โดยทั่วไปนั้นจำเป็นต้องมีการปรับความเข้มข้นของ U-235 วิธีดังกล่าวเรียกว่า enrichment และ U-235 ซึ่งถูกเพิ่มความเข้มข้นแล้วเรียก enriched uranium (U-235) ซึ่งมีปริมาณความเข้มข้นเหนือกว่าระดับในธรรมชาติ เชื้อเพลิงดังกล่าวนี้ถูกใช้อย่างแพร่หลายในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ส่วนใหญ่ในปัจจุบัน

เนื่องจากความหวั่นเกรง U-235 จะหมดไปจากธรรมชาติ ในอนาคตการใช้พลังงานจากฟิชชันในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่มี U-235 เป็นเชื้อเพลิงเพียงอย่างเดียว ย่อมก่อปัญหาในการหาเชื้อเพลิงในอนาคตอย่างแน่นอน ด้วยเหตุนี้จึงมีการคิดค้นกระบวนการซึ่งสามารถสร้าง Fissile nuclide ชนิดอื่นจาก Nonfissile material ซึ่งมีปริมาณมากอยู่แล้ว โดยกระบวนการนี้เรียกว่านี้เรียกว่า conversion process ไอโซโทปอันเป็น fissile ที่มีความสำคัญมากในการขับเคลื่อน แกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์สองตัวซึ่งเป็นผลผลิตจากกระบวนการที่กล่าวมานี้ ได้แก่ U-233 และ Pu-239

U-233 เกิดจาก Th-232 ซึ่งดูดจับนิวตรอนไว้ตามสมการ

$$^{232}\mathrm{Th}(n,\gamma)^{233}\mathrm{Th} \xrightarrow{\beta} {}^{233}\mathrm{Pa} \xrightarrow{\beta} {}^{233}\mathrm{U}$$

จะเห็นว่า ^{232}Th ซึ่งเป็น nonfissile isotope ถูกเปลี่ยนแปลงไปเป็น U-233 ซึ่งเป็น fissile isotope โดยกระบวนการดูดจับนิวตรอน ในลักษณะเช่นนี้ Th-232 จะถูกเรียกว่าเป็น fertile isotope

ปฏิกิริยาของ Pu-239 มีลักษณะคล้ายๆกันดังนี้

$$^{238}\mathrm{U}(n,\gamma)^{239}\mathrm{U} \xrightarrow{\beta} {}^{239}\mathrm{Np} \xrightarrow{\beta} {}^{239}\mathrm{Pu}$$

Fertile isotope ในที่นี้คือ U-235 ในขณะที่ Np-239 เป็น intermediate nucleus

ภายในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์จะถูกบรรจุด้วยเชื้อเพลิงหลักซึ่งประกอบด้วย U-235 ซึ่งถูกเพิ่มความเข้มข้นและ U-238 โดย U-238 จะมีปริมาณมากกว่า U-235 เมื่อเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์เริ่มทำงาน U-238 จะเปลี่ยนแปลงไปเป็น Pu-239 ทุกขณะอย่างต่อเนื่อง Pu-239 ที่ได้จะถูกแยกออกจากไอโซโทปอื่นในภายหลังโดยกระบวนการแยกทางเคมีซึ่งกระบวนการแยก fissile material ออกจาก fertile material นี้เรียกว่า fuel reprocessing

เนื่องจากภายหลังที่เกิด Pu-239 ภายในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ Pu-239 อาจดูดกลืนนิวตรอนต่อไปกลายเป็น Pu-240 ซึ่งไม่ใช่ fissile isotope Pu-240 อาจดูดจับนิวตรอนต่อไปแล้วกลายเป็น Pu-241 ซึ่งเป็น fissile isotope สุดท้าย Pu-241 อาจดูดกลืนนิวตรอนกลายเป็น Pu-242 ดังนั้น Pu ซึ่งได้จากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หลังจากแยกออกแล้วจะประกอบด้วย ไอโซโทปหลายชนิดได้แก่ Pu-239 , Pu-240 , Pu-241และ Pu-242 โดยที่สัดส่วนของแต่ละไอโซโทปจะขึ้นกับ กระบวนการ burn up ที่เกิดขึ้น

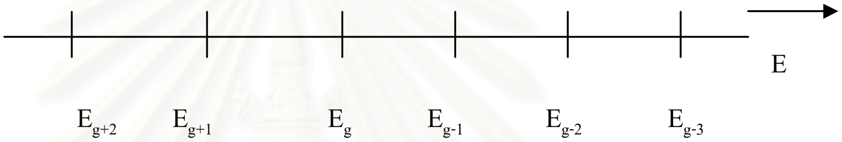
สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

2.9 ทฤษฎีการแพร่แบบหลายกลุ่มพลังงาน (Multigroup diffusion theory)

นิวตรอนที่พิจารณาจะแบ่งออกเป็นช่วงๆไม่ต่อเนื่องตามค่าพลังงาน โดยที่แต่ละช่วงเรียกว่ากลุ่ม (group) และมีค่าคงที่กลุ่ม (group constant) เป็นตัวแสดงคุณสมบัติโดยรวมของนิวตรอนทั้งหมดภายในกลุ่มพลังงานนั้นๆ

2.9.1 สมการการแพร่ของนิวตรอนหลายกลุ่มพลังงาน (Multigroup diffusion equation)

แบ่งช่วงพลังงานของนิวตรอนทั้งหมดออกเป็น G ช่วงตามรูปที่ 2.10



รูปที่ 2.10 การแบ่งช่วงพลังงานของนิวตรอน

พิจารณาสมการสมดุลของนิวตรอนในเครื่องปฏิกรณ์

[อัตราการเปลี่ยนแปลงนิวตรอนในกลุ่ม g] = - [อัตราการรั่วไหลของนิวตรอนในกลุ่ม g] - [อัตราการถูกดูดจับในกลุ่ม g] + [แหล่งกำเนิดนิวตรอนในกลุ่ม g]

- [อัตราการกระเจิงของนิวตรอนออกจากกลุ่ม g] + [อัตราการกระเจิงของนิวตรอนเข้ามาในกลุ่ม g] (2.10)

แทนค่าต่างๆลงไป

$$\frac{1}{v_g}\cdot\frac{\partial\phi_g}{\partial t} = \nabla\cdot D_g\nabla\phi_g - \Sigma_{ag}\,\phi_g + S_g - \Sigma_{sg}\,\phi_g + \sum_{g'=1}^{G}\Sigma_{sg'g}\,\phi_g \qquad (2.11)$$

โดย g = 1,2…..G

และ

$$S_g = \chi_g\sum_{g'=1}^{G}\nu_{g'}\,\Sigma_{fg'}\,\phi_{g'} + S_g^{ext} \qquad (2.12)$$

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

เมื่อ χ_g คือความน่าจะเป็นของการเกิดนิวตรอนกลุ่ม g เนื่องจากการแตกตัว(fission)

$\sum_{fg'}$ คือค่าภาคตัดขวางของการแตกตัว (fission cross section) ของกลุ่ม g'

ในขณะนี้ก็จะได้กลุ่มของสมการการแพร่ (diffusion equations) จำนวน G สมการ สำหรับนิวตรอนฟลักซ์ในแต่ละกลุ่ม g, $\phi_g(r,t)$ สมการนี้เป็นสมการทั่วไปซึ่งเราจะต้องศึกษาเทคนิคที่ใช้ในการแก้สมการนี้ต่อไป อนึ่งสเปกตรัมพลังงานของนิวตรอน(neutron energy spectrum) เป็นสิ่งสำคัญที่จะต้องทราบก่อนเพื่อนำไปหาค่าคงที่กลุ่มต่อไป โดยวิธีการหาสเปกตรัมพลังงานของนิวตรอน (neutron spectrum) จะขึ้นกับช่วงพลังงานของนิวตรอนที่เราสนใจเช่น ในช่วงพลังงานสูง นิวตรอนจะลดพลังงาน (slowing down) เนื่องจากการชนแบบยืดหยุ่น (elastic scattering) และ การชนแบบไม่ยืดหยุ่น (inelastic scattering) ในขณะที่สำหรับช่วง พลังงานกลางๆ นั้นการดูดกลืนช่วงรีโซแนนซ์ (Resonance absorption) จะมีความสำคัญเป็นต้น
จากสมการที่ (2) จะกำหนดนิยามมาตรฐานของแต่ละพจน์ดังนี้

อันดับแรกจะนิยามนิวตรอนฟลักซ์ (neutron flux) ในกลุ่ม g

$$\phi_g(r,t) = \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE\,\phi(r,E,t) \tag{2.13}$$

จากนั้นจะนิยามค่าภาคตัดขวางรวมของนิวตรอน (total cross section) ของกลุ่ม g

$$\sum_{tg} = \frac{1}{\phi_g}.\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE\sum_t(E)\phi(r,E,t) \tag{2.14}$$

ค่าสัมประสิทธิ์การแพร่ (diffusion coefficient) ของกลุ่ม g

$$D = \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE\,D(E)\nabla_j\phi(r,E,t)}{\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE\,\nabla_j\phi(r,E,t)} \tag{2.15}$$

และความเร็วของนิวตรอนในกลุ่ม g

$$\frac{1}{v_g} = \frac{1}{\phi_g} \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \, \frac{1}{v} \phi(r, E, t) \tag{2.16}$$

สำหรับเทอมของนิวตรอนกระเจิงจากกลุ่ม g ใดๆ

$$\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \int_0^{\infty} dE' \Sigma_s (E' \to E) \phi(r, E', t)$$

$$= \sum_{g'=1}^{G} \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \int_{E'_g}^{E'_{g-1}} dE' \Sigma_s (E' \to E) \phi(r, E', t) \tag{2.17}$$

ดังนั้นค่าภาคตัดขวางของการกระเจิงแบบกลุ่ม (group-transfer cross section)คือ

$$\Sigma_{sg'g} = \frac{1}{\phi_{g'}} . \int_{E_g}^{E_{g'}} dE \int_{E_{g'}}^{E_{g'-1}} dE' \Sigma_s (E' \to E) \phi(r, E', t) \tag{2.18}$$

และเทอมของนิวตรอนที่เกิดจากอันตรกิริยาการแตกตัว (fission term) คือ

$$\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE S_f (r, E, t) = \int_{E_g}^{G} dE \, \chi(E) \sum_{g'=1}^{G} \int_{E_{g'}}^{E_{g'-1}} dE' \nu(E') \Sigma_f (E') \phi(r, E', t) \tag{2.19}$$

ผลคูณระหว่างค่าภาคตัดขวางนิวตรอนของการเกิดการแตกตัว (Fission cross section) และสัดส่วนการผลิตนิวตรอน (neutron yield) สำหรับกลุ่ม g คือ

$$\nu_{g'} \Sigma_{fg'} = \frac{1}{\phi_{g'}} . \int_{E_{g'}}^{E_{g'-1}} dE' \nu(E') \Sigma_f (E') \phi(r, E', t) \tag{2.20}$$

และสุดท้าย

$$\chi_g = \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE\chi(E) \tag{2.21}$$

จากนิยามของพจน์ทั้งหมดที่กล่าวมานี้จะสามารถจัดรูปสมการ ที่ (2.11) ซึ่งจะได้สมการการแพร่ของนิวตรอนหลายกลุ่มพลังงาน (Multigroup diffusion equation)

$$\frac{1}{v_g}\cdot\frac{\partial \phi_g}{\partial t} - \nabla.D_g\nabla\phi + \Sigma_{tg}\,\phi(r,t) = \sum_{g'=1}^{G}\Sigma_{sg'g}\,\phi_{g'} + \chi_g\sum_{g'=1}^{G}\nu_{g'}\,\Sigma_{fg'}\,\phi_{g'} + S_g \tag{2.22}$$

เมื่อ g= 1,2…..G

การแก้สมการนี้จำเป็นต่อการคำนวณเพื่อออกแบบเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ โดยค่าคงที่กลุ่มของนิวตรอน(group constant) เป็นค่าที่ต้องทราบก่อนการแก้สมการอีกทั้งในการหาค่าคงที่กลุ่มนั้นสิ่งที่จำเป็นต้องหาก่อนคือนิวตรอนสเปกตรัม ซึ่งจะคำนวณได้จากสมการการแพร่ของนิวตรอนหลายกลุ่มพลังงาน ภายใต้เงื่อนไขขอบเขตของเครื่องปฏิกรณ์แบบอนันต์ และ เครื่องปฏิกรณ์แบบคาบจากนั้นจะสามารถหาค่าคงที่กลุ่ม (group constant)ได้โดยใช้สมการ

$$\Sigma_{tg} \cong \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE\,\Sigma_t(E)\phi_{approx}(r,E,t)}{\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE\phi_{approx}(r,E,t)} \tag{2.23}$$

2.10 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอนันต์ (infinite reactor)

พิจารณาสมการการแพร่ ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบเอกพันธ์ (Homogeneous reactor)

เนื่องจาก $$-D\nabla^2\phi = (\nu\Sigma_f - \Sigma_a)\phi \tag{2.24}$$

หรือ $$D\nabla^2\phi + (\nu\Sigma_f - \Sigma_a)\phi = 0 \tag{2.25}$$

หากพิจารณาว่า

$$\nabla^2 \phi = B_g^2 \phi \qquad (2.26)$$

โดยที่ $B_g^2 = \dfrac{(\nu \sum_f - \sum_a)}{D}$ (2.27)

จะพบว่า B_g^2 แปรผกผันกับขนาดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ซึ่งหมายถึงว่า หากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีขนาดเป็นอนันต์ ค่า B^2 จะมีค่าเข้าใกล้ศูนย์ ในกรณีเช่นนี้รูปร่างและขนาดของฟลักซ์มีลักษณะคงที่ (uniform profile) ในกรณีสมการการแพร่แบบหลายกลุ่มพลังงาน (multigroup diffusion equation) ลักษณะของนิวตรอนฟลักซ์ในแต่ละกลุ่มพลังงานจะไม่ขึ้นกับรูปร่างของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ หากขึ้นกับการเปลี่ยนแปลงของนิวตรอนฟลักซ์ที่แต่ละระดับพลังงานการแก้สมการเชิงตัวเลขในกรณีนี้จึงค่อนข้างง่าย การแก้สมการหลายกลุ่มพลังงานในกรณีนี้ จึงมุ่งหมายหาผลกระทบของภาคตัดขวางนิวตรอน ซึ่งแปรตามกลุ่มพลังงานเป็นหลัก

2.10.1การลดพลังงานของนิวตรอนในตัวกลางแบบอนันต์
(Neutron slowing down in an infinite medium)

ในช่วงนิวตรอนพลังงานสูง (fast neutron) $E > 1$ MeV นั้นเมื่อเราพิจารณาการลดพลังงานของนิวตรอนในตัวกลางแบบอนันต์ในสภาวะนี้ผลของรูปร่าง และขนาดของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์จะหมดไป ซึ่งจะทำให้ $\phi(r,E) \rightarrow \phi(E)$ เมื่อพิจารณาสมการความต่อเนื่องของนิวตรอน (neutron continuity equation) โดยพิจารณาอันตรกิริยาที่จุดใดๆ โดยไม่คำนึงถึงกระแสนิวตรอนจะได้

$$\sum_t(E)\phi(E) = \int_0^\infty dE' \sum_s(E' \rightarrow E)\phi(E') + S(E) \qquad (2.28)$$

โดยที่

$$\sum_s(E' \rightarrow E) = \begin{cases} \dfrac{\sum_s(E')}{(1-\alpha)E'} & , \dfrac{E}{\alpha} \langle E' \langle E \\ 0 & , \text{E อื่นๆ} \end{cases} \qquad (2.29)$$

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

เมื่อ $\alpha = \left(\frac{A-1}{A+1}\right)^2$ เมื่อ A คือเลขมวลอะตอมของไอโซโทป

จากสมการที่ (2.28) และ (2.29) จะได้สมการ การลดพลังงานของนิวตรอน (neutron slowing down equation)

$$\left(\Sigma_s(E) + \Sigma_a(E)\right)\phi(E) = \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E)\phi(E') + S(E) \qquad (2.30)$$

การแก้สมการนี้จำเป็นต้องใช้ทฤษฎีเชิงตัวเลข (numerical method) มาช่วยในการแก้สมการเพื่อประมาณค่าฟลักซ์ที่ถูกต้อง โดยในกรณีของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอนันต์ อาจสามารถนำไปใช้หาค่าคงที่กลุ่ม (group constant) แทนการแก้สมการการแพร่นิวตรอนหลายกลุ่มพลังงานได้เนื่องจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอนันต์นั้นมีขนาดใหญ่มากจนพิจารณาว่า การรั่วไหลของนิวตรอนมีค่าเป็นศูนย์

2.11 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบเป็นคาบ (periodic reactor)

ในการใช้งานจริง เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบอนันต์เป็นสมมติฐานที่หยาบเกินไป แต่หากแก้สมการหลายกลุ่มพลังงานสำหรับแกนปฏิกรณ์จริง การคำนวณอาจยุ่งยากจนไม่อาจกระทำได้ ในกรณีคำนวณเพื่อยุบกลุ่มพลังงานส่วนใหญ่ จึงตั้งสมมติฐานว่า control volume หรือ หน่วย (cell) ที่มีผลสูงสุดในแกนปฏิกรณ์คือ หน่วยบริเวณส่วนกลาง เมื่อพิจารณาในกรณีนี้อาจมองได้ว่าcontrol volume ในส่วนนี้มีลักษณะเป็นสองมิติ (ความสูงเข้าใกล้ ∞) และ มีลักษณะตามแนวแกน x และ y ที่คล้ายๆกันกับหน่วยด้านข้าง ซึ่งจะสามารถใช้เงื่อนไขเหล่านี้ในการกำหนดเงื่อนไขขอบเขต (boundary condition) ในการแก้สมการ จะเห็นได้ว่าการแก้สมการการแพร่หลายกลุ่มพลังงาน โดยระเบียบวิธีเชิงตัวเลขในกรณีนี้ซับซ้อนกว่าแบบอนันต์ แต่ก็เข้าใกล้กรณีใช้งานจริงมากกว่า ปัจจัยสำคัญที่จำเป็นต่อการพิจารณาคำนวณแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบเป็นคาบก็ คือ เงื่อนไขขอบเขต โดย อาศัยคุณสมบัติความมีสมมาตรสามารถเขียนเป็นสมการสำหรับเซลล์ ซึ่งมีพื้นที่หน้าตัดรูปสี่เหลี่ยมผืนผ้าซึ่งมีความกว้างและความยาวเป็น dx และ dy จะมีจุดกึ่งกลางเซลล์อยู่ที่ (x,y) = (0,0)

$$\frac{\partial}{\partial x}\phi(x,y)\bigg|_{x=\frac{-\Delta x}{2}} = \frac{\partial}{\partial x}\phi(x,y)\bigg|_{x=\frac{\Delta x}{2}} = 0 \qquad (2.31)$$

$$\frac{\partial}{\partial y}\phi(x,y)\bigg|_{y=\frac{-\Delta y}{2}} = \frac{\partial}{\partial y}\phi(x,y)\bigg|_{y=\frac{\Delta y}{2}} = 0 \qquad (2.32)$$

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

บทที่ 3

วิธีดำเนินการวิจัย

การอ่านข้อมูลค่าภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B มีความจำเป็นอย่างมาก ในการคำนวณทางนิวเคลียร์เทคโนโลยี เนื่องจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B เป็นแหล่งข้อมูลมาตรฐานซึ่งใช้กันอย่างแพร่หลายในหลายๆประเทศ จึงมีการพัฒนาโปรแกรมเพื่อการอ่านค่าข้อมูลต่างๆจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B ไม่เพียงแต่ ข้อมูลค่าภาคตัดขวางเท่านั้นโดยส่วนมากโปรแกรมซึ่งเขียนเพื่อนอ่านค่าจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B จะถูกเขียนด้วยภาษาฟอร์แทรน เนื่องจากมีความสะดวกในการเขียนคำสั่งในการอ่านข้อมูลจากแฟ้มข้อมูลแบบอักขระ การพัฒนาโปรแกรมเพื่ออ่านข้อมูลจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B โดยใช้ภาษาซี ในงานวิจัยนี้เป็นอีกทางเลือกหนึ่งซึ่งภาษาซีมีข้อดีคือสามารถทำงานได้บนระบบปฏิบัติการทุกระบบทำให้ผู้ใช้ไม่จำเป็นต้องยึดติดต่อระบบใดระบบหนึ่งอีกทั้งเป็นการพัฒนาเพื่อให้ได้โปรแกรมซึ่งสามารถแก้ไขและพัฒนาต่อไปได้ โดยแยกการทำงานออกเป็นฟังก์ชันย่อยหลายๆฟังก์ชัน เช่น โปรแกรมย่อยซึ่งทำหน้าที่อ่าน ค่าภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B ก็เป็นฟังก์ชันย่อยฟังก์ชันหนึ่งเมื่อผู้ใช้งานต้องการแก้ไข หรือ พัฒนาในส่วนนี้ก็ไม่มีความจำเป็นต้องเข้าใจการทำงานตลอดทั้งโปรแกรม เพียงแต่ศึกษาการทำงานของฟังก์ชันย่อยนี้ว่ามีวิธีการทำงานอย่างไร รวมทั้งเป็นการพัฒนาเพื่อศึกษาเวลาการทำงานของโปรแกรมว่าการกำหนดค่าใดบ้างมากหรือน้อยอย่างไรซึ่งอาจส่งผลต่อเวลาการทำงานของโปรแกรมได้ เช่น หากเพิ่มจำนวนกลุ่มละเอียดปานกลางอาจทำให้โปรแกรมใช้เวลาในการคำนวณนานขึ้นเป็นต้น

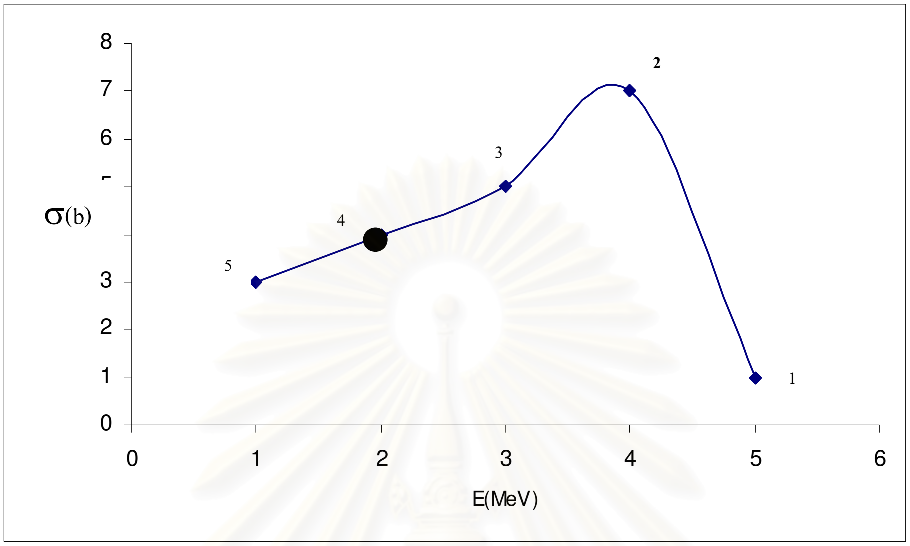
3.1 การอ่านข้อมูลภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B

3.1.1 ฟังก์ชันย่อยในโปรแกรมจะอ่านข้อมูลภาคตัดขวางของไอโซโทปตัวที่ต้องการมาเก็บไว้ในตัวแปรอะเรย์ จากนั้นโปรแรมจะมีฟังก็ชันย่อยทำหน้าที่อินเตอร์โพเลทข้อมูลให้มีจำนวนข้อมูลตามจำนวนกลุ่มละเอียดที่กำหนดในไฟล์ข้อมูลนำเข้า เช่นในรูปที่ 3.4 (ข) คือ 200 กลุ่ม

3.1.2 การทดสอบความถูกต้องของข้อมูลที่อ่านได้จากไฟล์ข้อมูล ENDF/B

ข้อมูลค่าภาคตัดขวางของที่อ่านได้จากไฟล์ข้อมูล ENDF/B จะถูกนำมา เขียนกราฟกับพลังงานของนิวตรอนเพื่อนำมาเปรียบเทียบกับกราฟอ้างอิง อีกทั้งจะถูกนำมาเปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางจริงในแฟ้มข้อมูล ENDF/B ว่ามีค่าตรงกันหรือไม่

3.1.3 วิธีการอินเตอร์โพเลทข้อมูล



รูปที่ 3.1 การอินเตอร์โพเลทข้อมูล

หลังจากโปรแกรมย่อยได้ อ่านข้อมูลภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B มาเก็บไว้ในตัวแปรหมดแล้วโปรแกรมจะทำการอินเตอร์โพเลทข้อมูลจาก รูปที่ 3.1 ขั้นแรกโปรแกรมจะนำข้อมูล 3 จุดที่มีพลังงานสูงสุดคือจุดที่ (1) , (2) และ (3) มาคำนวณหาสมการ โดยอาศัยฟังก์ชันพาราโบลาเพื่อจะสามารถ หาค่าของข้อมูลที่อยู่ระหว่างจุดเหล่านี้จากนั้นหากจุดที่ (4) เป็นจุดที่ต้องการทราบค่าภาคตัดขวางที่พลังงานสูงสุดจะต้องพิจารณานำจุดที่อยู่ใกล้เคียงกับจุดที่ (4) มากที่สุดจำนวน 3 จุดซึ่งอาจเป็นจุดที่ (5) , (3) และ(2) มาคำนวณหาสมการจะสามารถหาค่าภาคตัดขวางที่จุดที่ (4) ได้ จากนั้นกระทำเช่นนี้ไปเรื่อยจนครบทุกจุดข้อมูลที่ต้องการทราบค่า สุดท้ายจะสามารถหาค่าภาคตัดขวางทุกจุดตามจำนวนของกลุ่มละเอียดที่ต้องการเพื่อนำไปคำนวณต่อไป

จากหัวข้อที่ 3.1.3 หากจุด (x_2, y_2) , (x_3, y_3) และ (x_5, y_5) เป็นสามจุดซึ่งต้องการหาสมการเส้นโค้งและ a , b และ c เป็นค่าคงที่ซึ่งต้องการทราบค่าจะได้

$$\begin{aligned} ax_2^2 + bx_2 + c &= y_2 \\ ax_3^2 + bx_3 + c &= y_3 \\ ax_5^2 + bx_5 + c &= y_5 \end{aligned} \tag{3.1}$$

จากระบบสมการ (3.1) สามารถเขียนในรูปของเมตริกซ์ได้ดังนี้

$$\begin{bmatrix} x_2^2 & x_2 & 1 \\ x_3^2 & x_3 & 1 \\ x_5^2 & x_5 & 1 \end{bmatrix}\begin{bmatrix} a \\ b \\ c \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} y_2 \\ y_3 \\ y_5 \end{bmatrix} \tag{3.2}$$

หากสามารถทำให้สมการ (3.2) อยู่ในรูป

$$\begin{bmatrix} 1 & 0 & 0 \\ 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 1 \end{bmatrix}\begin{bmatrix} a \\ b \\ c \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} d_2 \\ d_3 \\ d_5 \end{bmatrix} \tag{3.3}$$

โดยใช้ทฤษฎีเชิงตัวเลขแบบเกาส์-ชอร์ดอง (Gauss-Jordan method) (ภาคผนวก ฉ) จากสมการ (3.3) จะได้

$$a = d_2, b = d_3, c = d_5$$

จะสามารถหาค่าภาคตัดขวางที่จุด (4) จากหัวข้อที่ 3.1.3 ได้กล่าวคือ

$$y_4 = ax_4^2 + bx_4 + c \tag{3.4}$$

3.2 การคำนวณยุบกลุ่มพลังงาน

การคำนวณถูกแบ่งออกเป็นสามส่วนคือ การคำนวณโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์, แกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบ และ แกนปฏิกรณ์เนื้อผสมแบบคาบ การคำนวณในเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์เป็นการพิจารณาว่าแกนปฏิกรณ์มีขนาดใหญ่มาก ทำให้ไม่พิจารณาถึงขนาด และ ตำแหน่งต่างๆในแกนปฏิกรณ์เป็นการหาผลกระทบของนิวตรอนที่กลุ่มพลังงานต่างๆเป็นหลัก ส่วนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบเป็นการคำนวณโดยนำผลของขนาดของแกนปฏิกรณ์เข้ามาเกี่ยวข้อง โดยการแบ่งเซลล์ควบคุมซึ่งอยู่บริเวณแกนกลางของแกนปฏิกรณ์ออกเป็นสี่เหลี่ยมจัสตุรัสย่อยๆขนาดเท่าๆกัน โดยที่ทุกจุดที่แบ่งมีไอโซโทปชนิดเดียวกันเป็นส่วนประกอบคือเป็นเนื้อเดียวกัน สุดท้ายเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อผสมแบบคาบเป็นการคำนวณใน

ลักษณะเดียวกับเงื่อนไขที่สอง เพียงแต่ที่จุดต่างๆในเซลล์ควบคุมจะมีไอโซโทปหลายชนิดเป็นส่วนประ กอบของแกนปฏิกรณ์ทำให้ไม่เป็นเนื้อเดียวกัน การคำนวณในสามเงื่อนไขดังที่ได้กล่าวมาแล้วจะพิจารณาว่าการกระเจิงข้ามกลุ่มของนิวตรอนเป็นแบบ direct coupling กล่าวคือนิวตรอนจะสามารถกระเจิงข้ามมายังกลุ่มพลังงานที่อยู่ติดกัน และ มีระดับพลังงานต่ำกว่าเท่ากัน โดยไม่พิจารณา การเกิด upscattering หรือ นิวตรอนจะไม่สามารถกระเจิงไปยังกลุ่มพลังงานสูงกว่าได้ระดับพลังงานสูงสุดในการคำนวณคือ 20 MeV และ ระดับพลังงานต่ำสุดคือ 1×10^{-11} MeV โดยในช่วงพลังงานดังกล่าวจะถูกแบ่งออกเป็นกลุ่มย่อยๆ โดยมีช่วงพลังงานเท่าๆกัน ตามจำนวณกลุ่มละเอียดซึ่งกำหนดใน input.txt สุดท้ายการกำหนดค่าขนาดของเซลล์ควบคุมจะต้องมีค่ามากกว่าระยะอิสระเฉลี่ยของนิวตรอน ถ้ากำหนดน้อยกว่านิวตรอนจะไม่สามารถลดพลังงานลงมาในช่วงที่ทำให้เกิดอันตรกิริยาการแตกตัวได้

3.2.1 การคำนวณในฟังก์ชันย่อยโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์

หากพิจารณาอันตรกิริยาของนิวตรอนที่จุดใดๆโดยไม่พิจารณากระแสนิวตรอนจากสมการการลดพลังงานของนิวตรอน (slowing down equation)

$$\Sigma_t(E)\phi(E) = \int_0^{\infty} dE' \Sigma_s(E' \to E)\phi(E') + S(E) \qquad (3.5)$$

เนื่องจาก

$$\Sigma_s(E' \to E) = \begin{cases} \dfrac{\Sigma_s(E')}{(1-\alpha)E'} & , \dfrac{E}{\alpha}\langle E' \langle E \\ 0 & , \text{E อื่นๆ} \end{cases} \qquad (3.6)$$

เมื่อ $\alpha = \left(\dfrac{A-1}{A+1}\right)^2$ โดยที่ A คือเลขมวลของไอโซโทป

ในงานวิจัยนี้จะใช้ $\chi(E)$ จาก รายการอ้างอิง (1)เป็นแหล่งกำเนิดนิวตรอน S(E) โดยที่

$$\chi(E) == 0.453\, e^{-1.036E} \sinh \sqrt{2.29E} \qquad (3.7)$$

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

จาก (3.1) จะได้

$$(\Sigma_s(E)+\Sigma_a(E))\phi(E)=\int_{E}^{\frac{E}{\alpha}} dE'\frac{\Sigma_s(E')}{(1-\alpha)E'}\phi(E')+\chi(E) \tag{3.8}$$

จากกลุ่มละเอียดที่แบ่งตามเงื่อนไขของไดเร็กคัพปลิ้ง (direct coupling)จะสามารถกระจายออกมาในรูปของผลต่างสืบเนื่องได้ดังนี้

$$(\Sigma_{s1}+\Sigma_{a1})\phi_1=\frac{\Sigma_{s1}}{(1-\alpha)E_1}\Delta E_1\phi_1+\chi_1 \tag{3.9}$$

$$(\Sigma_{s2}+\Sigma_{a2})\phi_2=\frac{\Sigma_{s2}}{(1-\alpha)E_2}\Delta E_2\phi_2+\frac{\Sigma_{s1}}{(1-\alpha)E_1}\Delta E_1\phi_1+\chi_2 \tag{3.10}$$

.

.

.

$$(\Sigma_{smxg}+\Sigma_{amxg})\phi_{mxg}=\frac{\Sigma_{smxg}}{(1-\alpha)E_{mxg}}\Delta E_{mxg}\phi_{mxg}+\dots\dots+\frac{\Sigma_{smn}}{(1-\alpha)E_{mn}}\Delta E_{mn}\phi_{mn}+\chi_{mxg} \tag{3.11}$$

โดยที่

$$E_{mn}\le\frac{E_{mxg}}{\alpha}$$

และ $$\chi_g=\int_{E_g}^{E_{g-1}}\chi(E) \quad \text{, เมื่อ } g=1,2,3,\dots,mxg \tag{3.12}$$

หากพิจารณาว่านิวตรอนสามารถเกิดการกระเจิงข้ามกลุ่มพลังงานจากกลุ่มหนึ่งไปยังอีกกลุ่มพลังงานที่อยู่ติดกันและมีระดับพลังงานต่ำกว่าเท่านั้น ดังนั้นจากชุดสมการที่ (3.9) – (3.11)จะได้ว่าเมื่อทราบค่า ϕ_i จะสามารถแก้สมการหาค่า ϕ_{i+1} ได้ในสมการถัดไป ทำให้สามารถหาค่าฟลักซ์

สเปกตรัมของกลุ่มละเอียดที่แบ่งได้ทุกพลังงานหลังจากนั้น จึงทำการยุบกลุ่มพลังงานของนิวตรอนบนช่วงพลังงานเพื่อหาค่าภาคตัดขวางตามขั้นตอนที่ (3) ตามรูปที่ 3.3 ตามสมการต่อไปนี้

$$\Sigma_j = \frac{\sum_{k=m}^{G} \Sigma_k \, \phi_k}{\sum_{k=m}^{G} \phi_k} \tag{3.13}$$

เมื่อ $j \leq gi$ และ $m < G \leq mxg$

gi คือ จำนวนกลุ่มละเอียดปานกลางซึ่งกำหนดใน input.txt

mxg คือ จำนวนกลุ่มละเอียดซึ่งกำหนดใน input.txt

3.2.2 การคำนวณโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบแบบเนื้อเดียวและเนื้อผสม

จากสมการการแพร่แบบหลายกลุ่มพลังงาน

$$-\bar{\nabla}.D_g \bar{\nabla}\phi_{g,i,j} + \Sigma_{Rg}\,\phi_{g,i,j} = \Sigma_{sg-1g} + \frac{1}{k}\chi_g \sum_{g'=1}^{G} \nu_{g'}\,\Sigma_{fg'}\,\phi_{g,i,j} \tag{3.14}$$

หากพิจารณาแบ่งเซลล์ควบคุมบริเวณแกนกลางของแกนปฏิกรณ์ออกเป็น $n \times n$ จุด

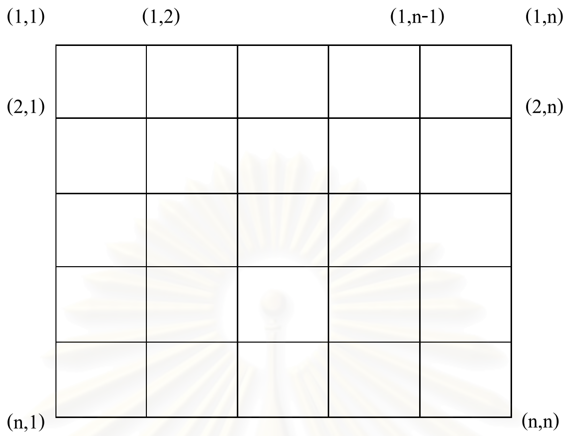
จากเงื่อนไขขอบเขตของความมีสมมาตร

$$\left.\frac{\partial}{\partial x}\phi(x,y)\right|_{x=\frac{-\Delta x}{2}} = \left.\frac{\partial}{\partial x}\phi(x,y)\right|_{x=\frac{\Delta x}{2}} = 0 \tag{3.15}$$

$$\left.\frac{\partial}{\partial y}\phi(x,y)\right|_{y=\frac{-\Delta y}{2}} = \left.\frac{\partial}{\partial y}\phi(x,y)\right|_{y=\frac{\Delta y}{2}} = 0 \tag{3.16}$$

การกำหนดค่าความกว้างยาวของเซลล์ควบคุมอย่างน้อยต้องมีค่ามากกว่าระยะอิสระเฉลี่ยของนิวตรอนของทุกกลุ่มพลังงาน

จากรูปที่ 3.2 พิจารณาที่จุด (i , j) ใดๆ



รูปที่ 3.2 แสดงการการแบ่งเซลล์ออกเป็นส่วนๆเท่าๆกัน

จากสมการที่ (3.14) - (3.16)

ที่จุดขอบของเซลล์ที่ไม่อยู่ที่มุมของเซลล์จะได้

$$\phi_{1,j} = \phi_{n,j} \quad \text{เมื่อ } j = 2, 3, \ldots, n\text{-}1 \tag{3.17}$$

$$\phi_{j,1} = \phi_{j,n} \quad \text{เมื่อ } j = 2, 3, \ldots, n\text{-}1 \tag{3.18}$$

ที่จุดใดๆภายในเซลล์ที่ไม่ได้อยู่ที่ขอบสามารถเขียนในรูปของผลต่างสืบเนื่องได้

$$\begin{aligned}
&-\left(\frac{D_{i-1,j} - D_{i+1,j}}{2\Delta x}\right)\left(\frac{\phi_{g,i-1,j} - \phi_{g,i+1,j}}{2\Delta x}\right) - \left(\frac{D_{i,j-1} - D_{i,j+1}}{2\Delta y}\right)\left(\frac{\phi_{g,i,j-1} - \phi_{g,i,j+1}}{2\Delta y}\right) \\
&- D_{i,j}\left(\frac{\phi_{g,i,j-1} - 2\phi_{g,i,j} + \phi_{g,i,j+1}}{\Delta y^2} + \frac{\phi_{g,i-1,j} - 2\phi_{g,i,j} + \phi_{g,i+1,j}}{\Delta x^2}\right) \\
&+ \Sigma_{Rg}\,\phi_{g,i,j} = \Sigma_{sg-1g} + \frac{1}{k}\chi_g \sum_{g'=1}^{G} \nu_{g'}\,\Sigma_{fg'}\,\phi_{g,i,j}
\end{aligned} \tag{3.19}$$

หรือ

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

$$\left(\frac{-D_{i-1,j}-4D_{i,j}+D_{i+1,j}}{4\Delta x^2}\right)\phi_{g,i-1,j}-\left(\frac{-D_{i-1,j}+4D_{i,j}+D_{i+1,j}}{4\Delta x^2}\right)\phi_{g,i+1,j}$$
$$+\left(\frac{-D_{i,j-1}-4D_{i,j}+D_{i,j+1}}{4\Delta y^2}\right)\phi_{g,i,j-1}-\left(\frac{-D_{i,j-1}+4D_{i,j}+D_{i,j+1}}{4\Delta y^2}\right)\phi_{g,i,j+1} \quad (3.20)$$
$$+\left(\Sigma_{Rg}+2D_{i,j}\left(\frac{1}{\Delta y^2}+\frac{1}{\Delta x^2}\right)\right)\phi_{g,i,j}=\Sigma_{sg-1g}+\frac{1}{k}\chi_g\sum_{g'=1}^{G}\nu_{g'}\Sigma_{fg'}\phi_{g,i,j}$$

เมื่อ $i = 2, 3, .., n\text{-}1$ และ $j = 2, 3, .., n\text{-}1$

สมการที่ (3.17) , (3.18) , (3.20) จะถูกนำไปคำนวณในขั้นตอนที่ 5 ตามรูปที่ 3.3หลังจากได้ค่าฟลักซ์ที่จุดต่างๆในเซลล์ตามรูปที่ 3.2 แล้ว จะสามารถยุบกลุ่มพลังงานหาค่าภาคตัดขวางของไอโซโทปที่จุดต่างๆได้ตามสมการต่อไปนี้

$$\Sigma_{g,i,j}=\frac{\sum_{k=m}^{G}\Sigma_{k,i}\,\phi_{k,i,j}}{\sum_{k=m}^{G}\phi_{k,i,j}} \quad (3.21)$$

โดย $g \leq gp$ และ $m < G \leq gi$ เมื่อ (i , j) เป็นตำแหน่งใดๆในเซลล์

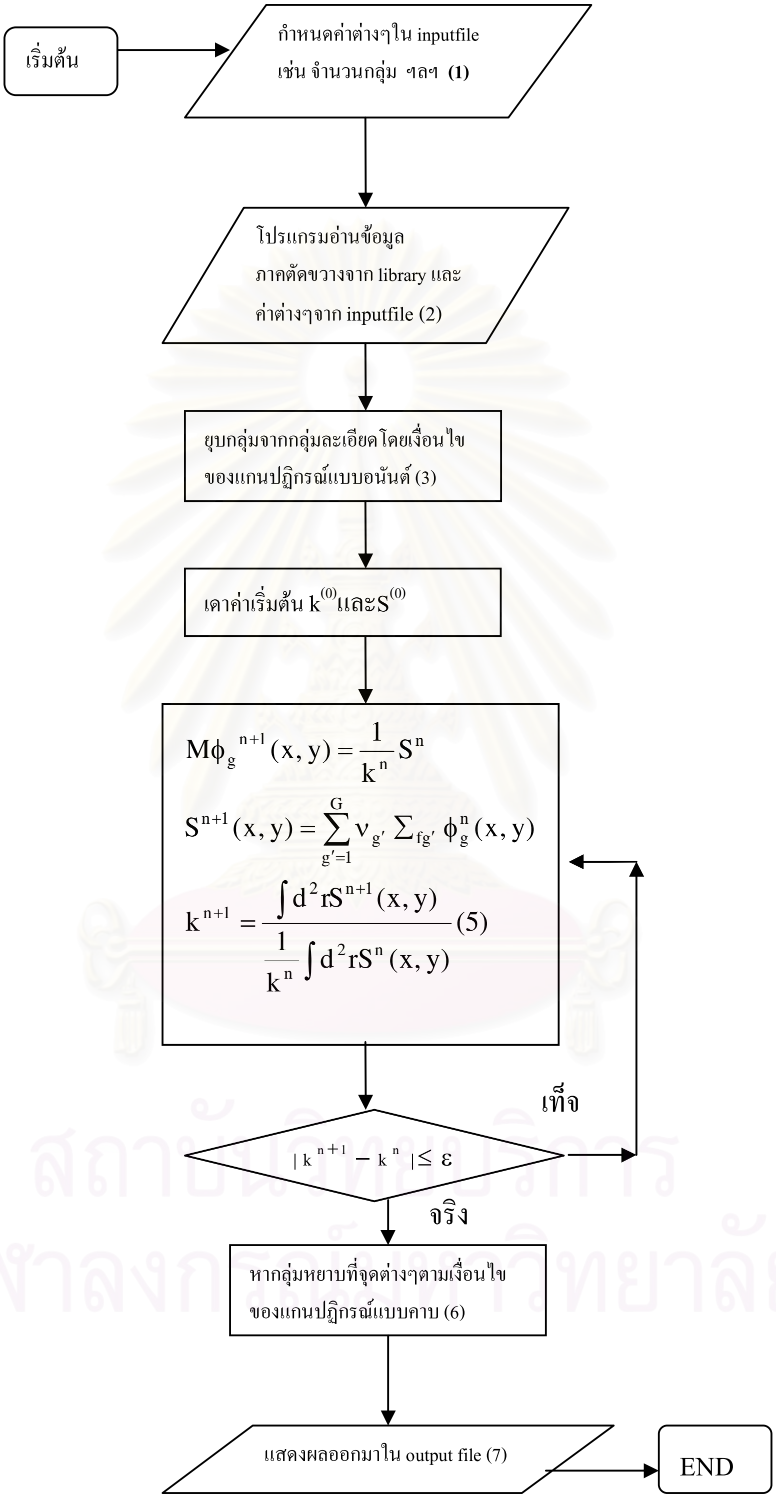
gp คือ จำนวนกลุ่มหยาบซึ่งกำหนดใน input.txt

gi คือ จำนวนกลุ่มละเอียดปานกลางซึ่งกำหนดใน input.txt

3.3 ขั้นตอนการทำงานของโปรแกรมหาค่าคงที่กลุ่มนิวตรอน

ตามรูปที่ 3.3 แสดงแผนผังการทำงานของโปรแกรมตามลำดับดังนี้

3.3.1 กำหนดค่าในไฟล์ข้อมูลนำเข้า (input file) หมายเลข(1) ตามรูปที่ 3.3 ไฟล์ข้อมูลนำเข้ามีลักษณะเป็นไฟล์ข้อมูลแบบอักขระทั่วไปโดยในการใช้งานจริงจะมีชื่อแฟ้มข้อมูลว่า input.txt ซึ่งแต่ละบรรทัดจะต้องใส่ข้อมูลที่ต้องการให้โปรแกรมทำการคำนวณตามรูปที่ (3.4 ก)



รูปที่ 3.3 แผนผังการทำงานของโปรแกรมการหาค่าคงที่กลุ่มนิวตรอน

ชื่อของการคำนวณนี้

ขนาดความกว้างและยาวของเซลล์ซึ่งมีลักษณะสมมาตรหน่วยเป็นเซนติเมตร

จำนวนกลุ่มละเอียดที่ต้องการแบ่ง(mxg)

จำนวนกลุ่มละเอียดปานกลางที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์ (gi)
พลังงานสูงสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 1

พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 1

พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 2

.

.

พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ gi

จำนวนจุดที่ต้องการแบ่งตามแกนxและ y เท่าๆกันแบบสมมาตร (n)

จำนวนกลุ่มหยาบที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบ (gp)
พลังงานสูงสุดของกลุ่มหยาบที่ 1

พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 1

พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 2

.

.

พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ gp
รหัสของไอโซโทปตัวตำแหน่งที่(1,1) ความหนาแน่น(g/cm^3) มวลโมเลกุล ……… รหัสของไอโซโทปตัวตำแหน่งที่(1,n) ความหนาแน่น(g/cm^3) มวลโมเลกุล

รหัสของไอโซโทปตัวตำแหน่งที่(2,1) ความหนาแน่น(g/cm^3) มวลโมเลกุล ……… รหัสของไอโซโทปตัวตำแหน่งที่(1,n) ความหนาแน่น(g/cm^3) มวลโมเลกุล

.

.

รหัสของไอโซโทปตัวตำแหน่งที่(n,1) ความหนาแน่น(g/cm^3) มวลโมเลกุล ……… รหัสของไอโซโทปตัวตำแหน่งที่(n,n) ความหนาแน่น(g/cm^3) มวลโมเลกุล

รูปที่3.4 (ก) รูปแบบของ input.txt

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตัวอย่าง1 *(ชื่อของการคำนวณนี้)*

50.00 *(ขนาดความกว้างและยาวของเซลล์ซึ่งมีลักษณะสมมาตรหน่วยเป็นเซนติเมตร)*

200 *(จำนวนกลุ่มละเอียดที่ต้องการแบ่ง(mxg))*

2 *(จำนวนกลุ่มละเอียดปานกลางที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์ (gi))*

20.00e+00 *(พลังงานสูงสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 1)*

001 1.414214e-05 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 1)*

002 1.000e-11 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 2)*

5 *(จำนวนจุดที่ต้องการแบ่งตามแกนxและ y เท่าๆกันแบบสมมาตร (n))*

1 *(จำนวนกลุ่มหยาบที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบ (gp))*

20.00e+00 *(พลังงานสูงสุดของกลุ่มหยาบที่ 1)*

001 1.000e-11 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 1)*

92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0

92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0

92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0

92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0

92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0

รูปที่3.4 (ข) เป็นตัวอย่าง input.txt ซึ่งเขียนขึ้นตามโครงสร้างดังที่ได้กล่าวข้างต้น

จากตัวอย่างไฟล์ข้อมูลนำเข้าดังแสดงในรูปที่ (3.4 ข) จะเห็นว่าเซลล์ที่พิจารณาถูกแบ่งออกเป็น 5×5 จุดโดยกำหนดระดับพลังงานสูงสุดที่ 20 MeV และ ระดับพลังงานต่ำสุดที่ 1e-11 MeV โดยจะยุบจากกลุ่มละเอียดจำนวน 200 กลุ่มเป็น2 กลุ่มจากเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์และยุบเหลือกลุ่มเดียวโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบ

3.3.2 ขั้นตอนที่ 2 ตามรูปที่ 3.3 เป็นการอ่านค่าข้อมูลจากไฟล์ข้อมูลนำเข้า และอ่านข้อมูลภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF โดยฟังก์ชันย่อยในโปรแกรม โดยโปรแกรมจะนำข้อมูลภาคตัดขวางที่อ่านได้มาอินเตอร์โพเลทเพื่อให้ได้ค่าภาคตัดขวางที่ ค่าพลังงานต่างๆของนิวตรอนตามจำนวนกลุ่มละเอียดที่กำหนดในไฟล์ข้อมูลนำเข้า

3.3.3 ขั้นตอนที่ 3 เป็นการยุบกลุ่มละเอียดปานกลางให้ได้เป็นกลุ่มหยาบ ทั้งนี้เป็นการยุบกลุ่มจาก ค่าภาคตัดขวางของกลุ่มละเอียดซึ่งได้จากขั้นตอนที่ 2 ให้ได้จำนวนกลุ่มละเอียดปานกลาง gi ที่ต้องการดังที่กำหนดในไฟล์ข้อมูลนำเข้า โดยการคำนวณกระทำภายใต้เงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์ แบบอนันต์เป็นการแก้สมการการลดระดับพลังงานของนิวตรอน (slowing down equation) ตามรายละเอียดของการคำนวณดังได้บรรยายไว้ก่อนแล้วในตอนต้นของบทที่ 3 นี้

3.3.4 ขั้นตอนที่ 4 เดาค่าเริ่มต้นขององค์ประกอบตัวคูณ (multiplication factor) $k^{(0)}$ และแหล่งกำเนิดนิวตรอน (fission source) $S^{(0)}$ และดำเนินการคำนวณ โดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบดังที่ได้กล่าวไว้ก่อนแล้วในตอนต้นของบทที่3

3.3.5 ขั้นตอนที่ 5 เป็นการวนรอบเพื่อแก้สมการการแพร่แบบหลายกลุ่มพลังงาน (multigroup diffusion equation) โดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบกระทั่ง ค่าความคลาดเคลื่อน ε อยู่ในขนาดที่ยอมรับได้ เพื่อหาค่านิวตรอนฟลักซ์มายุบกลุ่มพลังงานโดยอาศัยค่าภาคตัดขวางของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ได้มาจากขั้นตอนที่ (3) เพื่อให้เหลือจำนวนกลุ่ม gp ตามที่กำหนดในไฟล์ข้อมูลนำเข้า

3.3.6 ขั้นตอนที่ 6 เป็นการคำนวณค่าภาคตัดขวางของกลุ่มหยาบโดยใช้ค่าฟลักซ์จากขั้นตอนที่ (3.3.5) มายุบกลุ่มละอียดปานกลางที่ได้จากขั้นตอนที่(3)

3.3.7 ขั้นตอนที่ 7 สุดท้ายค่าต่างๆที่คำนวณได้จาก โปรแกรมจะถูกแสดงผลออกมาเป็นแฟ้มข้อมูลแสดงผล (output file) โดยมีลักษณะเป็นแฟ้มข้อมูลแบบอักขระทั่วไปโดยมีชื่อแฟ้มข้อมูลว่า output.txt โดยมีรูปแบบการแสดงผลดังต่อไปนี้

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

(ส่วนแรกแสดงผลของภาคตัดขวางจากเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์)

$\sigma_{s12}(1,1)$ $\chi_1(1,1)$ $\sigma_{t1}(1,1)$

$\sigma_{R1}(1,1)$ $\sigma_{f1}(1,1)$

$\sigma_{a1}(1,1)$ $\sigma_{s1}(1,1)$

$\sigma_{s23}(1,1)$ $\chi_2(1,1)$ $\sigma_{t2}(1,1)$

$\sigma_{R2}(1,1)$ $\sigma_{f2}(1,1)$

$\sigma_{a2}(1,1)$ $\sigma_{s2}(1,1)$ ← ภาคตัดขวางไอโซโทปกลุ่มละเอียดปานกลาง ที่ตำแหน่งที่ (1,1)

.

.

$\chi_{gi}(1,1)$ $\sigma_{tgi}(1,1)$

$\sigma_{Rgi}(1,1)$ $\sigma_{fgi}(1,1)$

$\sigma_{agi}(1,1)$ $\sigma_{sgi}(1,1)$

$\sigma_{s12}(1,2)$ $\chi_1(1,2)$ $\sigma_{t1}(1,2)$

$\sigma_{R1}(1,2)$ $\sigma_{f1}(1,2)$

$\sigma_{a1}(1,2)$ $\sigma_{s1}(1,2)$

$\sigma_{s23}(1,2)$ $\chi_2(1,2)$ $\sigma_{t2}(1,2)$

$\sigma_{R2}(1,2)$ $\sigma_{f2}(1,2)$

$\sigma_{a2}(1,2)$ $\sigma_{s2}(1,2)$ ← ภาคตัดขวางไอโซโทปกลุ่มละเอียดปานกลาง ที่ตำแหน่งที่ (1,2)

.

.

$\chi_{gi}(1,2)$ $\sigma_{tgi}(1,2)$

$\sigma_{Rgi}(1,2)$ $\sigma_{fgi}(1,2)$

$\sigma_{agi}(1,2)$ $\sigma_{sgi}(1,2)$

.

.

.

.

.

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

$\sigma_{s12}(1,n)$ $\chi_1(1,n)$ $\sigma_{t1}(1,n)$

$\sigma_{R1}(1,n)$ $\sigma_{f1}(1,n)$

$\sigma_{a1}(1,n)$ $\sigma_{s1}(1,n)$

$\sigma_{s23}(1,n)$ $\chi_2(1,n)$ $\sigma_{t2}(1,n)$

$\sigma_{R2}(1,n)$ $\sigma_{f2}(1,n)$

$\sigma_{a2}(1,n)$ $\sigma_{s2}(1,n)$ ← ภาคตัดขวางไอโซโทปกลุ่มละเอียดปานกลาง ที่ตำแหน่งที่ (1, n)

.

.

$\chi_{gi}(1,n)$ $\sigma_{tgi}(1,n)$

$\sigma_{Rgi}(1,n)$ $\sigma_{fgi}(1,n)$

$\sigma_{agi}(1,n)$ $\sigma_{sgi}(1,n)$

$\sigma_{s12}(2,1)$ $\chi_1(2,1)$ $\sigma_{t1}(2,1)$

$\sigma_{R1}(2,1)$ $\sigma_{f1}(2,1)$

$\sigma_{a1}(2,1)$ $\sigma_{s1}(2,1)$

$\sigma_{s23}(2,1)$ $\chi_2(2,1)$ $\sigma_{t2}(2,1)$

$\sigma_{R2}(2,1)$ $\sigma_{f2}(2,1)$

$\sigma_{a2}(2,1)$ $\sigma_{s2}(2,1)$ ← ภาคตัดขวางไอโซโทปกลุ่มละเอียดปานกลาง ที่ตำแหน่งที่ (2,1)

.

.

$\chi_{gi}(2,1)$ $\sigma_{tgi}(2,1)$

$\sigma_{Rgi}(2,1)$ $\sigma_{fgi}(2,1)$

$\sigma_{agi}(2,1)$ $\sigma_{sgi}(2,1)$

.

.

.

.

.

.

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

$\sigma_{s12}(n,n)$ $\chi_1(n,n)$ $\Sigma_{t1}(n,n)$

$\sigma_{R1}(n,n)$ $\sigma_{f1}(n,n)$

$\sigma_{a1}(n,n)$ $\sigma_{s1}(n,n)$

$\sigma_{s23}(n,n)$ $\chi_2(n,n)$ $\Sigma_{t2}(n,n)$

$\sigma_{R2}(n,n)$ $\sigma_{f2}(n,n)$

$\sigma_{a2}(n,n)$ $\sigma_{s2}(n,n)$ ← ภาคตัดขวางไอโซโทปกลุ่มละเอียดปานกลาง ที่ตำแหน่งที่ (n, n)

.

.

$\chi_{gi}(n,n)$ $\sigma_{tgi}(n,n)$

$\sigma_{Rgi}(n,n)$ $\sigma_{fgi}(n,n)$

$\sigma_{agi}(n,n)$ $\sigma_{sgi}(n,n)$

(ส่วนที่สองตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบ)

flux group 1

$\phi_1(1,1)$ $\phi_1(1,2)$ .... $\phi_1(1,n)$ ← ขนาดฟลักซ์นิวตรอนสำหรับกลุ่มนิวตรอนละเอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (1,1) ถึง (1, n)

$\phi_1(2,1)$ $\phi_1(2,2)$ .... $\phi_1(2,n)$ ← ขนาดฟลักซ์นิวตรอนสำหรับกลุ่มนิวตรอนละเอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (2,2) ถึง (2, n)

.

.

$\phi_1(n,1)$ $\phi_1(n,2)$ .... $\phi_1(n,n)$ ← ขนาดฟลักซ์นิวตรอนสำหรับกลุ่มนิวตรอนละเอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (n,1) ถึง (n, n)

D group 1

$D_1(1,1)$ $D_1(1,2)$ .... $D_1(1,n)$ ← ขนาดสัมประสิทธิ์การแพร่สำหรับกลุ่มนิวตรอนละเอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (1,1) ถึง (1, n)

$D_1(2,1)$ $D_1(2,2)$ .... $D_1(2,n)$ ← ขนาดสัมประสิทธิ์การแพร่สำหรับกลุ่มนิวตรอนละเอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (2,1) ถึง (2, n)

.

.

$D_1(n,1)$ $D_1(n,2)$ .... $D_1(n,n)$ ← ขนาดสัมประสิทธิ์การแพร่สำหรับกลุ่มนิวตรอนละเอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (n,1) ถึง (n, n)

.

.

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

flux group 2

$\phi_2(1,1)$ $\phi_2(1,2)$ ……………… $\phi_2(1,n)$ ← ขนาดฟลักซ์นิวตรอนสำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (1,1) ถึง (1, n)

$\phi_2(2,1)$ $\phi_2(2,2)$ ……………… $\phi_2(2,n)$ ← ขนาดฟลักซ์นิวตรอนสำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (2,1) ถึง (2, n)

.

.

$\phi_2(n,1)$ $\phi_2(n,2)$ ……………… $\phi_2(n,n)$ ← ขนาดฟลักซ์นิวตรอนสำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (n,1) ถึง (n, n)

D group 2

$D_2(1,1)$ $D_2(1,2)$ ……………… $D_2(1,n)$ ← ขนาดสัมประสิทธิ์การแพร่สำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (1,1) ถึง (1, n)

$D_2(2,1)$ $D_2(2,2)$ ……………… $D_2(2,n)$ ← ขนาดสัมประสิทธิ์การแพร่สำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (2,1) ถึง (2, n)

.

.

$D_2(n,1)$ $D_2(n,2)$ ……………… $D_2(n,n)$ ← ขนาดสัมประสิทธิ์การแพร่สำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (n,1) ถึง (n, n)

.

.

flux group gi

$\phi_{gi}(1,1)$ $\phi_{gi}(1,2)$ ……………… $\phi_{gi}(1,n)$ ← ขนาดฟลักซ์นิวตรอนสำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (1,1) ถึง (1, n)

$\phi_{gi}(2,1)$ $\phi_{gi}(2,2)$ ……………… $\phi_{gi}(2,n)$ ← ขนาดฟลักซ์นิวตรอนสำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (2,1) ถึง (2, n)

.

.

$\phi_{gi}(n,1)$ $\phi_{gi}(n,2)$ ……………… $\phi_{gi}(n,n)$ ← ขนาดฟลักซ์นิวตรอนสำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (n,1) ถึง (n, n)

D group gi

$D_{gi}(1,1)$ $D_{gi}(1,2)$ ……………… $D_{gi}(1,n)$ ← ขนาดสัมประสิทธิ์การแพร่สำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (1,1) ถึง (1, n)

$D_{gi}(2,1)$ $D_{gi}(2,2)$ ……………… $D_{gi}(2,n)$ ← ขนาดสัมประสิทธิ์การแพร่สำหรับกลุ่มนิวตรอนละอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (2,1) ถึง (2, n)

.

.

$D_{gi}(n,1)$ $D_{gi}(n,2)$ .... $D_{gi}(n,n) \leftarrow$ ขนาดสัมประสิทธิ์การแพร่สำหรับกลุ่มนิวตรอนละเอียดปานกลางที่ตำแหน่ง (n,1) ถึง (n, n)

(ส่วนที่สองแสดงผลของภาคตัดขวางจากเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบ)

$\sigma_{s12}(1,1)$ $\chi_1(1,1)$ $\sigma_{t1}(1,1)$

$\sigma_{R1}(1,1)$ $\sigma_{f1}(1,1)$

$\sigma_{a1}(1,1)$ $\sigma_{s1}(1,1)$

$\sigma_{s23}(1,1)$ $\chi_2(1,1)$ $\sigma_{t2}(1,1)$

$\sigma_{R2}(1,1)$ $\sigma_{f2}(1,1)$

$\sigma_{a2}(1,1)$ $\sigma_{s2}(1,1)$ $\leftarrow$ ภาคตัดขวางไอโซโทปกลุ่มหยาบที่ตำแหน่งที่ (1,1)

.

.

$\chi_{gp}(1,1)$ $\sigma_{tgp}(1,1)$

$\sigma_{Rgp}(1,1)$ $\sigma_{fgp}(1,1)$

$\sigma_{agp}(1,1)$ $\sigma_{sgp}(1,1)$

$\sigma_{s12}(1,2)$ $\chi_1(1,2)$ $\sigma_{t1}(1,2)$

$\sigma_{R1}(1,2)$ $\sigma_{f1}(1,2)$

$\sigma_{a1}(1,2)$ $\sigma_{s1}(1,2)$

$\sigma_{s23}(1,2)$ $\chi_2(1,2)$ $\sigma_{t2}(1,2)$

$\sigma_{R2}(1,2)$ $\sigma_{f2}(1,2)$

$\sigma_{a2}(1,2)$ $\sigma_{s2}(1,2)$ $\leftarrow$ ภาคตัดขวางไอโซโทปกลุ่มหยาบที่ตำแหน่งที่ (1,2)

.

.

$\chi_{gp}(1,2)$ $\sigma_{tgp}(1,2)$

$\sigma_{Rgp}(1,2)$ $\sigma_{fgp}(1,2)$

$\sigma_{agp}(1,2)$ $\sigma_{sgp}(1,2)$

.

.

.

.

.

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

$\sigma_{s12}(1,n) \quad \chi_1(1,n) \quad \sigma_{t1}(1,n)$

$\sigma_{R1}(1,n) \quad \sigma_{f1}(1,n)$

$\sigma_{a1}(1,n) \quad \sigma_{s1}(1,n)$

$\sigma_{s23}(1,n) \quad \chi_2(1,n) \quad \sigma_{t2}(1,n)$

$\sigma_{R2}(1,n) \quad \sigma_{f2}(1,n)$

$\sigma_{a2}(1,n) \quad \sigma_{s2}(1,n)$ ← ภาคตัดขวางไอโซโทปกลุ่มหยาบ ที่ตำแหน่งที่ (1, n)

.

.

$\chi_{gp}(1,n) \quad \sigma_{tgp}(1,n)$

$\sigma_{Rgp}(1,n) \quad \sigma_{fgp}(1,n)$

$\sigma_{agp}(1,n) \quad \sigma_{sgp}(1,n)$

$\sigma_{s12}(2,1) \quad \chi_1(2,1) \quad \sigma_{t1}(2,1)$

$\sigma_{R1}(2,1) \quad \sigma_{f1}(2,1)$

$\sigma_{a1}(2,1) \quad \sigma_{s1}(2,1)$

$\sigma_{s23}(2,1) \quad \chi_2(2,1) \quad \sigma_{t2}(2,1)$

$\sigma_{R2}(2,1) \quad \sigma_{f2}(2,1)$

$\sigma_{a2}(2,1) \quad \sigma_{s2}(2,1)$ ← ภาคตัดขวางไอโซโทปกลุ่มหยาบ ที่ตำแหน่งที่ (2,1)

.

.

$\chi_{gp}(2,1) \quad \sigma_{tgp}(2,1)$

$\sigma_{Rgp}(2,1) \quad \sigma_{fgp}(2,1)$

$\sigma_{agp}(2,1) \quad \sigma_{sgp}(2,1)$

.

.

.

.

.

.

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

$\sigma_{s12}(n,n)$ $\chi_1(n,n)$ $\Sigma_{t1}(n,n)$

$\sigma_{R1}(n,n)$ $\sigma_{f1}(n,n)$

$\sigma_{a1}(n,n)$ $\sigma_{s1}(n,n)$

$\sigma_{s23}(n,n)$ $\chi_2(n,n)$ $\Sigma_{t2}(n,n)$

$\sigma_{R2}(n,n)$ $\sigma_{f2}(n,n)$

$\sigma_{a2}(n,n)$ $\sigma_{s2}(n,n)$ ← ภาคตัดขวางไอโซโทปกลุ่มหยาบ ที่ตำแหน่งที่ (n, n)

.

.

$\chi_{gp}(n,n)$ $\sigma_{tgp}(n,n)$

$\sigma_{Rgp}(n,n)$ $\sigma_{fgp}(n,n)$

$\sigma_{agp}(n,n)$ $\sigma_{sgp}(n,n)$

k (multiplication factor)

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

บทที่ 4

ผลการคำนวณ

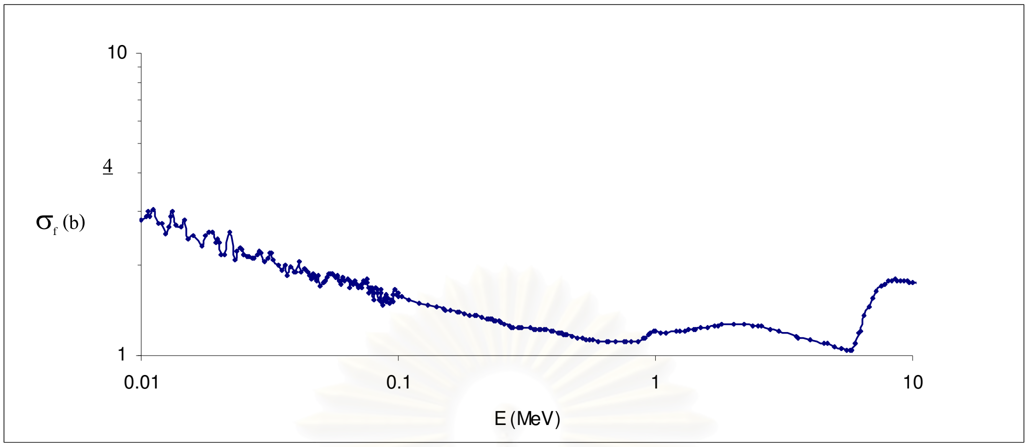
4.1 ผลการอ่านค่าภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B

รูปที่ 4.1 และ 4.3 เป็นตัวอย่างของผลการอ่านค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B ของไอโซโทปซึ่งเป็นเชื้อเพลิงในแกนปฏิกรณ์สองตัวคือ U-235 และ U238 ตามลำดับ โดยแสดงผลในรูปของกราฟเทียบกับพลังงานนิวตรอน ซึ่งมีความสะดวกว่าการแสดงทุกค่าข้อมูล เนื่องจากข้อมูลดิบจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B มีจำนวนมาก หลังจากเปรียบเทียบกราฟดังกล่าวกับกราฟจากรายการอ้างอิง (1) ตามรูปที่ 3.2 และ 3.4 ตามลำดับแล้ว พบว่าแนวโน้มการเปลี่ยนแปลงของเส้นกราฟค่อนข้างเป็นไปในลักษณะเดียวกัน อีกทั้งจากการเปรียบเทียบข้อมูลซึ่งอ่านได้จากไฟล์ข้อมูล ENDF/Bโดยโปรแกรมย่อยกับข้อมูลในไฟล์ข้อมูล ENDF/B จริง โดยเทียบทีละจุดจากบางส่วนของข้อมูลทั้งหมด ข้อมูลที่อ่านได้โดยโปรแกรมย่อยมีค่าตรงกับข้อมูลจริงในไฟล์ข้อมูล ENDF/B จากสองขั้นตอนดังกล่าวจึงสามารถสรุปได้ว่า โปรแกรมย่อยสามารถอ่านค่าภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/Bได้อย่างถูกต้อง การทดสอบผลการอ่านข้อมูลภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B นั้นมีความสำคัญมาก เนื่องจากหากโปรแกรมอ่านค่าผิดผลการคำนวณก็จะผิดพลาดไปตลอดโปรแกรม

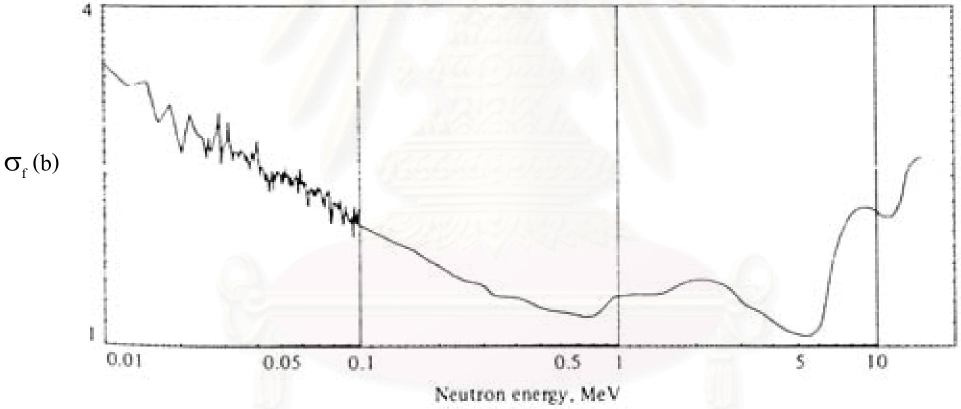
4.2 ผลการคำนวณยุบกลุ่มพลังงาน

4.2.1 ผลการคำนวณยุบกลุ่มพลังงานเพื่อหากลุ่มละเอียดปานกลางของค่าภาคตัดขวางนิวตรอนโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์แบบเนื้อเดียว

การคำนวณในลักษณะนี้จะพิจารณาว่า เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์มีขนาดใหญ่มากและลักษณะของแกนปฏิกรณ์เป็นแบบเอกพันธ์ (homogeneous) คือ มีส่วนประกอบทุกส่วนเป็นเนื้อเดียวกัน โดยกำหนดค่าที่ใช้ในการคำนวณในไฟล์ข้อมูลนำเข้า(input.txt) จากรูปที่ 4.5 เป็นไฟล์ข้อมูลนำเข้าเพื่อคำนวณหาค่าคงที่กลุ่มละเอียดปานกลาง 4 กลุ่มพลังงาน เมื่อส่วนประกอบทุกส่วนในแกนปฏิกรณ์เป็น U-235 และ จากรูปที่ 4.6 เป็นไฟล์ข้อมูลนำเข้าเพื่อคำนวณหาค่าคงที่กลุ่มละเอียดปานกลาง 8 กลุ่มพลังงานเมื่อส่วนประกอบทุกส่วนในแกนปฏิกรณ์เป็น U-235 เช่นเดียวกัน

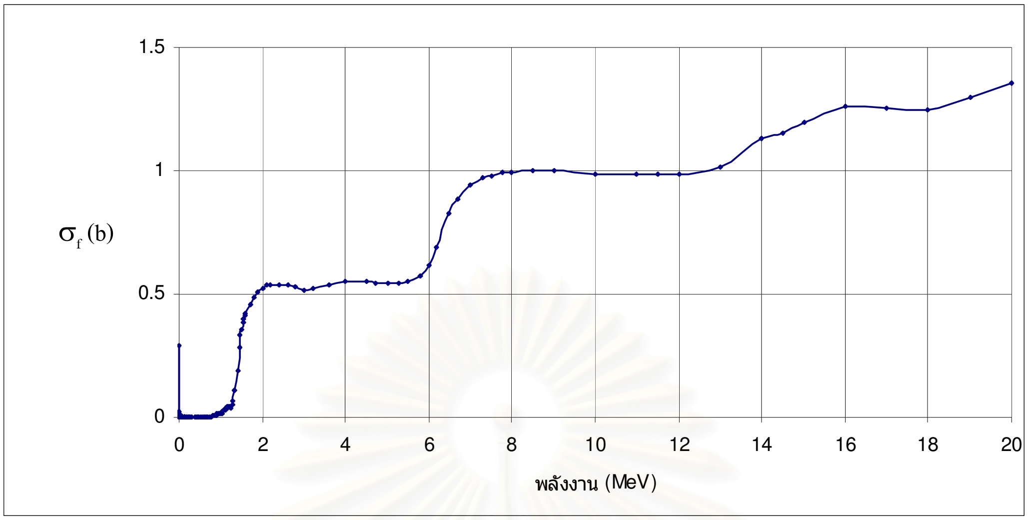


รูปที่ 4.1ค่าภาคตัดขวางการแตกตัวของ U-235 จากไฟล์ข้อมูล ENDF/B



รูปที่ 4.2 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัวของ U-235 จากรายการอ้างอิง (1)

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย



รูปที่ 4.3 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัวของ U-238 จากไฟล์ข้อมูล ENDF/B

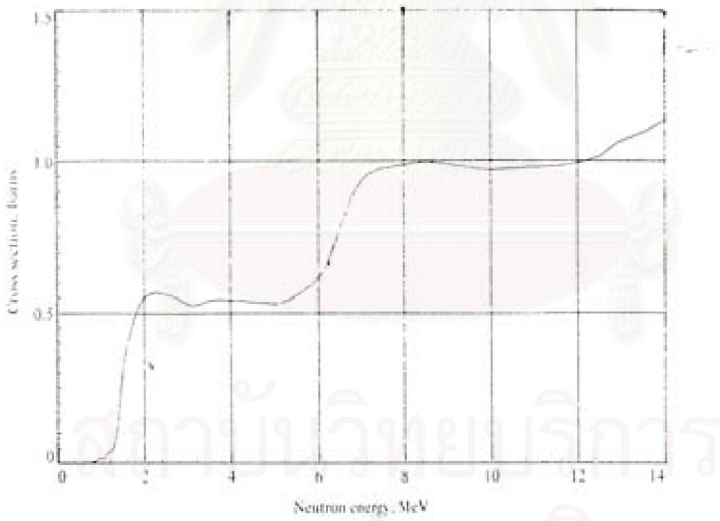


Fig. 3.9 The fission cross section of ^{238}U. (Plotted by machine from data on tape at the National Neutron Cross Section Center, Brookhaven National Laboratory.)

รูปที่ 4.4 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัวของ U-238 จากรายการอ้างอิง (1)

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

```
การคำนวณกลุ่มหยาบ 4 กลุ่มและ 1 กลุ่ม ( ชื่อของการคำนวณนี้)
100.00 (ขนาดความกว้างและยาวของเซลล์ซึ่งมีลักษณะสมมาตรหน่วยเป็นเซนติเมตร)
200 (จำนวนกลุ่มละเอียดที่ต้องการแบ่ง(mxg))
4 (จำนวนกลุ่มละเอียดปานกลางที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์ (gi))
20.00e+00 (พลังงานสูงสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 1)
001 8.869859e-01 (พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 1)
002 1.060082e-01 (พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่2)
003 1.459713e-02 (พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่3)
004 1.000000e-11 (พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 4)
5 (จำนวนจุดที่ต้องการแบ่งตามแกนxและ y เท่าๆกันแบบสมมาตร (n))
1 (จำนวนกลุ่มหยาบที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบ (gp))
20.00e+00 (พลังงานสูงสุดของกลุ่มหยาบที่ 1)
001 1.000e-11 (พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 1)
92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0
92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0
92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0
92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0
92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0
```

รูปที่ 4.5 ไฟล์ข้อมูลนำเข้าโดยกำหนดให้ไอโซโทปในเซลล์ส่วนกลางเป็น U-235 ทั้งหมดโดยยุบเป็นกลุ่มละเอียดปานกลาง 4 กลุ่มและ กลุ่มหยาบ 1 กลุ่มโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์และแบบคาบตามลำดับ

การคำนวณกลุ่มหยาบ 8 และ 4 กลุ่ม *(ชื่อของการคำนวณนี้)*

50.00 *(ขนาดความกว้างและยาวของเซลล์ซึ่งมีลักษณะสมมาตรหน่วยเป็นเซนติเมตร)*

200 *(จำนวนกลุ่มละเอียดที่ต้องการแบ่ง(mxg))*

8 *(จำนวนกลุ่มละเอียดปานกลางที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์ (gi))*

20.00e+00 *(พลังงานสูงสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 1)*

001 2.074663e+00 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 1)*

002 8.869859e-01 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 2)*

003 2.856771e-01 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 3)*

004 1.060082e-01 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 4)*

005 4.532195e-02 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 5)*

006 1.459713e-02 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 6)*

007 7.458632e-04 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 7)*

008 1.000e-11 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 8)*

5 *(จำนวนจุดที่ต้องการแบ่งตามแกนxและ y เท่าๆกันแบบสมมาตร (n))*

4 *(จำนวนกลุ่มหยาบที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบ (gp))*

20.00e+00 *(พลังงานสูงสุดของกลุ่มหยาบที่ 1)*

001 8.869859e-01 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 1)*

002 1.060082e-01 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 2)*

003 1.459713e-02 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 3)*

004 1.000e-11 *(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 4)*

92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0

92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0

92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0

92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0

92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0

รูปที่ 4.6 ไฟล์ข้อมูลนำเข้าโดยกำหนดให้ไอโซโทปในเซลล์ส่วนกลางเป็น U-235 ทั้งหมดโดยยุบเป็นกลุ่มละเอียดปานกลาง 8 กลุ่มและ กลุ่มหยาบ 4 กลุ่มตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์และแบบคาบตามลำดับ

ตารางที่ 4.1 - 4.6 เป็นผลการคำนวณค่าคงที่กลุ่มละเอียดปานกลาง 4 กลุ่มและ 8 กลุ่ม สำหรับค่าภาคตัดขวางการแตกตัว โดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์แบบเนื้อเดียวตามแฟ้มข้อมูลนำเข้ารูปที่ 4.5 และ 4.6 ของไอโซโทป U-235, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242 ตามลำดับ

ตารางที่ 4.1 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ U-235 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์เปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

4กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.20	1.44	20.00
2.00	110 keV	1.30	1.33	2.31
3.00	15 keV	1.90	2.14	12.63
4.00	0 eV	5.00	5.36	7.20
8กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	2.2 MeV	1.23	1.58	28.45
2.00	820 keV	1.24	1.21	2.42
3.00	300 keV	1.18	1.17	0.85
4.00	110 keV	1.40	1.41	0.71
5.00	40 keV	1.74	1.69	2.87
6.00	15 keV	2.16	2.27	5.09
7.00	750 eV	4.36	4.88	11.93
8.00	0 eV	15.06	5.36	64.41

ตารางที่ 4.2 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ U-238 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์เปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

4กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	0.32	0.60	87.50
2.00	110 keV	0.00	5.79E-04	0
3.00	15 keV	0.00	5.02E-05	0
4.00	0 eV	0.00	2.20E-07	0

8 กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	2.2 MeV	0.58	0.88	51.72
2.00	820 keV	0.20	0.19	5.00
3.00	300 keV	0.00	1.52E-03	0
4.00	110 keV	0.00	6.30E-05	0
5.00	40 keV	0.00	5.02E-05	0
6.00	15 keV	0.00	5.02E-05	0
7.00	750 eV	0.00	1.17E-06	0
8.00	0 eV	0.00	2.20E-07	0

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 4.3 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ Pu-239 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์เปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

4กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.83	1.98	8.19
2.00	110 keV	1.55	1.54	0.65
3.00	15 keV	1.63	1.59	2.45
4.00	0 eV	3.25	1.61	50.46
8กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	2.2 MeV	1.85	2.09	12.97
2.00	820 keV	1.82	1.83	0.55
3.00	300 keV	1.60	1.59	0.63
4.00	110 keV	1.51	1.51	0
5.00	40 keV	1.60	1.53	4.38
6.00	15 keV	1.67	1.60	4.19
7.00	750 eV	2.78	1.61	42.09
8.00	0 eV	10.63	0.3	97.18

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 4.4 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ Pu-240 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์เปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

4กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.59	1.79	12.58
2.00	110 keV	0.27	0.22	18.52
3.00	15 keV	0.07	0.096	37.14
4.00	0 eV	0.13	0.098	24.61
8กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	2.2 MeV	1.61	1.94	20.49
2.00	820 keV	1.58	1.56	1.27
3.00	300 keV	0.51	0.49	3.92
4.00	110 keV	0.09	0.08	11.11
5.00	40 keV	0.06	0.09	50.00
6.00	15 keV	0.08	0.09	12.50
7.00	750 eV	0.13	0.097	25.38
8.00	0 eV	0.16	0.098	38.75

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 4.5 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ Pu-241 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์เปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

4กลุ่มลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.65	1.70	3.03
2.00	110 keV	1.72	1.81	5.23
3.00	15 keV	2.48	2.38	4.03
4.00	0 eV	6.32	2.43	61.55
8กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	2.2 MeV	1.61	1.75	8.69
2.00	820 keV	1.67	1.63	2.39
3.00	300 keV	1.53	1.57	2.61
4.00	110 keV	1.87	1.95	4.28
5.00	40 keV	2.31	2.27	1.73
6.00	15 keV	2.70	2.43	10.00
7.00	750 eV	5.50	2.43	55.82
8.00	0 eV	19.23	2.43	87.36

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 4.6 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ Pu-242 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์เปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

4 กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.46	1.56	6.85
2.00	110 keV	0.17	0.13	23.52
3.00	15 keV	0.04	0.01	75.00
4.00	0 eV	0.02	0.01	50.00
8กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	2.2 MeV	1.67	1.68	0.59
2.00	820 keV	1.36	1.39	2.21
3.00	300 keV	0.34	0.32	5.88
4.00	110 keV	0.04	0.03	25.00
5.00	40 keV	0.03	0.01	66.66
6.00	15 keV	0.05	0.01	80.00
7.00	750 eV	0.02	0.01	50.00
8.00	0 eV	0	0.005	0

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ผลการคำนวณจะแสดงเฉพาะไอโซโทปที่สามารถเปรียบเทียบได้จากรายการอ้างอิง (4)

จากตารางที่ 4.1 – 4.6 ค่าคงที่กลุ่มภาคตัดขวางการแตกตัวซึ่งคำนวณได้ในช่วงนิวตรอนพลังงานต่ำ (slow neutron) มีความแตกต่างกันกับค่าจากรายการอ้างอิง (4) ค่อนข้างมากเมื่อเทียบกับช่วงพลังงานอื่นเนื่องจากความแตกต่างของวิธีการคำนวณตามภาคผนวก ก อีกทั้งความคลาดเคลื่อนตลอดช่วงพลังงานอาจเนื่องมาจาก การแบ่งช่วงพลังงานออกเป็นช่วงโดยมีความกว้างของช่วงพลังงานเท่าๆกัน แต่ในสภาวะจริงแต่ละกลุ่มพลังงานไม่จำเป็นต้องมีความกว้างของช่วงพลังงานเท่ากัน อีกทั้งข้อจำกัดซึ่งกำหนดให้นิวตรอนไม่สามารถกระเจิงไปยังกลุ่มพลังงานที่สูงกว่าโดยสามารถกระเจิงข้ามกลุ่มไปยังกลุ่มซึ่งอยู่ติดกันและมีพลังงานต่ำกว่าเท่านั้น ซึ่งในสภาวะจริงนิวตรอนอาจเกิดการกระเจิงข้ามกลุ่มได้ตลอดช่วงพลังงาน

4.2.2 ผลการคำนวณยุบกลุ่มพลังงานเพื่อหากลุ่มหยาบของค่าภาคตัดขวางนิวตรอนโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบ

การคำนวณในลักษณะนี้จะกำหนดให้ เซลล์ควบคุมบริเวณส่วนกลางของแกนปฏิกรณ์เป็นแบบเอกพันธ์(homogeneous) คือมีส่วนประกอบเป็นเนื้อเดียวกัน โดยกำหนดค่าที่ใช้ในการคำนวณในไฟล์ข้อมูลนำเข้า(input.txt) จากรูปที่ 4.6 เป็นไฟล์ข้อมูลนำเข้าเพื่อคำนวณหาค่าคงที่กลุ่มหยาบ 4 กลุ่มพลังงานเมื่อส่วนประกอบทุกส่วนในแกนปฏิกรณ์เป็น U-235

ตารางที่ 4.7 – 4.12 แสดงผลการคำนวณ ค่าคงที่ภาคตัดขวางการแตกตัวของกลุ่มหยาบ 4 กลุ่ม ซึ่งได้จากการยุบกลุ่มละเอียดปานกลาง 8 กลุ่ม ตามไฟล์ข้อมูลนำเข้ารูปที่ 4.6 โดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบของไอโซโทป U-235, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242 ตามลำดับ

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ตารางที่ 4.7 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ U-235 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบเปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.20	1.42	18.33
2.00	110 keV	1.30	1.32	15.38
3.00	15 keV	1.90	2.14	12.63
4.00	0 eV	5.00	5.36	72.00

ตารางที่ 4.8 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ U-238 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบเปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	0.32	0.65	103.12
2.00	110 keV	0.00	1.18E-03	0
3.00	15 keV	0.00	5.02E-05	0
4.00	0 eV	0.00	8.34E-07	0

ตารางที่ 4.9 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ Pu-239 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบเปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.83	1.99	8.74
2.00	110 keV	1.55	1.57	1.29
3.00	15 keV	1.63	1.55	4.90
4.00	0 eV	3.25	0.74	77.23

ตารางที่ 4.10 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ Pu-240ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบเปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.59	1.81	13.84
2.00	110 keV	0.27	0.39	44.44
3.00	15 keV	0.07	0.091	30.00
4.00	0 eV	0.13	0.098	24.61

ตารางที่ 4.11 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ Pu-241ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบเปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.65	1.71	3.64
2.00	110 keV	1.72	1.65	4.07
3.00	15 keV	2.48	2.30	7.26
4.00	0 eV	6.32	2.43	61.55

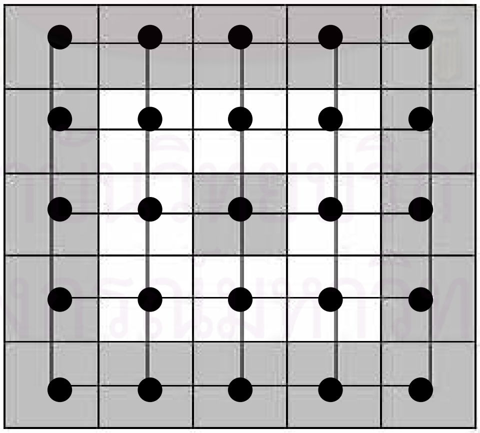
ตารางที่ 4.12 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ Pu-242ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวแบบคาบเปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.46	1.58	8.22
2.00	110 keV	0.17	0.25	47.06
3.00	15 keV	0.04	0.01	75.00
4.00	0 eV	0.02	0.005	75.00

ผลการคำนวณจากตารางที่ 4.7– 4.12 เป็นไปในลักษณะเดียวกับตารางที่ 4.1 – 4.6 คือ ค่าคงที่กลุ่มสำหรับค่าภาคตัดขวางนิวตรอน ซึ่งคำนวณได้ในช่วงนิวตรอนพลังงานต่ำ (slow neutron) มีความแตกต่างกันกับค่าจากรายการอ้างอิง (4) ค่อนข้างมาก เมื่อเทียบกับช่วงพลังงานอื่นคือช่วงนิว ตรอน พลังงานปานกลาง (epithermal) และ ช่วงนิวตรอนพลังงานสูง (fast neutron) เนื่องจากความแตกต่างของวิธีการคำนวณตามภาคผนวก ก การคำนวณลักษณะนี้เป็นการเพิ่มผลกระทบของขนาดของเซลล์ในแกนปฏิกรณ์เข้าไปในการคำนวณเมื่อพิจารณาว่าแกนปฏิกรณ์มีส่วนผสมเป็นเนื้อเดียว พบว่าผลการคำนวณค่าภาคตัดขวางการแตกตัวในช่วงพลังงานปานกลางมีค่าเข้าใกล้ค่าจากรายการอ้างอิงมากกว่าเงื่อนไขแบบอนันต์

4..2.3 ผลการคำนวณยุบกลุ่มพลังงานเพื่อหากลุ่มหยาบของค่าภาคตัดขวางนิวตรอนโดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อผสมแบบคาบ

การคำนวณในลักษณะนี้จะกำหนดให้ เซลล์ควบคุมบริเวณส่วนกลางของแกนปฏิกรณ์เป็นแบบวิวิธพันธ์(heterogeneous) คือมีส่วนประกอบไม่เป็นเนื้อเดียวกันหรือเป็นเนื้อผสมแกนปฏิกรณ์แบบนี้จะต้องมีส่วนผสมในแกนปฏิกรณ์อย่างน้อย 2 ส่วนประกอบขึ้นไป โดยอาจเป็นเชื้อเพลิงกับตัวลดความเร็วของนิวตรอนหรืออื่นๆเป็นส่วนประกอบ จากรูปที่ 4.8 เป็นไฟล์ข้อมูลนำเข้าเพื่อคำนวณหาค่าคงที่กลุ่มหยาบ 4 กลุ่มพลังงานเมื่อส่วนประกอบของแกนปฏิกรณ์คือ เชื้อเพลิงและตัวลดความเร็วของนิวตรอนลักษณะพื้นที่หน้าตัดของแกนปฏิกรณ์เนื้อผสมนี้เป็นดังแสดงในรูปที่ 4.7



รูปที่ 4.7 ลักษณะพื้นที่หน้าตัดของแกนปฏิกรณ์เนื้อผสม

□ คือเชื้อเพลิง ,U-235 ▦ คือตัวลดความเร็ว,น้ำ

การคำนวณกลุ่มหยาบ 8 และ 4 กลุ่ม	*(ชื่อของการคำนวณนี้)*
100.00	*(ขนาดความกว้างและยาวของเซลล์ซึ่งมีลักษณะสมมาตรหน่วยเป็นเซนติเมตร)*
200	*(จำนวนกลุ่มละเอียดที่ต้องการแบ่ง(mxg))*
8	*(จำนวนกลุ่มละเอียดปานกลางที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์ (gi))*
20.00e+00	*(พลังงานสูงสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 1)*
001 2.074663e+00	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 1)*
002 8.869859e-01	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 2)*
003 2.856771e-01	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 3)*
004 1.060082e-01	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 4)*
005 4.532195e-02	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 5)*
006 1.459713e-02	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 6)*
007 7.458632e-04	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 7)*
008 1.000e-11	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มละเอียดปานกลางที่ 8)*
5	*(จำนวนจุดที่ต้องการแบ่งตามแกนxและ y เท่าๆกันแบบสมมาตร (n))*
4	*(จำนวนกลุ่มหยาบที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบ (gp))*
20.00e+00	*(พลังงานสูงสุดของกลุ่มหยาบที่ 1)*
001 8.869859e-01	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 1)*
002 1.060082e-01	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 2)*
003 1.459713e-02	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 3)*
004 1.000e-11	*(พลังงานต่ำสุดของกลุ่มหยาบที่ 4)*

```
01001 1.00 1.000 01001 1.00 1.000 01001 1.00 1.000 01001 1.00 1.000 01001 1.00 1.000
01001 1.00 1.000 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 01001 1.00 1.000
01001 1.00 1.000 92235 0.58 235.0 01001 1.00 1.000 92235 0.58 235.0 01001 1.00 1.000
01001 1.00 1.000 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 92235 0.58 235.0 01001 1.00 1.000
01001 1.00 1.000 01001 1.00 1.000 01001 1.00 1.000 01001 1.00 1.000 01001 1.00 1.000
```

รูปที่ 4.8 แฟ้มข้อมูลนำเข้าเพื่อยุบจาก 8 กลุ่มละเอียดปานกลางเป็น 4 กลุ่มหยาบแบบเนื้อผสม

ตารางที่ 4.13 – 4.16 แสดงผลการคำนวณค่าคงที่ค่าภาคตัดขวางการแตกตัวของกลุ่มหยาบ 4 กลุ่ม ซึ่งได้จากการยุบกลุ่มละเอียดปานกลาง 8 กลุ่ม ตามไฟล์ข้อมูลนำเข้ารูปที่ 4.8 โดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อผสมแบบคาบของไอโซโทป U-235, U-238, Pu-239 ตามลำดับ

ตารางที่ 4.13 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ U-235 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อผสมแบบคาบเปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.20	1.45	20.83
2.00	110 keV	1.30	1.22	6.15
3.00	15 keV	1.90	1.84	3.16
4.00	0 eV	5.00	4.93	14.00

ตารางที่ 4.14 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ U-238 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อผสมแบบคาบเปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	0.32	0.63	96.88
2.00	110 keV	0.00	1.20E-03	0
3.00	15 keV	0.00	5.02E-05	0
4.00	0 eV	0.00	1.01E-06	0

ตารางที่ 4.15 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัว σ_f ของ Pu-239 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อผสมแบบคาบเปรียบเทียบกับค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจากรายการอ้างอิง(4)

กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของกลุ่ม	σ_f (barns)		ความคลาดเคลื่อนจากรายการอ้างอิง (4) (%)
		รายการอ้างอิง(4)	คำนวณ	
1.00	820 keV	1.83	1.99	8.74
2.00	110 keV	1.55	1.57	1.29
3.00	15 keV	1.63	1.54	5.52
4.00	0 eV	3.25	1.56	52.00

ตารางที่4.16 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัวของ U-235 ตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อผสมแบบคาบ เมื่อเปลี่ยนความกว้างยาวของเซลล์ควบคุม

กลุ่มพลังงาน	พลังงานต่ำสุดของแต่ละกลุ่ม	σ_f (barns) ของเซลล์ควบคุมขนาดต่างๆกัน				
		20cm×20cm	60cm×60cm	100cm×100cm	140cm×140cm	180cm×180cm
กลุ่ม1	820 keV	1.46	1.45	1.45	1.45	1.45
กลุ่ม 2	110 keV	1.22	1.22	1.22	1.22	1.22
กลุ่ม 3	15 keV	1.85	1.85	1.84	1.84	1.83
กลุ่ม 4	0 eV	4.89	4.91	4.93	4.95	4.97

จากตารางที่ 4.13 – 4.15 พบว่าค่าภาคตัดขวางการแตกตัวมีค่าลดลง เมื่อเทียบกับกรณีที่เป็นส่วนผสมเนื้อเดียว อาจเนื่องมาจากเชื้อเพลิงบางจุดในเซลล์ควบคุมถูกแทนที่ด้วยตัวลดความเร็วซึ่งอาจทำให้การเกิดอันตรกิริยาการแตกตัวลดน้อยลงจากตารางที่ 4.16 เป็นการเปรียบเทียบผลการคำนวณค่าภาคตัดขวางการแตกตัวของ U-235 เมื่อกำหนดขนาดของเซลล์ขนาดต่างๆ ในกลุ่มที่ 4 พบว่าค่าภาคตัดขวางการแตกตัวมีค่ามากขึ้นเมื่อขนาดของเซลล์ใหญ่ขึ้น แต่ในกลุ่ม 3 พบว่าค่าภาคตัดขวางการแตกตัวมีค่าลดลงเมื่อขนาดของเซลล์ ใหญ่ขึ้น กลุ่ม2 และ 4 ค่าภาคตัดขวางมีค่าคงที่เมื่อขนาด ของเซลล์ใหญ่ขึ้นอาจเป็นเพราะการกำหนดความหนาแน่นของเชื้อเพลิงมีค่าคงที่ตลอดพื้นที่ ดังนั้นเมื่อขนาดเซลล์ใหญ่ขึ้นโอกาสของการเกิดอันตรกิริยาการแตกตัวจึงมีมากขึ้นด้วยในกลุ่มพลังงานที่ 4 ค่าภาคตัดขวางการแตกตัวจึงมีค่ามากขึ้น

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

บทที่ 5

สรุปและวิจารย์ผลการวิจัยและข้อเสนอแนะ

5.1 สรุปผลการวิจัย

การวิจัยนี้ทำการคำนวณโดยพิจารณา แนวภาคตัดขวางของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์หรือตามแนวแกน x และแกน y หากแต่ตั้งสมมติฐานแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ที่พิจารณามีความสูงมากตามแนวแกน z ทำให้ไม่จำเป็นต้องพิจารณาค่าบักกลิ้ง (buckling) ตามแนวแกน z

การทำงานของโปรแกรมจะเริ่มด้วยการอ่านค่าข้อมูลที่จำเป็นต่อการคำนวณจากไฟล์ข้อมูลนำเข้ามีชื่อไฟล์ว่า input.txt ซึ่งมีลักษณะเป็นไฟล์ข้อความแบบธรรมดาทำให้ผู้ใช้งานโปรแกรมสามารถเพิ่มเติมหรือแก้ไขรวมทั้งจัดเก็บได้โดยสะดวก โปรแกรมจะถูกแบ่งย่อยออกเป็นฟังก์ชันย่อยหลายๆฟังก์ชัน (ในภาษาซี) โดยแต่ละฟังก์ชันมีหน้าที่แตกต่างกันทำให้ง่ายต่อการตรวจสอบความผิดพลาดของโปรแกรม เมื่อโปรแกรมอ่านค่าของข้อมูลที่จำเป็นในการคำนวณจากไฟล์ข้อมูลนำเข้ามาเก็บไว้ในตัวแปรแล้ว โปรแกรมจะคำนวณค่าต่างๆเช่น ค่าฟลักซ์,ค่าคงที่กลุ่มของนิวตรอน ฯลฯ สุดท้ายโปรแกรมจะแสดงผลออกมาในไฟล์ข้อมูลแสดงผลมีชื่อว่า output.txt ซึ่งเป็นไฟล์ข้อความธรรมดาเช่นเดียวกับไฟล์ข้อมูลนำเข้า โดยอาจสามารถสรุปรวมเป็นหัวข้อย่อยได้ดังต่อไปนี้

5.1.1 การอ่านค่าภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B

ผลการอ่านค่าภาคตัดขวางนิวตรอนจากไฟล์ข้อมูล ENDFเมื่อนำมาเขียนกราฟกับพลังงานนิวตรอน จากการเปรียบเทียบค่าภาคตัดขวางของไอโซโทปบางตัวคือ U-235 และ U-238 กับกราฟจากรายการอ้างอิง (4) พบว่ามีลักษณะรูปร่างกราฟใกล้เคียงกัน แม้ว่าอาจจะมาจากคนละแหล่งข้อมูล อีกทั้งค่าสูงสุดและต่ำสุดที่อ่านได้จากไฟล์ข้อมูล ENDF/B มีค่าอยู่ระหว่างค่าสูงสุดและต่ำสุดที่ปรากฏจริงในแฟ้มข้อมูล ENDF/B จึงสามารถสรุปได้ว่าค่าภาคตัดขวางที่อ่านจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B โดยโปรแกรมมีความถูกต้อง

5.1.2 การคำนวณค่าคงที่กลุ่มสำหรับค่าภาคตัดขวางจุลภาคของนิวตรอนตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์

หลังจากโปรแกรมได้อ่านข้อมูลที่จำเป็นต่อการคำนวณจาก ไฟล์ข้อมูลนำเข้ามาเก็บไว้ในตัวแปรแล้ว โปรแกรมจะอินเตอร์โพเลทค่าภาคตัดขวางให้ได้จำนวนค่าภาคตัดขวางตามจำนวนกลุ่มละเอียดซึ่งกำหนดไว้ในไฟล์ข้อมูลนำเข้าเช่น มีค่าเท่ากับ 200 ในรูปที่ 4.1 จากนั้นโปรแกรมจะคำนวณค่าฟลักซ์ของแต่ละกลุ่มละเอียดตาม สมการการลดพลังงานของนิวตรอน (slowing down equation) โดยใช้ทฤษฎีเชิงตัวเลข สุดท้ายจะนำค่าฟลักซ์ที่คำนวณได้มายุบกลุ่ม เพื่อหาค่าคงที่ของแต่ละกลุ่มสำหรับค่าภาคตัดขวางจุลภาคของนิวตรอน เพื่อให้มีจำนวนกลุ่มน้อยลง (เป็นกลุ่มละเอียดปานกลาง) แนวโน้มของการเปลี่ยนแปลงเมื่อเพิ่มจำนวนกลุ่มละเอียดหรือกลุ่มละเอียดปานกลางพบว่าการคำนวนของโปรแกรมใช้เวลานานขึ้นเล็กน้อย

ข้อจำกัดของโปรแกรมเป็นไปตามเงื่อนไขต่อไปนี้คือ

- ไม่ได้พิจารณาการรั่วไหลของนิวตรอนจากแกนปฏิกรณ์
- พิจารณาเป็นไดเร็กคัพปลิ้งโดยการพิจารณาว่า นิวตรอนมีการกระเจิงข้ามกลุ่มแบบลดพลังงานระหว่างกลุ่มที่อยู่ติดกันเท่านั้นและไม่พิจารณาการกระเจิงข้ามกลุ่มไปยังกลุ่มพลังงานสูงกว่า แต่ในสภาวะจริงนิวตรอนอาจเกิดการกระเจิงข้ามไปยังกลุ่มที่ไม่อยู่ติดกันได้ตลอดช่วงพลังงาน
- ในการกำหนดค่า ΔE ต้องมีค่ามากกว่า E เสมอไม่เช่นนั้นอาจทำให้ค่าฟลักซ์นิวตรอนติดลบได้ จึงไม่สามารถกำหนดจำนวนกลุ่มละเอียดให้มีค่าน้อยเกินไปได้
- การแบ่งช่วงพลังงานของกลุ่มละเอียดโดยมีความกว้างของช่วงเท่าๆกัน แต่ในสภาวะจริงช่วงกว้างพลังงานของแต่ละกลุ่มอาจไม่จำเป็นต้องเท่ากัน
- เนื่องมาจากจำนวนข้อมูลจริงในไฟล์ข้อมูล ENDF/B สำหรับช่วงพลังงานที่พิจารณา หากจำนวนข้อมูลมีน้อยเกินไปหลังการประมาณค่าโดยวิธีอินเตอร์โพเลทย่อมมีความผิดพลาดได้มาก ซึ่งเป็นสาเหตุหลักของความคลาดเคลื่อนของค่าภาคตัดขวางที่สังเกตได้ในผลการคำนวณของ U-235 และ Pu-239ในช่วงพลังงานต่ำและพลังงานสูงมากๆ

5.1.3 ผลการคำนวณค่าคงที่กลุ่มสำหรับค่าภาคตัดขวางจุลภาคของนิวตรอนตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบ ส่วนผสมเป็นเนื้อเดียวและแบบเนื้อผสม

โปรแกรมจะนำค่าภาคตัดขวางกลุ่มของนิวตรอนที่ถูกยุบเป็นกลุ่มละเอียดปานกลาง โดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์ตามหัวข้อที่ 5.1.2 มาคำนวณหาค่าฟลักซ์จากสมการการแพร่

ของนิวตรอนแบบหลายกลุ่มพลังงาน (multigroup diffusion equation) โดยใช้ทฤษฎีเชิงตัวเลขตามภาคผนวก ฉ โดยเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์เนื้อเดียวและเนื้อผสมแบบคาบ ตามเงื่อนไขขอบเขตของความมีสมมาตรตามหัวข้อที่ 3.2.2 จากการวนรอบจนได้ค่าแฟกเตอร์ตัวคูณ (k) (multiplication factor) มีค่าคงที่ (มีความผิดพลาดไม่เกิน 10^{-5}) จะสามารถหาค่าฟลักซ์ทุกกลุ่มพลังงานที่ทุกจุดในเซลล์ควบคุมตามรูปที่ 3.2 จากนั้นโปรแกรมจะนำค่าฟลักซ์ที่ได้มาคำนวณยุบกลุ่ม เพื่อหาค่าคงที่กลุ่มหยาบของทุกกลุ่มพลังงานตามสมการที่ 3. 21 ตามจำนวนกลุ่มหยาบซึ่งกำหนดในไฟล์ข้อมูลนำเข้า ค่าคงที่กลุ่มของไอโซโทปแต่ละตัวที่ทุกจุดภายในเซลล์ควบคุมตามรูปที่3.2 จะถูกคำนวณและแสดงผลออกมาไฟล์ข้อมูลแสดงผลชื่อ output.txt การคำนวณถูกแบ่งออกเป็นสองลักษณะคือแบบเนื้อเดียวและเนื้อผสม การคำนวณแบบเนื้อเดียวที่ทุกจุดภายในเซลล์ควบคุมจะเป็นไอโซโทปชนิดเดียวกันดังตัวอย่างตามรูปที่ 4.5 ไฟล์ข้อมูลนำเข้านี้กำหนดให้ที่ทุกจุดภายในเซลล์ควบคุมเป็น U-235 สำหรับการคำนวณแบบเนื้อผสมที่แต่ละจุดภายในเซลล์ควบคุมอาจประกอบด้วยไอโซโทปหลายชนิดดังตัวอย่างตามรูปที่4.8 ซึ่งกำหนดให้จุดต่างๆ ภายในเซลล์ควบคุมประกอบด้วยเชื้อเพลิงคือ U-235 และตัวลดความเร็วคือน้ำปะปนกันจากผลการคำนวณในกรณีแบบเนื้อเดียวพบว่าค่าภาคตัดขวางการแตกตัวที่คำนวณได้ มีความคลาดเคลื่อนน้อยกว่ากรณีเงื่อนไขแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์ในช่วงนิวตรอนพลังงานปานกลางการเพิ่มจำนวนจุดในเซลล์ควบคุมพบว่า การทำงานของโปรแกรมช้าลงเล็กน้อยตามจำนวนจุดที่เพิ่มแต่ไม่มีผลต่อค่าภาคตัดขวางส่วนในกรณีแบบเนื้อผสมค่าภาคตัดขวางการแตกตัวที่คำนวณได้มีค่าน้อยกว่าในกรณีแบบเนื้อเดียว อาจเนื่องมาจากปริมาณเชื้อเพลิงน้อยลง เนื่องจากบางจุดในเซลล์ควบคุมถูกแทนที่ด้วยตัวลดความเร็ว สำหรับการเพิ่มขนาดความกว้างยาวของเซลล์ควมคุมพบว่า ในช่วงพลังงานต่ำค่าภาคตัดขวางการแตกตัวมีค่ามากขึ้นเล็กน้อยเมื่อเซลล์มีขนาดใหญ่ขึ้น

5.1.4 เปรียบเทียบการคำนวณค่าคงที่กลุ่มตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์และเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อเดียวและเนื้อผสม

พิจารณาผลการคำนวณตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์(ตารางที่ 4.1 – 4.6) , การคำนวณตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อเดียว (ตารางที่ 4.7 – 4.12) และการคำนวณตามเงื่อนไขแกนปฏิกรณ์แบบคาบเนื้อผสม (ตารางที่ 4.13 - 4.15) พบว่าผลการคำนวณในเงื่อนไขแบบคาบเนื้อเดียวมีเปอร์เซ็นต์ความคลาดเคลื่อนเทียบกับรายการอ้างอิงน้อยกว่าผลการคำนวณตามเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์ แต่ในเงื่อนไขแบบคาบเนื้อผสมอาจจะทำการเปรียบเทียบได้ยากเนื่องจากค่าคงที่กลุ่มที่คำนวณได้นั้นขึ้นกับตัวลดความเร็วซึ่งอยู่ในแกนปฏิกรณ์ด้วย แต่อาจทำการ

เปรียบเทียบโดยเพิ่มหรือลดขนาดของเซลล์ควบคุมแล้วพิจารณาว่า ค่าคงที่กลุ่มภาคตัดขวางการแตกตัวมีค่าเปลี่ยนไปอย่างไร

5.2 ข้อเสนอแนะ

1. การอินเตอร์โพเลทข้อมูลค่าภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B ด้วยวิธีอื่นเช่น ใช้ฟังก์ชันโพลิโนเมียลกำลังสาม หรือ สูงกว่าอาจได้ผลการคำนวณซึ่งถูกต้องกว่า โดยเฉพาะในช่วงนิวตรอนพลังงานต่ำซึ่งมีจำนวนข้อมูลน้อยมาก

2. หากต้องการโปรแกรมซึ่งอ่านค่าภาคตัดขวางจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B เท่านั้นสามารถนำโปรแกรมย่อยในงานวิจัยนี้ไปใช้งานได้ หากสามารถทำความเข้าใจขั้นตอนการทำงานของโปรแกรมได้โดยไม่จำเป็นต้องเข้าใจโปแกรมทั้งหมด

3. หากต้องการพัฒนาโปรแกรมเพื่ออ่านระบบไฟล์ข้อมูลอื่น ซึ่งมีความแตกต่างจากไฟล์ข้อมูล ENDF/Bสามารถแก้ไขโปรแกรมย่อยซึ่งทำหน้าที่อ่านข้อมูลจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B เท่านั้นโดยไม่จำเป็นต้องแก้ไขส่วนอื่นของโปรแกรม

4. สิ่งที่ควรพัฒนาต่อไปในอนาคตคือควรแก้ไขให้โปรแกรมสามารถคำนวณในกรณี ที่ไม่เป็นไดเร็กคัพปลิ้งได้ด้วยรวมทั้งแก้ปัญหาที่ค่าความแตกต่างของพลังงานของกลุ่มที่อยู่ติดกัน ΔE จะต้องมีค่ามากกว่าค่าพลังงาน E ซึ่งเป็นข้อจำกัดซึ่งทำให้ไม่สามารถกำหนดค่ากลุ่มละเอียดให้มีค่าน้อยๆได้

5. หากนำค่าภาคตัดขวางที่แท้จริงในช่วงพลังงานเรโซแนนซ์ มาใช้ในการคำนวณในโปรแกรมอาจทำให้ผลการคำนวณมีความคลาดเคลื่อนน้อยลงโดยเฉพาะในช่วงพลังงานต่ำ

6. การแก้ไขให้โปรแกรมสามารถแบ่งช่วงกลุ่มพลังงานละเอียดให้มีช่วงกว้างของกลุ่มพลังงานแต่ละกลุ่มให้มีขนาดตามที่ผู้ใช้งานต้องการ โดยไม่จำเป็นต้องเท่ากันจะทำให้โปรแกรมมีความยืดหยุ่นมากขึ้น

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

รายการอ้างอิง

1. John R .Lamarsh. Introduction to Nuclear Engineering. 2nd. New York: Addison-Wesley Publishing Company ,1975

2. ปราโมทย์ เดชะอำไพ , ระเบียบวิธีเชิงตัวเลขในงานวิศวกรรมม , พิมพ์ครั้งที่ 2. พระนคร: สำนักพิมพ์แห่งจุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

3. James J. Duderstadt and Louis J. Hamilton. Nuclear Reactor Analysis. 2nd edition. New York: John Wiley & Sons , 1974.

4. Alan E. Walter , Albert B. Reynolds Fast Breeder Reactor. New York . ,1981

5. P. Silvennoinen. Reactor Core Fuel Management. First edition. Technical Research Centre of Finland , Helsinki :Pergamon Press Ltd. ,1976

6. Harvey W.Graves , Jr. Nuclear Fuel Management. Maryland: John Wiley & Son, Inc., 1979

7. National Nuclear Data Center , ENDF-102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6 , February 1997

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาคผนวก

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาคผนวก ก

ทฤษฎีชิลดิงแฟกเตอร์

ข้อมูลอ้างอิงซึ่งถูกนำมาเปรียบเทียบกับผลการคำนวณในงานวิจัยนี้มา จากรายการอ้างอิง (4) โดยค่าคงที่กลุ่มของค่าภาคตัดขวางนิวตรอนเหล่านี้ ถูกคำนวณจากแบบจำลองของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ แบบ Oxide-fuel LMFBR จากการคำนวณยุบกลุ่มละเอียด 42 กลุ่มของค่าภาคตัดขวางจาก ENDF/Bให้ลดลงเป็นกลุ่มหยาบ 4 กลุ่มและ 8 กลุ่มตามลำดับ โดยใช้ทฤษฎีชีลดิงแฟกเตอร์ (shielding factor)

เซลฟ์ชิลดิง (self shielding) เป็นปรากฏการณ์สำคัญในช่วงพลังงานเรโซแนนซ์ (100 keV – 1 MeV) โดยค่าภาคตัดขวางในช่วงพลังงานดังกล่าวจะมีผลอย่างมากต่อค่าฟลักซ์ และ อัตราการเกิดอันตรกิริยา

หลักการสำคัญของทฤษฎีนี้คือ การหาค่าภาคตัดขวางนิวตรอนในช่วงพลังงานเรโซแนนซ์ โดยพิจารณาค่า ชิลดิงแฟกเตอร์(f)

$$f_{xmg}(\sigma_0) = \frac{\sigma_{xmg}(\sigma_0)}{\sigma_{xmg}(\infty)}$$

เมื่อ

$\sigma_{xmg}(\sigma_0)$ คือ ค่าภาคตัดขวางของอันตรกิริยา x สำหรับวัสดุ m ของกลุ่ม g โดยรวมเอาผลของปรากฏการณ์เรโซแนนซ์และผลของค่าภาคตัดขวางของวัสดุตัวอื่นในแกนปฏิกรณ์

$\sigma_{xmg}(\infty)$ คือ ค่าภาคตัดขวางของอันตรกิริยา x สำหรับวัสดุ m ของกลุ่ม g โดยไม่รวมผลของปรากฏการณ์เรโซแนนซ์

$f_{xmg}(\sigma_0)$ คือค่าชิลดิงแฟกเตอร์ของอันตรกิริยา x สำหรับวัสดุ m ของกลุ่ม g

สมการฟลักซ์อันตรกิริยาการแตกตัว (Fission Spectrum Flux)

สมการของฟลักซ์ซึ่งใช้ในการยุบกลุ่มพลังงานเพื่อหาค่าคงที่กลุ่มภาคตัดขวางนิวตรอนขึ้นอยู่กับช่วงพลังงานของนิวตรอนที่พิจารณา โดยในช่วงนิวตรอนพลังงานสูงใช้สมการ สเปกตรัมอันตรกิริยาการแตกตัว (Fission Spectrum) สำหรับไอโซโทป m ใดๆคือ

$$\phi(E) = C_1 \sqrt{\frac{E}{(kT_m)^3}} e^{-E/kT_m}$$

เมื่อ C_1 เ ป็นค่าคงที่ใดๆ

T_m คือ อุณหภูมินิวเคลียร์ในหน่วยเคลวินของไอโซโทป m

kT $\sim$ 1.4 MeV

ในช่วงพลังงานต่ำกว่า 2.5 MeV จะคำนวณหาสมการของฟลักซ์ตามทฤษฎีการลดพลังงานนิวตรอนโดยที่

$$\phi(E) = \frac{\sum_s}{\sum_t} \phi_0(E)$$
$$= \frac{\sum_s}{\sum_t} \cdot \frac{C_2}{E}$$

โดยที่ C_2 เป็นค่าคงที่ใดๆ

$\sum_s$ เป็นค่าภาคตัดขวางการกระเจิงนิวตรอน (ซม.$^{-1}$)

$\sum_t$ เป็นค่าภาคตัดขวางรวมทั้งผลของปรากฏการณ์เรโซแนนซ์ (ซม.$^{-1}$)

ภาคผนวก ข

การกำหนดค่า ZA และ MAT

จำนวนทศนิยมละเอียด floating point number (ZA) ใช้ระบุถึงชนิดของวัสดุโดยชื่อแฟ้มข้อมูลของแต่ละวัสดุจะมีชื่อว่า “ZA” ตามด้วยค่าเลขทศนิยมละเอียดเช่น ไฮโดรเจน(H) มีชื่อแฟ้มข้อมูลว่า ZA01001 หาก Z คือเลขประจุ A คือ เลขมวลอะตอม และ MAT เลขกำหนดชนิดวัสดุ

ZA = (1000.0*Z)+A

MAT = 100*Z+I

โดยที่ I คือค่าที่แตกต่างกันตามชนิดของไอโซโทปและสถานะของไอโซเมอร์

1. หากวัสดุนั้นๆเป็นธาตุ ซึ่งพบในธรรมชาติหลายๆไอโซโทปค่า A และ I จะมีค่าเป็นศูนย์

2. สำหรับสารประกอบ (compound) ค่าจำนวนทศนิยมละเอียดมีค่าไม่แน่นอนโดยมีค่า

ZA = MAT+100 โดยสามารถกำหนดค่า MAT สำหรับสารประกอบได้ดังนี้

Hydrogen (except organics) 1-10

Deuterium 11-20

Lithium 21-25

Beryllium 26-30

C (including organics) 31-50

Metals 51-70

Fuels 71-99

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

The presently recognized assignments are

Compound	**MAT Number**
Water	1
Para Hydrogen	2
Ortho Hydrogen	3
H in ZrH	7
Heavy Water	11
Para Deuterium	12
Ortho Deuterium	13
Be	26
BeO	27
Be_2C	28
Graphite	31
Methane	33
s-methane	34
Polyethylene	37
Benzene	40
Zr in ZrH	58
UO_2	75
UC	76

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาคผนวก ค

การชนกันของอนุภาค

จากรูปที่ E-1 แสดงการชนกันของสองอนุภาคเมื่อกำหนดให้ $m_3 \neq m_1$ โดยกฎการอนุรักษ์พลังงานและโมเมนตัมจะได้ว่า

$$A = \frac{m_2}{m_1},$$

$$A' = \frac{m_3}{m_1},$$

$$\beta = \left(\frac{A(+1-A')}{A'}\left[1 + \frac{1+A}{A}\,\frac{Q}{E_1}\right]\right)^{1/2}$$

$$\gamma = \frac{A'}{A+1-A'}\,\beta ,$$

$$\frac{\epsilon_3}{\epsilon_1} = \frac{A'}{A^2}\,\beta^2 ,$$

$$\epsilon_1 = \left(\frac{A}{A+1}\right)^2 E_1 ,$$

$$\mu_3 = \mu ,$$

$$\frac{E_3}{E_1} = \frac{A'}{(1+A)^2}\,(\beta^2+1+2\beta\mu) ,$$

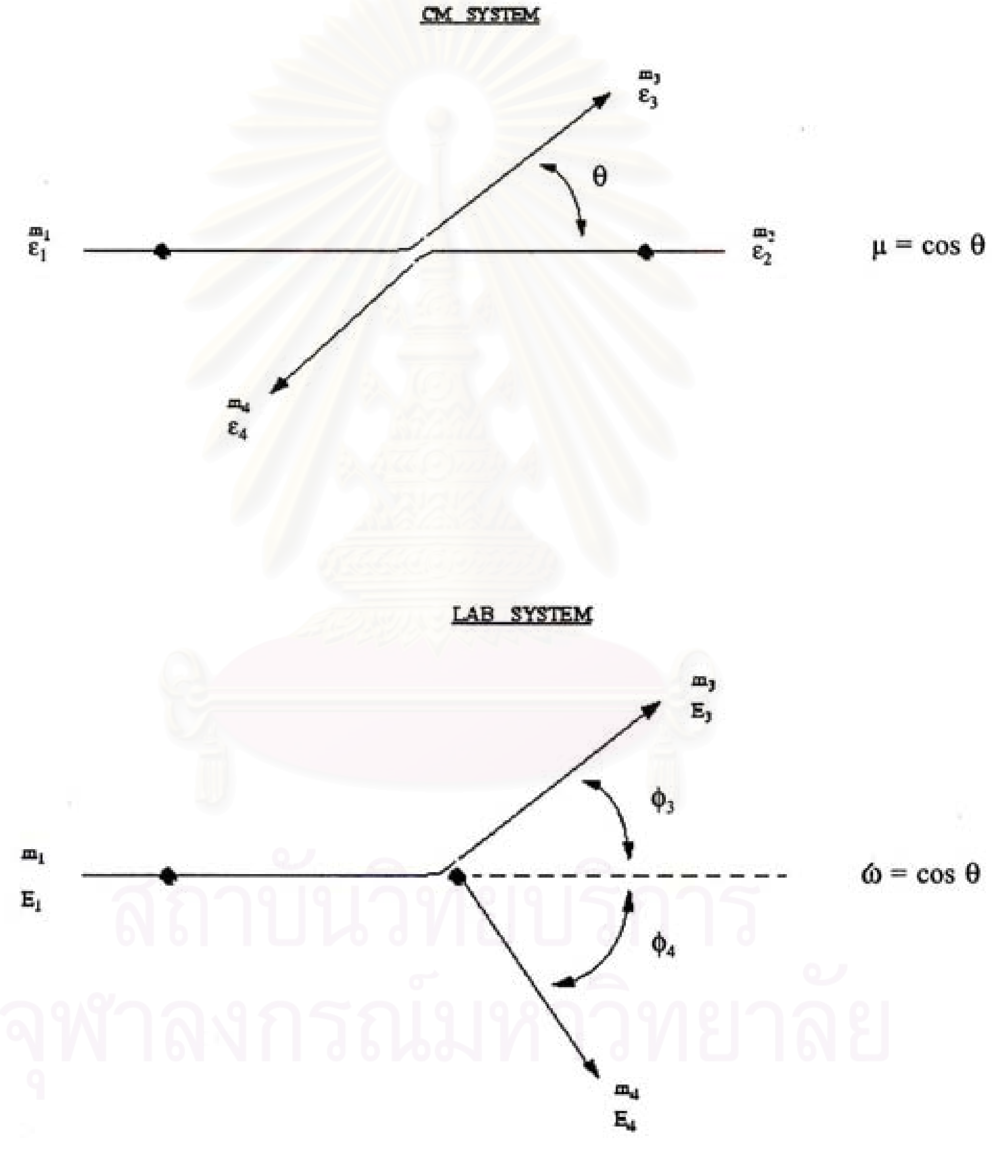
$$\omega_3 = \frac{1+\beta\mu}{\sqrt{\beta^2+1+2\mu}} ,$$

$$\frac{E_4}{E_1} = \frac{A+1-A'}{(1+A)^2}\,(\gamma^2+1-2\gamma\mu) ,$$

$$\omega_4 = \frac{1-\gamma\mu}{\sqrt{\gamma^2+1-2\gamma\mu}} .$$

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

หากอนุภาคก่อนเข้าชนและหลังชนมีมวลเท่าเดิมจะได้ A′=1 ซึ่งจะเป็นการชนแบบกระเจิงของนิวตรอน หากเป็นการชนแบบยืดหยุ่นจะได้ Q = 0



รูป E-1 แสดงการชนกันของสองอนุภาค

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาคผนวก ง

ตารางแสดงค่า MT บางส่วน

MT		Description	Comments
1	(n,total)	Neutron total cross sections. Sum of MT=2, 4, 5, 11, 16-18, 22-26, 28-37, 41-42, , 44-45, 102-117.	Redundant. Undefined for incident charged particles.
2	(z,z_0)	Elastic scattering cross section for incident particles.	
3	(z,nonelastic)	Nonelastic neutron cross section. Sum of MT=4, 5, 11, 16-18, 22-26, 28-37, 41-42, , 44-45, 102-117.	Redundant. For photon production only.
4	(z,n)	Production of one neutron in the exit channel. Sum of the MT=50-91.	Redundant. For incident neutrons, this is inelastic scattering (MT=50 is undefined).
5	(z,anything)	Sum of all reactions not given explicitly in another MT number. This is a partial reaction to be added to obtain MT=1.	Each particle can be identified and its multiplicity given in File 6. Not allowed in Files 4, 5.
6-9		Not allowed in version 6.	^{9}Be(n,2n) in version 5.
10	(z,continuum)	Total continuum reaction; includes all continuum reactions and excludes all discrete reactions.	Redundant; to be used for derived files only.
11	(z,2nd)	Production of two neutrons and a deuteron, plus a residual.	
12-15		Unassigned.	
16	(z,2n)	Production of two neutrons and a residual[1].	
17	(z,3n)		
18	(z,fission)		
19	(n,f)		
20	(n,nf)	Second-chance fission[2].	
21	(n,2nf)	Third-chance fission[2].	
22	$(z,n\alpha)$	Production of a neutron and an alpha particle, plus a residual.	
23	$(n,n3\alpha)$	Production of a neutron and three alpha particles, plus a residual.	
24	$(z,2n\alpha)$	Production of two neutrons and an alpha particle, plus a residual.	
25	$(z,3n\alpha)$	Production of three neutrons and an alpha particle, plus a residual.	

ภาคผนวก จ

ค่าสูงสุดของพารามิเตอร์ในไฟล์ข้อมูล ENDF/B

Maximum Dimensions of ENDF Parameters

File	Section	Variable	Max	Definition
1	451	NXC	350	Card images in directory
	452	NC	4	Polynomial terms in expansion of $\bar{\nu}$
	455	NCD	4	Polynomial terms in expansion of $\bar{\nu}_d$
	456	NCP	4	Polynomial terms in expansion of $\bar{\nu}_p$
All	All	NR	20	Interpolation ranges
2	151	NE	250	Energy mesh in unresolved region
		NER	12	Energy ranges
		NFRE	1	Fission ractions
		NGRE	1	Radiative capture reactions
		NIRE	4	Inelastic scattering reactions
		NCRE	4	Charged-particle reactions
		NIS	10	Isotopes
		NRS	600	Resonances per P-state "for a given *l*-value"
		NLS	4	*l*-values
		NLCS	20	*l*-values which must be given to converge reaction
3	All	NE	500	Incident energy points
		NP	50,000	Energy points
4	All	NE	1200	Incident energy points
		NK	4225	Elements in transformation matrix
		NL	64	Highest order Legendre polynomial given in each range
		NM	64	Maximum order Legendre polynomials required
		NP	101	Angular points
5	All	NE	200	Incident energy points
		NF	1000	Secondary energy points
6,14	2	NL	21	Side dimension of transformation matrix
7	All	NS	3	Non-principal scattering atom types
9	≠1	NP	5000	Energy points
	1	NP	10000	Energy points
All other	All	NP	10000	Mesh size

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาคผนวก ฉ

ระเบียบวิธีของเกาส์-ซอร์ดอง (Gauss-Jordan method)

ระเบียบวิธีแบบเกาส์-ซอร์ดอง เป็นระเบียบวิธีการแก้สมการที่ได้รับความนิยมวิธีหนึ่ง เป็นระเบียบวิธีที่ ซึ่งโดยปกติจะใช้ในโปรแกรมคอมพิวเตอร์ที่ใช้แก้ปัญหาทางวิศวกรรมศาสตร์และวิทยาศาสตร์โดยสามารถแสดงขั้นตอนได้ดังต่อไปนี้

หากพิจารณาระบบสมการที่ประกอบด้วย n สมการย่อยในรูปแบบดังนี้

$$a_{11}x_1 + a_{12}x_2 + a_{13}x_3 + \ldots + a_{1n}x_n = b_1 \quad (1a)$$
$$a_{21}x_1 + a_{22}x_2 + a_{23}x_3 + \ldots + a_{2n}x_n = b_2 \quad (1b)$$
$$a_{31}x_1 + a_{32}x_2 + a_{33}x_3 + \ldots + a_{3n}x_n = b_3 \quad (1c)$$
$$\vdots \qquad \vdots \qquad \vdots \qquad \vdots \qquad \vdots$$
$$a_{n1}x_1 + a_{n2}x_2 + a_{n3}x_3 + \ldots + a_{nn}x_n = b_n \quad (1n)$$

การกำจัดไปข้างหน้า เริ่มจากการหารสมการแรก (1a) ด้วยสัมประสิทธิ์ของ x_1

$$x_1 + \frac{a_{12}}{a_{11}}x_2 + \frac{a_{13}}{a_{11}}x_3 + \cdots + \frac{a_{1n}}{a_{11}}x_n = \frac{b_1}{a_{11}}$$

จากนั้นคูณสมการที่ได้นี้ด้วยสัมประสิทธิ์ของ x_1 ของสมการที่ (1b)

$$a_{21}x_1 + a_{21}\frac{a_{12}}{a_{11}}x_2 + a_{21}\frac{a_{13}}{a_{11}}x_3 + \cdots + a_{21}\frac{a_{1n}}{a_{11}}x_n = a_{21}\frac{b_1}{a_{11}}$$

แล้วจึงนำสมการที่ได้นี้ไปลบออกจากสมการ 1b เดิมจะได้

$$\left(a_{22} - a_{21}\frac{a_{12}}{a_{11}}\right)x_2 + \left(a_{23} - a_{21}\frac{a_{13}}{a_{11}}\right)x_3 + \ldots + \left(a_{2n} - a_{21}\frac{a_{1n}}{a_{11}}\right)x_n = b_2 - a_{21}\frac{b_1}{a_{11}}$$

หรือสามารถเขียนได้ว่า

$$a'_{22}x_2 + a'_{23}x_3 + \ldots + a'_{2n}x_n = b'_n$$

แล้วทำเช่นเดียวกันนี้กับสมการที่ (1c) ไปจนถึง (1n) ทำให้ระบบสมการดั้งเดิม 1 เปลี่ยนมาอยู่ในรูปแบบดังนี้

$$\begin{aligned}
a_{11}x_1 + \quad a_{12}x_2 + \quad a_{13}x_3 + \ldots + a_{1n}x_n &= b_1 && \text{(2a)}\\
a'_{22}x_2 + \quad a'_{23}x_3 + \ldots + a'_{2n}x_n &= b'_2 && \text{(2b)}\\
a'_{32}x_2 + \quad a'_{33}x_3 + \ldots + a'_{3n}x_n &= b'_3 && \text{(2c)}\\
\vdots \qquad \vdots \qquad \vdots \quad &\ \ \vdots && \\
a'_{n2}x_2 + \quad a'_{n3}x_3 + \ldots + a'_{nn}x_n &= b'_n && \text{(2n)}
\end{aligned}$$

จะเห็นว่าจากวิธีการกำจัดไปข้างหน้าหนึ่งรอบแรกทุกๆค่าในแนวตั้งแรกของระบบสมการ 2 ยกเว้นในสมการแรกนั้นต่างมีค่าเท่ากับศูนย์จากนั้นจะทำการกำจัดไปข้างหน้าเป็นครั้งที่สองแต่คราวนี้เริ่มจากสมการ (2b) โดยหารสมการนี้ด้วย a'_{22} แล้วคูณด้วย a'_{32} แล้วเอาผลลัพธ์ที่ได้ลบออกจากสมการ (2c) จากนั้นทำเช่นนี้ไปเรื่อยจนถึงสมการสุดท้าย (2n) กระบวนการดังกล่าว ทำให้ระบบสมการ 2 เปลี่ยนมาอยู่ในรูปใหม่ดังนี้

$$\begin{aligned}
a_{11}x_1 + \quad a_{12}x_2 + \quad a_{13}x_3 + \ldots + a_{1n}x_n &= b_1 && \text{(3a)}\\
a'_{22}x_2 + \quad a'_{23}x_3 + \ldots + a'_{2n}x_n &= b'_2 && \text{(3b)}\\
a''_{33}x_3 + \ldots + a''_{3n}x_n &= b''_3 && \text{(3c)}\\
\vdots \qquad \vdots \quad &\ \ \vdots && \\
a''_{n3}x_3 + \ldots + a''_{nn}x_n &= b''_n && \text{(3n)}
\end{aligned}$$

กระทำเช่นนี้ไปถึง (n-1) รอบจะได้ชุดสมการที่ 4 ดังต่อไปนี้

$$a_{11}x_1 + a_{12}x_2 + a_{13}x_3 + \ldots + a_{1n}x_n = b_1 \quad (4a)$$
$$a'_{22}x_2 + a'_{23}x_3 + \ldots + a'_{2n}x_n = b'_2 \quad (4b)$$
$$a''_{33}x_3 + \ldots + a''_{3n}x_n = b''_3 \quad (4c)$$
$$\vdots \qquad \vdots$$
$$a_{nn}^{n-1}x_n = b_n^{n-1} \quad (4n)$$

จากนั้นทำการกำจัดไปข้างหลังโดยวิธีการเช่นเดียวกันกับการกำจัดไปข้างหน้าเพียงแต่เริ่มต้น จากสมการล่างสุด (4n) ขึ้นไปข้างบนจนครบ (n-1) ครั้ง โดยจำนวนขีดที่อยู่ด้านบนแสดงจำนวนครั้งของการถูกกระทำตามแถวสุดท้ายแล้วจะได้

$$a_{11}^{n-1}x_1 = b_1^{n-1}$$
$$a_{22}^{n-1}x_2 = b_2^{n-1}$$
$$a_{33}^{n-1}x_3 = b_3^{n-1}$$
$$\vdots$$
$$a_{nn}^{n-1}x_n = b_n^{n-1}$$

หรือ

$$x_1 = \frac{b_1^{n-1}}{a_{11}^{n-1}}$$
$$x_2 = \frac{b_2^{n-1}}{a_{22}^{n-1}}$$
$$x_3 = \frac{b_3^{n-1}}{a_{33}^{n-1}}$$
$$\vdots$$
$$x_n = \frac{b_n^{n-1}}{a_{nn}^{n-1}}$$

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ภาคผนวก ช

บางส่วนจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B จริงของ U-235 (MAT=9228, MF=3,MT=18)

```
9.223501+4  2.330250+2          0          0          0          09228 3 18    1
1.937201+8  1.937201+8          0          0          1        3339228 3 18    2
       333           2                                         9228 3 18    3
1.000000-5 0.000000+0 7.712960+1 0.000000+0 2.250000+3 0.000000+09228 3 18    4
2.250000+3 5.362770+0 2.300000+3 5.396710+0 2.500000+3 5.957280+09228 3 18    5
2.650000+3 5.167660+0 2.900000+3 5.070220+0 3.000000+3 4.934600+09228 3 18    6
3.150000+3 4.708560+0 3.250000+3 5.200810+0 3.500000+3 4.838150+09228 3 18    7
3.700000+3 4.442340+0 3.800000+3 5.288210+0 3.900000+3 4.365990+09228 3 18    8
4.000000+3 4.733680+0 4.150000+3 4.111830+0 4.250000+3 5.055150+09228 3 18    9
4.350000+3 4.394120+0 4.500000+3 4.354940+0 4.800000+3 3.816480+09228 3 18   10
5.000000+3 3.909950+0 5.150000+3 3.787170+0 5.350000+3 4.059680+09228 3 18   11
5.600000+3 4.173470+0 5.650000+3 3.710310+0 5.800000+3 4.121570+09228 3 18   12
6.000000+3 3.566570+0 6.150000+3 3.189250+0 6.400000+3 3.390890+09228 3 18   13
6.600000+3 3.203220+0 6.750000+3 3.170280+0 7.000000+3 3.655410+09228 3 18   14
7.250000+3 3.133350+0 7.350000+3 3.315020+0 7.700000+3 3.076450+09228 3 18   15
8.000000+3 2.922730+0 8.200000+3 2.686160+0 8.400000+3 3.021550+09228 3 18   16
8.700000+3 3.238160+0 9.000000+3 2.753040+0 9.150000+3 3.302050+09228 3 18   17
9.600000+3 3.094420+0 1.000000+4 2.805130+0 1.040000+4 2.879170+09228 3 18   18
1.065000+4 3.015780+0 1.085000+4 2.872910+0 1.120000+4 3.029330+09228 3 18   19
1.165000+4 2.722750+0 1.200000+4 2.749860+0 1.240000+4 2.510020+09228 3 18   20
1.280000+4 2.656010+0 1.309600+4 2.893340+0 1.325000+4 3.016820+09228 3 18   21
1.370000+4 2.707110+0 1.430000+4 2.658100+0 1.480000+4 2.798880+09228 3 18   22
1.530000+4 2.419300+0 1.600000+4 2.488120+0 1.720000+4 2.307720+09228 3 18   23
1.790000+4 2.495420+0 1.840000+4 2.542350+0 1.890000+4 2.575720+09228 3 18   24
1.940000+4 2.352560+0 1.980000+4 2.428680+0 2.000000+4 2.373410+09228 3 18   25
2.050000+4 2.155470+0 2.100000+4 2.146080+0 2.210000+4 2.548600+09228 3 18   26
2.320000+4 2.072080+0 2.370000+4 2.209670+0 2.420000+4 2.285660+09228 3 18   27
2.460000+4 2.248690+0 2.500000+4 2.161410+0 2.500000+4 2.161410+09228 3 18   28
2.570000+4 2.132660+0 2.620000+4 2.116240+0 2.720000+4 2.101860+09228 3 18   29
2.750000+4 2.104940+0 2.830000+4 2.144990+0 2.880000+4 2.200430+09228 3 18   30
2.930000+4 2.169630+0 3.000000+4 2.048470+0 3.110000+4 2.091590+09228 3 18   31
3.180000+4 2.177840+0 3.210000+4 2.187080+0 3.280000+4 2.079270+09228 3 18   32
3.420000+4 1.997130+0 3.500000+4 1.916010+0 3.620000+4 1.990970+09228 3 18   33
3.700000+4 1.844130+0 3.790000+4 1.955030+0 3.910000+4 1.876990+09228 3 18   34
4.000000+4 1.895470+0 4.100000+4 2.038200+0 4.200001+4 1.895470+09228 3 18   35
4.300001+4 1.926280+0 4.380001+4 1.909850+0 4.430001+4 1.890340+09228 3 18   36
4.520001+4 1.842080+0 4.600001+4 1.792790+0 4.639801+4 1.825490+09228 3 18   37
4.680001+4 1.858510+0 4.730001+4 1.841050+0 4.760001+4 1.807170+09228 3 18   38
4.820001+4 1.776360+0 4.900001+4 1.833860+0 5.000001+4 1.695930+09228 3 18   39
5.090001+4 1.740670+0 5.120001+4 1.745640+0 5.150001+4 1.745640+09228 3 18   40
5.192201+4 1.761220+0 5.220001+4 1.771490+0 5.250001+4 1.810260+09228 3 18   41
5.350001+4 1.869900+0 5.420001+4 1.864930+0 5.500001+4 1.864930+09228 3 18   42
5.570001+4 1.857970+0 5.610001+4 1.850020+0 5.670001+4 1.820200+09228 3 18   43
5.710001+4 1.808270+0 5.790001+4 1.832130+0 5.830001+4 1.814230+09228 3 18   44
5.910001+4 1.761550+0 6.000001+4 1.725760+0 6.030001+4 1.755580+09228 3 18   45
6.120001+4 1.811250+0 6.200001+4 1.755580+0 6.320001+4 1.781430+09228 3 18   46
6.420001+4 1.777450+0 6.500001+4 1.666110+0 6.610001+4 1.751600+09228 3 18   47
6.700001+4 1.715820+0 6.800001+4 1.775460+0 6.890001+4 1.712830+09228 3 18   48
6.940001+4 1.697920+0 7.000001+4 1.685990+0 7.200001+4 1.685990+09228 3 18   49
7.250001+4 1.730730+0 7.310001+4 1.771490+0 7.370001+4 1.747630+09228 3 18   50
7.410001+4 1.740670+0 7.500001+4 1.785400+0 7.580001+4 1.753590+09228 3 18   51
7.650001+4 1.676050+0 7.700001+4 1.606470+0 7.760001+4 1.642250+09228 3 18   52
7.840001+4 1.674060+0 7.890001+4 1.684010+0 7.940001+4 1.622370+09228 3 18   53
8.000001+4 1.526940+0 8.070001+4 1.610440+0 8.200001+4 1.666110+09228 3 18   54
8.205101+4 1.664590+0 8.270001+4 1.645240+0 8.330001+4 1.603480+09228 3 18   55
8.400001+4 1.526940+0 8.500001+4 1.656170+0 8.530001+4 1.614420+09228 3 18   56
8.610001+4 1.511030+0 8.680001+4 1.469280+0 8.750001+4 1.513020+09228 3 18   57
```

บางส่วนจากไฟล์ข้อมูล ENDF/B จริงของ U-235 (MAT=9228, MF=3,MT=18(ต่อ)

```
8.830001+4 1.548810+0 8.900001+4 1.507060+0 9.000001+4 1.586580+09228 3 18   58
9.030001+4 1.586580+0 9.120001+4 1.546820+0 9.280001+4 1.484190+09228 3 18   59
9.360001+4 1.530910+0 9.440001+4 1.534890+0 9.500001+4 1.517000+09228 3 18   60
9.600001+4 1.586580+0 9.680001+4 1.658160+0 9.770001+4 1.585590+09228 3 18   61
9.850001+4 1.581610+0 9.930001+4 1.607460+0 1.000000+5 1.572400+09228 3 18   62
1.034400+5 1.557960+0 1.100000+5 1.532040+0 1.200000+5 1.496100+09228 3 18   63
1.298500+5 1.468850+0 1.400000+5 1.443320+0 1.500000+5 1.420300+09228 3 18   64
1.511500+5 1.418850+0 1.600000+5 1.408080+0 1.700000+5 1.396700+09228 3 18   65
1.714300+5 1.394240+0 1.721400+5 1.393030+0 1.800000+5 1.380000+09228 3 18   66
1.900000+5 1.364700+0 1.979500+5 1.353740+0 2.000000+5 1.351000+09228 3 18   67
2.100000+5 1.337000+0 2.200000+5 1.326500+0 2.250000+5 1.319660+09228 3 18   68
2.263700+5 1.317820+0 2.300000+5 1.313000+0 2.350000+5 1.310000+09228 3 18   69
2.400000+5 1.307000+0 2.450000+5 1.303000+0 2.500000+5 1.293000+09228 3 18   70
2.501700+5 1.292580+0 2.600000+5 1.269000+0 2.700000+5 1.250000+09228 3 18   71
2.750000+5 1.242410+0 2.800000+5 1.235000+0 2.926500+5 1.231800+09228 3 18   72
2.959600+5 1.230980+0 3.000000+5 1.230000+0 3.250001+5 1.230000+09228 3 18   73
3.342301+5 1.227350+0 3.399501+5 1.225750+0 3.500001+5 1.223000+09228 3 18   74
3.588301+5 1.219380+0 3.686801+5 1.215460+0 3.750001+5 1.213000+09228 3 18   75
3.948901+5 1.204180+0 4.000001+5 1.202000+0 4.165801+5 1.193950+09228 3 18   76
4.250001+5 1.190000+0 4.285301+5 1.186530+0 4.318451+5 1.183300+09228 3 18   77
4.403801+5 1.175140+0 4.476101+5 1.168400+0 4.500001+5 1.166200+09228 3 18   78
4.750001+5 1.151000+0 4.763401+5 1.150450+0 5.000001+5 1.141000+09228 3 18   79
5.200001+5 1.136500+0 5.400001+5 1.130000+0 5.500001+5 1.127280+09228 3 18   80
5.523601+5 1.126640+0 5.700001+5 1.122000+0 6.000001+5 1.118500+09228 3 18   81
6.500001+5 1.118200+0 6.527891+5 1.117930+0 7.000001+5 1.113500+09228 3 18   82
7.500001+5 1.112000+0 7.733041+5 1.111050+0 8.000001+5 1.110000+09228 3 18   83
8.500001+5 1.113500+0 9.000001+5 1.137200+0 9.038621+5 1.140300+09228 3 18   84
9.400001+5 1.169100+0 9.600002+5 1.187600+0 9.800002+5 1.199200+09228 3 18   85
1.000000+6 1.196900+0 1.044460+6 1.195480+0 1.089660+6 1.194110+09228 3 18   86
1.100000+6 1.193800+0 1.200000+6 1.199380+0 1.250000+6 1.202000+09228 3 18   87
1.300000+6 1.208200+0 1.335710+6 1.212500+0 1.400000+6 1.220000+09228 3 18   88
1.436140+6 1.224450+0 1.500000+6 1.232090+0 1.600000+6 1.243500+09228 3 18   89
1.700000+6 1.252940+0 1.750000+6 1.257470+0 1.800000+6 1.261900+09228 3 18   90
2.000000+6 1.271400+0 2.200000+6 1.269900+0 2.400001+6 1.256100+09228 3 18   91
2.500001+6 1.250020+0 2.600001+6 1.244200+0 2.800001+6 1.222000+09228 3 18   92
3.000001+6 1.201000+0 3.500001+6 1.155440+0 3.600001+6 1.147300+09228 3 18   93
4.000001+6 1.129500+0 4.500001+6 1.101100+0 4.700001+6 1.092300+09228 3 18   94
5.000001+6 1.061700+0 5.250001+6 1.052060+0 5.300001+6 1.050200+09228 3 18   95
5.320521+6 1.049010+0 5.500001+6 1.038800+0 5.750001+6 1.040470+09228 3 18   96
5.800001+6 1.040800+0 6.000001+6 1.098500+0 6.000001+6 1.098500+09228 3 18   97
6.200001+6 1.181700+0 6.250001+6 1.208460+0 6.500001+6 1.348100+09228 3 18   98
6.750002+6 1.445830+0 7.000002+6 1.546700+0 7.250002+6 1.621110+09228 3 18   99
7.500002+6 1.696400+0 7.750002+6 1.730000+0 8.000002+6 1.760600+09228 3 18  100
8.250002+6 1.770420+0 8.500002+6 1.780000+0 8.750002+6 1.774920+09228 3 18  101
9.000002+6 1.770000+0 9.250002+6 1.762760+0 9.500002+6 1.755750+09228 3 18  102
9.750002+6 1.748520+0 1.000000+7 1.741500+0 1.025000+7 1.736530+09228 3 18  103
1.050000+7 1.731700+0 1.075000+7 1.726740+0 1.100000+7 1.721900+09228 3 18  104
1.125000+7 1.719420+0 1.150000+7 1.717000+0 1.175000+7 1.725920+09228 3 18  105
1.200000+7 1.734700+0 1.219440+7 1.766820+0 1.225000+7 1.776020+09228 3 18  106
1.250000+7 1.817450+0 1.275000+7 1.858770+0 1.300000+7 1.900200+09228 3 18  107
1.325000+7 1.940110+0 1.350000+7 1.980100+0 1.375000+7 2.020020+09228 3 18  108
1.400000+7 2.060000+0 1.425000+7 2.070060+0 1.450000+7 2.080000+09228 3 18  109
1.475000+7 2.084530+0 1.500000+7 2.089000+0 1.525000+7 2.089000+09228 3 18  110
1.550000+7 2.089000+0 1.575000+7 2.089000+0 1.600000+7 2.089000+09228 3 18  111
1.650000+7 2.065150+0 1.700000+7 2.041300+0 1.750000+7 2.008050+09228 3 18  112
1.796240+7 1.977250+0 1.800000+7 1.974800+0 1.850000+7 1.953650+09228 3 18  113
1.900000+7 1.932500+0 1.950000+7 1.933400+0 2.000000+7 1.934300+09228 3 18  114
```

ภาคผนวก ซ

ความหมายของคำและสัญลักษณ์

1. B^2 บัคลิง (Buckling)

เป็นค่าที่ใช้หาขนาดและส่วนผสมของแกนปฏิกรณ์เมื่ออยู่ในสภาวะวิกฤต , B_g^2 เรียกบัคลิงที่ขึ้นกับลักษณะทางเรขาคณิตของเครื่องปฏิกรณ์

2. α พารามิเตอร์สำหรับการชน (Collision parameter)

เป็นตัวเลขที่แสดงถึงความสัมพันธ์ของพลังงานของนิวตรอนก่อนชนและหลังชนขึ้นกับเลขมวลของนิวเคลียสตัวเป้าที่นิวตรอนเข้าชนโดยที่

$$\alpha = \left(\frac{A-1}{A+1}\right)^2$$

เมื่อ A เป็นเลขมวลของนิวเคลียสตัวเป้า

3. D สัมประสิทธิ์การแพร่ (Diffusion coefficient)

เป็นค่าคงที่สำหรับตัวกลางที่มีการแพร่มีหน่วยเป็น เซนติเมตร

4. $\sum$ ภาคตัดขวางมหัพภาค (Macroscopic cross section)

หมายถึงพื้นที่ทั้งหมดที่เกิดอันตรกิริยามีหน่วยเป็น เซนติเมตร$^{-1}$ โดยที่

$$\sum = N\sigma$$

เมื่อ N คือจำนวณอะตอม/ซม.^{3} , σ คือภาคตัดขวางจุลภาคมีหน่วยเป็น ซม.^{2}

$\sum_s (E' \rightarrow E)$ (Differential cross section) เป็นค่าภาคตัดขวางการกระเจิงของนิวตรอนซึ่งลดระดับพลังงานจาก E' เป็น E

$\sum_{sg'g}$ (Group transfer cross section) เป็นค่าภาคตัดขวางการกระเจิงของนิวตรอนซึ่งกระเจิงแล้วเปลี่ยนจากกลุ่มพลังงาน g' มาอยู่ในกลุ่ม g

$\sum_{fg}$ คือภาคตัดขวางการแตกตัวในกลุ่มพลังงาน g

$\sum_{sg}$ คือภาคตัดขวางการกระเจิงในกลุ่มพลังงาน g

$\sum_{tg}$ คือภาคตัดขวางรวมในกลุ่มพลังงาน g

$\sum_{Rg}$ (Removal cross section) คือค่าภาคตัดขวางรวมโดยไม่รวมค่าภาคตัดขวางการกระเจิงภายในกลุ่ม g

5. λ ทางเดินเฉลี่ย (mean free path)

คือระยะทางที่นิวตรอนเคลื่อนที่ไปได้ในตัวกลางจนกว่าจะถูกดูดกลืนหรือเกิดการชนแล้วกระเจิงมีหน่วยเป็น ซม.

λ_{tr} คือทางเดินเฉลี่ยของการนำพา

6. σ ภาคตัดขวางจุลภาค (Microscopic cross section)

หมายถึงพื้นที่ของเป้าที่อนุภาคตกกระทบแล้วเกิดอันตรกิริยามีหน่วยเป็น ซม.^{2} เป็นค่าที่ขึ้นกับพลังงานของอนุภาคที่ตกกระทบ , ชนิดของนิวเคลียสตัวเป้า และ ชนิดของอันตรกิริยา

σ_{sg} เป็นค่าภาคตัดขวางจุลภาคการกระเจิงในกลุ่ม g

σ_{fg} เป็นค่าภาคตัดขวางจุลภาคการแตกตัวในกลุ่ม g

σ_{ag} เป็นค่าภาคตัดขวางจุลภาคการดูดกลืนในกลุ่ม g

σ_{tg} เป็นค่าภาคตัดขวางจุลภาครวมในกลุ่ม g

7. k แฟกเตอร์ตัวคูณ (Multiplication factor)

เป็นตัวเลขที่แสดงว่าเครื่องปฏิกรณ์ทำงานในสภาวะวิกฤตหรือไม่

ถ้า $k = 1$ แสดงว่าเครื่องปฏิกรณ์ทำงานในสภาวะวิกฤต (Critical)

$k > 1$ แสดงว่าเครื่องปฏิกรณ์ทำงานในสภาวะเหนือวิกฤต (Super critical)

$k < 1$ แสดงว่าเครื่องปฏิกรณ์ทำงานในสภาวะใต้วิกฤต (Sub critical)

8. ϕ นิวตรอนฟลักซ์ (Neutron flux)

หมายถึงปริมาณนิวตรอนที่เข้ามากระทบพื้นที่หนึ่งตารางหน่วยจากทุกทิศทางในหนึ่งหน่วยเวลาเป็นปริมาณสเกลาร์มีหน่วยเป็น นิวตรอน/ซม.^{2} /วินาที

9. $\bar{\mu}$ เป็นค่าเฉลี่ยโคไซน์ของมุมกระเจิงในระบบศูนย์กลางมวล

10. S_g เป็นแหล่งกำเนิดนิวตรอนในกลุ่ม g

11. S_g^{ext} เป็นแหล่งกำเนิดนิวตรอนจากภายนอกในกลุ่ม g

12. ν_g เป็นจำนวณนิวตรอนที่เกิดขึ้นต่อการเกิดอันตรกิริยาการแตกตัวหนึ่งครั้งในกลุ่ม g

13. v_g เป็นความเร็วของนิวตรอนในกลุ่ม g

14. ε เป็นค่าความผิดพลาดในการคำนวณในงานวิจัยนี้ให้ $\varepsilon = 10^{-5}$

15. mxg คือจำนวนกลุ่มละเอียดที่ต้องการแบ่งโดยกำนดใน input.txt

16. gi คือจำนวนกลุ่มละเอียดปานกลางที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบอนันต์

17. gp คือจำนวนกลุ่มหยาบที่ต้องการหลังจากยุบโดนเงื่อนไขของแกนปฏิกรณ์แบบคาบ

ภาคผนวก ณ (โค้ดโปรแกรม)

```
#include<stdio.h>
#include<stdlib.h>
#include<math.h>
#include<string.h>

#define MAXEG 20.0
#define MINEG 1.0e-11
#define MAXSZ 910 /*MAX GROUP FOR VARIBLE */
#define MAXP 500 /* MAX POINT IN CONTROL CELL */

/* declare variable  */

double fluxi[MAXSZ], degi[MAXSZ],
E1[MAXP][MAXSZ],cro1[MAXP][MAXSZ],Ea1[MAXP][MAXSZ],cr
oa1[MAXP][MAXSZ],chig[MAXP][MAXSZ],
egi[MAXSZ],dum,eratio,sum,sgmrg[MAXP][MAXSZ],sgmf[MAX
P][MAXSZ],sgma[MAXP][MAXSZ],sgms[MAXP][MAXSZ];
double stot, eghf, eghf1, a2,alpha,
eup,sgma1[MAXP][MAXSZ],sgms1[MAXP][MAXSZ],sgmu1[MA
XP][MAXSZ],chi[MAXSZ],sum3,sum4;
float
Eu[MAXSZ],crou[MAXSZ],egio[MAXP],rho[MAXP],mw[MAXP];
double
z1,x1,q1,x2,x3,x4,y11,y2,y3,y4,t,sumc,sum5,sumf,IntrA,IntrL,I
ntrR,sumst,sgmsg[MAXP][10][10];
char isot[MAXP][6],inpn[10];
float
cl,egii[MAXP],egip[MAXP],MAXEG1,MINEG1,tem2,Eu1[MAXP][
MAXSZ],crou1[MAXP][MAXSZ],vf[MAXP],vv;
int gr[100],MAXG,i,ps,j,k,numi,m,l,r,g,n,ni, e,w1, z, x, y,u,ii,
 q, p,v,num,num1,num2,w,max,st,ng,mat,mf,mt,nl,in,it,h,ngp;
double
a[MAXP][MAXP],b[MAXP][MAXP],d[MAXP],f[MAXP][MAXP],Df[
MAXP],sgt[MAXP],Et[MAXP][MAXSZ],crot[MAXP][MAXSZ];
double
sum1,sum2,dx,dy/*,sumr[200],fluxw[200],sumd[200]*/,mas[
MAXP],dum1[MAXSZ];
double
flux[MAXP],nuf[MAXP][MAXSZ],SF[MAXP][MAXP],t4,epsilon,SF
1[MAXP],kef,sgmt[MAXP][MAXSZ],sumt;
FILE *fp;

void input_data(void) /* read data from input.txt */

{

 FILE *fp;
 char tem[20],tem1[20];

       fp = fopen("input.txt","r");
       fscanf(fp,"%s",tem);
       fscanf(fp,"%f",&cl);
       fscanf(fp,"%d",&MAXG);
       fscanf(fp,"%d",&st);
       fscanf(fp,"%e",&MAXEG1);

         for(i=1;i<=st;i++)

          {

            fscanf(fp,"%d %e",&j,&egii[i]);

          }
         egii[0]=MAXEG1;
         fscanf(fp,"%d",&ni);
         fscanf(fp,"%d",&ngp);
         fscanf(fp,"%e",&MAXEG1);

         for(i=1;i<=ngp;i++)
          {

           fscanf(fp,"%d %e",&j,&egip[i]);

          }
         egip[0]=MAXEG1;

         for(i=1;i<=ni*ni;i++)

          {


fscanf(fp,"%2s",tem);fscanf(fp,"%3s",tem1);mas[i]=2.0/3.0/a
tof(tem1);
            strcat(tem,tem1);strcpy(isot[i],tem);
            fscanf(fp,"%f %f",&rho[i],&mw[i]);

          }
         printf("\007");
    fclose(fp);
}


double chif(double a1)  /* declare chi function */

  {


      float b1;
      b1=0.453*(exp(-1.036*a1))*sinh(sqrt(2.29*a1));
      return(b1);

  }

  /*  declare solveing matrix by gauss jordan theory */

  double gj(double x4,double x1,double x2,double x3,double
y11,double y2,double y3)
  {
  double xi,xh,xh2,ml,mr,hi,hl,hr,x0,x0l,x0r,In[1001];
  double ai[5][5],bi[5][5],di[5],fi[5][5];
  ai[1][1] = x1 * x1; ai[1][2] = x1; ai[1][3] = 1; ai[1][4] =
y11;
  ai[2][1] = x2 * x2; ai[2][2] = x2; ai[2][3] = 1; ai[2][4] =
y2;
  ai[3][1] = x3 * x3; ai[3][2] = x3; ai[3][3] = 1; ai[3][4] =
y3;
  r = 3;
  e = 4;

  for(l = 1;l<= r - 1;l++)
  {
   p = 1;

   if (ai[l][l]== 0)
   {
            while(p <= r - l)
            {
```

```
            if (ai[l + p][l] != 0)
            {
             for(z = 1;z<= e; z++)
             {
             fi[l][z] = ai[l][z]; ai[l][z] = ai[l + p][z]; ai[l + p][z]
= fi[l][z];
             }
             break;
            }
            p = p + 1;
            if (p == r)
             {
                    {
y4=0.0;IntrA=0.0;IntrR=0.0;IntrL=0.0;goto STOP1;}
             }
            }
 }
 for(i = l + 1;i<= r;i++)
 {
           for(m = l;m <= r + 1;m++)
           {
            bi[i][m] = -ai[l][m] * ai[i][l] / ai[l][l];
           }
 }
           for(j = l + 1;j <= r;j++)
           {
            for(k = l;k <= r + 1;k++)
            {
             ai[j][k] = ai[j][k] + bi[j][k];
            }
           }
           q = 0;
           for(x = 1;x <= r;x++)
            {
             for(y = 1;y <= e;y++)
             {
                    if (ai[x][y] == 0)
                    {
                     q = q + 1;
                     if(q == e)
                     {
                      {
y4=0.0;IntrA=0.0;IntrR=0.0;IntrL=0.0;goto STOP1;}
                     }
                    }
             }
            q = 0;
            }
 }
 /*doing backward by gauss jordan theory*/

 for(l = r;l>= 2;l--)
 {
   p = 1;
    if (ai[l][l]== 0)
   {
           while(p <= r - l)
           {
            if (ai[l - p][l] != 0)
            {
             for(z = 1;z<= e; z++)
             {
             fi[l][z] = ai[l][z]; ai[l][z] = ai[l - p][z]; ai[l - p][z]
= fi[l][z];
             }
             break;
            }
            p = p + 1;
            if (p == r)
             {
             {y4=0.0;IntrA=0.0;IntrR=0.0;IntrL=0.0;goto
STOP1;}
             }
            }
  }

  for(i = l - 1;i>=1;i--)
   {
           for(m = r + 1;m>=1;m--)
            {
             bi[i][m] = -ai[l][m] * ai[i][l] / ai[l][l];
            }
   }
           for(j = l - 1;j>=1;j--)
            {
             for(k = r + 1;k>=1;k--)
             {
                    ai[j][k] = ai[j][k] + bi[j][k];
             }
            }
  }
  q = 0;

           for(x = 1;x <= r;x++)
            {

             for(y = 1;y <= e;y++)
             {
                    if (ai[x][y] == 0)
                    {
                     q = q + 1;
                     if(q == e)
                     {
                      {
y4=0.0;IntrA=0.0;IntrR=0.0;IntrL=0.0;goto STOP1;}
                     }
                    }
             }
            q = 0;
            }

  for(i = 1; i<=r ;i++)
  {
           if(ai[i][i]==0.0){
y4=0.0;IntrA=0.0;IntrR=0.0;IntrL=0.0;goto STOP1;}
      else di[i] = (ai[i][e])/(ai[i][i]);
  }
  y4 = (di[1]*x4*x4)+(di[2]*x4)+di[3];

 /* integration on domain for  any group  */

  m=x3-x1;ml=x2-x1;mr=x3-x2;n=1000;
  hi=m/n;hl=ml/n;hr=mr/n;IntrA=0.0;IntrL=0.0;IntrR=0.0;
  x0=x1;x0l=x1;x0r=x2;

  for(i=0;i<=n-1;i++)
  {
        xi=x0+i*hi;xh=xi+hi;xh2=xi+hi/2.0;

In[i]=(di[1]*xi*xi+di[2]*xi+di[3]+di[1]*xh*xh+di[2]*xh+di[3
]+4*(di[1]*xh2*xh2+di[2]*xh2+di[3]))*hi/6.0;
        IntrA=IntrA+In[i];
         xi=x0l+i*hl; xh=xi+hl; xh2=xi+hl/2.0;
```

```
In[i]=(di[1]*xi*xi+di[2]*xi+di[3]+di[1]*xh*xh+di[2]*xh+di[3
]+4*(di[1]*xh2*xh2+di[2]*xh2+di[3]))*hl/6.0;
         IntrL=IntrL+In[i];
         xi=x0r+i*hr;xh=xi+hr;xh2=xi+hr/2.0;

In[i]=(di[1]*xi*xi+di[2]*xi+di[3]+di[1]*xh*xh+di[2]*xh+di[3
]+4*(di[1]*xh2*xh2+di[2]*xh2+di[3]))*hr/6.0;
         IntrR=IntrR+In[i];
   }
   STOP1:
   return(y4);

}



/* read cross section data from ENDF file from any node in
control cell*/

void read5(int mtt,int pp)
{

       int num,mat,mf,mt,mff,nl;
       char ch, ad[10],bd[3],tem1[150];

       strcpy(inpn,"E6LIBS/E6GEN_ZA/");
       strcat(inpn,"ZA");
       strcat(inpn,isot[pp]);
       mff=3;ps=pp;

         if((fp = fopen(inpn,"r"))==NULL)
          {

             printf("error in opening file name %s\n",inpn);
exit(1);

          }


       /*strcpy(inpn,"ZA");
       strcat(inpn,isot[pp]);

             mff=3;ps=pp;

       if((fp = fopen(inpn,"r"))==NULL)

       {

         printf("error in opening file\n"); exit(1);
       }*/

       do

       {

         for(i=1;i<=71;i++)

         {

           ch=fgetc(fp); if(ch==EOF) goto over;
         }


          fscanf(fp,"%1d",&mf);
          fscanf(fp,"%3s",ad);mt=atoi(ad);
          fscanf(fp,"%d",&nl);
```

```
       }

       while((mf!=mff)||(mt!=mtt)||(nl!=2));

         fscanf(fp,"%d %d",&num,&j);k=num-1;num1=num;

         for(i=1;i<=48;i++)

         {

           ch=fgetc(fp); if(ch==EOF) goto over;
         }


           fscanf(fp,"%1d",&mf);
           fscanf(fp,"%3s",ad);mt=atoi(ad);
           fscanf(fp,"%d",&nl);

           for(j=1;j<=ceil(num/3.0);j++)

           {

             for(i=1;i<=3;i++)

               {
                 ch=fgetc(fp);
                 if(k<0) goto stop;
                 fscanf(fp,"%8s",ad);
                 fscanf(fp,"%2s",bd);ch=fgetc(fp);
                 strcat(ad,"e");  strcat(ad,bd);
                 if(mtt==1) Et[ps][k]=atof(ad)/1e6;
                 else if(mtt==2) E1[ps][k]=atof(ad)/1e6;
                 else if((mtt==102)||(mtt==800)||(mtt==801))
Ea1[ps][k]=atof(ad)/1e6;
                 else if(mtt==18) Eu1[ps][k]=atof(ad)/1e6;
                 fscanf(fp,"%8s",ad);
                 fscanf(fp,"%2s",bd);
                 strcat(ad,"e");  strcat(ad,bd);
                 if(mtt==1)

                 {
                   crot[ps][k]=rho[ps]*6.02e-
1*atof(ad)/mw[ps];if(crot[ps][k]==0.0) num1=num1-1;
                 }

                 else if(mtt==2)

                 {
                   cro1[ps][k]=rho[ps]*6.02e-
1*atof(ad)/mw[ps];if(cro1[ps][k]==0.0) num1=num1-1;
                 }

                 else if((mtt==102)||(mtt==800)||(mtt==801))
                 {

                   croa1[ps][k]=rho[ps]*6.02e-
1*atof(ad)/mw[ps];if(croa1[ps][k]==0.0) num1=num1-1;
                 }

                 else if(mtt==18)
                 {
                   crou1[ps][k]=rho[ps]*6.02e-
1*atof(ad)/mw[ps];if(crou1[ps][k]==0.0) num1=num1-1;

                 }
                 k-- ;
```

```
            }
                stop:
                fscanf(fp,"%4s",ad);mat=atoi(ad);
                fscanf(fp,"%1s",ad);mf=atoi(ad);
                fscanf(fp,"%3d",&mt);
                fscanf(fp,"%d",&nl);
        }

        if(ps==1)
        {
          fp=fopen("checkendf.txt","w");

          for(i=num-1;i>= 0;i--)
          {
           if(i== num-1) fprintf(fp,"%d\n",num);
           fprintf(fp,"%e
%e\n",Eu1[1][i]*1e6,crou1[1][i]*mw[1]/rho[1]/6.02e-1);
          }
          fclose(fp);
        }
        for(i=1;i<=MAXG;i++)

        {

         if(mtt==1)

         {

            if(egi[i]<Et[ps][num1-1])
             {
              num2=i;break;
             }
         }
         if(mtt==2)
         {
          if(egi[i]<E1[ps][num1-1])
           {
            num2=i;break;
           }
         }
         if((mtt==102)||(mtt==800)||(mtt==801))

         {
          if(egi[i]<Ea1[ps][num1-1])
           {
             num2=i;break;
           }
         }
         if(mtt==18)

         {
          if(egi[i]<Eu1[ps][num1-1])
           {
            num2=i;break;
           }
         }

       }

       for(u=0;u<=num2-1;u++)

       {

        for(w=0;w<=num1-2;w++)

        {
         if(mtt==1)

         {
          x1 = Et[ps][w+2]; y11 =crot[ps][w+2];
          x2 = Et[ps][w+1]; y2 =crot[ps][w+1];
          x3 = Et[ps][w];   y3 =crot[ps][w];}

         if(mtt==2)

         {

          x1 = E1[ps][w+2]; y11 =cro1[ps][w+2];
          x2 = E1[ps][w+1]; y2 =cro1[ps][w+1];
          x3 = E1[ps][w];   y3 =cro1[ps][w];
         }

         if((mtt==102)||(mtt==800)||(mtt==801))
         {
          x1 = Ea1[ps][w+2]; y11 =croa1[ps][w+2];
          x2 = Ea1[ps][w+1]; y2 =croa1[ps][w+1];
          x3 = Ea1[ps][w];   y3 =croa1[ps][w];
         }

         if(mtt==18)
         {
          x1 = Eu1[ps][w+2]; y11 =crou1[ps][w+2];
          x2 = Eu1[ps][w+1]; y2 =crou1[ps][w+1];
          x3 = Eu1[ps][w];   y3 =crou1[ps][w];
         }
          x4=egi[u];

         if(w==0)
         {

           if((x4<=x3)&&(x4>=x1))
            {
           t=gj(x4,x1,x2,x3,y11,y2,y3);
             if(t<=0.0)
             {
             if(mtt==1) sgmt[ps][u]=sgmt[ps][u-1];
             else if(mtt==2) sgms1[ps][u]=sgms1[ps][u-1];
             else if((mtt==102)||(mtt==800)||(mtt==801))
sgma1[ps][u]=sgma1[ps][u-1]+dum1[u];
             else if(mtt==18) sgmu1[ps][u]=sgmu1[ps][u-1];

             }
             else
             {
             if(mtt==1) sgmt[ps][u]=t;
             else if(mtt==2) sgms1[ps][u]=t;
             else if((mtt==102)||(mtt==800)||(mtt==801))
sgma1[ps][u]=t+dum1[u];
             else if(mtt==18) sgmu1[ps][u]=t;

             }
            }

           }
          else
            {
                if((x4<x2)&&(x4>x1))
                {
                t=gj(x4,x1,x2,x3,y11,y2,y3);
             if(t<=0.0)
             {
             if(mtt==1) sgmt[ps][u]=sgmt[ps][u-1];
             else if(mtt==2) sgms1[ps][u]=sgms1[ps][u-1];
```

```
            else if((mtt==102)||(mtt==800)||(mtt==801))
sgma1[ps][u]=sgma1[ps][u-1]+dum1[u];
            else if(mtt==18) sgmu1[ps][u]=sgmu1[ps][u-1];

            }
            else
            {
            if(mtt==1) sgmt[ps][u]=t;
            else if(mtt==2) sgms1[ps][u]=t;
            else if((mtt==102)||(mtt==800)||(mtt==801))
sgma1[ps][u]=t+dum1[u];
            else if(mtt==18) sgmu1[ps][u]=t;

            }
              }
             else if(x4==x1)
              {
                if(mtt==1)

                sgmt[ps][u]=crot[ps][w+2];

              else  if(mtt==2)

                sgms1[ps][u]=cro1[ps][w+2];

              else if((mtt==102)||(mtt==800)||(mtt==801))

                sgma1[ps][u]=croa1[ps][w+2]+dum1[u];

              else if(mtt==18)

                sgmu1[ps][u]=crou1[ps][w+2];

              }
            }

          }

        }
       for(j=num2;j<=MAXG;j++)

       {

        if(mtt==1)

        {
         sgmt[ps][j]=crot[ps][num1-1];
        }
        else if(mtt==2)

        {
         sgms1[ps][j]=cro1[ps][num1-1];
        }

        else if((mtt==102)||(mtt==800)||(mtt==801))

        {
         sgma1[ps][j]=croa1[ps][num1-1]+dum1[j];
        }

        else if(mtt==18)

        {
         sgmu1[ps][j]=crou1[ps][num1-1];
        }

     }
        goto last;
        over:

        for(i=0;i<=MAXG;i++)

         {
          if(mtt==18)
          {
           sgmu1[ps][i]=0.0;
          }
          else
          {
           sgma1[ps][i]=0.0+dum1[i];
          }
         }
        last:

        for(j=0;j<=MAXG;j++)

        {
         dum1[j]=sgmt[ps][j];

        }
        fclose(fp);
}

/* divided energy range into fine group*/

void divig(void)

{

  egi[0]=MAXEG;
  fluxi[0]=0.0;

  /* dividing group */

  fp=fopen("finegroup.txt","w");
  eratio=pow(MAXEG/MINEG,1.0/MAXG);

  for(i=1; i<=MAXG; i++)
   {
          fluxi[i]=0.0;
          egi[i]=egi[i-1]/eratio;
          degi[i]=egi[i-1]-egi[i];
      fprintf(fp,"group %d  %e \n",i,egi[i]);
   }
  fclose(fp);
  for(j=0;j<=MAXG;j++)
   {
   dum1[j]=0.0;
   }
}

/* calculation for infinite reactor condition at anr node */

void collap_inf(int pss)

{

   FILE *fp;
   ps=pss;

   a2=1.0;    /* declare  mass number for  material */
   alpha=pow((1-a2)/(1+a2),2.0);
   v=1;
```

```
  /* interpolation for chi data */

  for(w=0;w<=MAXG-2;w++)

   {
      x1 = egi[w+2]; y11 =chif(egi[w+2]);
      x2 = egi[w+1]; y2 =chif(egi[w+1]);
      x3 = egi[w];   y3 =chif(egi[w]);
      x4=x1; t=gj(x4,x1,x2,x3,y11,y2,y3);
      if(w==0)
      {
chi[v]=IntrR/1.001131;chi[v+1]=IntrL/1.001131;v=v+2;
      }
      else
      {
        chi[v]=IntrL/1.001131;v=v+1;
      }
   }



 /* finding scattering down group number */

  fluxi[1]=1e5/degi[1]/(-degi[1]*sgms1[ps][1]/(1.0-
alpha)/egi[1]+sgmt[ps][1]);

 /* evaluate flux for any group */
  eup=egi[MAXG]/alpha;v=0;

  for(w=MAXG;w>=0;w--)

  {
   if(egi[w]<eup) v=v+1;
   else goto out1;
  }
  out1:

  for(i=2; i<=MAXG; i++)

   {
          sum=0.0;
          k=1.0;

          for(j=i-1; j>=k; j--)
       {
        sum=sum+((sgms1[ps][j]*fluxi[j]*degi[j]/(1.0-
alpha)/egi[j])*degi[i]);
       }
       sum=sum+chi[i]*degi[i];
           stot=sgms1[ps][i]+sgma1[ps][i];
           fluxi[i]=sum/degi[i]/(-degi[i]*sgms1[ps][i]/(1.0-
alpha)/egi[i]+sgmt[ps][i]);
   }


  for(v=0;v<=st;v++)
  {

   for(u=0;u<=MAXG;u++)
    {
      dum=fabs(egii[v]-egi[u]);
      if(dum<=1e-6)  gr[v]=u;
    }

   }
```

```
   ng=st;

   /* create outputfile */

   if(ps==1)
   fp=fopen("output.txt","w");
   else
   fp=fopen("output.txt","a");

   for(u=0;u<=ng-1;u++)
   {

    sumc=0.0; sum3=0.0;
sum4=0.0;sumst=0.0;sum5=0.0;sumf=0.0;sumt=0.0;

    for(w=gr[u];w<=gr[u+1]-2;w++)
    {
       x1 = egi[w+2]; y11 =chif(egi[w+2]);
       x2 = egi[w+1]; y2 =chif(egi[w+1]);
       x3 = egi[w];   y3 =chif(egi[w]);
       x4=egi[w+2]; t=gj(x4,x1,x2,x3,y11,y2,y3);
       if(w==gr[u])   sumc=sumc+IntrA/1.001131;
          else  sumc=sumc+IntrL/1.001131;
        x1 = egi[w+2]; y11 =fluxi[w+2]*sgms1[ps][w+2];
        x2 = egi[w+1]; y2 =fluxi[w+1]*sgms1[ps][w+1];
        x3 = egi[w];   y3 =fluxi[w]*sgms1[ps][w];
        x4= egi[w+2];
        t=gj(x4,x1,x2,x3,y11,y2,y3);
           if(w==gr[u])   sum5=sum5+IntrA;
           else   sum5=sum5+IntrL;
    }

    for(w=gr[u];w<=gr[u+1];w++)
    {
        if(fluxi[w]<0.0) fluxi[w]=fluxi[w-1];

        sum3=sum3+fluxi[w]*(sgma1[ps][w]);

        sumf=sumf+fluxi[w]*sgmu1[ps][w];

        sum4=sum4+fluxi[w];

        sumt=sumt+fluxi[w]*sgmt[ps][w];


        sumst=sumst+sgms1[ps][w]/egi[w]/(1.0-
alpha)*fluxi[w];
    }

    sgma[ps][u+1]=fabs((sumt/sum4)-
(sum5/sum4));sgms[ps][u+1]=fabs(sum5/sum4);
    chig[ps][u+1]=sumc;sgmf[ps][u+1]=fabs(sumf/sum4);
    if(u<ng-1)
{sgmsg[ps][u+1][u+2]=fabs(sumst*(egi[gr[u+1]]-
egi[gr[u+2]])/sum4);

sgmrg[ps][u+1]=fabs(sgma[ps][u+1]+sgmsg[ps][u+1][u+2])
;

    }
    else
    {
     sgmrg[ps][u+1]=sgma[ps][u+1];
    }

    if(u<ng-1)
```

```
   fprintf(fp,"%.3e ",sgmsg[ps][u+1][u+2]*mw[ps]/6.02e-
1/rho[ps]);

   fprintf(fp,"%.3e %.3e\n",sumc,sumt/sum4*mw[ps]/6.02e-
1/rho[ps]);
   fprintf(fp,"%.3e %.3e\n",sgmrg[ps][u+1]*mw[ps]/6.02e-
1/rho[ps],sgmf[ps][u+1]*mw[ps]/6.02e-1/rho[ps]);
   fprintf(fp,"%.3e %.3e\n",sgma[ps][u+1]*mw[ps]/6.02e-
1/rho[ps],fabs(sgms[ps][u+1]*mw[ps]/6.02e-1/rho[ps]));

  }
 fprintf(fp,"\n");fclose(fp);
}

/* calculation for periodic reactor condition at any node */

void perio(void)

 {

    FILE *fp;
    n=ni; g=st;  r=n*n*g;  e=r+1; dx=cl/(n-1);dy=cl/(n-1);
    /*guess initial value for iteration*/

    /* define nu */

    for(ps=1;ps<=n*n;ps++)
     {

       for(j=1;j<=g;j++)

       {
        nuf[ps][j]=2.5;
       }
     }

    /* define diffusion coefficient*/

    for(i=1;i<=g;i++)
          {

      for(j=(i-1)*n*n+1;j<=(i-1)*n*n+n*n;j++)
      {

       Df[j]=1.0/3.0/(sgms[j-(i-1)*n*n][i]+sgma[j-(i-
1)*n*n][i]-mas[j-(i-1)*n*n]*sgms[j-(i-1)*n*n][i]);

      }
          }



      kef=1.0;in=1;flag1: t4=kef;

      for(k=1;k<=n*n*g;k++)
          {
            flux[k]=1.0;

      }

          for(i=1;i<=n;i++)
          {

                    for(j=1;j<=n;j++)
                    {
                     sum2=0.0;
                     for(h=1;h<=g;h++)
                          {
                           sum2=sum2+nuf[(i-1)*n+j][h]*sgmf[(i-
1)*n+j][h]*flux[(i-1)*n+j+(h-1)*n*n];
                          }
                          SF[i][j]=sum2;
                         }
                }
         sum1=0.0;

     for(i=1;i<=n;i++)
     {

         for(j=1;j<=n;j++)
              {
               if((i==1)||(i==n))
           {
            if((j==1)||(j==n)) sum1=sum1+3.0*SF[i][j]*dx*dy;
            else sum1=sum1+2.0*SF[i][j]*dx*dy;
           }
           else
           {
            if((j==1)||(j==n)) sum1=sum1+2.0*SF[i][j]*dx*dy;
            else sum1=sum1+SF[i][j]*dx*dy;
           }
          }
     }
   SF1[1]=sum1;

   /*iteration for flux from multigroup diffusion eq by finite
difference */

   do

   {

    for(it=1;it<=g;it++)/* group number*/

    {

      for(i=1;i<=n;i++) /* line number*/
      {

            for(j=(i-1)*n+1+(it-1)*n*n;j<=(i-1)*n+n+(it-
1)*n*n;j++) /*x array*/
            {

              for(k=1;k<=g*n*n+1;k++) /* y array*/

              {


                          if(i==1)
                          {

                                     if(j==(i-1)*n+1+(it-1)*n*n)
                                      {
                                       if(k==j) a[j][k]=sgmrg[j-(it-
1)*n*n][it]+(Df[j+1]+4*Df[j]-
Df[j])/4.0/dx/dx+(Df[j+n]+4*Df[j]-Df[j])/4.0/dy/dy;
                                       else if(k==j+1) a[j][k]=(-
Df[j+1]-4*Df[j]+Df[j])/4.0/dx/dx;
                                       else if(k==j+n) a[j][k]=(-
Df[j+n]-4*Df[j]+Df[j])/4.0/dy/dy;
                                       else if((it!=1)&&(k==j-n*n))
a[j][k]= -sgmsg[j-(it-1)*n*n][it-1][it];
                                       else if (k==g*n*n+1)
a[j][k]=SF[i][j-(it-1)*n*n-(i-1)*n]*chig[j-(it-1)*n*n][it]/kef;
```

```
else a[j][k]=0.0;
}
else if(j==(it-1)*n*n+n+(i-
1)*n)
{
if(k==j) a[j][k]=sgmrg[j-(it-
1)*n*n][it]+(-Df[j]+4*Df[j]+Df[j-
1])/4.0/dx/dx+(Df[j+n]+4*Df[j]-Df[j])/4.0/dy/dy ;
else if (k==j-1) a[j][k]=(Df[j]-
4*Df[j]-Df[j-1])/4.0/dx/dx ;
else if (k==j+n) a[j][k]=(-
Df[j+n]-4*Df[j]+Df[j])/4.0/dy/dy;
else if((it!=1)&&(k==j-n*n))
a[j][k]= -sgmsg[j-(it-1)*n*n][it-1][it];
else if (k==g*n*n+1)
a[j][k]=SF[i][j-(it-1)*n*n-(i-1)*n]*chig[j-(it-1)*n*n][it]/kef;
else a[j][k]=0.0;
}
else
{
{
if(k==j) a[j][k]=sgmrg[j-(it-
1)*n*n][it]+(Df[j+n]+4*Df[j]-
Df[j])/4.0/dy/dy+2.0*Df[j]/dx/dx;
else if(k==j-1)
a[j][k]=(Df[j+1]-4*Df[j]-Df[j-1])/4.0/dx/dx;
else if(k==j+1) a[j][k]=(-
Df[j+1]-4*Df[j]+Df[j-1])/4.0/dx/dx;
else if(k==j+n) a[j][k]=(-
Df[j+n]-4*Df[j]+Df[j])/4.0/dy/dy;
else if((it!=1)&&(k==j-n*n))
a[j][k]= -sgmsg[j-(it-1)*n*n][it-1][it];
else if (k==g*n*n+1)
a[j][k]=SF[i][j-(it-1)*n*n-(i-1)*n]*chig[j-(it-1)*n*n][it]/kef;
else a[j][k]=0.0;
}
}
}/*i=1*/

else if(i==n)
{

if(j==(i-1)*n+1+(it-1)*n*n)
{
if(k==j) a[j][k]=sgmrg[j-(it-
1)*n*n][it]+(Df[j+1]+4*Df[j]-Df[j])/4.0/dx/dx+(-
Df[j]+4*Df[j]+Df[j-n])/4.0/dy/dy;
else if(k==j+1) a[j][k]=(-
Df[j+1]-4.0*Df[j]+Df[j])/4.0/dx/dx;
else if(k==j-n) a[j][k]=(Df[j]-
4.0*Df[j]-Df[j-n])/4.0/dy/dy;
else if((it!=1)&&(k==j-n*n))
a[j][k]= -sgmsg[j-(it-1)*n*n][it-1][it];
else if (k==g*n*n+1)
a[j][k]=SF[i][j-(it-1)*n*n-(i-1)*n]*chig[j-(it-1)*n*n][it]/kef;
else a[j][k]=0.0;
}
else if(j==(it-1)*n*n+n+(i-
1)*n)
{
if(k==j) a[j][k]=sgmrg[j-(it-
1)*n*n][it]+(-Df[j]+4.0*Df[j]+Df[j-1])/4.0/dx/dx+(-
Df[j]+4.0*Df[j]+Df[j-n])/4.0/dy/dy;
else if (k==j-1) a[j][k]=(Df[j]-
4.0*Df[j]-Df[j-1])/4.0/dx/dx;
else if (k==j-n) a[j][k]=(Df[j]-
4.0*Df[j]-Df[j-n])/4.0/dy/dy;
else if((it!=1)&&(k==j-n*n))
a[j][k]= -sgmsg[j-(it-1)*n*n][it-1][it];
else if (k==g*n*n+1)
a[j][k]=SF[i][j-(it-1)*n*n-(i-1)*n]*chig[j-(it-1)*n*n][it]/kef;
else a[j][k]=0.0;
}
else
{
{
if(k==j) a[j][k]=sgmrg[j-(it-1)*n*n][it]+(-
Df[j]+4*Df[j]+Df[j-n])/4.0/dy/dy+2.0*Df[j]/dx/dx ;
else if(k==j-1)
a[j][k]=(Df[j+1]-4.0*Df[j]-Df[j-1])/4.0/dx/dx;
else if(k==j+1) a[j][k]= (-
Df[j+1]-4.0*Df[j]+Df[j-1])/4.0/dx/dx;
else if(k==j-n) a[j][k]=(Df[j]-
4.0*Df[j]-Df[j-n])/4.0/dy/dy;
else if((it!=1)&&(k==j-n*n))
a[j][k]= -sgmsg[j-(it-1)*n*n][it-1][it];
else if (k==g*n*n+1)
a[j][k]=SF[i][j-(it-1)*n*n-(i-1)*n]*chig[j-(it-1)*n*n][it]/kef;
else a[j][k]=0.0;
}
}
}/*i=n*/


else if((i<n)&&(i>1))
{

if(j==(i-1)*n+1+(it-1)*n*n)
{
if(k==j) a[j][k]=sgmrg[j-(it-
1)*n*n][it]+(Df[j+1]+4*Df[j]-
Df[j])/4.0/dx/dx+2.0*Df[j]/dy/dy ;
else if(k==j-n)
a[j][k]=(Df[j+n]-4.0*Df[j]-Df[j-n])/4.0/dy/dy;
else if(k==j+n) a[j][k]=(-
Df[j+n]-4.0*Df[j]+Df[j-n])/4.0/dy/dy;
else if(k==j+1) a[j][k]=(-
Df[j+1]-4.0*Df[j]+Df[j])/4.0/dx/dx;
else if((it!=1)&&(k==j-n*n))
a[j][k]= -sgmsg[j-(it-1)*n*n][it-1][it];
else if (k==g*n*n+1)
a[j][k]=SF[i][j-(it-1)*n*n-(i-1)*n]*chig[j-(it-1)*n*n][it]/kef;
else a[j][k]=0.0;
}
else if(j==(it-1)*n*n+n+(i-
1)*n)
{
if(k==j) a[j][k]=sgmrg[j-(it-
1)*n*n][it]+(-Df[j]+4*Df[j]+Df[j-
1])/4.0/dx/dx+2.0*Df[j]/dy/dy;
else if (k==j-n)
a[j][k]=(Df[j+n]-4.0*Df[j]-Df[j-n])/4.0/dy/dy ;
else if (k==j+n) a[j][k]=(-
Df[j+n]-4.0*Df[j]+Df[j-n])/4.0/dy/dy;
else if (k==j-1) a[j][k]=(Df[j]-
4.0*Df[j]-Df[j-1])/4.0/dx/dx;
else if((it!=1)&&(k==j-n*n))
a[j][k]= -sgmsg[j-(it-1)*n*n][it-1][it];
else if (k==g*n*n+1)
a[j][k]=SF[i][j-(it-1)*n*n-(i-1)*n]*chig[j-(it-1)*n*n][it]/kef;
else a[j][k]=0.0;
}
else
{
```

```
                                        if(k==j) a[j][k]=sgmrg[j-(it-
1)*n*n][it]+2.0*Df[j]*(1/dx/dx+1/dy/dy);
                                        else if(k==j-1)
a[j][k]=(Df[j+1]-4.0*Df[j]-Df[j-1])/4.0/dx/dx;
                                        else if(k==j+1) a[j][k]=(-
Df[j+1]-4.0*Df[j]+Df[j-1])/4.0/dx/dx;
                                        else if(k==j-n)
a[j][k]=(Df[j+n]-4.0*Df[j]-Df[j-n])/4.0/dy/dy;
                                        else if(k==j+n) a[j][k]=(-
Df[j+n]-4.0*Df[j]+Df[j-n])/4.0/dy/dy ;
                                        else if((it!=1)&&(k==j-n*n))
a[j][k]= -sgmsg[j-(it-1)*n*n][it-1][it];
                                        else if (k==g*n*n+1)
a[j][k]=SF[i][j-(it-1)*n*n-(i-1)*n]*chig[j-(it-1)*n*n][it]/kef;
                                        else a[j][k]=0.0;
                                       }
                           }/*(i<n)&&(i>1)*/

                }/*k*/
                    }/*j*/

             }/*i*/
         }/*it*/


     /*solve matrix eq */

     for(l = 1;l<= r - 1;l++)
     {
      p = 1;
      if (a[l][l]== 0)
      {

             while(p <= r - l)
              {
              if (a[l + p][l] != 0)
              {

         for(z = 1;z<= e; z++)
               {
               f[l][z] = a[l][z]; a[l][z] = a[l + p][z]; a[l + p][z] =
f[l][z];
               }
               break;
               }
               p = p + 1;
               if (p == r)
               {
                          exit(0);
               }
              }
      }

     for(i = l + 1;i<= r;i++)
     {
             for(m = l;m <= r + 1;m++)
             {
              b[i][m] = -a[l][m] * a[i][l] / a[l][l];
             }
     }
             for(j = l + 1;j <= r;j++)
             {
              for(k = l;k <= r + 1;k++)
              {
               a[j][k] = a[j][k] + b[j][k];
              }
             }
```

```
              q = 0;
              for(x = 1;x <= r;x++)
               {
                for(y = 1;y <= e;y++)
                {
                           if (a[x][y] == 0)
                           {
                            q = q + 1;
                            if(q == e)
                            {
                              exit(0);
                            }
                           }
                }
               q = 0;
               }
     }
     /*doing backward*/

     for(l = r;l>= 2;l--)
     {
      p = 1;
      if (a[l][l]== 0)
     {
              while(p <= r - l)
              {
               if (a[l - p][l] != 0)
               {
                for(z = 1;z<= e; z++)
                {
                f[l][z] = a[l][z]; a[l][z] = a[l - p][z]; a[l - p][z] =
f[l][z];
                }
                break;
               }
               p = p + 1;
               if (p == r)
                {
                  exit(0);
                }
              }
     }
       for(i = l - 1;i>=1;i--)
       {
              for(m = r + 1;m>=1;m--)
               {
                b[i][m] = -a[l][m]*a[i][l]/a[l][l];
               }
       }
              for(j = l - 1;j>=1;j--)
               {
                for(k = r + 1;k>=1;k--)
                {
                           a[j][k] = a[j][k] + b[j][k];
                }
               }
     }
     q = 0;

              for(x = 1;x <= r;x++)
               {
                for(y = 1;y <= e;y++)
                {
                           if (a[x][y] == 0)
                           {
                            q = q + 1;
                            if(q == e)
```

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

```
                        {
                          exit(0);
                        }
                       }
              }
             q = 0;
             }
 for(i = 1; i<=r ;i++)
 {
            if(a[i][i]!=0.0e0)
      {
      if(flux[i]<=0.0e0)
      {
       if(k>=0.00001) { kef=kef/2.0;goto flag1;}
       else
       {
        for(j=1;j<=r;j++)
        {
         flux[j]=0.00e0;
        }
       kef=0.0;
       goto END1;

       }

      }
      else flux[i] = (a[i][e])/(a[i][i]);
      }
      else
      {flux[i] = 0.0e0;}

 }

 for(i=1;i<=n;i++)
 {
            for(j=1;j<=n;j++)
            {
             sum1=0.0;
             for(h=1;h<=g;h++)
             {
              sum1=sum1+nuf[(i-1)*n+j][h]*sgmf[(i-
1)*n+j][h]*flux[(i-1)*n+j+(h-1)*n*n];
             }

             SF[i][j]=sum1;

            }
 }

 /*approximate integration over domain*/
 sum1=0.0;
 for(i=1;i<=n;i++)
 {
            for(j=1;j<=n;j++)
            {
             if((i==1)||(i==n))
       {
        if((j==1)||(j==n)) sum1=sum1+3.0*SF[i][j]*dx*dy;
        else sum1=sum1+2.0*SF[i][j]*dx*dy;
       }
       else
       {
        if((j==1)||(j==n)) sum1=sum1+2.0*SF[i][j]*dx*dy;
        else sum1=sum1+SF[i][j]*dx*dy;
       }
            }
 }
```

```
  SF1[in+1]= sum1;
  if(SF1[in]==0.0)
  {
   kef=0.0;goto END1;
  }
  kef=kef*SF1[in+1]/SF1[in];

  epsilon=fabs(kef-t4);

              t4=kef; in++;
  }
  /* end of loop ofr ieration */

  while(epsilon>=1e-5);

 END1:

 fp=fopen("output.txt","a");

 for(i=1;i<=g;i++)
  {
  sum1=0.0;sum2=0.0;
  fprintf(fp,"flux group %d\n",i);

  for(j=1+(i-1)*n*n;j<=i*n*n;j=j+n)

  {
    sum1=sum1+flux[j]*Df[j];
    sum2=sum2+flux[j];

    for(k=j;k<=j+n-1;k++)
    {
    fprintf(fp," %.3e ",fabs(flux[k]));
    }

  fprintf(fp,"\n");
  }

  fprintf(fp,"Df %d\n",i);

  for(j=1+(i-1)*n*n;j<=i*n*n;j=j+n)
  {

    for(k=j;k<=j+n-1;k++)
    {
    fprintf(fp," %.3e ",fabs(Df[k]));
    }
  fprintf(fp,"\n");
  }
 fprintf(fp,"\n");
 }

 /*fprintf(fp,"k = %.3f ",kef);*/
 fprintf(fp,"\n"); fprintf(fp,"\n");
 fclose(fp);

 }


/* collapse for coarse group by periodic condition */

void collap_perio(int psp)

{

  ps=psp;
```

```
 for(v=0;v<=ngp;v++)
 {

  for(u=0;u<=st;u++)
  {
    dum=fabs(egip[v]-egii[u]);
    if(dum<=1e-9)  gr[v]=u;
  }

 }
 ng=ngp;

 fp=fopen("output.txt","a");

 for(u=0;u<=ng-1;u++)
 {

  sumc=0.0; sum3=0.0;
sum4=0.0;sumst=0.0;sum5=0.0;sumf=0.0;sumt=0.0;

  for(w=gr[u]+1;w<=gr[u+1]-2;w++)
  {
       x1 = egii[w+2]; y11 =chif(egii[w+2]);
       x2 = egii[w+1]; y2 =chif(egii[w+1]);
       x3 = egii[w];   y3 =chif(egii[w]);
       x4=egii[w+2]; t=gj(x4,x1,x2,x3,y11,y2,y3);
       if(w==gr[u])   sumc=sumc+IntrA/1.001131;
          else  sumc=sumc+IntrL/1.001131;

  }

  for(w=gr[u]+1;w<=gr[u+1];w++)
  {
        sum5=sum5+flux[ni*ni*(w-1)+ps]*(sgms[ps][w]);

        sum3=sum3+flux[ni*ni*(w-1)+ps]*(sgma[ps][w]);

        sumf=sumf+flux[ni*ni*(w-1)+ps]*sgmf[ps][w];

        sum4=sum4+flux[ni*ni*(w-1)+ps];

        sumt=sumt+fluxi[w]*sgmt[ps][w];

        sumst=sumst+sgms[ps][w]/egii[w]/(1.0-
alpha)*flux[ni*ni*(w-1)+ps];
  }

   sgma[ps][u+1]=(sumt/sum4)-
(sum5/sum4);sgms[ps][u+1]=sum5/sum4;
   chig[ps][u+1]=sumc;sgmf[ps][u+1]=sumf/sum4;

   if(u<ng-1)
   {
    sgmsg[ps][u+1][u+2]=sumst*(egi[gr[u+1]]-
egi[gr[u+2]])/sum4;
    sgmrg[ps][u+1]=sgma[ps][u+1]+sgmsg[ps][u+1][u+2];
   }

   else
   {
    sgmrg[ps][u+1]=sgma[ps][u+1];
   }

   if(u<ng-1)
   fprintf(fp,"%.3e ",sgmsg[ps][u+1][u+2]*mw[ps]/6.02e-
1/rho[ps]);
    fprintf(fp,"%.3e %.3e\n",sumc,sumt/sum4*mw[ps]/6.02e-
1/rho[ps]);
    fprintf(fp,"%.3e %.3e\n",sgmrg[ps][u+1]*mw[ps]/6.02e-
1/rho[ps],sgmf[ps][u+1]*mw[ps]/6.02e-1/rho[ps]);
    fprintf(fp,"%.3e %.3e\n",sgma[ps][u+1]*mw[ps]/6.02e-
1/rho[ps],fabs(sgms[ps][u+1]*mw[ps]/6.02e-1/rho[ps]));

  }

  if (ps==ni*ni)
  {
   fprintf(fp,"\n"); fprintf(fp,"k = %.3f ",kef);
  }
  fprintf(fp,"\n");
 fclose(fp);

}

main()

{

  input_data(); divig();



  /* read data from any node */

  for(ii=1;ii<=ni*ni;ii++)

  {


read5(1,ii);read5(102,ii);read5(800,ii);read5(801,ii);read5(2,ii)
;read5(18,ii);

  }



  /* calculation infinite reactor */

  for(ii=1;ii<=ni*ni;ii++)

  {
   collap_inf(ii);
  }

  /* calculation periodic reactor */

  perio();

  /* collapsing periodic group */

  for(ii=1;ii<=ni*ni;ii++)
  {

   collap_perio(ii);
  }
printf("program terminate");
}

 /* END OF PROGRAM */
```

ประวัติผู้เขียนวิทยานิพนธ์

นาย รังษี พรเจริญ เกิดเมื่อวันที่ 27 พฤษภาคม พ.ศ. 2515 กรุงเทพมหานครสำเร็จการศึกษาระดับปริญญาวิทยาศาสตรบัณฑิต สาขาวิชา คณิตศาสตร์ คณะวิทยาศาสตร์จากมหาวิทยาลัยรามคำแหง และเข้าศึกษาต่อระดับปริญญามหาบัณฑิตภาควิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัยในปีการศึกษา 2544

สถาบันวิทยบริการ
จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย