

การคำนวณอุณหภูมิของแท่งเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์วิจัยไทย โดยใช้รหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2

สุพงษา เขตต์คีรี^{*1} ชีระศักดิ์ วีระภาสพงษ์² ธนรจน์ แสงจันทร์³

¹ ภาควิชาฟิสิกส์ คณะวิทยาศาสตร์ มหาวิทยาลัยเทคโนโลยีมหานคร, ² ภาควิชาฟิสิกส์ คณะวิทยาศาสตร์

มหาวิทยาลัยเกษตรศาสตร์, ³ สถาบันเทคโนโลยีนิวเคลียร์แห่งชาติ

โทรศัพท์ : 089-807-4087, e-mail: suphongsak@hotmail.com

บทคัดย่อ

การวิเคราะห์เชิงความร้อนและเชิงกลศาสตร์ของเครื่องปฏิกรณ์วิจัยไทยสามารถคำนวณได้ด้วยรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2 เพื่อหาอุณหภูมิของแท่งเชื้อเพลิง ฟลักซ์ความร้อน การไหลของมวล และความเร็วของตัวทำให้เย็นภายในแกนปฏิกรณ์ การวิเคราะห์นี้กระทำที่ค่ากำลังความร้อนของเครื่องปฏิกรณ์ไม่เกิน 2 MW โดยได้เปรียบเทียบผลการคำนวณกับผลจากการวัดและจากรายงานการวิเคราะห์ความปลอดภัยของแท่งเชื้อเพลิง

TRIGA MARK III

คำสำคัญ : เครื่องปฏิกรณ์วิจัยไทย, แท่งเชื้อเพลิง

Temperature Calculation on Fuel Rod of Thai-Research Reactor by using COOLOD-N2 Computer Code

Suphongsak Khetkeeree^{*1} Teerasak Veerapasong² Dhanaj Saengchantr³

¹Department of physics, Faculty of science, Mahanakorn university of technology., ²Department of physics,

Faculty of science, Kasetsart university, Thailand., ³Thailand institute of nuclear technology.

Tel : 089-807-4087, e-mail: suphongsak@hotmail.com

Abstract

Thermal and hydraulics analysis of Thai-Research Reactor have been calculated by using COOLOD-N2 computer code in order to obtain fuel temperature, heat flux, mass flow and coolant velocity in the reactor core. The analysis was performed at the power ascending to 2MW thermal. The results were compared to recently measured ones and previous measured values from standard TRIGA MARK III safety analysis report.

Keywords : Thai-Research Reactor, Fuel rod

บทนำ

การคำนวณโดยใช้รหัสคอมพิวเตอร์เป็นส่วนหนึ่งของการตรวจสอบความปลอดภัยของเครื่องปฏิกรณ์เพื่อให้เครื่องปฏิกรณ์ทำงานได้อย่างถูกต้องตลอดเวลา ซึ่งผลของการคำนวณสามารถใช้ทำนายเหตุการณ์ที่ไม่สามารถทำการทดลองกับเครื่องปฏิกรณ์จริง ๆ ได้ เนื่องจากความปลอดภัยของผู้ทดลองเองหรือผลกระทบที่ตามมาภายหลังจากการทดลอง แต่รหัสคอมพิวเตอร์จะสามารถใช้งานได้ นั่นผลการคำนวณที่ได้ต้องสอดคล้องกับผลการทดลองในสถานการณ์ที่เครื่องปฏิกรณ์สามารถทำการทดลองได้ ซึ่งในบทความนี้ได้เสนอแบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิแท่งเชื้อเพลิงด้วยรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2⁽²⁾ เพื่อใช้สำหรับการคำนวณอุณหภูมิแท่งเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์วิจัยไทย 1 ปรับปรุงครั้งที่ 1 (TRR1/M1) และเปรียบเทียบกับผลการทดลองจริง⁽³⁾ และข้อมูลรายงานการวิเคราะห์ความปลอดภัยของบริษัท General Atomic⁽⁴⁾

วิธีวิเคราะห์

การคำนวณด้วยรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2 นั้นมีข้อมูลขาเข้าที่สำคัญดังนี้

1. สหสัมพันธการถ่ายโอนความร้อน
2. ตัวประกอบยอดสุดตามแนวแกน (axial peaking factor)
3. สภาพการนำความร้อนของเนื้อเชื้อเพลิง
4. ความนำความร้อนของช่องว่างภายในแท่งเชื้อเพลิง
5. สัมประสิทธิ์การสูญเสียเนื่องจากรูปทรง

ในแบบจำลองนี้ได้ใช้สหสัมพันธการถ่ายโอนความร้อนของ Dittus-Boelter⁽¹⁾ นั่นคือ

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4}$$

เมื่อ Nu คือ เลขนัสเซิลต์, Re คือ เลขเรย์โนลด์, Pr คือ เลขพรันเดิล

ตัวประกอบยอดสุดตามแนวแกนได้ใช้ข้อมูลของสำนักงานปรมาณูเพื่อสันติ⁽³⁾ สำหรับสภาพนำความร้อนของเนื้อเชื้อเพลิงภายในแท่งเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์วิจัยไทยซึ่งเป็น U-ZrH (Uranium-Zirconium hydride) จะมีสภาพการนำความร้อนของเนื้อเชื้อเพลิงเป็นไปตามสมการ⁽³⁾

$$k = 0.175846 + (7.4937 \times 10^{-5})T \quad (W / cm.^{\circ}C)$$

เมื่อ T คือ อุณหภูมิ ในหน่วยของศาเซลเซียส

ช่องว่างภายในแท่งเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์วิจัยไทยได้บรรจุฮีเลียมไว้ แต่เนื่องจากความนำความร้อนจะขึ้นกับระยะห่างระหว่างเนื้อเชื้อเพลิงกับวัสดุหุ้ม เมื่อมีความร้อนจะเกิดการขยายตัวของเนื้อเชื้อเพลิงขึ้นทำให้ระยะห่างระหว่างเนื้อเชื้อเพลิงมีระยะห่างลดลง ดังนั้นในบทความนี้ได้ประมาณค่าความนำความร้อนของช่องว่างได้ดังตารางที่ 1

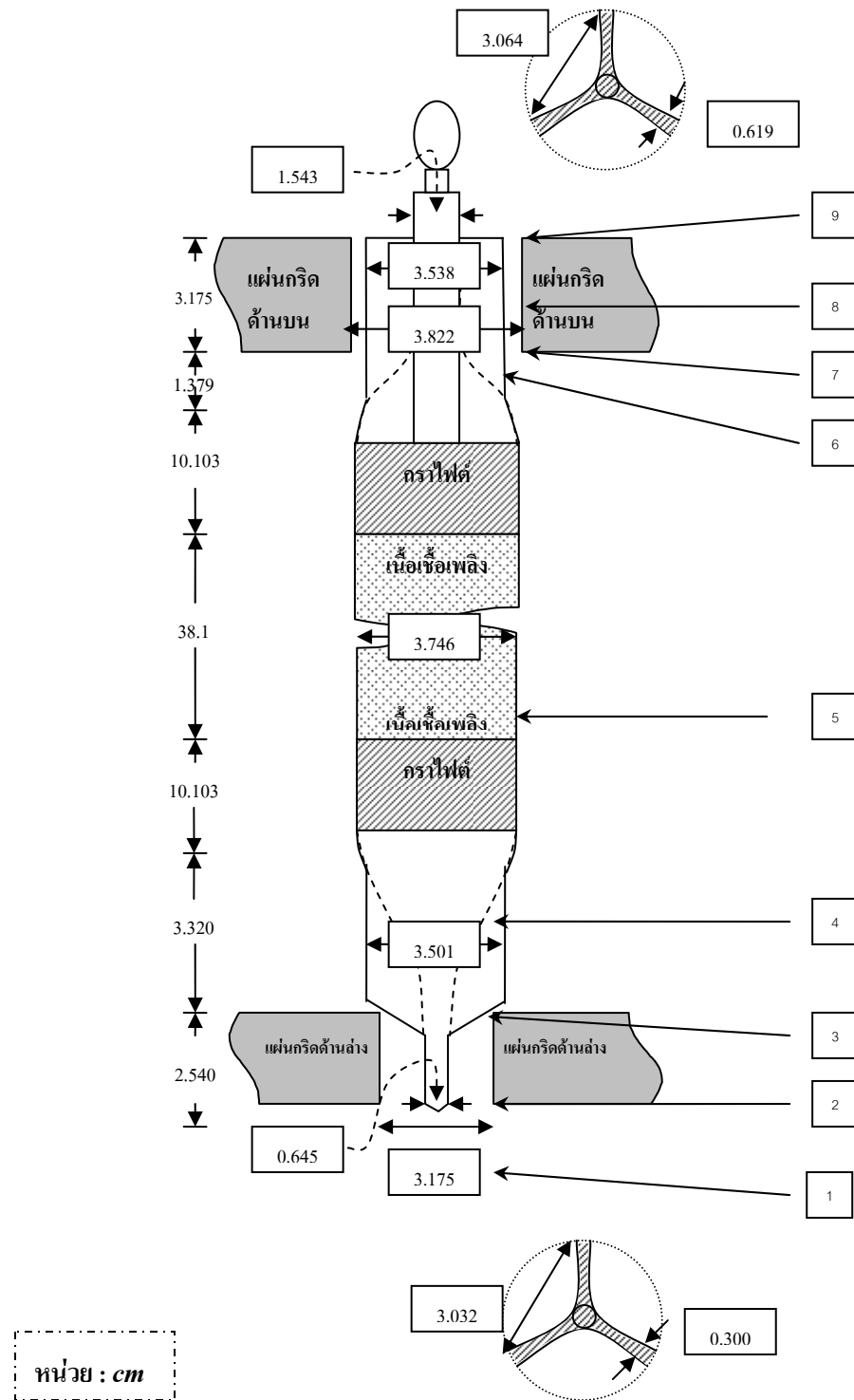
ตารางที่ 1 แสดงความนำความร้อนของช่องว่างระหว่างเนื้อเชื้อเพลิงกับวัสดุหุ้ม

อุณหภูมิ (°C)	ความนำความร้อน ($W/cm^2 \cdot K$)
0	0.3711
120	0.4684
150	1.9771
200	4.2668
300	49.569

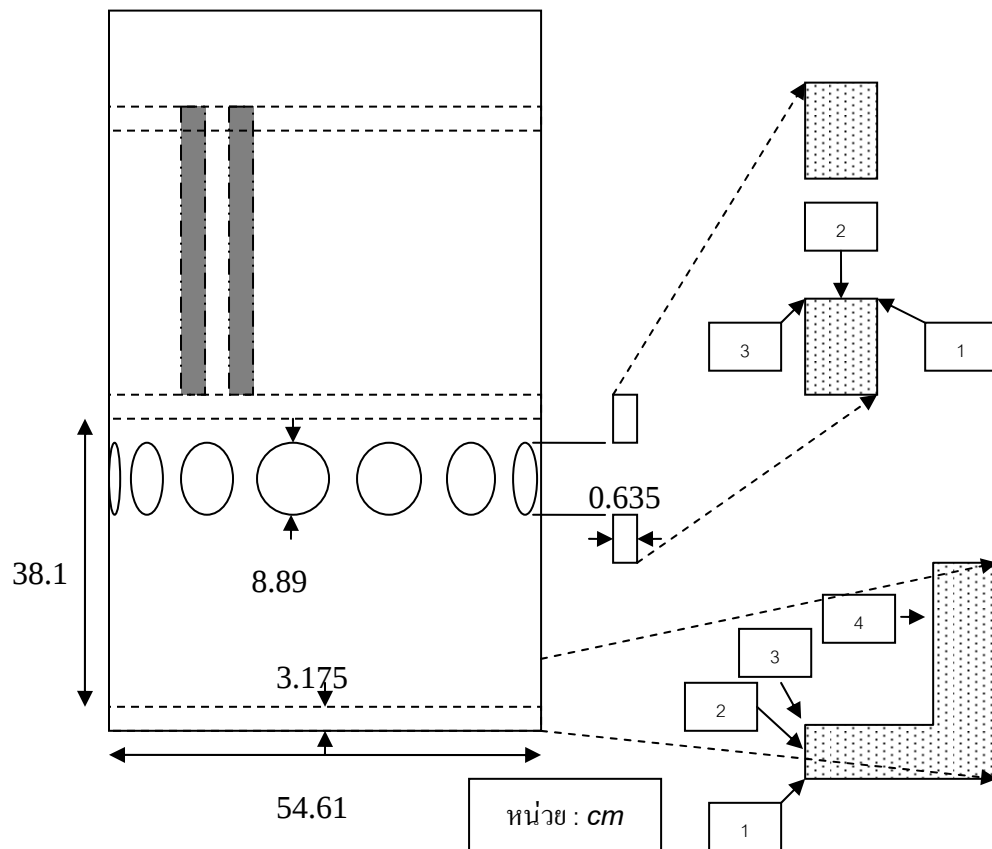
การวิเคราะห์สัมประสิทธิ์การสูญเสียเนื่องจากรูปทรงนั้น จะแบ่งออกเป็นสองส่วน คือ ส่วนที่หนึ่งเป็นบริเวณช่องที่มีความร้อน (heated channel) และส่วนที่สองเป็นบริเวณช่องที่ไม่มีความร้อน(nonheated channel)

สำหรับในบทความนี้ได้ให้บริเวณช่องที่มีความร้อนเป็นบริเวณที่ตัวทำให้เย็น (coolant) ไหลผ่านแท่งเชื้อเพลิง ซึ่งมีแบบจำลองสำหรับการวิเคราะห์แสดงดังรูปที่ 1 ส่วนบริเวณช่องที่ไม่มีความร้อนจะเป็นบริเวณแผ่นนิรภัยที่ทางเข้าด้านล่างของปล่องแกนปฏิกรณ์และบริเวณ 10 รู ด้านข้างปล่องแกนปฏิกรณ์ ซึ่งแสดงแบบจำลองสำหรับการวิเคราะห์ดังรูปที่ 2

ผลการวิเคราะห์สัมประสิทธิ์การสูญเสียเนื่องจากรูปทรง (K) พื้นที่การไหล เส้นผ่านศูนย์กลางสมมูล (De) และช่วงการไหล สำหรับช่องที่มีความร้อนจะแสดงในตารางที่ 2 และสำหรับช่องที่ไม่มีความร้อนบริเวณแผ่นนิรภัย จะแสดงในตารางที่ 3 และบริเวณ 10 รู ด้านข้างปล่องแกนปฏิกรณ์จะแสดงในตารางที่ 4



รูปที่ 1 แสดงแบบจำลองแท่งเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์วิจัยไทยสำหรับการวิเคราะห์สัมประสิทธิ์การสูญเสียเนื่องจากรูปทรงในบริเวณช่องที่มีความร้อน



รูปที่ 2 แสดงปล่องแกนปฏิกรณ์สำหรับการวิเคราะห์สัมประสิทธิ์การสูญเสีย
เนื่องจากรูปทรงในบริเวณช่องที่ไม่มีความร้อน

ตารางที่ 2 แสดงข้อมูลการวิเคราะห์ของช่องที่มีความร้อน

บริเวณที่	K	De (cm)	พื้นที่การไหล (cm^2)	ความยาว (cm)
1	0.447	2.530	7.5906	0.00
2	0.000	2.530	7.5906	2.54
3	0.318	1.4490	6.4407	0.00
4	1.071	1.8313	5.3880	3.32
5	0.000	1.8313	5.3880	58.306
6	0.644	1.8313	5.3880	1.379
7	0.068	1.3574	7.7505	0.00
8	0.000	1.3574	7.7505	3.175
9	1.000	1.3574	7.7505	0.00

ตารางที่ 3 แสดงข้อมูลการวิเคราะห์ของช่องที่ไม่มีความร้อนบริเวณแผ่นนิรภัย

บริเวณที่	K	De (cm)	พื้นที่การไหล (cm^2)	ความยาว (cm)
1	0.450	14.88	1067.25	0.00
2	0.000	14.88	1067.25	3.175
3	0.277	14.88	1067.25	0.00
4	0.000	53.54	2251.37	38.10

ตารางที่ 4 แสดงข้อมูลการวิเคราะห์ของช่องที่ไม่มีความร้อนบริเวณ 10 รูด้านข้างปล่อง

บริเวณที่	K	De (cm)	พื้นที่การไหล (cm^2)	ความยาว (cm)
1	0.45	8.89	620.72	0.00
2	0.000	8.89	620.72	0.635
3	1.0	8.89	620.72	0.00

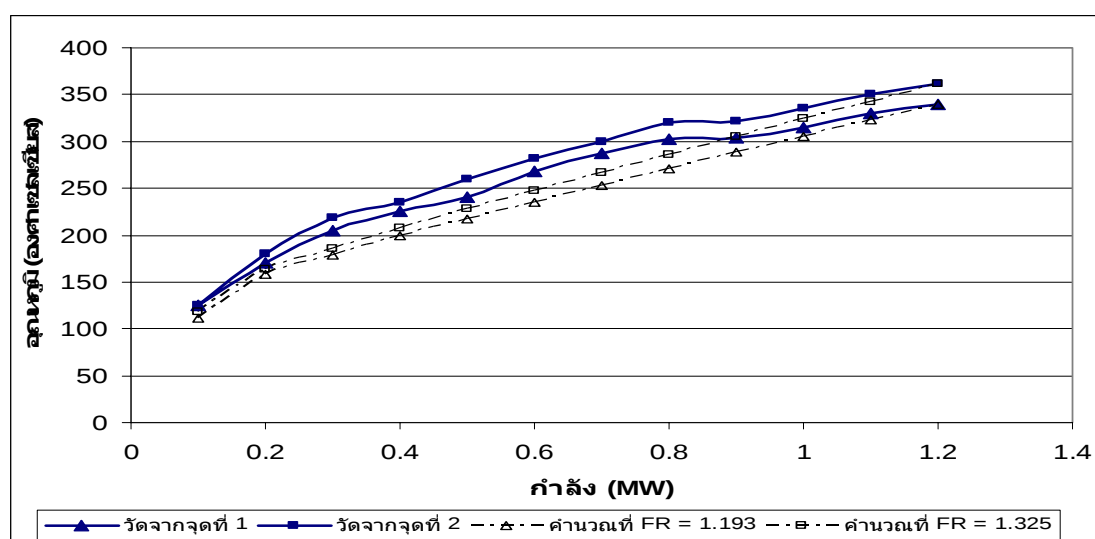
ผลการคำนวณ

การคำนวณอุณหภูมิสูงสุดของแท่งเชื้อเพลิงด้วยรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2 โดยคำนวณที่ กำลัง 0.1 MW ถึง 1.2 MW ซึ่งผลที่ได้นำมาเปรียบเทียบกับผลการวัดอุณหภูมิสูงสุดของแท่งเชื้อเพลิงที่วัดได้ดังตารางที่ 5 และสามารถแสดงเป็นกราฟเปรียบเทียบได้ดังรูปที่ 3

จากรูปที่ 3 จะเห็นว่ามีค่าแตกต่างมากในช่วง 0.3 MW ถึง 0.8 MW เนื่องจากความไม่แน่นอนของความร้อนภายในช่องว่างที่เกิดขึ้นเพราะอาจมีเนื้อเชื้อเพลิงบางส่วนสัมผัสกับวัสดุหุ้มแต่ไม่สม่ำเสมอ และการใช้ตัวประกอบยอดสุดตามแนวรัศมีเป็นค่าคงตัว แต่ในช่วง 0.9 MW ถึง 1.2 MW ผลการคำนวณค่อนข้างแตกต่างกันเล็กน้อย เนื่องจากความนำในช่องว่างค่อนข้างมีค่าที่แน่นอนขึ้น เพราะการขยายตัวของเนื้อเชื้อเพลิงได้ทำให้การสัมผัสกับวัสดุหุ้มได้ดีขึ้น

ตารางที่ 5 แสดงผลอุณหภูมิเชื้อเพลิงสูงสุดจากการวัด 2 จุด และผลจากการคำนวณอุณหภูมิเชื้อเพลิงสูงสุด การไหลของมวล และความเร็วของตัวทำให้เย็นด้วยรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2 ที่ FR = 1.193 และ FR = 1.325

กำลัง (MW)	อุณหภูมิเชื้อเพลิง จากการวัด		FR = 1.193			FR = 1.325		
	จุดที่ 1 (°C)	จุดที่ 2 (°C)	T (°C)	G (kg/s)	V _{ch} (cm/s)	T (°C)	G (kg/s)	V _{ch} (cm/s)
0.1	125	125	111.60	2.993	5.21	118.79	2.993	5.21
0.2	170	180	158.54	4.041	7.05	163.29	4.041	7.05
0.3	205	218	179.35	4.428	7.73	185.92	4.428	7.73
0.4	225	235	198.79	4.937	8.62	207.15	4.937	8.63
0.5	241	260	217.46	5.316	9.29	227.63	5.316	9.3
0.6	268	282	235.68	5.703	9.98	247.62	5.703	9.99
0.7	287	300	253.51	6.381	11.17	267.19	6.381	11.18
0.8	302	320	271.11	6.660	11.67	286.5	6.660	11.68
0.9	304	321	288.46	6.924	12.14	305.52	6.924	12.15
1	315	335	305.57	7.175	12.59	324.29	7.175	12.6
1.1	330	350	322.48	7.413	13.01	342.86	7.413	13.03
1.2	339	361	339.23	7.640	13.42	361.25	7.640	13.44



รูปที่ 3 แสดงผลอุณหภูมิเชื้อเพลิงสูงสุดจากการวัดและการคำนวณด้วยรหัสคอมพิวเตอร์

ตารางที่ 6 แสดงผลจากการคำนวณด้วยรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2 กับค่าที่วัดโดย GA
เมื่อเดินเครื่องที่กำลัง 2 MW

	ค่าที่วัดโดย GA	การคำนวณที่ FR = 1.193	การคำนวณที่ FR = 1.325
อุณหภูมิวัสดุหุ้มเฉลี่ย ($^{\circ}\text{C}$)	128	130.5	131.6
อุณหภูมิเชื้อเพลิงเฉลี่ย ($^{\circ}\text{C}$)	272	269.5	283.9
อุณหภูมิเชื้อเพลิงสูงสุด ($^{\circ}\text{C}$)	540	467.5	501.9
อุณหภูมิที่ทางออก ($^{\circ}\text{C}$)	82.2	93.76	100.2
ฟลักซ์ความร้อนเฉลี่ย (W / cm^2)	46.5	43.98	48.85
ฟลักซ์ความร้อนสูงสุด (W / cm^2)	92.7	61.9	68.8
การไหลของมวล (kg / s)	9.6	9.2	9.2
ความเร็วการไหลเฉลี่ย (cm / s)	18.2	16.3	16.3

สำหรับผลการคำนวณที่กำลัง 2 MW จะเปรียบเทียบกับข้อมูลทั่วไปที่บริษัท General Atomic (GA) ได้ทำการทดสอบเครื่องปฏิกรณ์วิจัย ซึ่งตารางที่ 6 จะแสดงผลการคำนวณของรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2 กับค่าที่วัดโดย GA

ผลจากการเปรียบเทียบในตารางที่ 6 จะเห็นว่าความแตกต่างของอุณหภูมิที่ทางออกและฟลักซ์ความร้อนสูงสุดมีความแตกต่างค่อนข้างมาก สำหรับฟลักซ์ความร้อนสูงสุดอาจเกิดจากการแบ่งชั้นตามแนวแกนยังมีความละเอียดน้อยไป จึงทำให้ไม่เห็นตำแหน่งที่เกิดฟลักซ์สูงสุด ส่วนอุณหภูมิที่ทางออก อาจเกิดจากการกำหนดความนำในช่องว่างได้ไม่เหมาะสม

สรุปและวิจารณ์

ในบทความนี้ได้ศึกษาการใช้งานรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2 สำหรับการคำนวณอุณหภูมิเชื้อเพลิงของเครื่องปฏิกรณ์ปรมาณูวิจัยไทย 1 ปรับปรุงครั้งที่ 1 (ปปว-1/1, TRR1/M1) ผลการคำนวณอุณหภูมิเชื้อเพลิงด้วยรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2 ที่กำลัง 0.1 MW ถึง 1.2 MW ได้ผลการทดลองที่สอดคล้องกับผลการวัดจริง แต่จะมีช่วงที่ความแตกต่างมากในช่วง 0.3 MW ถึง 0.8 MW เนื่องจากความไม่แน่นอนของความนำภายในช่องว่างที่เกิดขึ้นเพราะอาจมีเนื้อเชื้อเพลิงบางส่วนสัมผัสกับวัสดุหุ้มและการใช้ตัวประกอบยอดสุดตามแนวรัศมีเป็นค่าคงตัว แต่ในช่วง 0.9 MW ถึง 1.2 MW ผลการคำนวณมีความแตกต่างค่อนข้างน้อย เนื่องจากความนำในช่องว่างมีค่าที่แน่นอนขึ้น ซึ่งเกิดจากการขยายตัวของเนื้อเชื้อเพลิงทำให้การสัมผัสกับวัสดุหุ้มได้ดีขึ้น

ผลการคำนวณด้วยรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2 กับข้อมูลทั่วไปของบริษัท General Atomic (GA) ที่กำลัง 2 MW จะเห็นว่าผลการเปรียบเทียบของอุณหภูมิความร้อนของเชื้อเพลิงเฉลี่ย อุณหภูมิวัสดุหุ้มเฉลี่ย ฟลักซ์ความร้อนเฉลี่ย การไหลของมวลและความเร็วการไหลของตัวทำให้เย็น มีความแตกต่างเล็กน้อย ส่วนอุณหภูมิเชื้อเพลิงสูงสุด ฟลักซ์ความร้อนสูงสุด และอุณหภูมิที่ทางออก ยังมีความแตกต่างอยู่มาก เนื่องจากการแบ่งชั้นการวิเคราะห์ที่แบ่งชั้นไม่ละเอียดพอที่จะเห็นตำแหน่งที่แท่งเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิและฟลักซ์ความร้อนสูงสุดได้

จากข้อมูลการคำนวณและผลเปรียบเทียบทั้งหมดสามารถสรุปได้ว่า ในแบบจำลองของรหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2 สำหรับบทความนี้สามารถใช้ในการคำนวณหาอุณหภูมิแท่งเชื้อเพลิงเฉลี่ย อุณหภูมิเชื้อเพลิงสูงสุด อุณหภูมิวัสดุหุ้มเฉลี่ย ฟลักซ์ความร้อนเฉลี่ย การไหลของมวล และความเร็วของตัวทำให้เย็นได้ดี แต่ไม่เหมาะสำหรับการคำนวณหาอุณหภูมิของตัวทำให้เย็นที่ทางออกและฟลักซ์ความร้อนสูงสุด

กิตติกรรมประกาศ

ขอขอบพระคุณ Mr. Nobuaki Ohnishi ผู้เชี่ยวชาญจาก Nuclear Safety Research Association (NSRA) แห่งประเทศญี่ปุ่นที่ให้ความรู้ความเข้าใจและข้อมูลการวิเคราะห์เครื่องปฏิกรณ์ปรมาณูนิวเคลียร์โดยใช้รหัสคอมพิวเตอร์ COOLOD-N2

เอกสารอ้างอิง

1. Glasstone, S., Sesonske, S., 1994. Nuclear Reactor Engineering : Reactor Design Basics. vol.2. 4th ed. Chapman&Hall, London.,539
2. Kaminaga, M., 1994. COOLOD-N2 : A Computer Code, for the Analyses of Steady State Thermal-Hydraulics on Research Reactor. Japan Atomic Energy Research Institute.
3. Saengchantr, D., Kaminaga, M., 2004. COOLOD-N2 : A Computer Code, for the Analyses of Steady State Thermal-Hydraulics on Thai Research Reactor-1/Modification-1. Office of Atoms for Peace, Thailand.,13,16,25
4. General Atomic Company. n.d., Standard Triga Mark III Safety Analysis Report.n.p.,USA.