

PS08: การพัฒนาโปรแกรมเพื่อคำนวณการจัดการเชื้อเพลิงในแกนปฏิกรณ์

นิวเคลียร์แบบสามมิติและสองกลุ่มพลังงาน

*ธนรรจน์ แสงจันทร์¹ ชนาธิป ทิพยกุล² และสัชชัย นิลสุวรรณโมทย์¹

¹ภาควิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

ถ.พญาไท เขตปทุมวัน กรุงเทพฯ 10330

โทรศัพท์ 0 2217 6781 โทรสาร 0 2218 6780 E-Mail: dhanaj@hotmail.com

²สถาบันเทคโนโลยีนิวเคลียร์แห่งชาติ (องค์การมหาชน)

ถ.วิภาวดีรังสิต ลาดยาว จตุจักร กรุงเทพฯ 10900

โทรศัพท์ 0 2 579 7600 โทรสาร 02 579 0220 E-Mail: chanatip@tint.or.th

บทคัดย่อ

งานวิจัยนี้ นำเสนอการพัฒนาโปรแกรมคอมพิวเตอร์ เพื่อคำนวณการจัดการเชื้อเพลิงในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในระบบฟลักซ์แบบสามมิติ โดยอาศัยทฤษฎีการแพร่ของนิวตรอนสองกลุ่มพลังงาน (Two group neutron diffusion theory) (นิวตรอนในกลุ่มพลังงานก่อนความร้อนหรือ ฟาสต์นิวตรอน (Fast neutron) และในนิวตรอนในกลุ่มพลังงานความร้อนหรือ เทอร์มัลนิวตรอน (Thermal neutron) โปรแกรมที่พัฒนานี้สามารถคำนวณลักษณะการบรรจุเชื้อเพลิงในแกนปฏิกรณ์สามแบบ คือ 1. แบบเนื้อเดียว 2. แบบบรรจุเชื้อเพลิงชนิดที่มีการเสริมสมรรถนะสูงกว่าไว้ภายนอก และ 3. แบบกระจายชนิดเชื้อเพลิง และได้ใช้โปรแกรมที่พัฒนาสำหรับการคำนวณ ค่าวิกฤตของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ การกระจายของนิวตรอนฟลักซ์ภายในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และการเผาผลาญเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ในหน่วยเมกะวัตต์วัน ต่อกิโลกรัมยูเรเนียม ผลการคำนวณพบว่าค่ากระจายกำลังสูงสุดต่อค่ากระจายกำลังเฉลี่ยในแกนปฏิกรณ์มีค่าต่ำสุดเมื่อบรรจุเชื้อเพลิงในแบบกระจายชนิดเชื้อเพลิง ซึ่งเหมาะสมที่สุดในการจัดการแกนปฏิกรณ์

คำสำคัญ: ค่าวิกฤต การจัดการแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ การเผาผลาญเชื้อเพลิงนิวเคลียร์

DEVELOPMENT OF A COMPUTATIONAL PROGRAM FOR FUEL MANAGEMENT IN A 3-D, TWO ENERGY GROUPS NUCLEAR REACTOR CORE

*Dhanaj Saengchantr¹, Chanatip Tipayakul² and Sunchai Nilsuwankosit¹

¹Department of Nuclear Technology Faculty of Engineering,

Chulalongkorn University Phayathai Road, Patumwan, Bangkok, 10330

Phone: 0 2218 6781, Fax: 0 2218 6780, E-Mail: dhanaj@hotmail.com

²Thailand Institute of Nuclear Technology (TINT)

Vibhavadee-Rangsit Rd. Ladyaow Chatuchak Bangkok 10900

Phone: 02 596 7600, Fax: 02 579 0220, E-Mail: chanatip@tint.or.th

Abstract

A computational program was developed for reactor fuel management in three dimensional Cartesian coordinates using two-group neutron diffusion theory (fast neutron and thermal neutron energy group). Three fuel loading patterns were considered as follow: 1. uniform loading, 2. out-in loading and 3. in-scatter loading. Criticality, peak power distribution and loaded fuel depletion measured in megawatt-day per kilogram (MW d/kg) of uranium were also calculated by the developed program. The results showed that the in-scatter loading pattern gave the best power peaking for fuel management.

Keywords: Criticality, Nuclear reactor core management, fuel burnup, fuel depletion.

1. บทนำ

ในการดำเนินการเกี่ยวข้องกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ การบริหารและการจัดการเครื่องปฏิกรณ์ ถือเป็นหัวใจหลักของหน่วยปฏิบัติการ เพราะจะเป็นการวางแผนการใช้ประโยชน์จากเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ ที่มีอยู่ให้เกิดความคุ้มค่า ซึ่งนอกจากจะทำให้การใช้เชื้อเพลิงเป็นไปอย่างมีประสิทธิภาพแล้วสิ่งที่สำคัญที่สุดคือไม่ว่าการปฏิบัติการใด ๆ จะต้องแน่ใจว่าความปลอดภัยจะต้องมาเป็นอันดับหนึ่งเสมอ

เครื่องมือที่ใช้ในการประเมินการจัดการเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ส่วนมากจะเป็นการคำนวณเพื่อประมาณการว่าในแต่ละกระบวนการ หรือ ในแต่ละวงจรการทำงานเชื้อเพลิง เกิดพารามิเตอร์ใดบ้าง และพารามิเตอร์ที่เป็นประเด็นสำคัญเกี่ยวข้องกับความปลอดภัยของเชื้อเพลิง มีพฤติกรรมอย่างไร และมีผลกระทบที่อาจทำให้เกิดความเสียหายแก่เชื้อเพลิงหรือไม่อย่างไร นอกจากนี้ประเด็นทางด้านวิศวกรรมแล้ว การประเมินระยะเวลาในการเดินเครื่องก็เป็นสิ่งสำคัญเช่นกัน ทั้งนี้จะได้สามารถวางแผนได้ในระยะยาว

ความแม่นยำในการประมาณการขึ้นอยู่กับองค์ประกอบหลายประการ เช่นความสามารถในการสร้างอินพุตให้มีโครงสร้างเชิงวิศวกรรมอย่างถูกต้อง การเลือกใช้ฐานข้อมูลนิวเคลียร์ (Nuclear database) และกระบวนการที่ใช้ในการคำนวณ เป็นต้น

ในการวิจัยนี้ได้เริ่มต้นพัฒนาซอฟต์แวร์สำหรับจัดการแกนปฏิกรณ์โดยใช้ทฤษฎีการแพร่ของนิวตรอนในพิภคสามมิติสำหรับสองกลุ่มพลังงาน และสมมติว่าแกนปฏิกรณ์ที่ทำการคำนวณเป็นแกนปฏิกรณ์ที่สมมติขึ้น ไม่มีความซับซ้อนทางวิศวกรรม และนำผลการคำนวณที่ได้ไปเปรียบเทียบกับซอฟต์แวร์มาตรฐาน

2. ทฤษฎี

2.1 ทฤษฎีการแพร่ของนิวตรอน g กลุ่มพลังงาน^[1]

ทฤษฎีการแพร่นิวตรอนสำหรับนิวตรอน g กลุ่มพลังงาน สามารถแสดงได้ดังสมการที่ 1 ซึ่งอธิบายอัตราการเปลี่ยนแปลงนิวตรอนที่เกิดขึ้นในแกนปฏิกรณ์โดยพิจารณาเป็นความหนาแน่นของนิวตรอน หรือ นิวตรอนฟลักซ์มีหน่วยเป็น นิวตรอนต่อตารางเซนติเมตรต่อวินาที ($n/cm^2.s$)

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} - \nabla \cdot D_g \nabla \phi_g + \Sigma_{tg} \phi_g(\mathbf{r}, t) = \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg'g} \phi_{g'} + \chi_g \sum_{g'=1}^G v_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} + S_{ext} \quad (1)$$

เมื่อ

D_g	คือ	ค่าสัมประสิทธิ์ของการแพร่ในกลุ่ม g มีหน่วยเป็น เซนติเมตร
ϕ_g	คือ	นิวตรอนฟลักซ์ มีหน่วยเป็น จำนวนนิวตรอน ต่อ หน่วยพื้นที่ต่อหน่วยเวลาที่พิจารณาในกลุ่ม g
ν_g	คือ	จำนวนนิวตรอนเฉลี่ยที่เกิดขึ้นใหม่ในกลุ่ม g ต่อทุก ๆ อันตรกิริยาการแตกตัว
v_g	คือ	ความเร็วนิวตรอนในกลุ่ม g มีหน่วยเป็น เซนติเมตร ต่อวินาที
Σ_{fg}	คือ	ค่าภาคตัดขวางมหภาคสำหรับอันตรกิริยาการแตกตัวในกลุ่ม g
Σ_{ag}	คือ	ค่าภาคตัดขวางมหภาคสำหรับอันตรกิริยาการดูดกลืนในกลุ่ม g
Σ_{sg}	คือ	ค่าภาคตัดขวางมหภาคการกระเจิงออกจากกลุ่ม g
$\Sigma_{sg'g}$	คือ	ค่าภาคตัดขวางมหภาคการกระเจิงจากกลุ่ม g' ไปยังกลุ่ม g
Σ_{tg}	คือ	ค่าภาคตัดขวางมหภาครวม ในกลุ่ม g
χ_g	คือ	ค่าโอกาสที่นิวตรอนที่เกิดจากอันตรกิริยาการแตกตัวจะมีพลังงานอยู่ในกลุ่ม g
S_{ext}	คือ	ต้นกำเนิดนิวตรอนจากภายนอก มีหน่วยเป็น จำนวนนิวตรอน ต่อ หน่วยพื้นที่ต่อหน่วยเวลา

หากพิจารณาสมการที่ 1 ที่สภาวะคงตัว (steady state) และพิจารณาว่าไม่มีต้นกำเนิดนิวตรอนภายนอก นั่นคือ $\frac{\partial \phi_g}{\partial t} = 0$ และ $S_{ext} = 0$ จะได้

$$-\nabla \cdot D_g \nabla \phi_g + \Sigma_{Rg} \phi_g = \sum_{g'=1}^{g-1} \Sigma_{sg'g} \phi_{g'} + \frac{1}{k} \chi_g \sum_{g'=1}^G v_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} \quad (2)$$

เมื่อ นิยามให้ $\Sigma_{Rg} \equiv \Sigma_{tg} - \Sigma_{sgg}$ และ ∇ เป็นตัวดำเนินการ (Operand) ในพิกัดฉาก (Cartesian Coordinate) และ ค่า k คือค่าแสดงสภาวะวิกฤต (Criticality) ซึ่งนิยามจากอัตราส่วนของประชากรนิวตรอนที่เกิดขึ้นในระบบที่เวลาก่อนหน้า ต่อ ประชากรนิวตรอนที่เกิดขึ้นในระบบที่เวลาปัจจุบัน ถ้าค่า k มากกว่า 1 จะเรียกสภาวะนั้นว่า สภาวะเหนือวิกฤต (Super Critical) ในขณะเดียวกัน ถ้าค่า k มีค่าต่ำกว่า 1 จะเรียกว่าสภาวะใต้วิกฤต (Sub-critical) และ เมื่อค่า k เท่ากับ 1 จะเรียกสภาวะนี้ว่า สภาวะวิกฤต

ในการคำนวณสมการการแพร่ นั้น สิ่งที่สำคัญที่สุดคือการหาค่าคงที่กลุ่ม (group constant) ดังสมการที่ 1 ซึ่งประกอบด้วยค่า $-D_g$ v_g Σ_{fg} Σ_{fg} Σ_{ag} Σ_{sg} $\Sigma_{sg'g}$ Σ_{tg} และค่าในงานวิจัยนี้จะโปรแกรม SRAC เพื่อสร้างค่าคงที่กลุ่ม และประยุกต์ระเบียบวิธีเชิงตัวเลขผลต่างสลับเนื่องร่วมกับการแก้สมการเชิงเส้นด้วยวิธีเกาส์ - ไซเดล (Gauss Seidel) เพื่อแก้ปัญหสมการการแพร่

2.2 ระเบียบวิธีผลต่างสลับเนื่อง (Finite difference)

การแก้สมการด้วยวิธีผลต่างสลับเนื่องอาศัยการกระจายฟังก์ชันด้วยอนุกรมเทเลอร์แบบ forward และ backward เพื่อประมาณผลเฉลยด้วย สมการผลต่างการแบ่งย่อยแบบตรงกลาง (Central divided-difference)^[2] สามารถแสดงได้ดังสมการที่ 3

$$f''(x) = \frac{f(x_{i+1}) - 2f(x_i) + f(x_{i-1}))}{h^2} + O(h^2) \quad (3)$$

2.3 การแก้สมการเชิงเส้นด้วยวิธีเกาส์ - ไซเดล

อาศัยสมการที่ 3 เพื่อสร้างสมการเชิงเส้นและแทนด้วยเมตริกซ์ ที่มีขนาด $nx \times ny \times nz \times g$ โดย nx ny nz คือจำนวนจุดที่แบ่งตามแนวแกน x y และ z ตามลำดับ และ g แทนจำนวนกลุ่มของนิวตรอน สมการที่ 4 ได้จากการแทนจุดต่าง ๆ ในการแบ่งพิกัดในแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ โดยเมตริกซ์ $[M]$ แสดงคุณสมบัติของค่าคงที่กลุ่ม $[F]$ แสดงคุณสมบัติส่วนที่เป็นฟิชชันเทอม และ $[\Phi]$ เป็นนิวตรอนฟลักซ์ที่ต้องการหาค่า

$$[M][\Phi] = [F] \quad (4)$$

$$\begin{bmatrix} M_{11} & M_{12} & \cdots & M_{1N} \\ M_{21} & M_{22} & \cdots & M_{2N} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ M_{N1} & M_{N2} & \cdots & M_{NN} \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \phi_1 \\ \phi_2 \\ \vdots \\ \phi_N \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} F_1 \\ F_2 \\ \vdots \\ F_N \end{bmatrix} \quad (5)$$

$$\phi_1^{k+1} = \frac{1}{M_{11}} [F_1 - M_{12}\phi_2^k - M_{13}\phi_3^k - \dots - M_{1N}\phi_N^k]$$

$$\phi_2^{k+1} = \frac{1}{M_{22}} [F_2 - M_{21}\phi_1^{k+1} - M_{23}\phi_3^k - \dots - M_{2N}\phi_N^k]$$

⋮

$$\phi_N^{k+1} = \frac{1}{M_{NN}} [F_N - M_{N1}\phi_1^{k+1} - M_{N2}\phi_2^{k+1} - \dots - M_{NN-1}\phi_{N-1}^{k+1}]$$

ดำเนินการคำนวณจนกระทั่ง $|\phi_N^{(n+1)} - \phi_N^{(n)}| < \varepsilon_\phi$ (ε_ϕ คือความคลาดเคลื่อนสัมพัทธ์)

3. วิธีการ

3.1 สมการการแพร่สำหรับนิวตรอนสองกลุ่มพลังงาน

เมื่อพิจารณานิวตรอนสองกลุ่มพลังงานแล้ว สมการที่ 2 สามารถเขียนใหม่ได้เป็น^[4]

กลุ่มที่ 1

$$-\nabla^2 \phi_1 + \frac{\Sigma_{R1}}{D_1} \phi_1 = \frac{(\Sigma_{s11} \phi_1 + \Sigma_{s21} \phi_2)}{D_1} + \frac{1}{k} \chi_1 \frac{S_1}{D_1} \quad (6)$$

กลุ่มที่ 2

$$-\nabla^2 \phi_2 + \frac{\Sigma_{R2}}{D_2} \phi_2 = \frac{(\Sigma_{s12} \phi_1 + \Sigma_{s22} \phi_2)}{D_2} + \frac{1}{k} \chi_2 \frac{S_2}{D_2} \quad (7)$$

แทน $\nabla^2 \phi$ ด้วย $\nabla^2 \Phi(x, y, z)$ จะได้

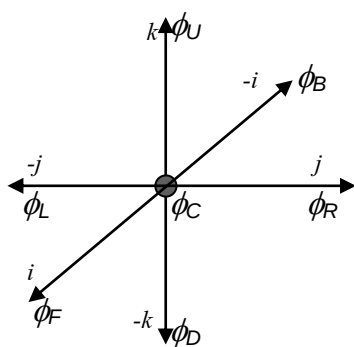
$$\nabla^2 \Phi_1(x, y, z) - \frac{\Sigma_{R1}}{D_1} \Phi_1(x, y, z) + \frac{(\Sigma_{s11} \Phi_1(x, y, z) + \Sigma_{s21} \Phi_2(x, y, z))}{D_1} = -\frac{1}{k} \chi_1 \frac{S_1}{D_1} \quad (8)$$

$$-\nabla^2 \Phi_2(x, y, z) + \frac{\Sigma_{R2}}{D_2} \Phi_2(x, y, z) = \frac{\Sigma_{12} \Phi_1(x, y, z) + \Sigma_{22} \Phi_2(x, y, z)}{D_2} \quad (9)$$

และประยุกต์กระบวนการวิธีผลต่างสืบเนื่องกับสมการที่ 7 โดยแทน $\nabla^2 \Phi(x, y, z)$ ด้วยจะได้

$$\frac{\phi_{Fg}^{n+1} + \phi_{Bg}^{n+1} - 2\phi_{Cg}^{n+1}}{\Delta x^2} + \frac{\phi_{Rg}^{n+1} + \phi_{Lg}^{n+1} - 2\phi_{Cg}^{n+1}}{\Delta y^2} + \frac{\phi_{Ug}^{n+1} + \phi_{Dg}^{n+1} - 2\phi_{Cg}^{n+1}}{\Delta z^2} \quad (10)$$

เมื่อกำหนด i, j, k ใด ๆ เป็น จุดในระบบพิกัดฉาก (x, y, z) และกำหนดให้



- ϕ_C แทน ฟลักซ์ที่จุด i, j, k
- ϕ_F แทน ฟลักซ์ที่จุด $i+1, j, k$
- ϕ_B แทน ฟลักซ์ที่จุด $i-1, j, k$
- ϕ_R แทน ฟลักซ์ที่จุด $i, j+1, k$
- ϕ_L แทน ฟลักซ์ที่จุด $i, j-1, k$
- ϕ_U แทน ฟลักซ์ที่จุด $i, j, k+1$
- ϕ_D แทน ฟลักซ์ที่จุด $i, j, k-1$

รูปที่ 1 การอ้างอิงตำแหน่งของฟลักซ์ที่ใช้กระบวนการวิธีผลต่างสืบเนื่อง

เมื่อ

$$\Delta x \text{ แทนการแบ่งเซลล์ย่อย ทางด้านแกน } x \text{ โดยมีค่าเป็น } \Delta x = \frac{W}{nx+1}$$

$$\Delta y \text{ แทนการแบ่งเซลล์ย่อย ทางด้านแกน } y \text{ โดยมีค่าเป็น } \Delta y = \frac{T}{ny+1}$$

$$\Delta z \text{ แทนการแบ่งเซลล์ย่อย ทางด้านแกน } z \text{ โดยมีค่าเป็น } \Delta z = \frac{H}{nz+1}$$

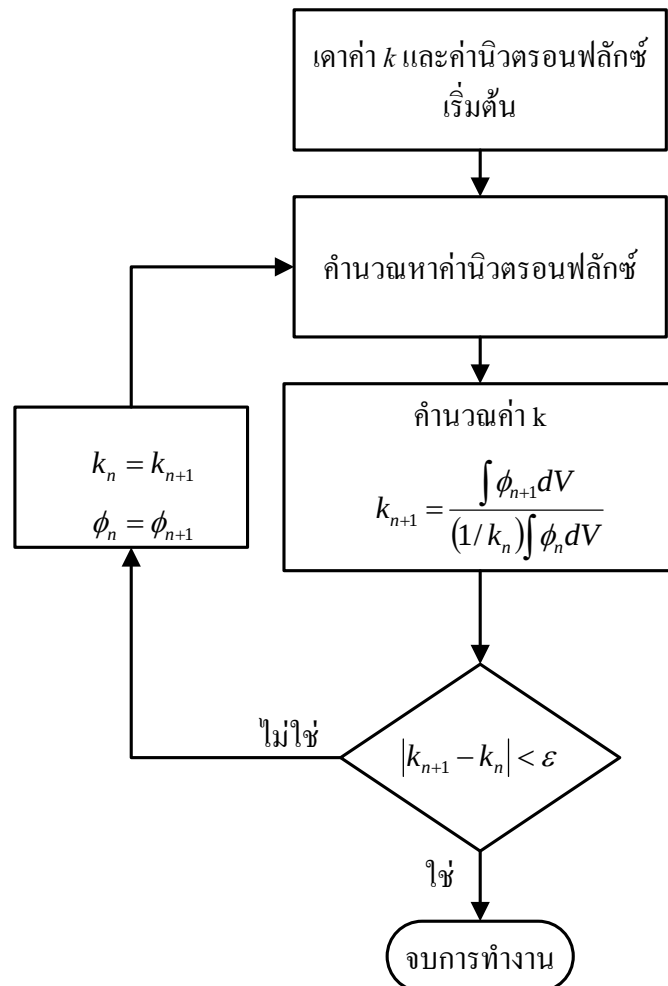
W T และ H แทนขนาดความกว้าง ยาว และสูง ของแกนปฏิกรณ์ฯ ตามลำดับ

จะเห็นว่าขนาดเมตริกซ์ที่ได้ขึ้นอยู่กับจำนวน n_x n_y และ n_z และจำนวนกลุ่มพลังงานของนิวตรอนที่สนใจ ในรูปแบบสมการเชิงเส้นซึ่งสามารถใช้กระบวนการวิธี เกาส์-ไซเดล แก้ปัญหาสมการ และสามารถหาค่าวิกฤตได้จากการวนซ้ำ (iterative scheme)

$$\mathbf{M}\Phi^{(n+1)} = \frac{1}{k^{(n)}}\mathbf{F}\Phi^{(n)} \quad (11)$$

3.2 การคำนวณนิวตรอนฟลักซ์โปรไฟล์และค่าวิกฤต (criticality)

การคำนวณนิวตรอนฟลักซ์โปรไฟล์และค่าวิกฤตสามารถแสดงได้ดังรูปที่ 2 โดยจะเริ่มจากการเดาค่านิวตรอนฟลักซ์โปรไฟล์และค่าวิกฤตเริ่มต้น แล้วจึงทำการคำนวณตามกระบวนการวิธีที่ได้กล่าวไว้ในหัวข้อที่ 2

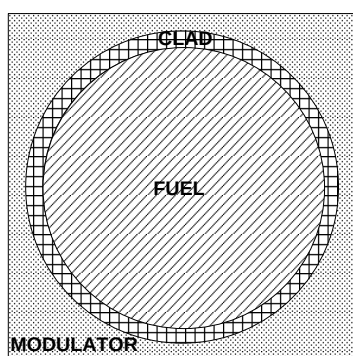


รูปที่ 2 การคำนวณค่าวิกฤตจากค่านิวตรอนฟลักซ์

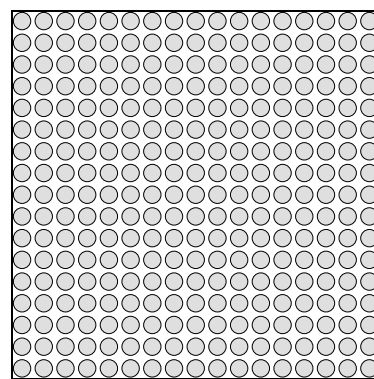
การแก้สมการที่ 11 ต้องคำนวณจนกว่าเกณฑ์การลู่เข้าเป็นจริง จะทำให้ได้นิวตรอนฟลักซ์โปรไฟล์ที่เหมาะสม จากนั้นค่าวิกฤตโดยใช้เกณฑ์การลู่เข้าค่าวิกฤต $|k_{n+1} - k_n| < \varepsilon_k$ จนกระทั่งเงื่อนไขเป็นจริง (ค่า ε_k คือ ค่าความคลาดเคลื่อนสัมพัทธ์การคำนวณค่าวิกฤต)

3.3 การสร้างค่าคงที่ภาคตัดขวางมหภาค^[9]

การสร้างค่าคงที่ภาคตัดขวางมหภาคจะใช้โปรแกรมคอมพิวเตอร์ SRAC เป็นเครื่องมือในการยุบรวมกลุ่ม (Group collapse) ค่าภาคตัดขวางในฐานข้อมูลนิวเคลียร์ JENDL-3.3 จาก 107 กลุ่ม ไปเป็นจำนวนกลุ่มตามที่ต้องการ เรียกว่าการคำนวณเซลล์ ในเซลล์หนึ่งจะประกอบด้วยเนื้อเชื้อเพลิง (Fuel) ภาชนะบรรจุเชื้อเพลิง (Clad) และสารหน่วงนิวตรอน (Moderator) จากนั้นจะทำให้เป็นเนื้อเดียว (Homogenized) เพื่อสร้างค่าภาคตัดขวางมหภาค ของเซลล์นั้นดังแสดงในรูปที่ 3 (ก) แล้วจึงนำเซลล์ที่ได้มาจัดเรียงในรูปแบบมัดเชื้อเพลิง ในกรณีนี้จะจัดเรียงแท่งเชื้อเพลิง 17x17 เป็นหนึ่งมัด (แท่งเชื้อเพลิง 1 แท่งมีขนาดเส้นผ่าศูนย์กลางประมาณ 1.26 เซนติเมตร) ดังแสดงในรูปที่ 3 (ข)



(ก) องค์ประกอบเชื้อเพลิง 1 เซลล์



(ข) เซลล์เชื้อเพลิงที่นำมาจัดเรียงเป็นมัดเชื้อเพลิง

รูปที่ 3 โมเดลของเชื้อเพลิงที่ใช้สร้างค่าคงที่กลุ่ม

4. ผลการทดลองและวิจารณ์

ในการคำนวณจะใช้ข้อมูลพื้นฐานจากแกนปฏิกรณ์สมมติมีขนาด กว้าง 366.0 เซนติเมตร ยาว 366.0 เซนติเมตร และสูง 370.0 เซนติเมตร ประกอบด้วยเชื้อเพลิงแบบยูเรเนียมไดออกไซด์ (UO_2) แบ่งเป็นเชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะร้อยละ 2.1 2.6 และร้อยละ 3.2 โดยน้ำหนัก

4.1 รูปแบบการบรรจุเชื้อเพลิง

การคำนวณจะพิจารณาการบรรจุเชื้อเพลิงแบบในรูปแบบต่าง ๆ คือ การบรรจุเชื้อเพลิงแบบเนื้อเดียวดังรูปที่ 4 การบรรจุเชื้อเพลิงแบบบรรจุเชื้อเพลิงชนิดที่มีการเสริมสมรรถนะสูงกว่าไว้ภายนอกดังรูปที่ 5 และ การบรรจุเชื้อเพลิงแบบกระจายชนิดเชื้อเพลิงดังรูปที่ 6

0	0	0	0	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0	0
0	0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0
0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0
0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0
0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0
0	0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0
0	0	0	0	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0	0

รูปที่ 4 การบรรจุเชื้อเพลิงแบบเนื้อเดียว (Uniform Loading)

0	0	0	0	3	3	3	3	3	3	3	0	0	0	0
0	0	3	3	3	3	2	2	2	3	3	3	3	0	0
0	3	3	2	2	2	2	2	2	2	2	3	3	0	0
0	3	2	2	2	2	1	1	1	2	2	2	2	3	0
3	3	2	2	1	1	1	1	1	1	1	2	2	3	3
3	3	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	2	3	3
3	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	2	2	3
3	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	2	2	3
3	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	2	2	3
3	3	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	2	3	3
3	3	2	2	1	1	1	1	1	1	1	2	2	3	3
0	3	2	2	2	2	1	1	1	2	2	2	2	3	0
0	3	3	2	2	2	2	2	2	2	2	2	3	3	0
0	0	3	3	3	3	2	2	2	3	3	3	3	0	0
0	0	0	0	3	3	3	3	3	3	3	0	0	0	0

รูปที่ 5 การบรรจุเชื้อเพลิง รูปแบบ Out-In Loading

0	0	0	0	3	3	3	3	3	3	3	3	0	0	0	0
0	0	3	3	3	3	2	1	2	3	3	3	3	0	0	0
0	3	3	2	1	2	1	2	1	2	1	2	3	3	0	0
0	3	2	2	2	1	2	1	2	1	2	2	2	3	0	0
3	3	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	3	3	3
3	3	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	3	3	3
3	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	3	3
3	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	3	3
3	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	3	3
3	3	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	3	3	3
3	3	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	3	3	3
0	3	2	2	2	1	2	1	2	1	2	2	2	3	0	0
0	3	3	2	1	2	1	2	1	2	1	2	3	3	0	0
0	0	3	3	3	3	2	1	2	3	3	3	3	0	0	0
0	0	0	0	3	3	3	3	3	3	3	3	0	0	0	0

รูปที่ 6 การบรรจุเชื้อเพลิงรูปแบบ In-Scatter Loading

เมื่อ



บริเวณที่นิวตรอนถูกบังคับให้เป็นศูนย์



เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ 2.1 %



เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ 2.6 %



เชื้อเพลิงเสริมสมรรถนะ 3.2 %

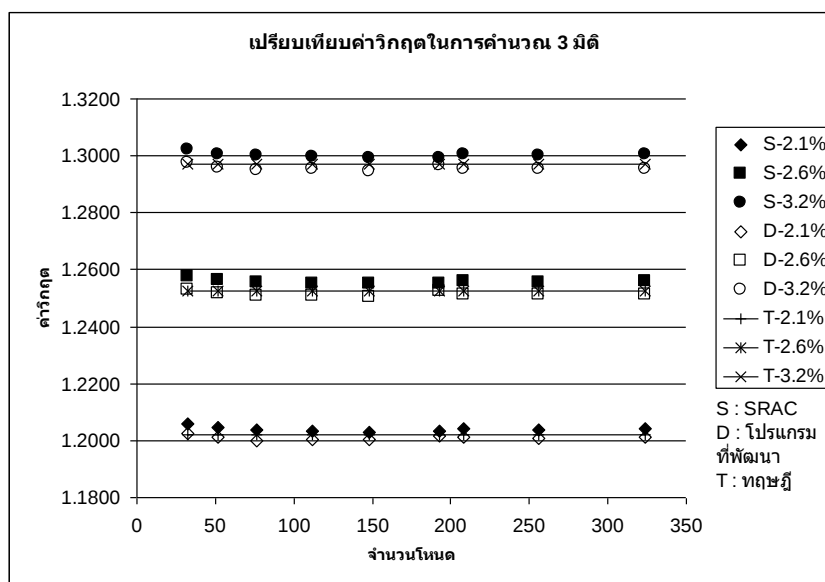
4.2 เปรียบเทียบผลการคำนวณทางทฤษฎีกับผลการคำนวณด้วยโปรแกรมที่พัฒนาและโปรแกรม

คอมพิวเตอร์ SRAC

ในการคำนวณแบบสามมิติ จะทำการแบ่งระยะตามแกน x y และ z ออกเป็นส่วน ๆ ซึ่งจะเรียกว่า “โหนด (Node)” โดยจะพิจารณาจำนวนโหนดตามภาคตัดขวางของแกนปฏิกิริยา และจะคำนวณโดยกำหนดให้การแบ่งโหนด ตามแกน z มีค่าเท่ากับการแบ่งโหนดตามแกน x และ y ผลการคำนวณที่ได้จากโปรแกรมที่พัฒนา (DENUGM) เมื่อเปรียบเทียบกับ โปรแกรม SRAC และทฤษฎี สามารถแสดงได้ดังตารางที่ 1 และรูปที่ 7

ตารางที่ 1 เปรียบเทียบผลการคำนวณค่าวิกฤตในแบบสามมิติ เมื่อบรรจุเชื้อเพลิงแบบเนื้อเดียว

แบ่ง xyz	Nodes	เสริมสมรรถนะ 2.1%		เสริมสมรรถนะ 2.6%		เสริมสมรรถนะ 3.2%	
		SRAC	DENUMG	SRAC	DENUMG	SRAC	DENUMG
8	32	1.2057	1.2025	1.2575	1.2530	1.3020	1.2973
10	52	1.2044	1.2012	1.2562	1.2517	1.3006	1.2960
12	76	1.2039	1.2001	1.2557	1.2507	1.3001	1.2949
14	112	1.2035	1.2005	1.2553	1.2509	1.2997	1.2952
15	148	1.2031	1.2002	1.2549	1.2503	1.2993	1.2945
16	193	1.2032	1.2017	1.2549	1.2523	1.2993	1.2965
18	208	1.2042	1.2012	1.2560	1.2511	1.3004	1.2955



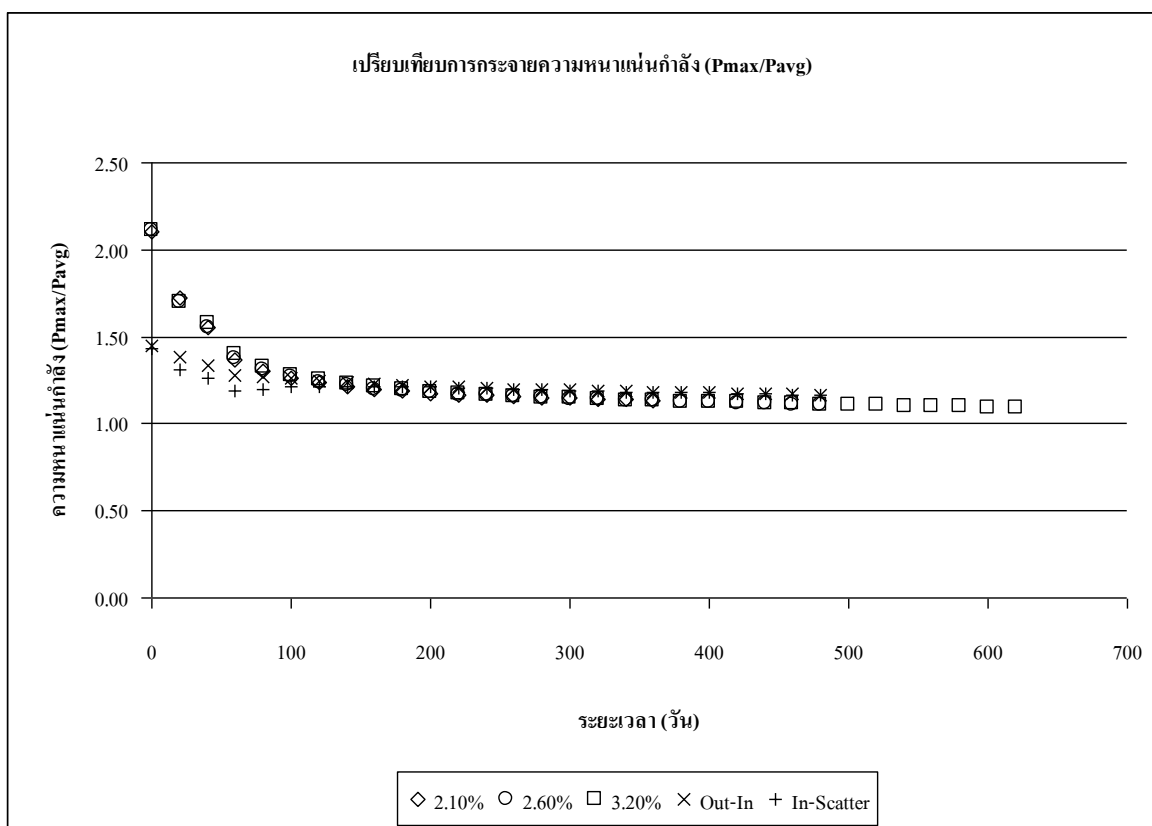
รูปที่ 7 กราฟเปรียบเทียบผลการคำนวณ

4.3 ผลการคำนวณ ค่าพิกกำลัง (Peak Power Factor) จากการปรับค่าสารเคมีควบคุม

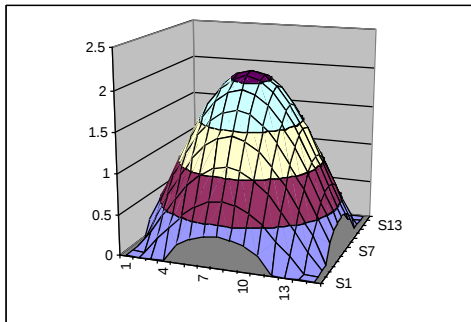
ผลการคำนวณพบว่าเมื่อทำการปรับสารเคมีควบคุมให้ค่าวิกฤตเข้าสู่ 1.00 โดยนั้น ค่าพิกกำลังสูงสุดเกิดขึ้นในการบรรจุเชื้อเพลิงแบบเป็นเนื้อเดียวทั้งสามชนิด (เชื้อเพลิงชนิดเสริมสมรรถนะ 2.1% 2.6% และ 3.2%) สำหรับการบรรจุเชื้อเพลิงอีกสองรูปแบบ พบว่า การบรรจุเชื้อเพลิงแบบ Out-In Loading จะให้ค่า พิกกำลังสูงกว่าการบรรจุเชื้อเพลิงแบบ In-Scatter ดังแสดงในตารางที่ 2

ตารางที่ 2 เปรียบเทียบค่าวิกฤตและค่าพิกัดกำลังภายในแกนปฏิกรณ์เมื่อบรรจุเชื้อเพลิงแบบต่างกัน

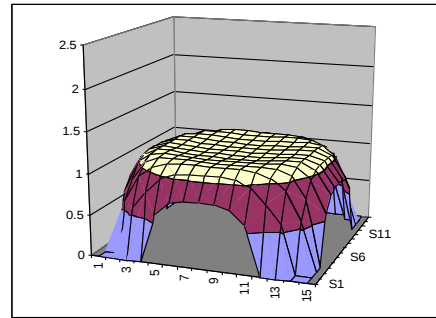
การบรรจุเชื้อเพลิงแบบเนื้อเดียว			การบรรจุเชื้อเพลิงแบบ Out-In Loading		การบรรจุเชื้อเพลิงแบบ In-Scatter	
เสริมสมรรถนะ	ค่าวิกฤต	P_{max}/P_{avg}	ค่าวิกฤต	P_{max}/P_{avg}	ค่าวิกฤต	P_{max}/P_{avg}
2.1%	1.2118	2.1076				
2.6%	1.2625	2.1086	1.2423	1.4506	1.2444	1.4321
3.2%	1.3071	2.1089				



รูปที่ 8 เปรียบเทียบการเปลี่ยนแปลงความหนาแน่นกำลังเมื่อเวลาเปลี่ยนไป

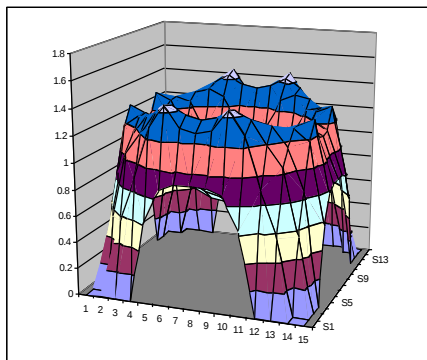


(ก)

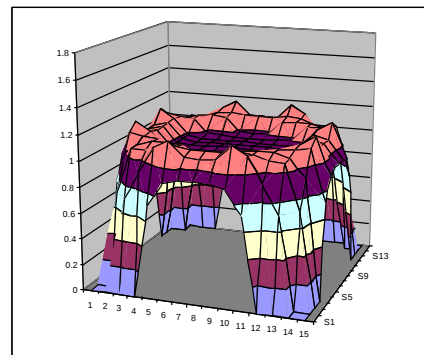


(ข)

รูปที่ 9 การกระจายฟลักกำลังเมื่อบรรจุเชื้อเพลิงแบบเนื้อเดียวที่เวลา 0 วัน (ก) และ 400 วัน (ข)

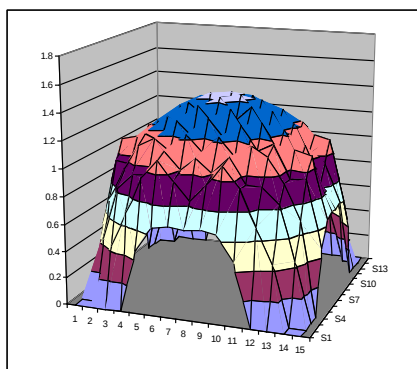


(ก)

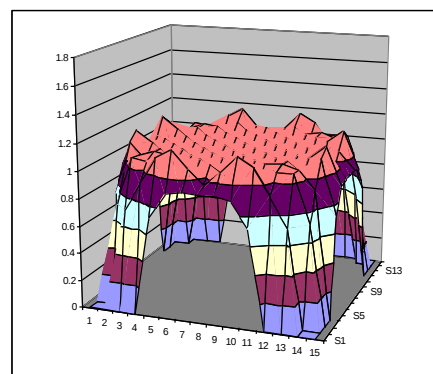


(ข)

รูปที่ 10 การกระจายฟลักกำลังเมื่อบรรจุเชื้อเพลิงแบบ Out-in ที่เวลา 0 วัน (ก) และ 400 วัน (ข)



(ก)



(ข)

รูปที่ 11 การกระจายฟลักกำลังเมื่อบรรจุเชื้อเพลิงแบบ In-Scatter ที่เวลา 0 วัน (ก) และ 400 วัน (ข)

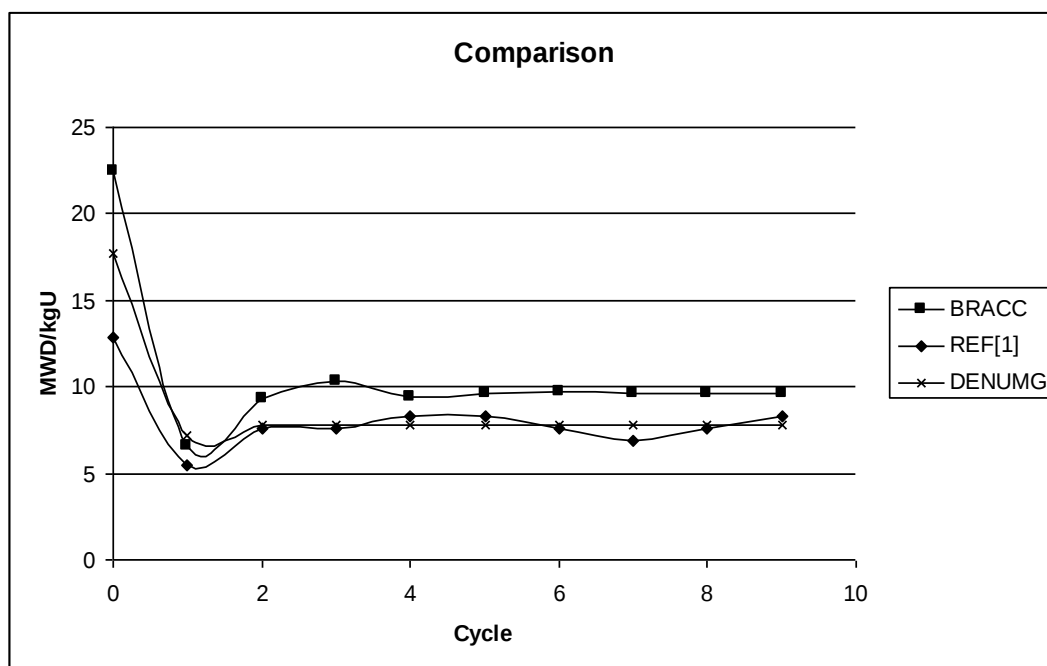
4.4 การคำนวณค่าการเผาผลาญเชื้อเพลิงต่อการบรรจุเชื้อเพลิงในแต่ละวงรอบ (cycle)

การคำนวณการบรรจุเชื้อเพลิงเป็นวงรอบหรือการเติมเชื้อเพลิงเข้าไปในแกนปฏิกรณ์ฯ ที่ได้ดำเนินการมาเป็นระยะเวลาหนึ่งจนกระทั่งค่ารีแอกติวิตีส่วนเกินมีค่าลดต่ำลงจนไม่สามารถนำแกนปฏิกรณ์ฯ เข้าสู่ภาวะวิกฤตได้ จำเป็นต้องจัดการแกนใหม่

การคำนวณในหัวข้อนี้จะทำการคำนวณในกรณีที่แกนปฏิกรณ์ฯ บรรจุเชื้อเพลิงแบบเนื้อเดียวไว้ และทำการคำนวณการเผาผลาญเชื้อเพลิงจนกระทั่งพบว่าค่าวิกฤตที่ได้จากการคำนวณมีค่าต่ำกว่า 1.00 จึงเข้าสู่กระบวนการจัดการเชื้อเพลิงโดยการนำเชื้อเพลิง 65 มัดที่มีการเผาผลาญมากที่สุดออกจากแกนปฏิกรณ์ฯ ในกรณีนี้จะเป็นเชื้อเพลิงที่บรรจุอยู่ส่วนวงรอบในของแกนปฏิกรณ์ฯ ออก จากนั้นเลือกเชื้อเพลิง 1 มัด จาก 65 มัดที่เลือกออกไปโดยเลือกมัดที่มีค่าการเผาผลาญน้อยที่สุด นำมาใส่ไว้ที่ตำแหน่งกลางแกนปฏิกรณ์ฯ จากนั้นย้ายเชื้อเพลิงที่เหลือรอบนอกเข้ามาบรรจุข้างในแทน แล้วจึงบรรจุเชื้อเพลิงมัดใหม่ ณ ตำแหน่งที่ว่างที่วงรอบข้างนอกอีกครั้ง โดยมีข้อกำหนดว่าเชื้อเพลิงใหม่ที่บรรจุสำหรับการคำนวณนี้จะบรรจุเชื้อเพลิงที่มีค่าเสริมสมรรถนะเดิม

ค่าที่ได้จากการคำนวณค่าการเผาผลาญเชื้อเพลิงมีหน่วยเป็นเมกะวัตต์วันต่อกิโลกรัมยูเรเนียม (MWD/kgU) และจะนำค่าที่ได้ไปเปรียบเทียบกับการคำนวณในระบบสองมิติ และหนึ่งกลุ่มพลังงาน

ผลการคำนวณเมื่อบรรจุเชื้อเพลิงชนิด 3.2% แบบเนื้อเดียวและการปรับเปลี่ยนเชื้อเพลิงแบบวงรอบสามารถแสดงได้ดังรูปที่ 12 พบว่าค่าการเผาผลาญเชื้อเพลิงเข้าสู่ค่าประมาณ 7.82 เมกะวัตต์วันต่อกิโลกรัมยูเรเนียม



รูปที่ 12 เปรียบเทียบผลคำนวณการเผาผลาญเชื้อเพลิงในหน่วยเมกะวัตต์วันต่อกิโลกรัมยูเรเนียม

5. สรุป

5.1 ผลการคำนวณค่าวิกฤต

ผลการคำนวณค่าวิกฤตที่ได้จากโปรแกรมที่พัฒนา (DENUMG) เมื่อเปรียบเทียบกับ โปรแกรม SRAC แล้ว มีความคลาดเคลื่อนสัมพัทธ์แตกต่างกันที่ทศนิยมตำแหน่งที่ 3 โดยค่าวิกฤตที่คำนวณจาก โปรแกรม DENUMG จะมีค่าสูงกว่าการคำนวณด้วยโปรแกรม SRAC ทั้งนี้เนื่องจากการพัฒนา โปรแกรมได้พิจารณาเงื่อนไขขอบเขตให้นิวตรอนฟลักซ์ที่ขอบมีค่าเป็นศูนย์ แต่ในโปรแกรม SRAC ใช้เงื่อนไขขอบเขตที่ต่างกัน ซึ่งเป็นไปได้ว่านิวตรอนที่เล็ดลอดออกจากระบบเมื่อคำนวณด้วย โปรแกรม SRAC มีค่าน้อยกว่า จึงทำให้ค่าวิกฤตที่ได้จากโปรแกรม SRAC มีค่ามากกว่า แต่อย่างไรก็ตาม ผลจากการคำนวณพบว่าค่าความคลาดเคลื่อนสัมพัทธ์ที่น้อยกว่านี้ จะเป็นไปอย่างสม่าเสมอตลอดการ คำนวณไม่ว่าเงื่อนไขจำนวนเชื้อเพลิง ชนิดเชื้อเพลิง หรือจำนวนโหนดที่กำหนดให้กับทั้งสองโปรแกรม จะมีการเปลี่ยนแปลงไปอย่างไรก็ตาม ซึ่งเป็นการยืนยันได้ว่าโปรแกรมที่พัฒนาขึ้นมีกระบวนการวิธีในการ คำนวณเชิงตัวเลขเป็นไปอย่างถูกต้อง

5.2 ผลการคำนวณค่าพิกกำลังเมื่อบรรจุเชื้อเพลิงในรูปแบบต่าง ๆ

ผลค่าพิกกำลัง หรือ พิกแฟกเตอร์ ที่คำนวณเมื่อบรรจุเชื้อเพลิงสามรูปแบบ พบว่า การบรรจุ เชื้อเพลิงแบบเนื้อเดียว ไม่ว่าเชื้อเพลิงจะมีการเสริมสมรรถนะเท่าใด ให้ผลค่าพิกแฟกเตอร์มากที่สุด ในขณะที่ Out-In Loading และ In-Scatter Loading ให้ค่าพิกแฟกเตอร์น้อยลงตามลำดับ ค่าพิกแฟกเตอร์ ที่มีค่าสูงแสดงให้เห็นว่าค่ากำลังสูงสุดต่อค่ากำลังเฉลี่ยในแกนมีค่าสูงมากซึ่งไม่ดีต่อการจัดการแกน ปฏิกรณ์ฯ เพราะจะทำให้เกิดการกระจายความหนาแน่นกำลังในแกนปฏิกรณ์ไม่เท่ากัน และทำให้เกิด ความแตกต่างของอุณหภูมิสูง ดังนั้นเมื่อเปรียบเทียบการบรรจุเชื้อเพลิงทั้งสามรูปแบบแล้วจะเห็นว่า การจัดแกนปฏิกรณ์ในรูปแบบ In-Scatter Loading จะเป็นการจัดแกนปฏิกรณ์ที่เหมาะสมที่สุดเพราะมี การกระจายกำลังในแกนอย่างสม่าเสมอ ในขณะที่การจัดแกนปฏิกรณ์แบบเนื้อเดียวทั้งแกนให้ผลค่าพิก กำลังสูง และไม่เหมาะสมต่อการจัดการแกนปฏิกรณ์

5.3 การคำนวณค่าการเผาผลาญเชื้อเพลิง

ผลการคำนวณแสดงให้เห็นว่าในการคำนวณการเผาผลาญเชื้อเพลิงขึ้นเวลาที่ 1 (20 วัน) การ ลดลงของค่าวิกฤตจะลดลงเร็วกว่าขั้นเวลาถัด ๆ ไปเนื่องจากการเกิดผลผลิตฟิชชันขึ้นภายในเชื้อเพลิง ซึ่งจะผลผลิตฟิชชันบางตัวมีค่าภาคตัดขวางการดูดกลืนสูงทำให้มีการดูดกลืนนิวตรอนเพิ่มขึ้นภายใน แกนและทำให้การเผาผลาญเชื้อเพลิงช้าลงเป็นผลให้ค่าวิกฤตลดลงอย่างช้า ๆ ตามกันไป

ผลการคำนวณยืนยันว่าการบรรจุเชื้อเพลิงชนิดเสริมสมรรถนะ 3.2% แบบเนื้อเดียวสามารถใช้งานแกนปฏิกรณ์ฯ ได้นานกว่า แต่เนื่องจากมีค่าฟิชกำลังสูงดังนั้นจึงไม่เหมาะสม ดังที่กล่าวไว้ใน 5.2

5.4 เปรียบเทียบการเปลี่ยนเชื้อเพลิงแบบวงรอบ

จากการผลการคำนวณพบว่า การเปลี่ยนเชื้อเพลิงตามรูปแบบที่อธิบายไว้ให้ผลผู้เข้าสู่ค่าการเผาผลาญเกิดการแกว่งเล็กน้อย ทั้งนี้เป็นผลจากการปรับค่าภาคตัดขวางมหภาคการดูดกลืนในการคำนวณ และเป็นผลมาจากการคำนวณเชิงตัวเลขเช่นกัน อย่างไรก็ตาม ผลการคำนวณที่ได้จากการกำหนดค่ากลุ่มนิวตรอน 2 และ 4 กลุ่ม จะให้แนวโน้มเดียวกัน ซึ่งการเปรียบเทียบผลจากการคำนวณด้วยโปรแกรมที่พัฒนา และโปรแกรมที่คำนวณด้วยนิวตรอนกลุ่มเดียว พบว่ามีค่าการเผาผลาญเชื้อเพลิงที่ใกล้เคียงกัน

6. กิตติกรรมประกาศ

วิทยานิพนธ์นี้สำเร็จลงไปได้ด้วยความช่วยเหลืออย่างดียิ่งของ รศ.ดร.สัญญา นิลสุพรรณ โฆษิต ซึ่งท่านได้ให้คำแนะนำและข้อคิดเห็นต่าง ๆ ในการวิจัยมาด้วยดีตลอด ขอขอบคุณ คุณยุทธพงศ์ บุญมงคล และ ดร. ชนาธิป ทิพยกุล ที่ให้แนววิธีการคิดเพื่อนำมาปรับปรุงการวิจัย ขอขอบคุณ Mr. Nobuaki Onishi ที่ได้กรุณาแนะนำโปรแกรม SRAC และการใช้งาน ซึ่งเป็นประโยชน์อย่างยิ่งต่องานวิจัย

7. เอกสารอ้างอิง

- [1] Duderstadt, J. J. and Hamilton, L. J. Nuclear Reactor Analysis. 2nd edition. New York: John Wiley & Sons, 1974.
- [2] ปราโมทย์ เดชะอำไพ. ระเบียบวิธีเชิงตัวเลขในงานวิศวกรรม. พิมพ์ครั้งที่ 5. พระนคร:สำนักพิมพ์แห่งจุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย, 2541.
- [3] ภูชวดี เขียวรอด. การพัฒนาโปรแกรมคำนวณการจัดการแกนเชื้อเพลิงนิวเคลียร์แบบ 2 มิติ และหนึ่งกลุ่มพลังงาน. วิทยานิพนธ์ ปริญญาโท สาขาวิศวกรรมศาสตรมหาบัณฑิต ภาควิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี วิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย, 2544.
- [4] สัญญา นิลสุพรรณ โฆษิต. วิศวกรรมแกนปฏิกรณ์เบื้องต้น. เอกสารประกอบการสอนรายวิชา 2111642 ภาควิชานิวเคลียร์เทคโนโลยี วิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย, 2544 (เอกสารไม่ตีพิมพ์)
- [5] Almenas, K. and Lee, R. Nuclear Engineering An Introduction. College Park Campus Department of Chemical and Nuclear Engineering The University of Maryland United State of America. Springer-Verlag Berlin and Heidelberg GmbH & Co. K, 1992.

- [6] Chapra, S. C. and Raymond, P. C. Numerical Methods for Engineers. 3rd edition, Singapore: McGraw-Hill Companies, 1998.
- [7] Glasstone, S. and Sesonske, A. Nuclear Reactor Engineering (Reactor Systems Engineering). 4th edition, volume one, United States of America: Chapman & Hall, Inc., 1994.
- [8] Lamarsh, J. R. Introduction to Nuclear Engineering. 2nd. New York : Addison-Wesley Publishing Company, 1975.
- [9] Okumura, K. et al. SRAC (Ver. 2002) ;The comprehensive neutronics calculation code system. Vol 1. Japan : JAEA publication, 2002.