

Chulalongkorn University

Chula Digital Collections

Chulalongkorn University Theses and Dissertations (Chula ETD)

2021

การคำนวณการรั่วไหลของสารประกอบซีเซียมในข้อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์พุทิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ด้วยโปรแกรม modified aRT mod 2

ชัยวิวัฒน์ กฤตสิน

คณะวิศวกรรมศาสตร์

Follow this and additional works at: <https://digital.car.chula.ac.th/chulaetd>



Part of the [Nuclear Engineering Commons](#)

Recommended Citation

กฤตสิน, ชัยวิวัฒน์, "การคำนวณการรั่วไหลของสารประกอบซีเซียมในข้อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์พุทิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ด้วยโปรแกรม modified aRT mod 2" (2021). *Chulalongkorn University Theses and Dissertations (Chula ETD)*. 5007.

<https://digital.car.chula.ac.th/chulaetd/5007>

This Thesis is brought to you for free and open access by Chula Digital Collections. It has been accepted for inclusion in Chulalongkorn University Theses and Dissertations (Chula ETD) by an authorized administrator of Chula Digital Collections. For more information, please contact ChulaDC@car.chula.ac.th.

การคำนวณการรั่วไหลของสารประกอบซีเซียมในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2



วิทยานิพนธ์นี้เป็นส่วนหนึ่งของการศึกษาตามหลักสูตรปริญญาวิทยาศาสตรมหาบัณฑิต
สาขาวิชาเทคโนโลยีนิวเคลียร์ ภาควิชาวิศวกรรมนิวเคลียร์
คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
ปีการศึกษา 2564
ลิขสิทธิ์ของจุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

Calculation of Cesium Compound Release in Spent Fuel
Pool of The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 4 Using Modified ART Mod 2
Code



A Thesis Submitted in Partial Fulfillment of the Requirements
for the Degree of Master of Science in Nuclear Technology
Department of Nuclear Engineering
FACULTY OF ENGINEERING
Chulalongkorn University
Academic Year 2021
Copyright of Chulalongkorn University

หัวข้อวิทยานิพนธ์	การคำนวณการรั่วไหลของสารประกอบซีเซียมในบ่อเก็บ เชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์พุทฺธิมะได้อิทธิพลที่ สืด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2
โดย	นายชัยวัฒน์ กฤตสิน
สาขาวิชา	เทคโนโลยีนิวเคลียร์
อาจารย์ที่ปรึกษาวิทยานิพนธ์หลัก	รองศาสตราจารย์ ดร.สมบูรณ์ รัชมี
อาจารย์ที่ปรึกษาวิทยานิพนธ์ร่วม	นายวศิน เวชกามา

คณะวิศวกรรมศาสตร์ จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย อนุมัติให้บัณฑิตวิทยานิพนธ์ฉบับนี้เป็นส่วนหนึ่ง
ของการศึกษาตามหลักสูตรปริญญาวิทยาศาสตรมหาบัณฑิต

..... คณบดีคณะวิศวกรรมศาสตร์
(ศาสตราจารย์ ดร.สุพจน์ เตชวรสินสกุล)

คณะกรรมการสอบวิทยานิพนธ์

..... ประธานกรรมการ
(รองศาสตราจารย์ ดร.ดุยพงศ์ วงศ์แสง)

..... อาจารย์ที่ปรึกษาวิทยานิพนธ์หลัก
(รองศาสตราจารย์ ดร.สมบูรณ์ รัชมี)

..... อาจารย์ที่ปรึกษาวิทยานิพนธ์ร่วม
(นายวศิน เวชกามา)

..... กรรมการ
(รองศาสตราจารย์ ดร.สัณชัย นิลสุวรรณโฆสิต)

..... กรรมการภายนอกมหาวิทยาลัย
(ดร.กัมปนาท ชิลวา)

ชัยวิวัฒน์ กฤตสิน : การคำนวณการรั่วไหลของสารประกอบซีเซียมในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้
แล้วของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod
2. (Calculation of Cesium Compound Release in Spent Fuel
Pool of The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 4
Using Modified ART Mod 2 Code) อ.ที่ปรึกษาหลัก : รศ. ดร.สมบูรณ์ รัศมี, อ.ที่
ปรึกษาร่วม : นายวศิน เวชกามา

ในอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิที่ประเทศญี่ปุ่นในปี ค.ศ. 2011 อุบัติเหตุ
ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ที่กักเก็บแท่งเชื้อเพลิงจำนวนมาก
เป็นประเด็นสำคัญที่ผู้เชี่ยวชาญและนักวิจัยด้านความปลอดภัยทางนิวเคลียร์เล็งเห็นถึงความสำคัญ
ของอุบัติเหตุร้ายแรงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว ที่อาจส่งผลกระทบต่อภัยร้ายแรงเทียบเท่าหรือมากกว่า
อุบัติเหตุร้ายแรงทางนิวเคลียร์จากการหลอมเหลวแท่งเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ สำหรับ
ประเทศไทยงานวิจัยเกี่ยวกับอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ได้ถูกศึกษาและพัฒนาเพื่อ
ส่งเสริมและสนับสนุนวางแผนการจัดการอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ และการวางแผนการรับมือ
ผลกระทบทางนิวเคลียร์ จากโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ที่อยู่ใกล้เคียงกับประเทศไทยและประเทศใน
ภูมิภาคอาเซียน ดังนั้นความเข้าใจการดำเนินไปของอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของ
โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ จึงเป็นอีกหนึ่งประเด็นวิจัยที่มีความจำเป็นต้องมีการศึกษาเพื่อนำข้อมูลไป
ใช้ในการวางแผนการรับมือผลกระทบทางนิวเคลียร์ที่อาจเกิดขึ้นได้ในอนาคต งานวิจัยนี้ศึกษาการ
เกิดอุบัติเหตุในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ
หน่วยที่สี่ โดยเริ่มจากการประเมินความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงนิวเคลียร์โดยใช้
แบบจำลองทางคณิตศาสตร์และสมการที่เกี่ยวข้องเมื่อเกิดอุบัติเหตุขึ้น เพื่อใช้ในการคำนวณ
อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นที่จะเพิ่มขึ้น และเวลาที่ใช้ในการทำให้น้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิด
การเดือดและระเหย ตามลำดับ จากการคำนวณพบว่า ระดับน้ำหล่อเย็นจะลดลงจนถึงบริเวณ
ส่วนบนของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง เป็นเวลาประมาณ 14 วัน และส่วนล่างของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง และ
30 วันตามลำดับ อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะเพิ่มขึ้นจนถึง 1100 องศาเซลเซียส ภายในเวลา
17 วัน โดยในระบะเวลาดังกล่าวคาดว่าจะทำให้เชื้อเพลิงนิวเคลียร์เกิดการบวมและแตกออกจาก
ปฏิกิริยาออกซิเดชัน ตามลำดับ ส่งผลให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม จากนั้นจึงใช้
สาขาวิชา เทคโนโลยีนิวเคลียร์

ลายมือชื่อนิสิต
ลายมือชื่อ อ.ที่ปรึกษาหลัก
ลายมือชื่อ อ.ที่ปรึกษาร่วม

ปีการศึกษา 2564

6170432721 : MAJOR NUCLEAR TECHNOLOGY

KEYWORD:

Chaiviwat Krittasin : Calculation of Cesium Compound Release in Spent Fuel Pool of The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 4 Using Modified ART Mod 2 Code. Advisor: Assoc. Prof. SOMBOON RASSAME, Ph.D. Co-advisor: Mister Wasin Vechgama

During the Fukushima Daiichi power plant disaster in Japan in 2011, a lot of fuel was stored in the spent fuel pool of Fukushima Daiichi power plant unit 4. The nuclear safety experts and researchers seriously realized the importance of a severe accident in the spent fuel pool. The accident could potentially cause severe or more serious nuclear severe accidents in nuclear reactors. In Thailand, several studies on severe nuclear power plant accidents have been performed to promote and support nuclear accident management and a nuclear impact response plan from a nuclear power plant near Thailand in ASEAN. Understanding the process of the accident in the Fukushima Daiichi spent fuel pool was the one issue that had to be studied to take information used to respond to potential severe accidents in the future. This research examined the accident in case of cooling loss in the spent fuel pool of Fukushima Daiichi power plant unit 4. The analysis begins with calculating nuclear fuel decay heat using numerical models and related equations when the accident occurred. The obtained results were used to estimate the increased cooling water temperature and the time for boiling and evaporating in the spent fuel pool. According to the calculations, the water level would decrease until it reached the upper and lower of the fuel cladding in 14 days and 30 days, respectively. The fuel cladding temperature would increase until it reached the temperature of 1100 K within 17 days. At that time, the nuclear fuel ballooning and burst by oxidation.

Field of Study: Nuclear Technology

Academic Year: 2021

Student's Signature

Advisor's Signature

Co-advisor's Signature

กิตติกรรมประกาศ

การทำงานวิจัยในหัวข้อการคำนวณการรั่วไหลของสารประกอบซีเซียมในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว ของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 ครั้งนี้ได้รับความร่วมมือจากบุคคลหลายฝ่ายจนงานสำเร็จลุล่วงไปด้วยดี โดยเฉพาะอย่างยิ่งข้าพเจ้าขอขอบพระคุณบิดา มารดา และครอบครัวของข้าพเจ้า ที่สนับสนุนและคอยให้กำลังใจมาโดยตลอด

ขอขอบพระคุณ รศ.ดร.สมบูรณ์ รัศมี อาจารย์ที่ปรึกษาหลักในการทำวิทยานิพนธ์ครั้งนี้ ที่คอยดูแลเอาใจใส่เกี่ยวกับการคำนวณอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ แนะนำและให้คำปรึกษาในการเขียนวิทยานิพนธ์ รวมไปถึงช่วยแก้ไขการเขียนวิจัยซึ่งเป็นการพัฒนาความรู้และความสามารถในการทาวิจัยของข้าพเจ้าเป็นอย่างดี

ขอขอบพระคุณ นายวศิน เวชกามา จากสถาบันเทคโนโลยีนิวเคลียร์แห่งชาติ (องค์การมหาชน) ซึ่งเป็นอาจารย์ที่ปรึกษาร่วมในการทำวิทยานิพนธ์ครั้งนี้ของข้าพเจ้า ที่คอยแนะนำแนวทางในการทาวิจัยทั้งในด้าน การคำนวณอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิง และการใช้โปรแกรม Modified ART Mod 2 นอกจากนี้ยังแนะนำแนวทางในการทำงานวิจัยให้ข้าพเจ้าเข้าใจ และสามารถต่อยอดในการทำงานของข้าพเจ้าได้

ขอขอบพระคุณ รศ.ดร.ดุลยพงศ์ วงศ์แสง ประธานกรรมการวิทยานิพนธ์ หลักสูตรวิทยาศาสตร์ สาขาเทคโนโลยีนิวเคลียร์ ให้คำแนะนำต่างๆเกี่ยวกับการทำวิทยานิพนธ์ และได้กรุณาสละเวลามาร่วมฟังการดเนินวิจัยครั้งนี้ด้วย ขอขอบพระคุณ รศ.ดร.สัณชัย นิลสุวรรณโฆสิต กรรมการภายในการสอบวิทยานิพนธ์ครั้งนี้ ที่คอยสั่งสอนให้ความรู้เกี่ยวกับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ให้คำแนะนำต่างๆเกี่ยวกับการทำวิทยานิพนธ์ และได้กรุณาสละเวลามาร่วมฟังการดำเนินวิจัยครั้งนี้ด้วย ขอขอบพระคุณ ดร.กัมปนาท ชิลวา กรรมการภายนอกในการสอบวิทยานิพนธ์ครั้งนี้ ที่คอยให้คำแนะนำต่างๆเกี่ยวกับการเกิดอุบัติเหตุภายในโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ การสอบวิทยานิพนธ์ และได้กรุณาสละเวลามาร่วมฟังการดำเนินวิจัยครั้งนี้ด้วย

สุดท้ายนี้ขอขอบพระคุณอาจารย์ภาควิชาวิศวกรรมนิวเคลียร์ทุกท่านที่ได้สั่งสอน อบรม และให้ความรู้แก่ข้าพเจ้า ซึ่งเป็นประโยชน์อย่างยิ่งต่องานวิจัยของข้าพเจ้าในครั้งนี้

ชัยวิวัฒน์ กฤตสิน

สารบัญ

หน้า

บทคัดย่อภาษาไทย.....	ค
บทคัดย่อภาษาอังกฤษ.....	ง
กิตติกรรมประกาศ.....	จ
สารบัญ.....	ฉ
สารบัญตาราง.....	ฉ
สารบัญรูปภาพ.....	ฐ
บทที่ 1 บทนำ.....	1
1.1 ที่มาและความสำคัญ.....	1
1.2 วัตถุประสงค์.....	4
1.3 ขอบเขตงานวิจัย.....	4
1.4 ระเบียบวิธีวิจัย.....	4
บทที่ 2 เอกสารและงานวิจัยที่เกี่ยวข้อง.....	6
2.1 ASEAN Network on Nuclear Power Safety Research (ASEAN NPSR) [4].....	6
2.2 อุบัติเหตุร้ายแรง (Severe accident).....	7
2.3 ลำดับเหตุการณ์ของการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์ที่เกิดขึ้นจากอุบัติเหตุร้ายแรง.....	7
2.3.1 ช่วงความร้อนเพิ่มขึ้น (Heat up phase).....	7
2.3.2 การเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันและแก๊สไฮโดรเจน.....	8
2.3.3 ความเสียหายของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง.....	8
2.3.4 การย้ายตำแหน่งและการเกิดอุดตัน.....	8
2.3.5 การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี.....	9
2.4 ปัจจัยที่ส่งผลต่อการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี.....	9

2.4.1 ผลของชนิดของเชื้อเพลิง	10
2.4.2 ผลของความดัน (Pressure effect)	10
2.5 ซีเซียม (Cesium, Cs)	10
2.6 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ.....	11
2.6.1 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ	11
2.6.2 การเกิดอุบัติเหตุของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ	13
2.6.3 ข้อมูลของหน่วยโรงไฟฟ้าที่รับความเสียหาย	14
2.6.3.1 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่ง	16
2.6.3.2 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สอง.....	17
2.6.3.3 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สาม	18
2.6.3.4 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่.....	21
2.7 ปฏิกิริยาเชือกเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิที่สี่	23
2.8 ทฤษฎีและการทดลองที่เกี่ยวข้องกับการคำนวณการเกิดอุบัติเหตุในปฏิกิริยาเชือกเพลิง	27
2.8.1 ความร้อนที่ได้รับจากเครื่องปฏิกรณ์ (Core Thermal Power)	27
2.8.2 ทฤษฎีของความร้อน.....	28
2.8.2.1 ความร้อนที่ทำให้สารเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ	28
2.8.2.2 ความร้อนที่ทำให้สารเปลี่ยนแปลงสถานะ	29
2.8.3 ปฏิกิริยาออกซิเดชัน	29
2.8.4 การคำนวณความร้อนจากการสลายตัว	31
2.8.4.1 K. Way and E. P. Wigner	31
2.8.4.2 S. Untermeyer และ J. T. Weills.....	32
2.8.4.3 El wakil.....	34
2.8.5 อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น	34
2.8.5.1 แบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น.....	35

2.8.5.2 การประเมินอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ.....	35
2.8.6 ระดับของน้ำหล่อเย็น.....	36
2.8.6.1 แบบจำลองการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็น.....	36
2.8.6.2 แบบจำลองการขยายตัวของน้ำ.....	37
2.8.6.3 การศึกษาการประเมินระดับของน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ.....	37
2.8.7 อุณหภูมิของปฏิกิริยาเชื้อเพลิง.....	38
2.8.7.1 แบบจำลองในการประเมินตัวแปรที่เกี่ยวข้องในการอุณหภูมิของปฏิกิริยาเชื้อเพลิง.....	39
2.8.7.2 แบบจำลองในการคำนวณอุณหภูมิของปฏิกิริยาเชื้อเพลิง.....	40
2.8.7.3 การศึกษาประเมินอุณหภูมิของปฏิกิริยาเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ.....	41
2.8.8 การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี.....	42
2.8.8.1 การศึกษาการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีจากการทดลอง.....	43
2.8.8.2 การศึกษาการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ.....	43
2.9 โปรแกรมสำหรับประเมินการเกิดอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์.....	45
2.9.1 โปรแกรมของการประเมินความเสี่ยงเชิงความน่าจะเป็น (Probabilistic risk assessment).....	45
2.9.2 โปรแกรมของการประเมินพฤติกรรมของเชื้อเพลิง (Fuel behavior).....	45
2.9.3 โปรแกรมของการประเมินเทอร์มัลไฮดรอลิก (Thermal-hydraulic).....	46
2.9.4 โปรแกรมของการประเมินจลนพลศาสตร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Reactor kinetic).....	46
2.9.5 โปรแกรมของการรื้อถอนและขนส่งของสารกัมมันตรังสี (Radionuclide transport).....	46
2.9.6 โปรแกรมการป้องกันเชิงกัมมันตรังสี (Radionuclide).....	46
2.9.7 โปรแกรมของการประเมินอุบัติเหตุร้ายแรง (Severe accident) [38].....	47

2.10 โปรแกรม Modified ART Mod 2.....	48
2.10.1 โมเดลการสะสมตัวในรูปแบบของแก๊ส.....	49
2.10.1.1 การควบแน่น (Condensation).....	49
2.10.1.2 การดูดซับ (Adsorption).....	49
2.10.2 โมเดลการสะสมตัวในรูปแบบของแอโรซอล.....	50
2.10.2.1 การตกจากแรงโน้มถ่วง (gravitational settling).....	50
2.10.2.2 การแพร่แบบบราวเนียน (Brownian diffusion)	51
2.10.2.3 ดิฟฟิวซิโอโฟรีซิส (diffusiophoresis).....	52
2.10.2.4 เทอร์โมโฟรีซิส (Thermophoresis).....	54
2.11 งานวิจัยที่เกี่ยวข้อง	55
บทที่ 3 วิธีดำเนินการวิจัย	60
3.1 แนวทางการเลือกแบบจำลองสำหรับการประเมินอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้า ฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่	60
3.1.1 การเปรียบเทียบความร้อนจากการสลายตัว.....	60
3.1.1.1 แบบจำลองของ K. Way and E. P. Wigner.....	60
3.1.1.2 แบบจำลองของ Untermeyer, S., and Weills, J. T.	61
3.1.1.3 แบบจำลองของ El-Wakil	61
3.1.2 อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น	62
3.1.2.1 แบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นของ Chihiro Yanagi, et al.	62
3.1.2.2 แบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นโดยทฤษฎีของความร้อน	62
3.1.3 ระดับของน้ำหล่อเย็น.....	63
3.1.3.1 การขยายตัวของน้ำ	63
3.1.3.2 แบบจำลองโดย Chihiro Yanagi, et al.....	63

3.1.3.3	แบบจำลองการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นโดยทฤษฎีความร้อน	64
3.1.4	อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง.....	65
3.1.4.1	ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น	65
3.1.4.2	ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น.....	65
3.1.4.3	ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน	67
3.2	กระบวนการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิชิหน่วยที่สี่	68
3.3	การศึกษาอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิชิหน่วยที่สี่.....	69
3.3.1	การคำนวณความร้อนจากการสลายตัว.....	69
3.3.2	อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น	72
3.3.3	ระดับของน้ำหล่อเย็น.....	73
3.3.4	การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง	76
3.3.4.1	ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น	78
3.3.4.2	ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น.....	79
3.3.4.3	ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน	81
3.2.5	การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี.....	85
3.2.5.1	การประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี	85
3.2.5.1	การประเมินการตอบสนองต่ออุณหภูมิของสารกัมมันตรังสี	87
บทที่ 4	ผลและอภิปรายผล.....	88
4.1	ผลของแนวทางการเลือกแบบจำลองในการคำนวณ	88
4.1.1	ความร้อนจากการสลายตัว	88
4.1.2	อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น	89
4.1.3	ระดับของน้ำหล่อเย็น.....	90
4.1.4	อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง.....	91
4.2	ผลของการศึกษาอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิชิหน่วยที่สี่	98

4.2.1 ผลการคำนวณความร้อนจากการสลายตัว	99
4.2.2 ผลการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น	100
4.2.3 ผลการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็น.....	101
4.2.4 ผลการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง.....	104
4.2.5 ผลการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี.....	106
4.2.5.1 ผลการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี	106
4.2.5.2 การวิเคราะห์ Sensitivity analysis	113
4.3 สรุปผลการศึกษากระบวนการการเกิดอุบัติเหตุบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะ ไดอิจิหน่วยที่สี่.....	115
บทที่ 5 สรุปผลและข้อเสนอแนะ	117
5.1 สรุปผลงานวิจัย.....	117
5.2 ข้อเสนอแนะ	118
บรรณานุกรม.....	120
ภาคผนวก.....	125
ภาคผนวก ก.....	125
ภาคผนวก ข.....	128
ประวัติผู้เขียน.....	204

สารบัญตาราง

หน้า

ตารางที่ 1 ข้อมูลของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิแต่ละหน่วย	12
ตารางที่ 2 ข้อมูลของประเภทเครื่องปฏิกรณ์และ จำนวนเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์และบ่อเก็บ เชื้อเพลิงในแต่ละหน่วย [1],[9].....	15
ตารางที่ 3 การสรุปเหตุการณ์ที่สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่ง [22]	17
ตารางที่ 4 เหตุการณ์สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สอง [22].....	18
ตารางที่ 5 เหตุการณ์สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สอง [22].....	20
ตารางที่ 6 เหตุการณ์สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สอง [22].....	22
ตารางที่ 7 แสดงความผิดพลาดของสมการคำนวณความร้อนจากการสลายตัว.....	33
ตารางที่ 8 อัตราการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันในแต่ละช่วงอุณหภูมิ.....	40
ตารางที่ 9 รายละเอียดของเชื้อเพลิงใช้แล้วแต่ละมัดที่อยู่ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุ ชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9]	69
ตารางที่ 10 ข้อมูลเกี่ยวกับการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุ ชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9,35].....	73
ตารางที่ 11 ข้อมูลเกี่ยวกับการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟ ุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9,35]	74
ตารางที่ 12 อุณหภูมิของแต่ละช่วงในการเกิดอุบัติเหตุ.....	77
ตารางที่ 13 ข้อมูลของปฏิกิริยาเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9, 35]	77
ตารางที่ 14 ข้อมูลของซีซีเอ็ม-137 ในรูปแบบของแก๊สและแอโรซอล [9]	86
ตารางที่ 15 ความผิดพลาดของการคำนวณความร้อนจากการสลายตัว [41].....	100
ตารางที่ 16 เหตุการณ์ที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่	115

สารบัญรูปภาพ

	หน้า
รูปที่ 1 ผลของความดันต่อการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี.....	10
รูปที่ 2 โครงสร้างของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ [10].....	12
รูปที่ 3 แผนที่จุดกำเนิดของการเกิดแผ่นดินไหวและโรงไฟฟ้าประเภทนิวเคลียร์ในประเทศญี่ปุ่น [9]	14
รูปที่ 4 ตำแหน่งของโรงไฟฟ้าทั้งหกหน่วยของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ [9]	15
รูปที่ 5 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่งหลังจากเกิดการระเบิด [21].....	16
รูปที่ 6 อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สามหลังจากที่เกิดการระเบิด [22].....	19
รูปที่ 7 ความเสียหายที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สาม [9].....	20
รูปที่ 8 อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่หลังจากที่เกิดการระเบิด [22]	22
รูปที่ 9 ความเสียหายที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9].....	23
รูปที่ 10 ลักษณะของบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่.....	24
รูปที่ 11 ระดับน้ำของบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9]	25
รูปที่ 12 มัดเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9].....	26
รูปที่ 13 สมดุลความร้อนในระบบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [23]	27
รูปที่ 14 การบวมและการแตกออกของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [26]	30
รูปที่ 15 การเปลี่ยนแปลงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงหลังจากเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน [27].....	31
รูปที่ 16 การประเมินพลังงานของอนุภาคเบต้าและรังสีแกมมาทั้งหมดจากปฏิกิริยาฟิชชันหลังจาก หยุดดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ [28]	32
รูปที่ 17 การประเมินอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นโดยใช้โปรแกรม MELCOR และ RELAP5 [32].....	35
รูปที่ 18 การประเมินระดับน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรม MELCOR และ RELAP5 [22]	37

รูปที่ 19 การเปรียบเทียบการประเมินระดับน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ [34].....	38
รูปที่ 20 การประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรม MELCOR [22].....	41
รูปที่ 21 การประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมต่าง ๆ [34].....	42
รูปที่ 22 การทดลองการรั่วไหลของซีซีเอ็ม [16]	43
รูปที่ 23 การประเมินการรั่วไหลของซีซีเอ็มด้วยโปรแกรม MELCOR [22]	44
รูปที่ 24 การประเมินการรั่วไหลของซีซีเอ็มด้วยโปรแกรม MELCOR และ RELAP5 [32].....	44
รูปที่ 25 ปรากฏการณ์การสะสมตัวของแก๊สและแอโรซอลในโปรแกรม Modified ART Mod 2	48
รูปที่ 26 กระบวนการเกิดปรากฏการณ์การควบแน่น	49
รูปที่ 27 กระบวนการเกิดปรากฏการณ์การดูดซับ	49
รูปที่ 28 การสะสมตัวของแอโรซอลจากแรงโน้มถ่วงช่วงที่ $Re < 1$	51
รูปที่ 29 การสะสมตัวของแอโรซอลจากแรงโน้มถ่วงช่วงที่ $Re > 1$	51
รูปที่ 30 การสะสมตัวจากปรากฏการณ์การแพร่แบบบราวเนียน.....	52
รูปที่ 31 การสะสมตัวจากปรากฏการณ์ดิฟฟิวซิโอฟรีซิส	53
รูปที่ 32 แสดงการสะสมตัวจากปรากฏการณ์เทอร์โมฟรีซิส.....	55
รูปที่ 33 กระบวนการศึกษาการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ หน่วยที่สี่	69
รูปที่ 34 โนดาไลเซชันของการประเมินด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2	87
รูปที่ 35 การเปรียบเทียบการคำนวณความร้อนจากการสลายตัว	89
รูปที่ 36 การคำนวณความร้อนจากการสลายตัวเปรียบเทียบกับผลการประเมินจาก TEPCO.....	99
รูปที่ 37 ผลการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นเปรียบเทียบกับผลการคำนวณด้วยแบบจำลองของ Chihiro Yanagi, et al. [31] และ โปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ [32].....	101
รูปที่ 38 ระดับน้ำจากการคำนวณด้วยแบบจำลองอย่างง่าย	102
รูปที่ 39 ระดับของน้ำหล่อเย็นหลังจากน้ำหล่อเย็นลดลงจนถึงบริเวณปลอกหุ้มเชื้อเพลิง	102
รูปที่ 40 การเปรียบเทียบระดับน้ำจากแบบจำลองอย่างง่ายกับการคำนวณและโปรแกรมต่าง ๆ [31],[34]	103

รูปที่ 41 การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงหลังจากเกิดอุบัติเหตุ	105
รูปที่ 42 การเปรียบเทียบอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจากการคำนวณกับการประเมินด้วยโปรแกรมต่าง ๆ [34].....	106
รูปที่ 43 การประเมินการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีซีเอ็มไอโอดี (ระยะสั้น)	108
รูปที่ 44 การประเมินการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีซีเอ็มไอโอดี (ระยะยาว)	109
รูปที่ 45 ปรากฏการณ์การสะสมตัวของซีซีเอ็มไอโอดี	110
รูปที่ 46 การประเมินพฤติกรรมการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีซีเอ็มไฮดรอกไซด์ (ระยะสั้น) .	111
รูปที่ 47 การประเมินพฤติกรรมการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีซีเอ็มไฮดรอกไซด์ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 (ระยะยาว)	112
รูปที่ 48 ปรากฏการณ์การสะสมตัวของซีซีเอ็มไฮดรอกไซด์	113
รูปที่ 49 การรั่วไหลของซีซีเอ็มไอโอดี	114
รูปที่ 50 การรั่วไหลของซีซีเอ็มไฮดรอกไซด์	114

บทที่ 1

บทนำ

1.1 ที่มาและความสำคัญ

เป็นที่ทราบกันดีว่าการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ในอดีต ได้ส่งผลกระทบต่อประชาชน และสิ่งแวดล้อมไปทั่วโลก เช่น อุบัติเหตุที่โรงไฟฟ้านิวเคลียร์ฟูกูชิมะไดอิจิ (Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant) ใน ค.ศ. 2011 [1] และ อุบัติเหตุที่โรงไฟฟ้าเชอร์โนบิล (Chernobyl Nuclear Power Plant) ใน ค.ศ. 1986 [2] เป็นต้น ซึ่งอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ดังกล่าว ได้ส่งผลให้ประเทศที่มีโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ตระหนักถึงผลกระทบของอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์มากขึ้นอย่างมีนัยสำคัญ โดยเฉพาะอย่างยิ่งอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ ที่มีสาเหตุเกิดมาจากแผ่นดินไหวที่มีความรุนแรงถึง 9.0 แมกนิจูด แผ่นดินไหวที่เกิดขึ้นเป็นสาเหตุให้เกิดคลื่นสึนามิที่สูงถึง 15 เมตร [1] ซึ่งเป็นความสูงที่กำแพงสำหรับป้องกันสึนามิไม่สามารถป้องกันได้ จึงทำให้ปริมาณน้ำมหาศาลจากคลื่นสึนามิไหลเข้าท่วมบริเวณโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ ซึ่งเป็นสาเหตุให้ระบบไฟฟ้าภายในและภายนอกไม่สามารถทำงานได้ ส่งผลให้ระบบหล่อเย็นของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิขัดข้องและเกิดอุบัติเหตุอื่น ๆ ตามมา จากเหตุการณ์ดังกล่าวส่งผลให้โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่ง, สาม, และสี่เกิดการระเบิดจากแก๊สไฮโดรเจน ตามลำดับ และยังส่งผลให้สารกัมมันตรังสีภายในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิที่เกิดอุบัติเหตุรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม

ผลกระทบของอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ ไม่เพียงแต่จะก่อให้เกิดอันตรายของประเทศที่มีโรงไฟฟ้านิวเคลียร์เท่านั้น แต่ผลกระทบเหล่านี้ มีโอกาสส่งผลกระทบไปยังประเทศข้างเคียงอื่น ๆ ด้วย [3] แม้ว่าประเทศเหล่านั้นจะไม่มีโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ก็ตาม ดังนั้นผลกระทบทางอุบัติเหตุนิวเคลียร์ จึงเป็นข้อกังวล และเป็นหัวข้อสำคัญที่จำเป็นต้องศึกษาของหลาย ๆ ประเทศ ซึ่งรวมไปถึงกลุ่มประเทศอาเซียนด้วย ในปี ค.ศ. 2017 เครือข่าย ASEAN Network on Nuclear Power Safety Research (ASEAN NPSR) [4] ได้ถูกก่อตั้งขึ้น โดยกลุ่มนักวิจัย และวิศวกร ที่ตระหนักถึงความปลอดภัยทางนิวเคลียร์ และผลกระทบที่มีโอกาสเกิดขึ้นในอาเซียน โดยมีจุดประสงค์เพื่อร่วมกันศึกษา วางแผน และให้คำแนะนำแนวทางการจัดการอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ และผลกระทบทางรังสีในประเทศไทยและอาเซียน ผ่านการทำงานวิจัยร่วมกัน

ประเทศไทยในฐานะสมาชิกของเครือข่าย ASEAN NPSR ได้ริเริ่มเป็นผู้นำในการประเมินผลกระทบทางรังสีในสิ่งแวดล้อมจากอุบัติเหตุร้ายแรงสมมติของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ร่วมกับประเทศอื่น ๆ

โดยได้เริ่มต้นจากงานวิจัยของการประเมินการกระจายตัวของสารกัมมันตรังสีในชั้นบรรยากาศ ในงานวิจัยนี้อุบัติเหตุร้ายแรงสมมติของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ฟ่งเซงกั่ง (Fangchenggang Nuclear Power Plant) ในประเทศจีน [5] ได้ถูกเลือกเป็นกรณีศึกษาเนื่องจากเป็นโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ที่ตั้งอยู่ใกล้เคียงกับกลุ่มประเทศอาเซียน เพื่อศึกษาการกระจายตัวของสารกัมมันตรังสี และผลกระทบทางรังสี ที่มีโอกาสเกิดขึ้น

นอกจากนี้เพื่อที่จะสนับสนุนงานวิจัยของการประเมินการกระจายตัวของสารกัมมันตรังสีในชั้นบรรยากาศ ในเครือข่าย ASEAN NPSR ประเทศไทยได้ศึกษางานวิจัยแนวทางการประเมินพฤติกรรม และปริมาณการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ (containment vessel) [6] ซึ่งเป็นการป้องกันขั้นสุดท้ายก่อนที่สารกัมมันตรังสีจะรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม โดยต้นกำเนิดของสารกัมมันตรังสีที่รั่วไหล ได้พิจารณาจากสองแหล่งสำคัญ ได้แก่ ถังแรงดันของเครื่องปฏิกรณ์ (reactor pressure vessel) [6] และ บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว (spent fuel pool) เนื่องจากเป็นสถานที่มีแท่งเชื้อเพลิงเป็นจำนวนมาก [7]

จากการศึกษาอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [8], [9] พบว่าการเกิดอุบัติเหตุขึ้นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิง เป็นสาเหตุให้เกิดอุบัติเหตุร้ายแรงได้เช่นเดียวกับการเกิดอุบัติเหตุภายในถังแรงดันของเครื่องปฏิกรณ์ ซึ่งเป็นสาเหตุให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมได้ ดังนั้นการจัดการอุบัติเหตุของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์จึงจำเป็นต้องศึกษาการเกิดอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ แต่ในขณะเดียวกันในประเทศไทยยังไม่มีการศึกษาการเกิดอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่มากนัก ดังนั้นเพื่อการจัดการอุบัติเหตุภายในโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ได้อย่างครอบคลุมจึงจำเป็นต้องศึกษาการเกิดอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ โดยในงานวิจัยได้ศึกษาการเกิดอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ เนื่องจากเป็นโรงไฟฟ้าที่เกิดอุบัติเหตุร้ายแรงและบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้รับความเสียหายอีกด้วย จากการศึกษาพบว่าการเกิดแผ่นดินไหวเป็นสาเหตุหลักของเหตุการณ์อุบัติเหตุโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ฟุกุชิมะไดอิจิ แต่ในปัจจุบันการทำนายการเกิดแผ่นดินไหวและความรุนแรงของแผ่นดินไวยังคงอยู่ภายใต้การพัฒนา ซึ่งส่งผลต่อความไม่แน่นอนในการทำนายความรุนแรงที่เกิดขึ้น จึงทำให้ไม่สามารถทราบระยะเวลาและความรุนแรงของแผ่นดินไหวได้อย่างแน่ชัด [10] จากประเด็นดังกล่าว ผู้วิจัยได้ตระหนักถึงความรุนแรงของอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ที่มีโอกาสเกิดขึ้น โดยเฉพาะในกรณีที่เกิดแผ่นดินไหวมีความรุนแรงมากกว่าเดิม ดังนั้นผู้วิจัยจึงได้สนใจที่จะศึกษาเรียนรู้กระบวนการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง และพฤติกรรม และปริมาณการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี ที่มีความรุนแรงมากกว่าเดิม โดยเฉพาะ

อุบัติเหตุร้ายแรงที่มีโอกาสเกิดขึ้นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ฟูกูชิมะไดอิจิ ซึ่งได้ถูกพิจารณาว่าสามารถเป็นอีกหนึ่งต้นกำเนิดของการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี [7]

ดังนั้นสำหรับงานวิจัยนี้มีเป้าหมายที่จะเรียนรู้กระบวนการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงและพฤติกรรม และปริมาณการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว โดยมีจุดประสงค์ที่จะรวบรวมแบบจำลองทางทฤษฎีและแบบจำลองจากการทดลองทางเทอร์มัลไฮดรอลิกที่เกี่ยวข้องเพื่อใช้ในการกำหนดเงื่อนไขเริ่มต้นและเงื่อนไขขอบเขต สำหรับการจำลองการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ เพื่อที่จะตรวจสอบพฤติกรรม และปริมาณการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว สำหรับกรณีศึกษาของงานวิจัยนี้ ผู้วิจัยได้เลือกอุบัติเหตุสมมติของบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ หน่วยที่สี่ เนื่องจากบ่อเก็บเชื้อเพลิงดังกล่าวบรรจุปริมาณแท่งเชื้อเพลิงมากที่สุด หากเทียบกับบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของหน่วยอื่น ๆ โดยปริมาณเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว หน่วยที่สี่ มีปริมาณแท่งเชื้อเพลิงคิดเป็น 97 % ของปริมาณมัดเชื้อเพลิงที่สามารถบรรจุได้ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว [9] นอกจากนี้ในอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วหน่วยที่สี่ เคยได้รับความเสียหายจากอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นอีกด้วย [11] โดยผู้วิจัยได้เลือกกรณีศึกษาจากเหตุการณ์ การสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นแท่งเชื้อเพลิงใช้แล้ว (loss of cooling accident) เพื่อให้สอดคล้องกับสาเหตุหลักของการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงที่เกิดขึ้นกับบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิเป็นไปได้นอกจากนี้ในงานวิจัยนี้ โปรแกรม Modified ART Mod 2 [7] ได้ถูกประยุกต์เพื่อจำลองการศึกษาอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงดังกล่าว เพื่อศึกษาปรากฏการณ์การสะสมตัว และการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี ทั้งในรูปแบบของแก๊สและแอโรซอล ในงานวิจัยนี้มุ่งเน้นการศึกษาการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของสารประกอบซีเซียม เนื่องจากสารประกอบซีเซียมสามารถสะสมตัวในกระดูกของสัตว์ โดยเฉพาะอย่างยิ่ง ซีเซียม-137 ที่มีค่าครึ่งชีวิตยาวนานถึง 30 ปี และมีค่าอัตราการสลายตัวช้า [12] ถ้าหากเกิดการรั่วไหลจะทำให้ส่งผลกระทบต่อสุขภาพต่อพืช และสัตว์

โดยการศึกษากระบวนการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงและพฤติกรรม และปริมาณการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วนี้ จะก่อให้เกิดความเข้าใจในแนวทางการจัดการอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ที่ครอบคลุมมากขึ้น ซึ่งเป็นประโยชน์ต่อการวางแผนทางการจัดการอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ และผลกระทบทางด้านรังสีทั้งในประเทศไทยและอาเซียน ต่อไปในอนาคต

1.2 วัตถุประสงค์

เพื่อคำนวณการรั่วไหลของสารประกอบซีเซียมในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าพลังนิวเคลียร์ฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 ของกรณีการล้มเหลวของระบบการหล่อเย็น (loss of cooling accident)

1.3 ขอบเขตงานวิจัย

1. วิเคราะห์และกำหนดเงื่อนไขเริ่มต้นและเงื่อนไขขอบเขต สำหรับการจำลองการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ฟูกูชิมะไดอิจิภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วหน่วยที่สี่ จากกรณีการล้มเหลวของระบบการหล่อเย็น (loss of cooling accident) ได้แก่ ความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว (decay heat), อุณหภูมิของน้ำ, อุณหภูมิของแท่งเชื้อเพลิง, ระดับน้ำของบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว, สัดส่วนและปริมาณการรั่วไหลของสารประกอบซีเซียม

2. คำนวณและวิเคราะห์ผลของสารประกอบซีเซียม ทั้งรูปแบบแก๊ส และแอโรซอล ที่มีโอกาสรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2

1.4 ระเบียบวิธีวิจัย

1. ศึกษางานวิจัยที่เกี่ยวข้องกับการประเมินอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วและการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีของแท่งเชื้อเพลิงใช้แล้ว

2. คำนวณความร้อนจากการสลายตัวจากแท่งเชื้อเพลิงใช้แล้วภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

3. คำนวณอุณหภูมิของน้ำและระดับน้ำของบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ หลังจากเกิดการล้มเหลวของระบบหล่อเย็น

4. คำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

5. เปรียบเทียบผลการคำนวณที่ได้กับผลการคำนวณจากงานวิจัยที่เคยศึกษาเกี่ยวกับการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว

6. กำหนดข้อมูลนำเข้าของแอโรซอลและแก๊สของสารประกอบซีเซียมในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วสำหรับโปรแกรม Modified ART Mod 2

7. จำลองการสะสมตัวของสารกัมมันตรังสีในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว เพื่อตรวจสอบปริมาณในการสะสมตัวของแอรโซลและแก๊สของสารประกอบซีเซียม

8. วิเคราะห์ผลพหุติกรรมการเคลื่อนที่ และ การสะสมตัวของแอรโซลและแก๊สของสารประกอบซีเซียม

1.5 ประโยชน์ที่คาดว่าจะได้รับ

1. เพื่อช่วยพัฒนาแนวทางในการใช้โปรแกรม Modified ART Mod 2 ให้เกิดประโยชน์ต่อการประเมินผลกระทบจากอุบัติเหตุร้ายแรงได้อย่างครบวงจร
2. เพื่อใช้เป็นแนวทางในการออกแบบการป้องกันอุบัติเหตุร้ายแรงที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ของประเทศไทยในอนาคตได้
3. เพื่อสร้างองค์ความรู้ใหม่ที่เป็นประโยชน์ต่อประเทศไทยและอาเซียนในด้านการวางแผนการรับมืออุบัติเหตุร้ายแรงของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์จากประเทศอื่น ๆ

บทที่ 2

เอกสารและงานวิจัยที่เกี่ยวข้อง

บทนี้เป็นการรวบรวมนิยามและความรู้เบื้องต้นที่เกี่ยวข้องกับงานวิจัย ได้แก่ ASEAN Network on Nuclear Power Safety Research อุบัติเหตุนิวเคลียร์ ลำดับเหตุการณ์ของการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์ที่เกิดขึ้นจากอุบัติเหตุร้ายแรง ปัจจัยที่ส่งผลต่อการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี ซีเซียม โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ ทฤษฎีและการทดลองที่เกี่ยวข้องกับการคำนวณการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิง โปรแกรมสำหรับประเมินการเกิดอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ และ ข้อมูลต่าง ๆ เกี่ยวกับโปรแกรม Modified ART Mod 2 รวมถึงได้รวบรวมงานวิจัยศึกษาที่เกี่ยวข้องกับการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วในกรณีต่าง ๆ งานวิจัยเกี่ยวข้องกับการประเมินพฤติกรรมของการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี และงานวิจัยอื่น ๆ ที่เป็นประโยชน์ต่อการคำนวณการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วอีกด้วย โดยทฤษฎีและงานวิจัยที่ศึกษาจะถูกนำมาเป็นข้อมูลในการวิเคราะห์ปัญหาและคำนวณการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

2.1 ASEAN Network on Nuclear Power Safety Research (ASEAN NPSR) [4]

ASEAN NPSR เป็นกลุ่มของนักวิจัยที่ถูกสร้างขึ้นมาเพื่อทำงานวิจัยร่วมกันเกี่ยวกับความปลอดภัยทางนิวเคลียร์ โดยกลุ่ม ASEAN NPSR ประกอบไปด้วยเจ็ดประเทศคือ สาธารณรัฐประชาธิปไตยประชาชนลาว, มาเลเซีย, สาธารณรัฐแห่งสหภาพเมียนมา, สาธารณรัฐฟิลิปปินส์, สาธารณรัฐสิงคโปร์, ไทย, และสาธารณรัฐสังคมนิยมเวียดนาม โดยกลุ่ม ASEAN NPSR มีเป้าหมายคือสนับสนุนการป้องกันการเกิดอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ผ่านการทำงานวิจัยร่วมกันเพื่อที่จะสนับสนุนการวางแผนการจัดการผลกระทบทางนิวเคลียร์ในภูมิภาคอาเซียนเพื่อให้สอดคล้องกับมาตรฐานความปลอดภัยของ International Atomic Energy Agency (IAEA)

กลุ่ม ASEAN NPSR มีวัตถุประสงค์แรกคือเป็นแพลตฟอร์มในภูมิภาคในด้านของการวิจัยการป้องกันการเกิดอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์เพื่อส่งเสริมข้อมูลและแบ่งปันความรู้กับสมาชิกในกลุ่มระหว่างประเทศ วัตถุประสงค์ที่สองคือเพื่อเติมเต็มความต้องการในส่วนที่ขาดหายในการวิจัยและพัฒนาของประเทศในภูมิภาคอาเซียน วัตถุประสงค์ที่สามคือเพื่อเสริมสร้างความสามารถในการวิจัยและพัฒนาของสมาชิกเพื่อที่จะสนับสนุนเชิงเทคนิคสำหรับการตัดสินใจ วัตถุประสงค์ที่สี่คือเพื่อสร้างและส่งเสริมความร่วมมือระหว่างเครือข่ายอาเซียนกับ IAEA และองค์กรอื่น ๆ ระหว่างประเทศที่เกี่ยวข้อง

ถัดมาเป็นขอบเขตของกลุ่ม ASEAN NPSR คือสนับสนุนกิจกรรมการวิจัยและพัฒนาของกลุ่มสมาชิก ในด้านความปลอดภัยทางนิวเคลียร์และเครื่องปฏิกรณ์วิจัย รวมถึงการวิเคราะห์การออกแบบอุบัติเหตุ พื้นฐาน การวิเคราะห์การเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง การประเมินความเสี่ยงเชิงความน่าจะเป็น การเคลื่อนที่ของสารกัมมันตรังสี การประเมินผลกระทบของอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ ความเชื่อมโยง ระหว่างการประเมินเครื่องปฏิกรณ์กับการประเมินผลกระทบสิ่งแวดล้อม และหัวข้ออื่น ๆ ที่ได้รับความยินยอมจากสมาชิก งานวิจัยนี้เป็นการศึกษาการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ ซึ่งเป็นหัวข้อที่ได้รับความสนใจในกลุ่มของ ASEAN NPSR โดยการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิสามารถเป็นแหล่งกำเนิดของสารกัมมันตรังสีที่สามารถรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมได้เช่นเดียวกันกับการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงในแกนปฏิกรณ์ โดยเนื้อหาเกี่ยวกับการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงจะถูกอธิบายในส่วนถัดไป

2.2 อุบัติเหตุร้ายแรง (Severe accident) [13]

อุบัติเหตุที่มีเงื่อนไขเกินกว่าการออกแบบอุบัติเหตุพื้นฐาน โดยอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นมีความเกี่ยวข้องกับการสลายตัวของแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ อุบัติเหตุที่เกิดขึ้นนั้นส่งผลให้เกิดการหลอมเหลว และเกิดความเสียหายต่อแกนปฏิกรณ์ เนื่องจากเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีโอกาสที่จะเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงเช่นเดียวกันกับการเกิดอุบัติเหตุในแกนปฏิกรณ์ หากเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงหากได้รับความเสียหายอาจส่งผลให้สารกัมมันตรังสีภายในเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมได้ โดยลำดับเหตุการณ์ของหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์จะเกิดเป็นลำดับดังต่อไปนี้

2.3 ลำดับเหตุการณ์ของการหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์ที่เกิดขึ้นจากอุบัติเหตุร้ายแรง [14], [15], [16], [17]

ความเสียหายที่เกิดขึ้นจากการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงที่ส่งผลกระทบต่อหลอมเหลวของแกนปฏิกรณ์สามารถแบ่งได้เป็นหัวข้อดังต่อไปนี้

2.3.1 ช่วงความร้อนเพิ่มขึ้น (Heat up phase)

การเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงยกตัวอย่างเช่น การสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็น อุบัติเหตุที่เกิดขึ้นดังกล่าวทำให้ไฟฟ้าสำรองภายในและภายนอกไม่สามารถใช้งานได้ จึงทำให้น้ำไม่สามารถหล่อเย็นหล่อเย็นมัดเชื้อเพลิงได้ ส่งผลให้มัดเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างต่อเนื่อง จนกระทั่งเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันของป्लอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำ โดยปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นสาเหตุหลักที่ทำให้เกิดการหลอมเหลวของมัดเชื้อเพลิงและเกิดการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีไปสู่สิ่งแวดล้อม

2.3.2 การเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันและแก๊สไฮโดรเจน

การเพิ่มขึ้นอย่างต่อเนื่องของอุณหภูมิในมัดเชื้อเพลิง จนกระทั่งปλοกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันกับไอน้ำ โดยปฏิกิริยาออกซิเดชันที่เกิดขึ้นเป็นปฏิกิริยาคายความร้อน (Exothermic reaction) โดยมีผลิตภัณฑ์หลักคือแก๊สไฮโดรเจน โดยแก๊สไฮโดรเจนจะถูกผลิตขึ้นที่อุณหภูมิประมาณ 1100 K และเกิดแก๊สไฮโดรเจนเป็นจำนวนมากในช่วงอุณหภูมิ 1200 – 1500 K แก๊สไฮโดรเจนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นสาเหตุให้เกิดการระเบิด โดยแก๊สไฮโดรเจนที่มีขนาดเล็กสามารถกระจายตัวและรั่วไหลได้ง่าย หากเกิดการรั่วไหลออกไปผสมกับอากาศในปริมาณที่มากพอ อาจเกิดการระเบิดและเกิดการลุกไหม้ของไฟ ซึ่งทำให้เกิดความเสียหายต่อโครงสร้างและสิ่งแวดล้อมรอบข้างได้

2.3.3 ความเสียหายของปλοกหุ้มเชื้อเพลิง

อุณหภูมิที่เพิ่มขึ้นในปλοกหุ้มเชื้อเพลิงและความดันจากแก๊สไฮโดรเจนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นสาเหตุให้ปλοกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการเปลี่ยนรูป และปλοกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวมและแตกออก (ballooning and rupture) โดยการเปลี่ยนรูปของปλοกหุ้มเชื้อเพลิงได้ส่งผลกระทบต่อความแข็งแรงของปλοกหุ้มเชื้อเพลิง ความเสียหายที่เกิดขึ้นจากการเปลี่ยนรูปของปλοกหุ้มเชื้อเพลิงคือ อาจเกิดการย้ายตำแหน่ง (Relocation) ของเหลวผสมยูเรเนียมเซอร์เนียมและออกซิเจน (U-Zr-O) และทำให้การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีจากเชื้อเพลิงเพิ่มมากขึ้น ถ้าหากเกิดการสร้างชั้นออกไซด์ที่บนพื้นผิวด้านนอกของปλοกหุ้มเชื้อเพลิงจะสามารถป้องกันการย้ายตำแหน่งได้ แต่ในความเป็นจริงนั้นหากเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงขึ้นความเสียหายของเชื้อเพลิงจะไม่สามารถประเมินได้โดยการเปรียบเทียบกับกรณีทดสอบโดยตรง เนื่องจากปริมาณเชื้อเพลิงที่ถูกละลายในตำแหน่งที่แตกต่างกันในเวลาที่เกิดอุบัติเหตุไม่สามารถหาค่าได้ ข้อมูลที่สามารถใช้ในการประเมินได้คือการทดสอบของสภาวะสุดท้าย (Post- examination of final state)

2.3.4 การย้ายตำแหน่งและการเกิดจุดตัน

ของเหลวจากการหลอมเหลวในแกนปฏิกรณ์ของเชื้อเพลิงและการย้ายตำแหน่งเกิดจากของเหลวจากการหลอมเหลวเคลื่อนที่ และเกิดการแข็งตัวในบริเวณอุณหภูมิที่ต่ำที่สามารถเกิดการแข็งตัวได้ โดยในระหว่างที่ของเหลวเคลื่อนที่นั้นจะส่งผลให้เกิดความเสียหายขึ้น และจะขยายตัวเป็นวงกว้างขึ้น (Extended damage) ในเวลาต่อมา การย้ายตำแหน่งจะเกิดขึ้นเมื่ออุณหภูมิในระบบเพิ่มขึ้นถึงจุดหลอมเหลวของเซอร์โคเนียมที่ไม่ถูกออกซิไดซ์ การเคลื่อนที่ของวัสดุหลอมละลายอาจเคลื่อนที่ในรูปแบบไหลเป็นสาย (Rivulets) หรือเป็นฟิล์ม (Films) ขึ้นอยู่กับรูปแบบความเสียหายของ

ความเสียหาย นอกจากนี้เชื้อเพลิงอาจเสียสมดุลทางโครงสร้างจากนั้นจะตกลงไปเป็นซากของแข็ง (Debris) โดยซากของแข็งสามารถละลายได้ในภายหลังหากได้รับความความร้อน การเคลื่อนที่ของของเหลวที่ลอมเหลวเข้าสู่อุณหภูมิต่ำจะทำให้วัสดุที่เปลี่ยนแปลงเป็นของเหลวเริ่มแข็งตัวและก่อตัวเป็นเปลือก (Crust) บนบริเวณผิวของเชื้อเพลิง โดยเปลือกที่เกิดขึ้นนี้จะไปลดพื้นที่ระบายความร้อนและนำไปสู่การอุดตัน (Blockage) สำหรับการอุดตันที่เกิดขึ้นนี้จะลดการไหลของน้ำหล่อเย็นบริเวณนั้น ส่งผลให้ประสิทธิภาพการแลกเปลี่ยนความร้อนลดน้อยลง เมื่อประสิทธิภาพการแลกเปลี่ยนความร้อนลดน้อยลงอาจเป็นสาเหตุให้อุณหภูมิสูงขึ้น จากนั้นเมื่ออุณหภูมิเพิ่มมากขึ้นอาจทำให้วัสดุรอบข้างเกิดความเสียหายเพิ่มขึ้น

ระดับความเสียหายของเชื้อเพลิงและปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะเพิ่มขึ้น เนื่องจากการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันในอุณหภูมิสูง ซึ่งปฏิกิริยาออกซิเดชันส่งผลกระทบอย่างมากต่อเชื้อเพลิงและปลอกหุ้มเชื้อเพลิง เนื่องจากการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันส่งผลให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวม (ballooning) และแตกออก (rupture) โดยปรากฏการณ์เหล่านี้ อาจเกิดขึ้นเนื่องจากแก๊สไฮโดรเจนจากปฏิกิริยาออกซิเดชัน เมื่อแก๊สไฮโดรเจนเพิ่มมากขึ้นส่งผลให้ความดันสูงขึ้นจึงทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวมและแตกออก ส่งผลให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมในเวลาถัดมา

2.3.5 การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี

การประเมินพฤติกรรมการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีส่วนใหญ่จะกำหนดให้การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีขึ้นอยู่กับอุณหภูมิในการหาอัตราการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี โดยในปัจจุบันมีการพัฒนาแบบจำลองทางกายภาพที่สามารถใช้ในการอธิบายพฤติกรรมการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบของแก๊ส การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีในช่วงที่เกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำ ซึ่งเป็นช่วงที่อุณหภูมิเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็วส่งผลให้การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็วเช่นเดียวกัน โดยปัจจัยที่ส่งผลกระทบต่อการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีจะถูกแสดงในส่วนต่อไป

2.4 ปัจจัยที่ส่งผลต่อการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี [18]

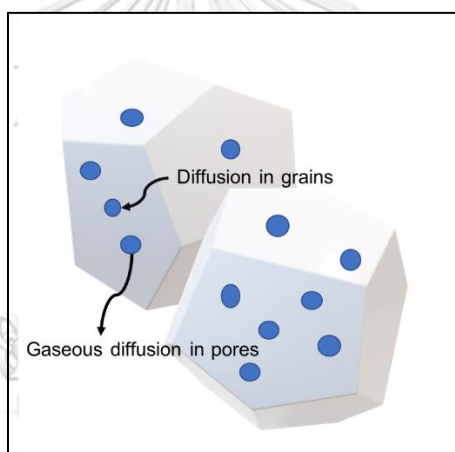
การเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำ เป็นสาเหตุให้อุณหภูมิและความดันภายในเชื้อเพลิงเพิ่มขึ้นจนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวมและแตกออก โดยปัจจัยที่ส่งผลต่อการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีมีดังต่อไปนี้

2.4.1 ผลของชนิดของเชื้อเพลิง

เนื่องจากเชื้อเพลิงแต่ละชนิดถูกใช้ในเครื่องปฏิกรณ์ที่ต่างกัน ส่งผลให้ปริมาณการใช้เชื้อเพลิงแตกต่างกันซึ่งทำให้ค่า Burn-up ของแท่งเชื้อเพลิงและอุณหภูมิของแท่งเชื้อเพลิงแตกต่างกัน [15] ส่งผลให้ที่อุณหภูมิเดียวกันมีอัตราการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีแตกต่างกันด้วย

2.4.2 ผลของความดัน (Pressure effect)

กระบวนการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีถูกอธิบายโดยการแพร่ในผลึกตาข่าย (lattice diffusion) ของธาตุกัมมันตรังสีในเม็ดเชื้อเพลิงตามด้วยการแพร่ของแก๊สในรูพรุน (diffusion in pores) ดังรูปที่ 2 การแพร่ในผลึกตาข่ายขึ้นอยู่กับอุณหภูมิ ในขณะที่การแพร่ในรูพรุนจะขึ้นอยู่กับอุณหภูมิและความดันโดยรอบ โดยความเร็วในการแพร่ในผลึกตาข่ายช้ากว่าการแพร่ในรูพรุนมาก [16] ส่งผลให้เชื้อเพลิงที่ดำเนินในเครื่องปฏิกรณ์ที่ต่างกันมีอัตราการรั่วไหลที่แตกต่างกัน



รูปที่ 1 ผลของความดันต่อการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี

2.5 ซีเซียม (Cesium, Cs) [19]

ซีเซียมเป็นสารกัมมันตรังสีที่สามารถรั่วไหลออกมาสู่สิ่งแวดล้อมได้ เนื่องจากซีเซียมเป็นสารกัมมันตรังสีชนิดระเหยง่าย (Volatile) หากเกิดการรั่วไหลอาจส่งผลกระทบต่อสิ่งแวดล้อมได้ โดยเฉพาะอย่างยิ่งซีเซียม-137 (Cs-137) ซึ่งเป็นไอโซโทปที่สนใจในงานวิจัยนี้ เนื่องจากซีเซียม-137 มีครึ่งชีวิตที่ยาวนานถึง 30 ปี ซีเซียมจะสะสมตัวอยู่ที่กระดูกของมนุษย์และสัตว์ จากนั้นเมื่อรับประทานปริมาณที่มากขึ้นจะส่งผลกระทบต่อระบบทางเดินอาหารและไขกระดูกจะถูกทำลาย และเสียชีวิตในเวลาถัดมา

อุบัติเหตุร้ายแรงที่เกิดขึ้นจากโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิในปี 2011 ที่ผ่านมานั้นได้มีการตรวจพบว่าการรั่วไหลของซีเซียม-137 ที่รั่วไหลออกมาสู่สิ่งแวดล้อมโดยรอบของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ

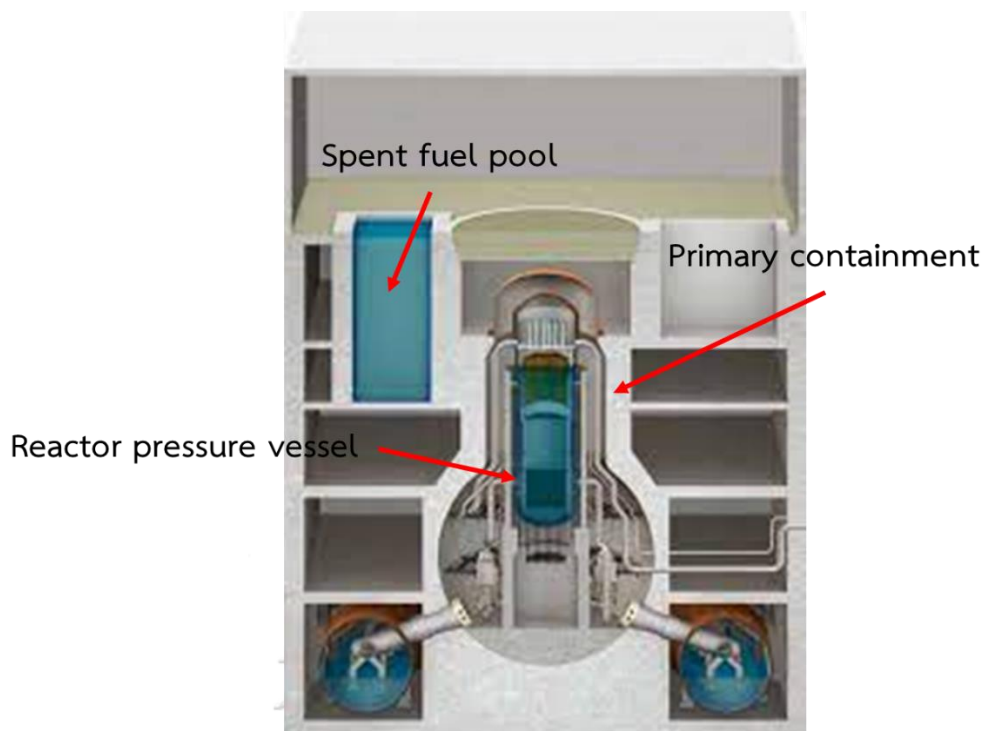
[20] โดยซีเซียมที่รั่วไหลออกมาสู่สิ่งแวดล้อมนั้น ได้เกิดการรั่วไหลทั้งในรูปของแก๊สและแอโรซอล ซีเซียม-137 ที่รั่วไหลออกมาสามารถจับตัวกับไฮดรอกไซด์ และไอโอดีน เกิดเป็นสารประกอบ ซีเซียมไฮดรอกไซด์ (cesium hydroxide, CsOH) และซีเซียมไอโอดีน (cesium iodide, CsI) ตามลำดับ

2.6 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ [9],[19]

โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิเป็นโรงไฟฟ้าที่ตั้งอยู่ในเมืองโอคุมะ จังหวัดฟุกุชิมะ โดยโรงไฟฟ้าตั้งอยู่บนชายฝั่งทางตะวันออกของประเทศญี่ปุ่นห่างจากกรุงโตเกียวไปทางตะวันออกเฉียงเหนือราว 220 กิโลเมตร โดยเนื้อหาเกี่ยวกับเครื่องปฏิกรณ์ สาเหตุการเกิดอุบัติเหตุในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ ลำดับเหตุการณ์การเกิดอุบัติเหตุในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิที่ได้รับความเสียหาย รวมถึงผลกระทบที่เกิดขึ้นจากการเกิดอุบัติเหตุในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิจะถูกอธิบายดังต่อไปนี้

2.6.1 เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ

โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิเป็นโรงไฟฟ้าที่ใช้เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ในการผลิตกระแสไฟฟ้า ตั้งอยู่ในประเทศญี่ปุ่นโดยโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิมีโรงไฟฟ้าย่อยเป็นจำนวน 6 หน่วย สำหรับเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิทั้งหมดนั้นเป็นเครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำเดือด (Boiling Water Reactor, BWR) รูปที่ 2 แสดงภาพโครงสร้างอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ



รูปที่ 2 โครงสร้างของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ [10]

โดยหลักการทำงานของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์แบบน้ำเดือดเป็นเครื่องปฏิกรณ์ที่ใช้น้ำเป็นตัวรับความร้อนจากเครื่องปฏิกรณ์โดยตรงเพื่อนำไอน้ำที่เกิดขึ้นไปขับกังหันของเครื่องกำเนิดไฟฟ้าโดยตรงเพื่อผลิตกระแสไฟฟ้าออกมา กล่าวคือน้ำที่อยู่ในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์หากได้รับความร้อนจนระเหยกลายเป็นไอน้ำแล้ว จะเคลื่อนที่ออกจากเครื่องปฏิกรณ์ไปสู่กังหันเพื่อผลิตกระแสไฟฟ้า โดยโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิมีเครื่องปฏิกรณ์ทั้งหมด 6 หน่วย ซึ่งตั้งอยู่ในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่ง, สอง, สาม, สี่, ห้า, และ หก ตามลำดับ โดยข้อมูลของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิจะแสดงดังตารางที่ 1

ตารางที่ 1 ข้อมูลของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิแต่ละหน่วย

Unit Number	Reactor Type	Heat Output [MW]	Fuel type	No. Fuel assemblies
1	BWR	1380	UO ₂	400
2	BWR	2380	UO ₂	548

3	BWR	2380	UO ₂	548
4	BWR	2380	UO ₂	548
5	BWR	2380	UO ₂	548
6	BWR	3290	UO ₂	764

จากอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ พบว่าโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่ หนึ่ง, สอง, สาม, และ สี่ นั้นได้รับความเสียหายจากอุบัติเหตุที่เกิดขึ้น โดยที่โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่ ห้าและหก นั้นไม่ได้รับความเสียหายจากอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นเนื่องจากโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่ ห้าและหก ได้ตั้งอยู่ห่างจากโรงไฟฟ้าอื่น ๆ ที่ได้รับความเสียหาย จึงเป็นสาเหตุให้โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะหน่วยที่ ห้าและหก ไม่เกิดอุบัติเหตุร้ายแรงขึ้น โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิที่ได้รับความเสียหายที่ได้กล่าวมาข้างต้นนี้ได้รับความเสียหายจากปรากฏการณ์ธรรมชาติที่เกิดขึ้น ซึ่งความเสียหายที่เกิดขึ้นได้ส่งผลกระทบต่อ การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีไปทั่วโลก โดยเนื้อหาในส่วนนี้จะกล่าวถึงการเกิดอุบัติเหตุของโรงไฟฟ้า ฟุกุชิมะไดอิจิตั้งแต่สาเหตุของการเกิดอุบัติเหตุจนถึงผลกระทบของการเกิดอุบัติเหตุครั้งนี้ และ ข้อมูลของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิที่ได้รับผลกระทบจากการเกิดอุบัติเหตุดังต่อไปนี้

2.6.2 การเกิดอุบัติเหตุของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ [1]

เหตุการณ์ภัยพิบัติทางนิวเคลียร์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิเกิดขึ้นเนื่องจากแผ่นดินไหวและ คลื่นสึนามิขนาดใหญ่ ซึ่งเป็นสาเหตุของการสูญเสียอุปกรณ์สำรองไฟฟ้าทั้งหมด รูปที่ 3 แสดงแผน ที่ การเกิดแผ่นดินไหวและโรงไฟฟ้าประเภทนิวเคลียร์ในประเทศญี่ปุ่น โดยจุดเริ่มต้นของการเกิดคลื่น สึนามิขนาดขนาด 12 เมตรนี้ เนื่องจากแผ่นดินไหวขนาด 9.0 แมกนิจูด ในวันที่ 11 มีนาคม 2011 บริเวณกลางมหาสมุทรห่างจากชายฝั่งประมาณ 500 กิโลเมตร หลังจากแผ่นดินไหวจึงมีคลื่นสึนามิ ขนาด 12 เมตร เกิดขึ้นและพัดเข้าสู่ชายฝั่งของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิตามลำดับ หากตรวจสอบ บริเวณเรียบชายฝั่งของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะจะพบว่าได้มีการสร้างกำแพงสำหรับป้องกันน้ำทะเล (sea-wall) ไว้ที่ความสูง 5 เมตร ซึ่งเป็นความสูงที่สุดของคลื่นที่เคยเกิดขึ้นในอดีต ในขณะที่คลื่นสึนามิที่ เกิดขึ้นจากแผ่นดินไหวในครั้งนี้ ได้มีความสูงถึง 12 เมตร สำหรับความสูงของสึนามินี้กำแพงสำหรับ ป้องกันน้ำทะเลไม่สามารถป้องกันได้ จึงทำให้น้ำได้เอ่อล้นเข้าท่วมบริเวณโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ และ

ได้ท่วมเครื่องปั่นไฟดีเซลตามลำดับ ส่งผลให้ไม่มีไฟฟ้าสำรองในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงในโรงไฟฟ้า โดยในขณะที่เกิดแผ่นดินไหวโรงไฟฟ้ายังคงดำเนินเครื่องปฏิกรณ์อยู่ แต่หลังจากที่น้ำได้ท่วมบริเวณโรงไฟฟ้าได้มีคำสั่งให้หยุดดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ แต่พบว่าในขณะนั้นไม่มีไฟฟ้าที่ใช้ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงจึงทำให้ไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงได้ เป็นสาเหตุให้โรงไฟฟ้าหน่วยที่ หนึ่ง, สาม, และสี่ ได้เกิดการระเบิดขึ้น และได้มีการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีไปสู่สิ่งแวดล้อมทั่วโลก โดยเหตุการณ์การเกิดอุบัติเหตุของโรงไฟฟ้าทั้งหมดที่ได้รับผลกระทบจะถูกอธิบายในส่วนถัดไป



รูปที่ 3 แผนที่จุดกำเนิดของการเกิดแผ่นดินไหวและโรงไฟฟ้าประเภทนิวเคลียร์ในประเทศญี่ปุ่น [9]

2.6.3 ข้อมูลของหน่วยโรงไฟฟ้าที่รับความเสียหาย [1]

โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิเป็นโรงไฟฟ้าที่ใช้เชื้อเพลิงนิวเคลียร์ในการผลิตกระแสไฟฟ้า โดยภายในประกอบด้วยโรงไฟฟ้าหน่วยย่อยทั้งหมดหกหน่วย ในปี 2011 ได้เกิดอุบัติเหตุขึ้นเนื่องจากแผ่นดินไหว และสึนามิในอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นนั้นได้เกิดระเบิดขึ้นภายในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ แต่

ในขณะที่เกิดอุบัติเหตุมีโรงไฟฟ้าที่ได้รับความเสียหายทั้งหมดสี่หน่วย ได้แก่โรงไฟฟ้าหน่วยที่ หนึ่ง, สอง, สาม, และสี่ รูปที่ 2 แสดงตำแหน่งของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิทั้งหกหน่วย



รูปที่ 4 ตำแหน่งของโรงไฟฟ้าทั้งหกหน่วยของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ [9]

จากรูปที่ 4 จะพบว่าโรงไฟฟ้า หนึ่ง, สอง, สาม และสี่ ตั้งอยู่ในพื้นที่ต่ำกว่าและไกลกว่าหน่วยที่ห้า และ หก ทำให้หน่วยที่ห้าและหกไม่เกิดอุบัติเหตุร้ายแรง จึงทำให้สามารถหยุดดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ได้อย่างปลอดภัย แต่อย่างไรก็ตามการเกิดอุบัติเหตุทำให้โรงไฟฟ้าทั้งสี่ที่อยู่ในพื้นที่ต่ำได้รับความเสียหายและเกิดระเบิดจากแก๊สไฮโดรเจน ข้อมูลของประเภทเครื่องปฏิกรณ์และ จำนวนเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์และบ่อเก็บเชื้อเพลิงในแต่ละหน่วยแสดงดังตารางที่ 2

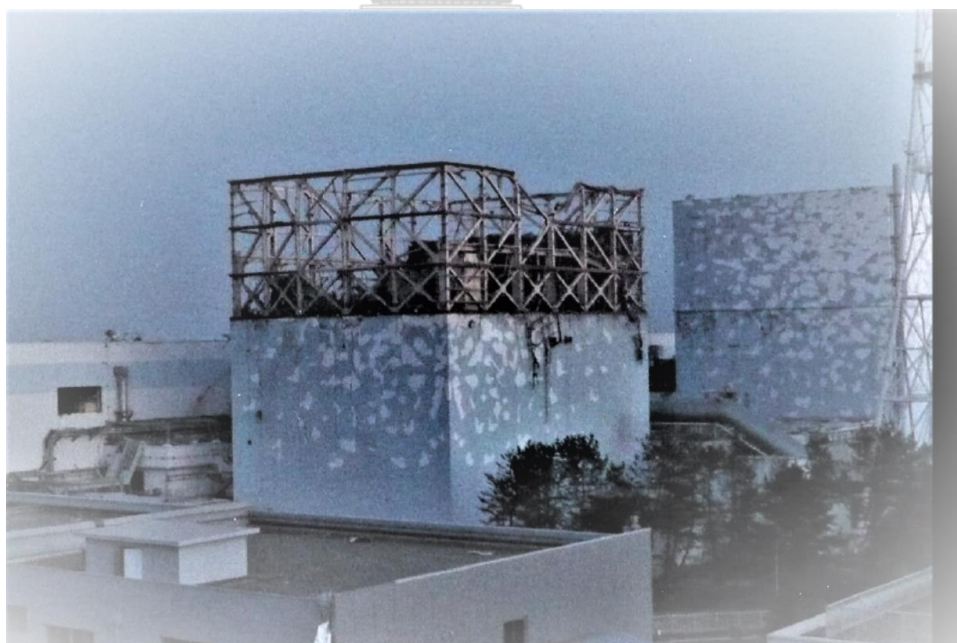
ตารางที่ 2 ข้อมูลของประเภทเครื่องปฏิกรณ์และ จำนวนเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์และบ่อเก็บเชื้อเพลิงในแต่ละหน่วย [1],[9]

Unit Number	Reactor Type	Heat Output (MW)	Number of fuels	
			Reactor	Spent fuel pool
1	BWR	1380	400	292
2	BWR	2380	548	587
3	BWR	2380	548	514

4	BWR	2380	0	1,331
5	BWR	2380	548	946
6	BWR	3290	764	876

2.6.3.1 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่ง

เหตุการณ์อุบัติเหตุในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่งเกิดขึ้นจากแผ่นดินไหวและคลื่นสึนามิ โดยคลื่นสึนามิขนาดใหญ่ทำให้เครื่องสำรองไฟฟ้าไม่สามารถทำงานได้ จึงทำให้ระบบหล่อเย็นในแกนปฏิกรณ์ไม่สามารถทำงานได้ เมื่อระบบหล่อเย็นของแกนปฏิกรณ์ไม่สามารถทำงานได้เป็นสาเหตุให้เชื้อเพลิงในแกนปฏิกรณ์มีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างต่อเนื่องจากความร้อนจากการสลายตัวจากการสลายตัวจนกระทั่งเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน เนื่องจากปฏิกิริยาออกซิเดชันมีแก๊สไฮโดรเจนเป็นผลิตภัณฑ์ โดยหลังจากที่เกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่งได้เกิดระเบิดขึ้น และมีเพลิงไหม้ในขณะนั้น รูปที่ 5 แสดงภาพของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่งหลังจากการระเบิดของแก๊สไฮโดรเจน



รูปที่ 5 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่งหลังจากเกิดการระเบิด [21]

แก๊สไฮโดรเจนที่ถูกผลิตออกมาจากปฏิกิริยาออกซิเดชันสามารถติดไฟได้ง่าย จึงเป็นสาเหตุให้เกิดเพลิงไหม้ภายในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่ง การระเบิดของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่งเป็นสาเหตุให้เกิดการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีไปสู่สิ่งแวดล้อม สำหรับการสรุปเหตุการณ์ที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่งแสดงดังตารางที่ 3

ตารางที่ 3 การสรุปเหตุการณ์ที่สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่ง [22]

วันเดือนปี : เวลา	เหตุการณ์
11 March 2011: 14.46 น.	เกิดแผ่นดินไหว
11 March 2011: 14.46 น.	เครื่องปฏิกรณ์ในหน่วยที่หนึ่งหยุดดำเนินการ
11 March 2011: 15.27 น.	เกิดคลื่นสึนามิครั้งที่หนึ่ง
11 March 2011: 15.35 น.	เกิดคลื่นสึนามิครั้งที่สอง
11 March 2011: 15.37 น.	สูญเสียเครื่องปั่นไฟดีเซล (diesel generator)
11 March 2011: 15.37 น.	หน่วยที่หนึ่งสูญเสียไฟฟ้าภายในและภายนอก
12 March 2011: 15.36 น.	เกิดการระเบิดของแก๊สไฮโดรเจน

2.6.3.2 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สอง [22]

โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สอง เป็นโรงไฟฟ้าหน่วยที่ได้รับความเสียหายน้อยที่สุด หากเปรียบเทียบกับโรงไฟฟ้าหน่วยอื่น ๆ เนื่องจากโรงไฟฟ้าหน่วยที่สองไม่ได้เกิดการระเบิดของไฮโดรเจน เพราะว่าแก๊สไฮโดรเจนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันภายในแกนปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สองได้เกิดการรั่วไหลของแก๊สไฮโดรเจนลงไปในน้ำบ่อน้ำลดแรงดัน (suppression pool) เป็นสาเหตุให้โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไม่เกิดการระเบิดจากแก๊สไฮโดรเจน แต่อย่างไรก็ตามโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สองก็ยังเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงขึ้นในแกนปฏิกรณ์เช่นเดียวกันกับโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่หนึ่ง ตารางที่ 4 แสดงเหตุการณ์ที่สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สอง

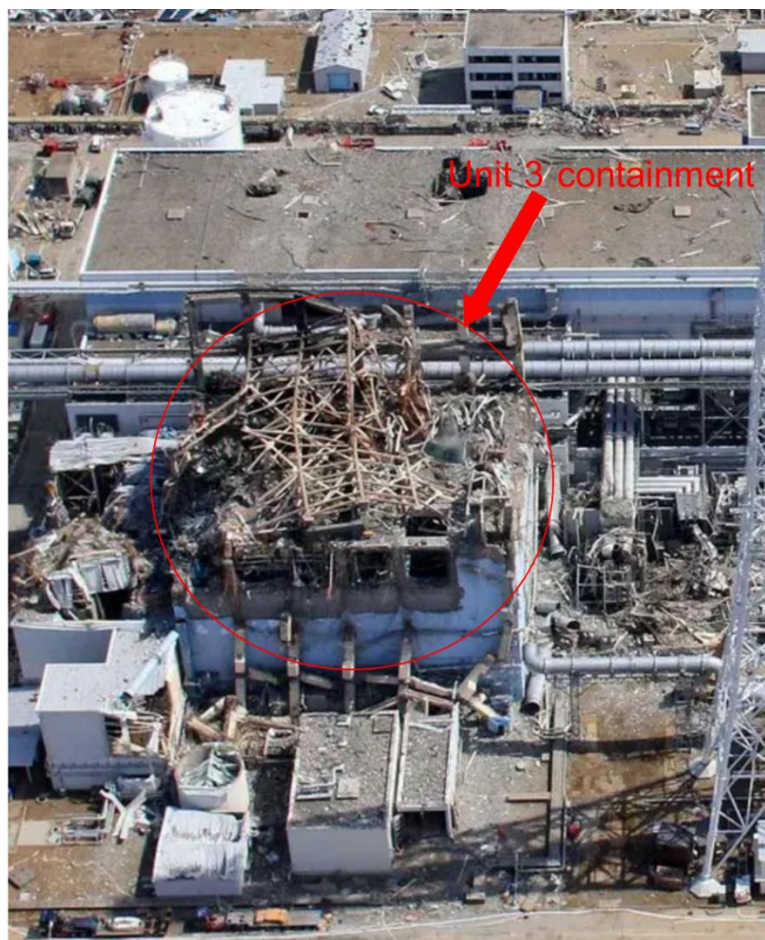
ตารางที่ 4 เหตุการณ์สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สอง [22]

วันเดือนปี : เวลา	เหตุการณ์
11 March 2011: 14.46 น.	เกิดแผ่นดินไหว
11 March 2011: 14.47 น.	เครื่องปฏิกรณ์ในหน่วยที่สองหยุดดำเนินการ
11 March 2011: 15.27 น.	เกิดคลื่นสึนามิครั้งที่หนึ่ง
11 March 2011: 15.35 น.	เกิดคลื่นสึนามิครั้งที่สอง
11 March 2011: 15.37 น.	สูญเสียเครื่องปั่นไฟดีเซล (diesel generator)
11 March 2011: 15.41 น.	โรงไฟฟ้าหน่วยที่สองสูญเสียไฟฟ้าสำรองภายในและภายนอก
12 March 2011: 04.20 น.	ระบบ Reactor core isolation cooling (RCIC) ถูกเปลี่ยนมาใช้เป็น condensate storage tank (CST) เพื่อเติมน้ำสู่น้ำบ่อน้ำลดแรงดัน

2.6.3.3 โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สาม [22]

โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สามเป็นอีกหนึ่งหน่วยของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิที่เกิดการระเบิดขึ้น รูปที่ 6 แสดงรูปของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สามหลังจากเกิดการระเบิด โดยการระเบิดของฟูกุชิมะไดอิจิหน่วยสามมีสาเหตุจาก การสูญเสียไฟฟ้าภายในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิเนื่องจากน้ำที่ท่วมภายในโรงไฟฟ้า เป็นสาเหตุให้ระบบหล่อเย็นภายในเครื่องปฏิกรณ์ไม่สามารถทำงานได้ หลังจากนั้นเชื้อเพลิงในเครื่องปฏิกรณ์ได้มีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างต่อเนื่อง โดยหลังจากเกิดคลื่นสึนามิ และน้ำท่วมบริเวณโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิแล้วก็ตาม แต่เชื้อเพลิงภายในแกนปฏิกรณ์ยังมีความร้อนที่เกิดขึ้นจากปฏิกิริยาฟิชชันอย่างต่อเนื่อง ดังนั้นเมื่อระบบหล่อเย็นเกิดขัดข้อง เป็นสาเหตุให้ระบบหล่อเย็นไม่สามารถทำงานได้ เชื้อเพลิงภายในแกนปฏิกรณ์จึงมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างต่อเนื่อง จนกระทั่งเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันขึ้น โดยปฏิกิริยาที่เกิดขึ้นสามารถผลิตแก๊สไฮโดรเจนออกมาจำนวนมาก ทำให้ความดันภายในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์สูงขึ้นอย่างรวดเร็ว เมื่อความดันของอาคารคลุม

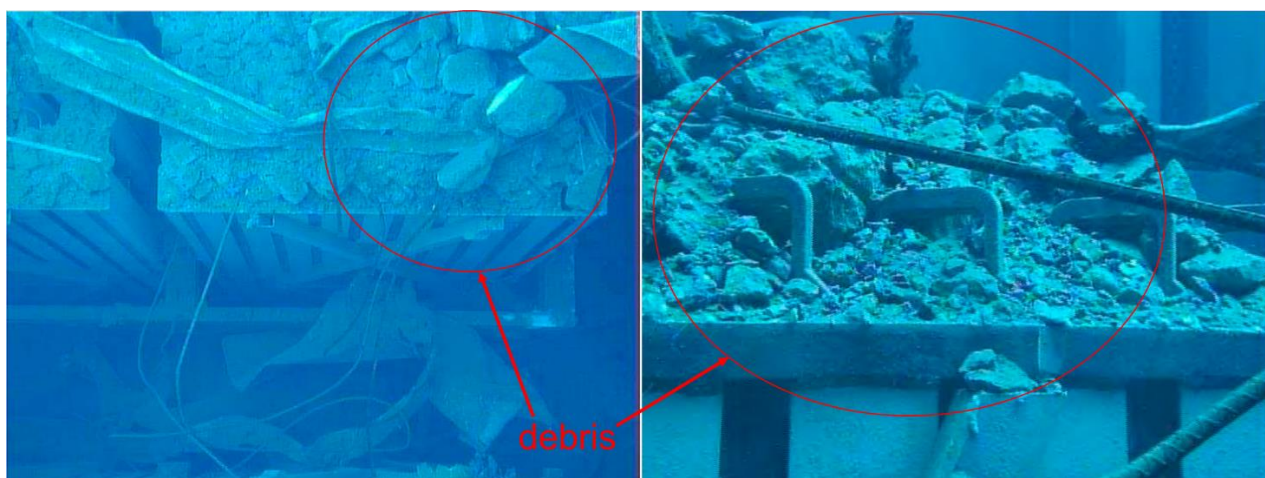
เครื่องปฏิกรณ์สูงมากพอจึงเกิดการระเบิดขึ้น นอกจากนี้แก๊สไฮโดรเจนยังสามารถติดไฟได้ง่ายจึงเป็นสาเหตุให้แก๊สเพลิงไหม้บริเวณโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สาม



รูปที่ 6 อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สามหลังจากที่เกิดการระเบิด

[22]

แก๊สไฮโดรเจนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันภายในเครื่องปฏิกรณ์อันเป็นสาเหตุของการระเบิดของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สามได้สร้างความเสียหายให้กับเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงภายในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สามอีกด้วย โดยบ่อเก็บเชื้อเพลิงของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ตั้งอยู่บริเวณชั้นที่สี่ของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ เมื่อเกิดการระเบิดขึ้นเศษซากของอาคารที่เกิดการระเบิดได้สร้างความเสียหายให้กับเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สาม รูปที่ 7 แสดงความเสียหายที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สาม หากบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้รับความเสียหายอาจเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง ซึ่งเป็นสาเหตุให้เกิดการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีออกไปสู่สิ่งแวดล้อมและเป็นอันตรายกับสิ่งมีชีวิตโดยรอบโรงไฟฟ้าได้



รูปที่ 7 ความเสียหายที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สาม [9]

นอกจากนี้แก๊สไฮโดรเจนที่เกิดขึ้นจากปฏิกิริยาออกซิเดชันยังเป็นสาเหตุให้เกิดการระเบิดของอาคารคลุมของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่อีกด้วย เนื่องจากแก๊สไฮโดรเจนจากโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สามสามารถเคลื่อนที่ผ่านระบบระบายอากาศไปสู่อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ได้ ด้วยเหตุนี้จึงทำให้โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เกิดการระเบิดขึ้นหลังจากโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สามเกิดการระเบิด สำหรับเหตุการณ์สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สามจะถูกแสดงในตารางที่ 5

ตารางที่ 5 เหตุการณ์สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สอง [22]

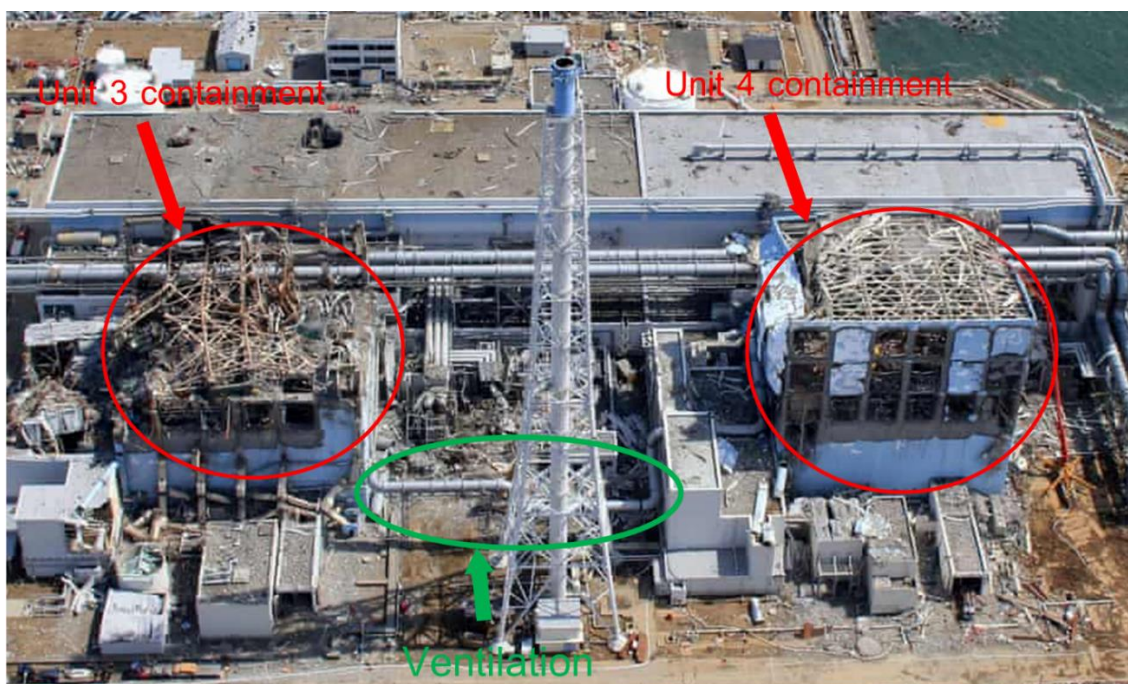
วันเดือนปี : เวลา	เหตุการณ์
11 March 2011: 14.46 น.	เกิดแผ่นดินไหว
11 March 2011: 14.47 น.	เครื่องปฏิกรณ์ในหน่วยที่สองหยุดดำเนินการ
11 March 2011: 15.27 น.	เกิดคลื่นสึนามิครั้งที่หนึ่ง
11 March 2011: 15.35 น.	เกิดคลื่นสึนามิครั้งที่สอง
11 March 2011: 15.37 น.	สูญเสียเครื่องปั่นไฟดีเซล (diesel generator)

11 March 2011: 15.41 น.	โรงไฟฟ้าหน่วยที่สองสูญเสียไฟฟ้าสำรองภายในและภายนอก
12 March 2011: 11.36 น.	ระบบ Reactor core isolation cooling (RCIC) ไม่สามารถทำงานได้
12 March 2011: 21.30 น.	ระบบไฟจากแบตเตอรี่ล้มเหลว
13 March 2011: 05.00 น.	ความดันในเครื่องปฏิกรณ์เพิ่มขึ้นถึง 7.48 MPa
13 March 2011: 09.08 น.	ระบบความปลอดภัยถูกดำเนินการ
14 March 2011: 11.01 น.	เกิดการระเบิดขึ้นในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ หน่วยที่สาม

2.6.3.4 โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9],[22]

โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เป็นโรงไฟฟ้าอีกหนึ่งหน่วยที่เกิดระเบิดขึ้น ในขณะที่เกิดอุบัติเหตุโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ยังคงอยู่ภายใต้การพัฒนาจึงไม่มีการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ แต่อย่างไรก็ตามโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ก็สามารถเกิดการระเบิดของแก๊สไฮโดรเจนขึ้นแม้ไม่มีการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงภายในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ โดยการระเบิดของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เกิดขึ้นจากแก๊สไฮโดรเจนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สาม รูปที่ 8 แสดงภาพโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สาม และสี่หลังจากเกิดการระเบิดของแก๊สไฮโดรเจน

จากอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นพบว่าในระหว่างที่โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สามเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันปรากฏว่ามีแก๊สไฮโดรเจนบางส่วนได้รั่วไหลออกไปสู่โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ผ่านระบายอากาศ (ventilation) สำหรับรูปของท่อระบายอากาศของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สามและหน่วยที่สี่แสดงดังรูปที่ 8 โดยระบบระบายอากาศเป็นท่อที่เชื่อมกันระหว่างโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สามและหน่วยที่สี่ ดังนั้นจึงเป็นเหตุทำให้แก๊สสามารถเคลื่อนที่ผ่านจากโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สามไปยังโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ได้ ด้วยเหตุผลนี้เองจึงเป็นสาเหตุให้โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เกิดการระเบิดของแก๊สไฮโดรเจนขึ้น สำหรับเหตุการณ์สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่จะถูกแสดงดังตารางที่ 5

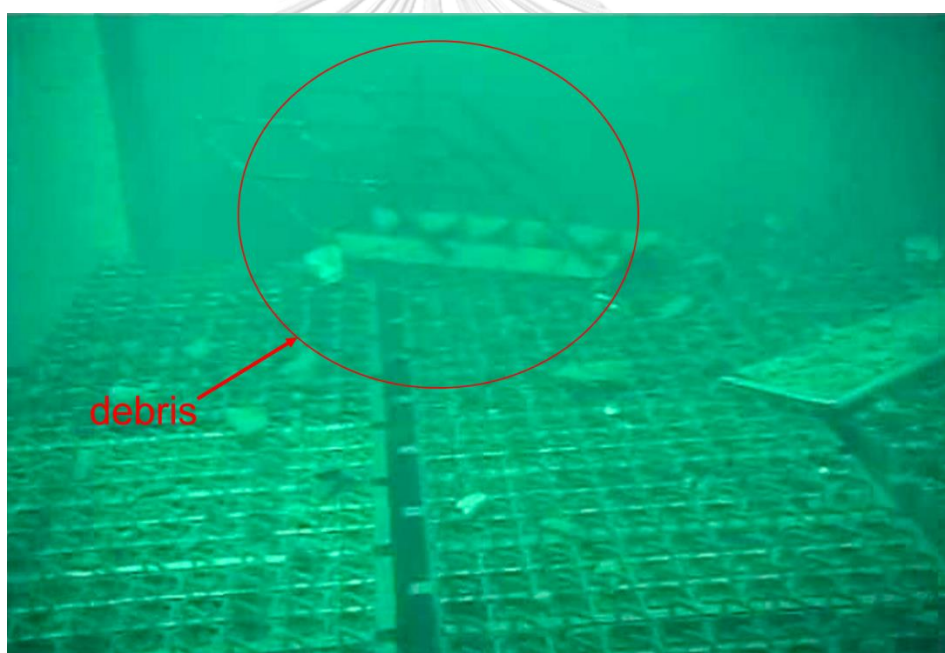


รูปที่ 8 อาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่หลังจากที่เกิดการระเบิด [22]
ตารางที่ 6 เหตุการณ์สำคัญที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สอง [22]

วันเดือนปี : เวลา	เหตุการณ์
11 March 2011: 14.46 น.	เกิดแผ่นดินไหว
11 March 2011: 15.27 น.	เกิดคลื่นสึนามิครั้งที่หนึ่ง
11 March 2011: 15.35 น.	เกิดคลื่นสึนามิครั้งที่สอง
11 March 2011: 15.37 น.	สูญเสียเครื่องปั่นไฟดีเซล (diesel generator)
11 March 2011: 15.38 น.	โรงไฟฟ้าหน่วยที่สองสูญเสียไฟฟ้าสำรองภายในและภายนอก
15 March 2011: 06.00 น.	เกิดการระเบิดจากแก๊สไฮโดรเจน

สำหรับผลกระทบของการระเบิดของแก๊สไฮโดรเจนที่โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ต่อบ่อเก็บเชื้อเพลิง พบว่าบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ได้รับความเสียหายเล็กน้อย
รูปที่ 9 แสดงภาพความเสียหายที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ จะ

พบว่าบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ได้รับความเสียหายเล็กน้อย แต่อย่างไรก็ตามบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ถูกบรรจุเชื้อเพลิงลงไปจำนวนมากถึง 1,331 มัดเชื้อเพลิง ซึ่งคิดเป็น 90 % ของมัดเชื้อเพลิงที่สามารถบรรจุลงไปในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ได้ เพราะฉะนั้นจึงมีความเป็นไปได้หากเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงอาจทำให้เชื้อเพลิงเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง ซึ่งส่งผลให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมได้เช่นเดียวกันกับการเกิดอุบัติเหตุในแกนปฏิกรณ์ โดยปริมาณของสารกัมมันตรังสีที่อาจจะรั่วไหลจากบ่อเก็บเชื้อเพลิงในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่จะมีปริมาณมากกว่าในแกนปฏิกรณ์ เนื่องจากปริมาณเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่มีมากถึง 1,331 มัดเชื้อเพลิง ซึ่งมากกว่าในแกนปฏิกรณ์ ดังนั้นหากเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงอาจเกิดอุบัติเหตุที่รุนแรงกว่าในแกนปฏิกรณ์ สำหรับข้อมูลของบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่จะอธิบายในส่วนถัดไป

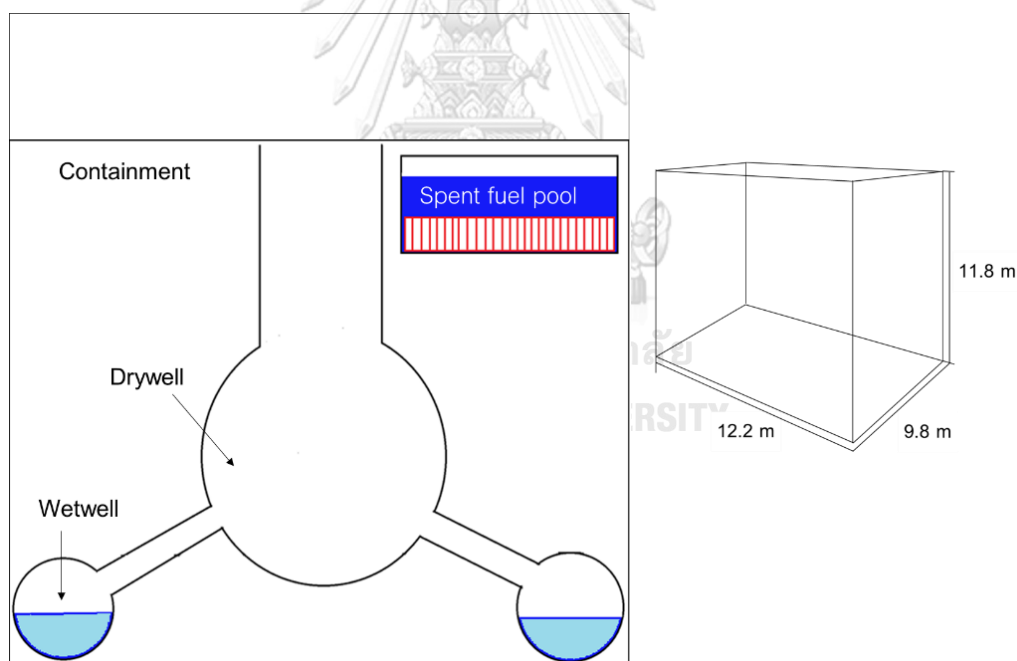


รูปที่ 9 ความเสียหายที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9]

2.7 บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิที่สี่ [9]

โรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิเป็นโรงไฟฟ้าที่ใช้เครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำเดือด โดยรูปแบบของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์เป็นแบบ Mark I โดยในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์มีแหล่งเชื้อเพลิงอยู่สองแห่ง ได้แก่ แกนปฏิกรณ์และบ่อเก็บเชื้อเพลิง สำหรับบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิมีหน้าที่จัดเก็บเชื้อเพลิงหลังจากที่เชื้อเพลิงถูกนำออกมาจากแกนปฏิกรณ์ และ การจัดเตรียมเชื้อเพลิงก่อนที่

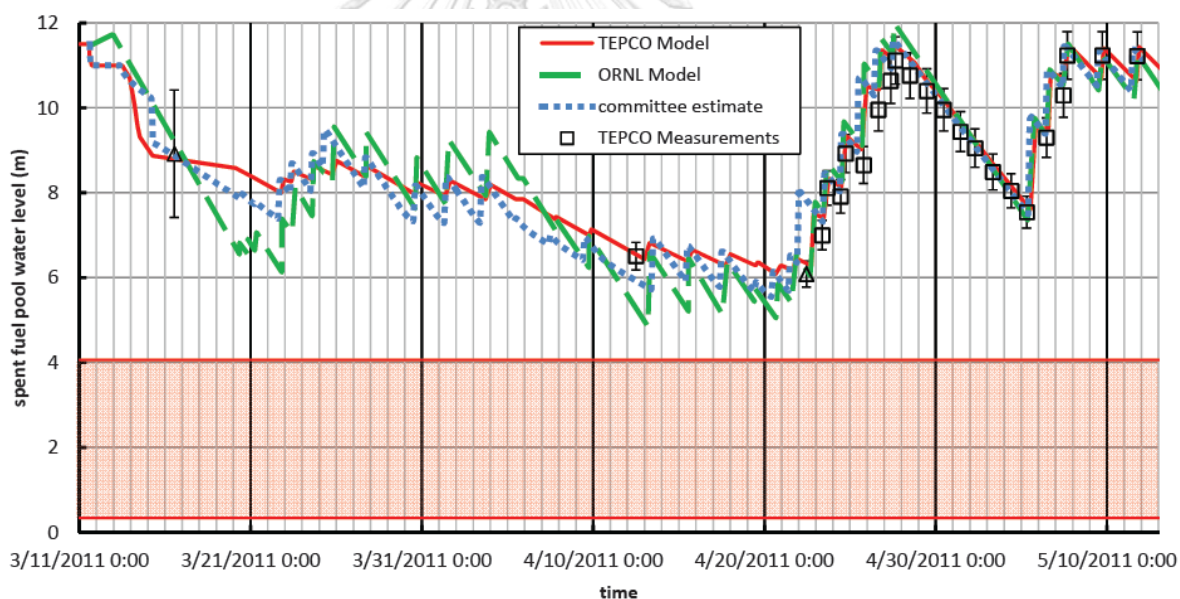
จะนำเข้าไปในแกนปฏิกรณ์ การเคลื่อนย้ายเชื้อเพลิงระหว่างบ่อเก็บเชื้อเพลิงกับแกนปฏิกรณ์ใช้ อุปกรณ์ในการเคลื่อนย้าย (Fuel Handling machine) โดยหลังจากที่เชื้อเพลิงถูกนำออกมาจากแกนปฏิกรณ์ที่บ่อเก็บเชื้อเพลิงเพื่อกำจัดความร้อนออกจากเชื้อเพลิงที่ใช้แล้ว เนื่องจากเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วยังสามารถเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันได้จึงทำให้มีความร้อนเกิดขึ้นตลอดเวลา ดังนั้นบ่อเก็บเชื้อเพลิงจึงต้องกำจัดความร้อนออกจากเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วโดยใช้น้ำหล่อเย็นเป็นตัวแลกเปลี่ยนความร้อน โดยน้ำหล่อเย็นที่อยู่ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงจะมีอุปกรณ์สำหรับแลกเปลี่ยนความร้อนเพื่อให้อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงคงที่ตลอดเวลา โดยอุปกรณ์แลกเปลี่ยนความร้อนจะควบคุมอุณหภูมิของน้ำให้อยู่ช่วง $25 - 30\text{ }^{\circ}\text{C}$ เพื่อให้อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นไม่สูงมากจนเกินไป อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นถูกวัดโดยเซนเซอร์สำหรับวัดอุณหภูมิที่อยู่ต่ำกว่าระดับน้ำปกติประมาณ 3 cm ในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์มีบ่อเก็บเชื้อเพลิงตั้งอยู่ในบริเวณชั้นห้าของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ โดยลักษณะของบ่อเก็บเชื้อเพลิงเป็นสี่เหลี่ยมที่มีขนาดความกว้าง ยาว สูง เท่ากับ 9.9 12.2 และ 11.8 เมตร ตามลำดับ [9] รูปที่ 10 แสดงลักษณะของบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่



รูปที่ 10 ลักษณะของบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

จากการระเบิดของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ที่ถูกอธิบายในหัวข้อก่อนหน้านี้ พบว่าบ่อเก็บเชื้อเพลิงภายในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ได้รับความเสียหายจากการระเบิด ซึ่งทำให้เศษซากหล่นลงมาภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิง นอกจากนี้ในขณะที่โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิเกิดอุบัติเหตุพบว่าอุปกรณ์ในการหล่อเย็นของบ่อเก็บเชื้อเพลิงยังไม่สามารถทำงานได้

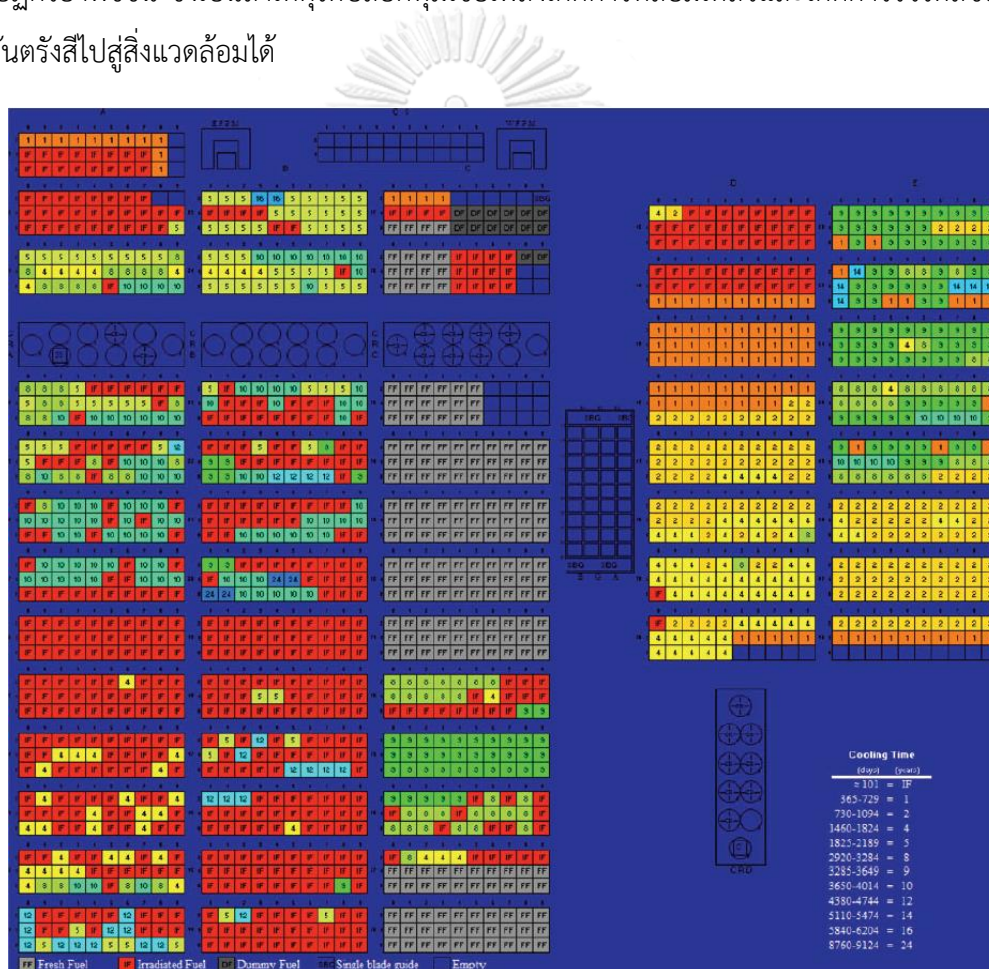
เนื่องจากโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิสูญเสียอุปกรณ์สำรองไฟฟ้าทำให้อุปกรณ์สำหรับหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงไม่สามารถทำงานได้ ซึ่งเป็นสาเหตุให้น้ำหล่อเย็นมีอุณหภูมิสูงขึ้นจนกระทั่งน้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอน้ำ ตามลำดับ ส่งผลให้ระดับน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิลดลงอย่างต่อเนื่อง แต่บ่อเก็บเชื้อเพลิงได้รับการป้องกันโดยการเติมน้ำเข้าไปในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้ก่อนที่น้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงจะลดลงถึงระดับของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง จึงไม่ทำให้เกิดอุบัติเหตุร้ายแรง รูปที่ 11 แสดงระดับของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่หลังจากเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็น การจัดการอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ จัดการโดยการเพิ่มระดับน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง โดยช่วงแรกในการเพิ่มระดับน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้มีการใช้เฮลิคอปเตอร์ของหน่วยดับเพลิงในการทิ้งน้ำลงจากที่สูง จากนั้นในช่วงถัดมามีการเพิ่มระดับน้ำผ่านวาล์ว โดยใช้น้ำจากทะเลผ่านระบบปั๊มน้ำเข้าไปสู่อบ่อเก็บเชื้อเพลิงเพื่อเพิ่มระดับของน้ำให้อยู่ในระดับที่ปลอดภัย



รูปที่ 11 ระดับน้ำของบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9]

บ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เป็นบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่มีจำนวนเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงมากที่สุดหากเทียบกับบ่อเก็บเชื้อเพลิงในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยอื่น ๆ โดยบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่มีมัดเชื้อเพลิงจำนวน 1,331 มัดเชื้อเพลิง [9] รูปที่ 12 แสดงมัดเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ มัดเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่สามารถแบ่งกลุ่มของมัดเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้ตามอายุที่เชื้อเพลิงถูกนำมาหล่อเย็น หากนำมาคิดปริมาณความหนาแน่นของมัดเชื้อเพลิงในบ่อเก็บ

เชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่แล้วจะพบว่ามัดเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่บรรจุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีปริมาณถึง 90 % ของจำนวนมัดเชื้อเพลิงที่สามารถบรรจุลงไปในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้ ดังนั้นจึงมีความเป็นไปได้ที่การเกิดอุบัติเหตุที่ไม่สามารถควบคุมได้ อาจทำให้ระดับของน้ำลดลงจนกระทั่งน้ำหล่อเย็นไม่สามารถทำหน้าที่ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้ เนื่องจากเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่มีเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วอยู่ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงจำนวนมาก จึงทำให้มีความร้อนจากการสลายตัวจากปฏิกิริยาฟิชชันออกมาจำนวนมาก หากน้ำไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงได้ เชื้อเพลิงจะมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างต่อเนื่องจนกระทั่งเกิดปฏิกิริยาฟิชชัน ซึ่งเป็นสาเหตุให้ปลดปล่อยเชื้อเพลิงเกิดการหลอมเหลวและเกิดการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีไปสู่สิ่งแวดล้อมได้



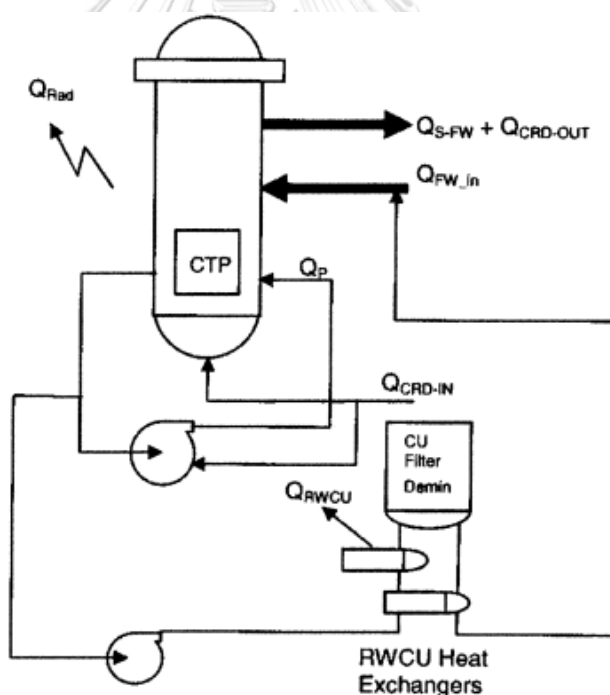
รูปที่ 12 มัดเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9]

2.8 ทฤษฎีและการทดลองที่เกี่ยวข้องกับการคำนวณการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิง

การเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิมีทฤษฎีและการทดลองที่เกี่ยวข้องกับการคำนวณการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิที่เกี่ยวข้องคือ การคำนวณความร้อนจากการสลายตัว การคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิง การคำนวณระดับของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง โดยมีทฤษฎีดังต่อไปนี้

2.8.1 ความร้อนที่ได้รับจากเครื่องปฏิกรณ์ (Core Thermal Power) [23]

ความร้อนจากเครื่องปฏิกรณ์ถูกประเมินโดยระบบสมดุลความร้อนในเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ ในสถานะคงที่ สำหรับความร้อนที่ได้รับจากเครื่องปฏิกรณ์เป็นส่วนต่างระหว่างความร้อนทั้งหมด ความร้อนที่เพิ่มเข้าไปในระบบกับความร้อนทั้งหมดที่ออกมาจากระบบ โดยรูปที่ 13 แสดงสมดุลความร้อนในระบบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์



รูปที่ 13 สมดุลความร้อนในระบบของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ [23]

$$\text{Core Thermal Power (CTP)} = \text{Energy}_{\text{out}} - \text{Energy}_{\text{in}} \quad (1)$$

$$\text{CTP} = (Q_{S-FW} + Q_{CRD-OUT} + Q_{Rad} + Q_{RWCU}) - (Q_{FW-in} + Q_{CRD-in} + Q_p) \quad (2)$$

โดยที่ Q_{FW-in} คือพลังงานของน้ำที่ต้องการเพื่อที่นำน้ำเข้าระบบ

Q_{CRD-in} คือพลังงานของ CRD และระบบปั๊มน้ำไหลเวียนขาเข้า

Q_p คือพลังงานของความร้อนจากระบบปั๊มน้ำหมุนเวียน

Q_{Rad} คือการสูญเสียความร้อนของรังสีจากถังปฏิกรณ์

Q_{RWCU} คือการสูญเสียความร้อนโดยระบบ RWCU

Q_{S-FW} คือพลังงานของไอน้ำจากน้ำขาเข้า

$Q_{CRD-out}$ คือพลังงานของ CRD และระบบปั๊มน้ำไหลเวียนขาออก

2.8.2 ทฤษฎีของความร้อน [24]

2.8.2.1 ความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ

การคำนวณอุณหภูมิของสสารอ้างอิงจากทฤษฎีของความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ โดยที่สสารนั้นไม่เปลี่ยนแปลงสถานะ โดยแบบจำลองของการเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิของสสารแสดงดังสมการต่อไปนี้

$$Q = mc_p \Delta T \quad (3)$$

โดยที่ T คืออุณหภูมิของสสาร [K],

Q คือพลังงานความร้อน [kJ]

m คือมวลของสสาร [kg]

c_p คือความจุความร้อนจำเพาะของสสาร [kJ/kg.K]

ความจุความร้อนจำเพาะของสสาร (Specific Heat Capacity) คือปริมาณพลังงานความร้อนที่ทำให้สสารที่มีมวลหนึ่งหน่วยมีอุณหภูมิเปลี่ยนแปลงไปหนึ่งหน่วยองศา โดยค่าความจุความร้อนจำเพาะจะขึ้นอยู่กับมวลของสสารนั้น ๆ แต่ค่าความจุความร้อนจำเพาะของสสารนั้นจะมีค่าคงที่

2.8.2.2 ความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนแปลงสถานะ

การคำนวณการเปลี่ยนแปลงสถานะของสสารได้อ้างอิงจากทฤษฎีของความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนแปลงสถานะ โดยที่สสารนั้นมีอุณหภูมิที่คงที่ โดยแบบจำลองของการเปลี่ยนแปลงสถานะของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วแสดงดังต่อไปนี้

$$Q = mh_{fg} \quad (4)$$

โดยที่ Q_{sf} คือพลังงาน [kJ]

m_w คือ น้ำหนักของสสาร [kg]

h_{fg} คือความร้อนแฝงของสสาร [kJ/kg]

ความร้อนแฝง (Latent heat) คือปริมาณพลังงานความร้อนที่ทำให้สสารที่มีมวลหนึ่งหน่วยเปลี่ยนแปลงสถานะ โดยที่อุณหภูมิของสสารนั้นไม่เปลี่ยนแปลง

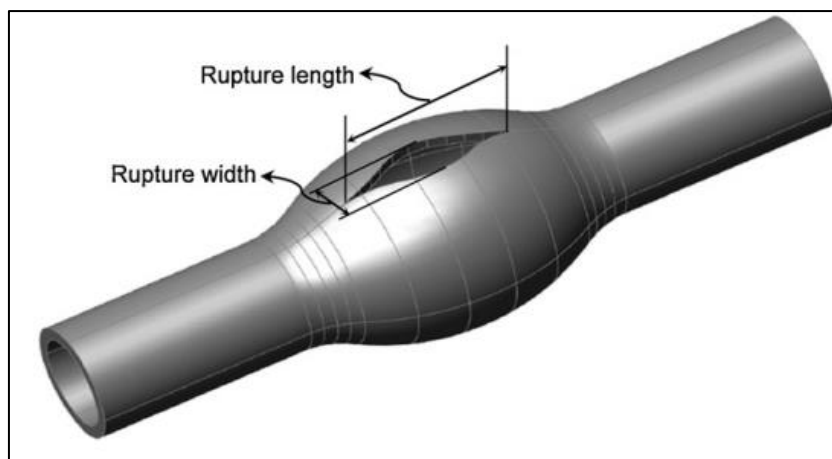
2.8.3 ปฏิกิริยาออกซิเดชัน [25]

ปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นปฏิกิริยาที่โมเลกุลหรืออะตอมมีการสูญเสียอิเล็กตรอนจากวงโคจรให้กับโมเลกุลที่ทำหน้าที่เป็นตัวรับอิเล็กตรอน โดยการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันของพลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำจะเกิดขึ้นในขณะอุณหภูมิในระบบสูง (1100 K) โดยสมการการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันของพลอกหุ้มเชื้อเพลิงแสดงดังต่อไปนี้



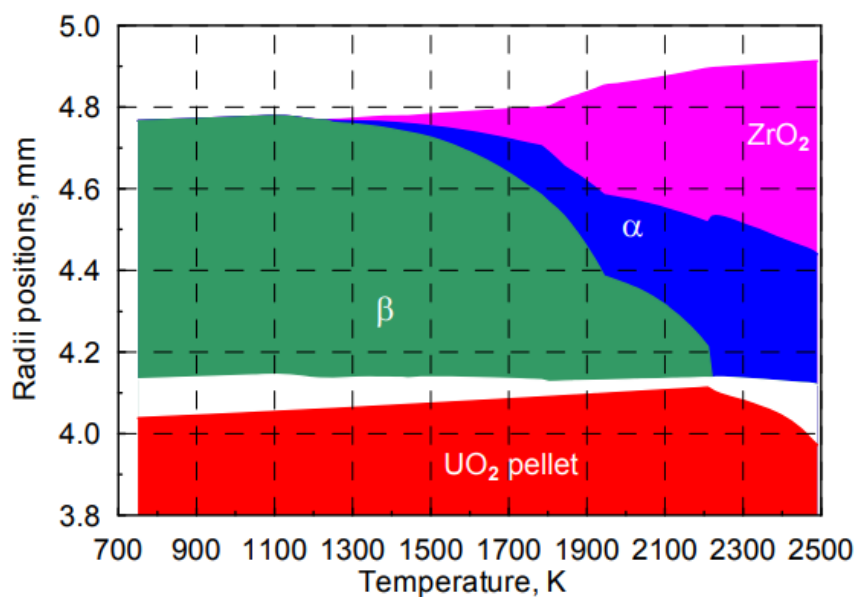
โดยกลไกการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันของพลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะเกิดขึ้นเมื่ออิเล็กตรอนวงนอกของโมเลกุลไอน้ำหลุดออกจากวงโคจรซึ่งทำให้โมเลกุลของเซอร์โคเนียม (Zr) สามารถจับตัวกับโมเลกุลของออกซิเจนได้ หลังจากที่มีโมเลกุลของเซอร์โคเนียมจับตัวกับออกซิเจนจากโมเลกุลของน้ำแล้วจากนั้นจึงปลดปล่อยพลังงานออกมา เป็นสาเหตุให้ปฏิกิริยาออกซิเดชันของพลอกหุ้มเชื้อเพลิงเป็นปฏิกิริยาคายความร้อน โดยปฏิกิริยาออกซิเดชันของพลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำมีผลิตภัณฑ์เป็นแก๊สไฮโดรเจน เป็นสาเหตุให้ความดันภายในเชื้อเพลิงเพิ่มมากขึ้นจนกระทั่งพลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวม (ballooning) และแตกออก (burst) [26] รูปที่ 14 แสดงการบวมและการแตกออกของพลอกหุ้มเชื้อเพลิงหลังจากการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน และความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันนี้ยังทำให้อุณหภูมิของพลอกหุ้มเชื้อเพลิงเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็ว เป็นสาเหตุให้พลอกหุ้มเชื้อเพลิงและเชื้อเพลิงเกิด

การลอมเหลว การแตกออกของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเป็นสาเหตุให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม



รูปที่ 14 การบวมและการแตกออกของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [26]

ถัดมาเป็นการทดลองการเกิดออกซิเดชันของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงของการทดลอง Power Burst Facility (PBF) [27] รูปที่ 15 แสดงการเปลี่ยนแปลงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงหลังจากเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน โดยทั่วไปแล้วโมเลกุลของเซอร์โคเนียมจะจัดเรียงตัวอยู่ในรูปแบบ β -Zr แต่เมื่อหลังจากเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันจะพบว่าโมเลกุลของออกซิเจนจะจับตัวกับโมเลกุลของ Zr และจัดเรียงตัวใหม่ในรูปแบบ α -Zr ซึ่งเป็นการจัดเรียงตัวที่ยังไม่เสถียร จากนั้นโมเลกุลของ α -Zr จึงได้จับตัวกับออกซิเจนเพิ่มเกิดเป็นโมเลกุลของ ZrO_2 ที่มีความเสถียร ส่งผลให้เมื่อเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันเพิ่มมากขึ้นที่อุณหภูมิสูง โมเลกุลของ β -Zr จึงถูกเปลี่ยนเป็น α -Zr และ ZrO_2 จนหมดตามลำดับ



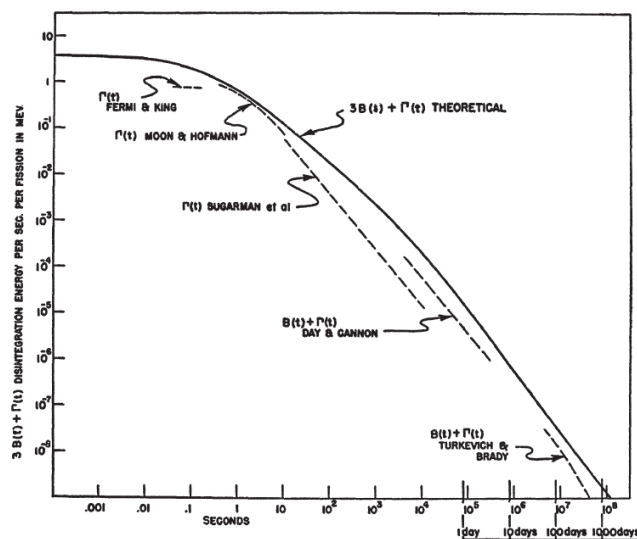
รูปที่ 15 การเปลี่ยนแปลงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงหลังจากเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน [27]

2.8.4 การคำนวณความร้อนจากการสลายตัว

ความร้อนจากการสลายตัวจากเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วเกิดขึ้นจากปฏิกิริยาฟิชชันที่เกิดขึ้นจากเชื้อเพลิงใช้แล้ว ดังนั้นเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วจำเป็นต้องควบคุมไม่ให้ความร้อนเพิ่มมากขึ้น โดยการนำไปควบคุมที่บ่อเก็บเชื้อเพลิงเพื่อรักษาอุณหภูมิของเชื้อเพลิงให้คงที่ตลอดเวลา โดยความร้อนจากการสลายตัวนั้นจะขึ้นอยู่กับความร้อนที่ได้รับจากเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ และเวลาที่ใช้เชื้อเพลิงในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์

2.8.4.1 K. Way and E. P. Wigner [28]

K. Way and E. P. Wigner ได้ทำการประเมินรังสีแกมมาและเบต้าของเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วจากการนำไปเปรียบเทียบกับกรวัดและทฤษฎีต่าง ๆ เพื่อหาสมการเส้นโค้งของพลังงานของอนุภาคเบต้าและรังสีแกมมาทั้งหมดในแต่ละช่วงเวลาที่เชื้อเพลิงได้ปลดปล่อยรังสีออกมา รูปที่ 16 แสดงการประเมินพลังงานของอนุภาคเบต้าและรังสีแกมมาทั้งหมดที่ปลดปล่อยออกมาหลังจากหยุดดำเนินเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์



รูปที่ 16 การประเมินพลังงานของอนุภาคเบต้าและรังสีแกมมาทั้งหมดจากปฏิกิริยาฟิชชันหลังจากหยุดดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ [28]

โดยการอัตราการสลายตัวของรังสีเบต้าและแกมมาต่อการสลายตัวของยูเรเนียม-235 เป็นฟังก์ชันกับเวลา (t_d) ดังสมการต่อไปนี้

$$\beta(t_d) = 1.50 \times 10^{-6} t_d^{-12} \text{ MeV/s-f} \quad (6)$$

$$\gamma(t_d) = 1.67 \times 10^{-6} t_d^{-12} \text{ MeV/s-f} \quad (7)$$

อัตราพลังงานของอนุภาคเบต้าคือ 0.4 MeV และ รังสีแกมมาคือ 0.7 MeV [28] โดยอัตราของความร้อนจากการสลายของผลิตภัณฑ์ฟิชชันเกิดขึ้นหลังจากที่เครื่องปฏิกรณ์หยุดทำงาน สมการการประเมินความร้อนจากการสลายตัวของ K. Way and E. P. Wigner แสดงดังต่อไปนี้

$$\dot{Q}_{sf} = 6.40 \times 10^{-3} \cdot \dot{Q}_{th} \cdot [t^{-0.2} - (t_i + t)^{-0.2}] \quad (8)$$

โดยที่ \dot{Q}_{sf} คือ ความร้อนจากการสลายตัว [Watts]

\dot{Q}_{th} คือพลังงานความร้อนจากแกนปฏิกรณ์ [Watts]

t คือ เวลาที่แท่งเชื้อเพลิงอยู่ในแกนปฏิกรณ์ [second]

t_{ic} คือ เวลาที่ใช้แท่งเชื้อเพลิงในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ [second]

2.8.4.2 S. Untermyer และ J. T. Weills [29]

ความร้อนที่เกิดขึ้นในยูเรเนียมหลังจากหยุดดำเนินเครื่องปฏิกรณ์มีสาเหตุดังต่อไปนี้

- ปฏิกริยาฟิชชันจากนิวตรอนเฉื่อย
- การสลายตัวของสารกัมมันตรังสีจากผลิตภัณฑ์ของปฏิกริยาฟิชชัน
- การสลายตัวของยูเรเนียม-239 และ เนปทูเนียม-239

โดยการประเมินความร้อนจากการสลายตัวสามารถทำได้สองวิธีคือ

- วิธีทางเคมีรังสี วิธีนี้เป็นการวัดจำนวนและพลังงานของการแตกตัวของผลิตภัณฑ์จากปฏิกริยาฟิชชัน
- วิธีแคลอริมิเตอร์ วิธีนี้เป็นการวัดความร้อนที่ผลิตขึ้นมาจากการสลายตัวของผลิตภัณฑ์จากปฏิกริยาฟิชชัน

สมการการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของ S. Untermyer และ J. T. Weills เป็นการประเมินความร้อนจากการสลายตัวเปรียบเทียบกับผลการทดลอง โดยสมการของ S. Untermyer และ J. T. Weills แสดงดังสมการที่ (1)

$$\begin{aligned} Q_{sf} = & 0.1 \cdot Q_{th} \cdot [(t + 10)^{-0.2} - (t_{ic} + t + 10)^{-0.2}] \\ & - 0.087 \cdot Q_{th} \cdot [(t + 2 \times 10^7)^{-0.2} - (t_{ic} + t + 2 \times 10^7)^{-0.2}] \end{aligned} \quad (9)$$

โดยที่ Q_{sf} คือ ความร้อนจากการสลายตัว [Watts]

Q_{th} คือ พลังงานความร้อนจากแกนปฏิกรณ์ [Watts]

t คือ เวลาที่แท่งเชื้อเพลิงอยู่ในแกนปฏิกรณ์ [seconds]

t_{ic} คือ เวลาที่ใช้แท่งเชื้อเพลิงในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ [seconds]

สมการของ S. Untermyer และ J. T. Weills นี้เมื่อนำไปคำนวณความร้อนจากการสลายตัวและนำไปเปรียบเทียบกับผลการทดลองแล้ว พบว่าสามารถทำนายความร้อนจากการสลายตัวได้ดีในช่วง $10^4 - 10^6$ วินาที โดยค่าการผิดพลาดของสมการคำนวณความร้อนของ S. Untermyer และ J. T. Weills แสดงดังตารางต่อไปนี้

ตารางที่ 7 แสดงความผิดพลาดของสมการคำนวณความร้อนจากการสลายตัว

ช่วงเวลา	% ความผิดพลาด
น้อยกว่า 1 วินาที	ผิดพลาดมาก

1 – 10 ² วินาที	± 50 %
10 ² – 10 ⁴ วินาที	± 30 %
10 ⁴ – 10 ⁶ วินาที	± 10 %
10 ⁶ – 10 ⁸ วินาที	± 50 %

2.8.4.3 El wakil [30]

การวิเคราะห์ความร้อนจากการสลายตัวของ El wakil โดยเปรียบเทียบความร้อนจากการสลายตัวที่คำนวณได้กับความร้อนจากการสลายตัวจากผลการทดลอง สมการความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วของ El wakil แสดงดังสมการต่อไปนี้

$$\dot{Q}_{sf} = 4.95 \times 10^{-3} \cdot \dot{Q}_{th} \cdot [t^{-0.2} - (t_i + t)^{-0.2}] \quad (10)$$

โดยที่ \dot{Q}_{sf} คือ ความร้อนจากการสลายตัว [Watts]

\dot{Q}_{th} คือพลังงานความร้อนจากแกนปฏิกรณ์ [Watts]

t คือ เวลาที่แท่งเชื้อเพลิงอยู่ในแกนปฏิกรณ์ [second]

t_{ic} คือ เวลาที่ใช้แท่งเชื้อเพลิงในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ [second]

2.8.5 อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น

เนื้อหาในส่วนนี้เป็นการรวบรวมแบบจำลองและทฤษฎีในการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว โดยผู้วิจัยศึกษาแบบจำลองและทฤษฎีของการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นหลังจากเกิดอุบัติเหตุในกรณีสูญเสียดังนี้

อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นจะเพิ่มขึ้นอย่างต่อเนื่องจากความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วหลังจากสูญเสียอุปกรณ์หล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว ในส่วนนี้ผู้วิจัยได้รวบรวมแบบจำลอง รวมถึงการประเมินอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุดังนี้

2.8.5.1 แบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น

Chihiro Yanagi, et al. [31] ได้ประเมินอุณหภูมิของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ โดยแบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วแสดงดังต่อไปนี้

$$C_{p_w} M_w \left(\frac{dT_w}{dt} \right) = Q_d - Q_E - Q_c \quad (11)$$

โดยที่ C_{p_w} คือความจุความร้อนจำเพาะ [kJ/(kg.K)]

M_w คือมวลของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [kg]

T_w คืออุณหภูมิเฉลี่ยของน้ำ [K]

t เวลาหลังจากเกิดอุบัติเหตุ [second]

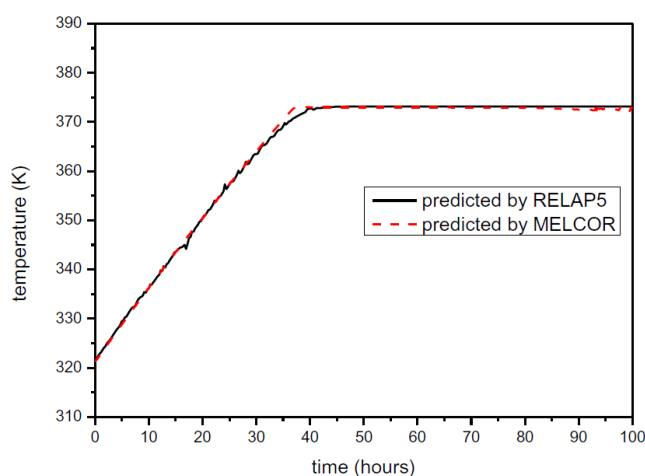
Q_d คือความร้อนจากการสลายตัว [kJ]

Q_E คือ ความร้อนจากการระเหย [kJ]

Q_c คือการถ่ายเทความร้อนจากน้ำหล่อเย็นไปสู่คอนกรีต [kJ]

2.8.5.2 การประเมินอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ

Z.W. Zhang, et al [32] ได้ประเมินอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ โดยใช้โปรแกรม MELCOR และ RELAP5 รูปที่ 17 แสดงอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นหลังจากที่สูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง พบว่าอุณหภูมิสูงขึ้นเนื่องจากความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว จนกระทั่งน้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดเป็นเวลา 40 ชั่วโมงหลังจากเกิดอุบัติเหตุ



รูปที่ 17 การประเมินอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นโดยใช้โปรแกรม MELCOR และ RELAP5 [32]

การคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงจะถูกนำมาเปรียบเทียบกับค่าการประเมินอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุและแบบจำลองของ Chihiro Yanagi, et al. [31] เนื่องจากการประเมินด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุและแบบจำลองของ Chihiro Yanagi, et al. เป็นการประเมินอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีบ่อเก็บเชื้อเพลิงสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเช่นเดียวกันกับงานวิจัยนี้

2.8.6 ระดับของน้ำหล่อเย็น

เนื้อหาในส่วนนี้เป็นการรวบรวมแบบจำลองและทฤษฎีในการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว โดยผู้วิจัยศึกษาแบบจำลองและทฤษฎีของการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นหลังจากเกิดอุบัติเหตุในกรณีสูญเสียดังนี้

ระดับของน้ำหล่อเย็นจะลดลงหลังจากที่น้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วเกิดการเดือดกลายเป็นไอน้ำ ในส่วนนี้ผู้วิจัยได้รวบรวมแบบจำลอง รวมถึงการจำลองระดับของน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุดังนี้

2.8.6.1 แบบจำลองการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็น

Chihiro Yanagi, et al. [31] ได้ประเมินระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง โดยแบบจำลองการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นแสดงดังต่อไปนี้

$$\left(\frac{dM_w}{dt}\right) h_{fg} = -(Q_D - Q_C) + C_{p_w} M_w \left(\frac{dT_w}{dt}\right) \quad (12)$$

โดยที่ C_{p_w} คือความจุความร้อนจำเพาะ [kJ/(kg.K)]

M_w คือมวลของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [kg]

T_w คืออุณหภูมิเฉลี่ยของน้ำ [°C]

t เวลาหลังจากเกิดอุบัติเหตุ [second]

Q_d คือความร้อนจากการสลายตัว [kW]

Q_E คือ ความร้อนจากการระเหย [kW]

Q_C คือการถ่ายเทความร้อนจากน้ำหล่อเย็นไปสู่คอนกรีต [kW]

h_{fg} คือความร้อนแฝงของน้ำ [kJ/kg]

2.8.6.2 แบบจำลองการขยายตัวของน้ำ

เมื่อน้ำได้รับความร้อนส่งผลให้น้ำมีอุณหภูมิสูงขึ้น น้ำจะเกิดการขยายตัวโดยที่ปริมาณของน้ำยังคงเดิม ผลของการขยายตัวของน้ำเมื่ออุณหภูมิสูงขึ้นส่งผลให้ระดับของน้ำเปลี่ยนแปลงไป [33] สมการของแบบจำลองการขยายตัวของน้ำแสดงดังต่อไปนี้

$$dV = V_0 \beta (T_{wt} - T_{wt-t_1}) \quad (13)$$

โดยที่ dV คือปริมาตรของน้ำหล่อเย็นที่เปลี่ยนแปลง [m^3]

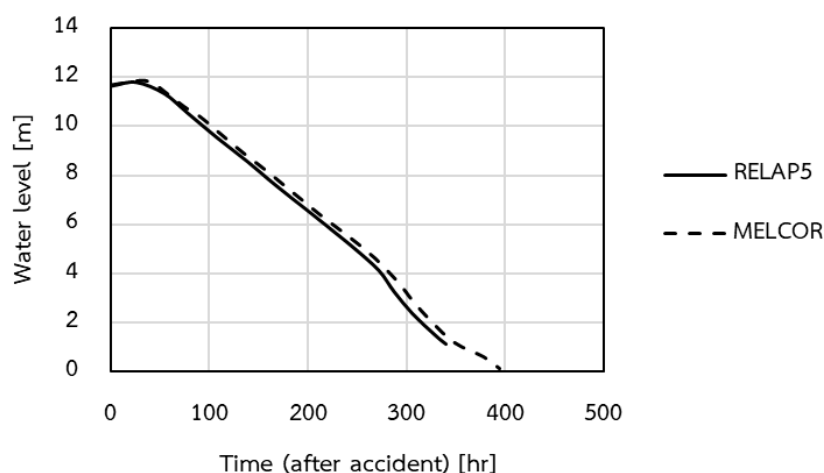
V_0 คือปริมาตรของน้ำหล่อเย็น [m^3]

β คือสัมประสิทธิ์การขยายตัวของน้ำ

T_w คืออุณหภูมิของน้ำ [K]

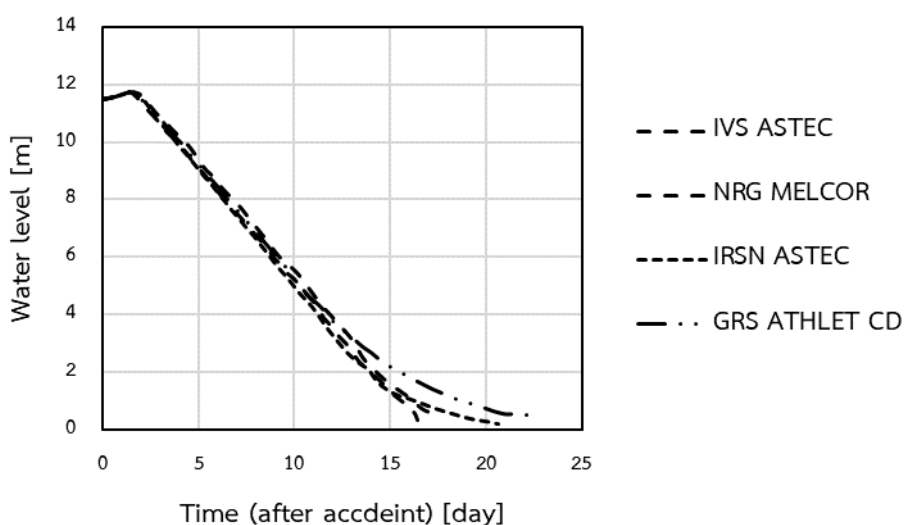
2.8.6.3 การศึกษาการประเมินระดับของน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ

Z.W. Zhang, et al [32] ได้ใช้โปรแกรม MELCOR และ RELAP5 ประเมินอุบัติเหตุจากเหตุการณ์สูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิที่สี่ รูปที่ 18 แสดงการประเมินระดับน้ำหล่อเย็นโดยใช้โปรแกรม MELCOR และ RELAP5 พบว่าหลังจากที่น้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดหลังจากสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงเป็นเวลา 2 วัน ทำให้น้ำหล่อเย็นกลายเป็นไอน้ำ ส่งผลให้ระดับน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงลดลงจนถึงบริเวณเชื้อเพลิงเป็นเวลา 13 วันหลังจากเกิดอุบัติเหตุ



รูปที่ 18 การประเมินระดับน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรม MELCOR และ RELAP5 [22]

จากนั้นได้มีการนำโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุต่าง ๆ มาประเมินระดับน้ำหล่อเย็นในกรณีบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดการสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็น [33] รูปที่ 19 แสดงการประเมินระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วหลังจากเกิดอุบัติเหตุ พบว่าน้ำหล่อเย็นจากการประเมินด้วยโปรแกรมส่วนใหญ่เกิดการเดือดเป็นเวลาประมาณ 2 วันหลังจากเกิดอุบัติเหตุ และระดับน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงลดลงจนถึงบริเวณเชื้อเพลิงเป็นเวลาประมาณ 13 วันหลังจากเกิดอุบัติเหตุ



รูปที่ 19 การเปรียบเทียบการประเมินระดับน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ [34]

การคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ จะถูกนำมาเปรียบเทียบกับผลการประเมินด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุต่าง ๆ และแบบจำลองของ Chihiro Yanagi, et al. [31] เนื่องจากการประเมินและการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ และแบบจำลองของ Chihiro Yanagi, et al. เป็นการประเมินระดับของน้ำภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ ซึ่งมีความสอดคล้องกันกับการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในงานวิจัยนี้

2.8.7 อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง

โดยทั่วไปในการจัดการเชื้อเพลิงที่ถูกใช้แล้วจากเครื่องปฏิกรณ์ เชื้อเพลิงที่ถูกใช้แล้วจะถูกนำไปเก็บไว้ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วเพื่อควบคุมอุณหภูมิจนกระทั่งเชื้อเพลิงใช้แล้วมีปริมาณความร้อนจากการสลายตัวที่ไม่สามารถเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงได้ จากนั้นจึงจะสามารถนำเชื้อเพลิงนั้นไปจัดเก็บในขั้นต่อไปได้ แต่ในการเกิดอุบัติเหตุที่ทำให้เชื้อเพลิงใช้แล้วที่ไม่มีน้ำในการหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงนี้ เชื้อเพลิงที่ถูกบรรจุอยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีความร้อนจากการสลายตัว

ในปริมาณที่ยังต้องมีการควบคุมอุณหภูมิ เมื่อเกิดอุบัติเหตุขึ้นความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วได้ส่งผลให้น้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดและการระเหยจนกระทั่ง น้ำไม่สามารถหล่อเย็นปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ซึ่งเป็นสาเหตุให้ความร้อนเกิดการสะสมตัวที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงส่งผลให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้น จนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงสามารถเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน โดยปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นสาเหตุให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวมและแตกออกตามลำดับ การแตกออกของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเป็นเหตุให้สารกัมมันตรังสีภายในเชื้อเพลิงใช้แล้วรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม

เนื้อหาในส่วนนี้จะอธิบายเกี่ยวกับการศึกษาการประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงหลังจากเกิดอุบัติเหตุ ประกอบด้วยสองส่วนคือ ตัวแปรที่เกี่ยวข้องในการประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง และแบบจำลองสำหรับประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ดังต่อไปนี้

2.8.7.1 แบบจำลองในการประเมินตัวแปรที่เกี่ยวข้องในการอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง

ปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำเป็นปฏิกิริยาที่คายความร้อนออกมาจำนวนมาก ซึ่งเป็นสาเหตุให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างรวดเร็ว แบบจำลองการคำนวณความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำเป็นแบบจำลองที่ได้จากการเปรียบเทียบผลจากการทดลอง โดยความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันขึ้นอยู่กับรูปแบบของออกไซด์ ซึ่งรูปแบบของออกไซด์ได้มีการเปลี่ยนแปลงตามอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง โดยในช่วงอุณหภูมิ 1100 – 1445 K ออกไซด์ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะเปลี่ยนแปลงรูปแบบจากมอนอคลินิก (monoclinic) เป็น เตตระโกนอล (tetragonal) จากนั้นในช่วงอุณหภูมิ 1445 – 2273 K ออกไซด์ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะเปลี่ยนแปลงรูปแบบจาก เตตระโกนอล เป็น คิวบิก (cubic) ความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันนี้ได้มาจากการเปรียบเทียบผลจากการคำนวณทางทฤษฎีมาเปรียบเทียบกับผลการทดลองเพื่อวิเคราะห์ปริมาณความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำ [34] โดยสมการคำนวณความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันแสดงดังต่อไปนี้

$$\Delta H_r = \begin{cases} -6.305 \times 10^2 + 2.996 \times 10^2 T_{clad} - 2.179 \times 10^{-6} T_{clad}^2, 1100 \leq T_{clad} \leq 1445 \text{ K} \\ -6.318 \times 10^2 + 4.756 \times 10^2 T_{clad} - 9.785 \times 10^{-6} T_{clad}^2, 1445 \leq T_{clad} \leq 2273 \text{ K} \end{cases} \quad (17)$$

โดย ΔH_r คือความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชัน [kJ/mol]

T_{clad} คืออุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [K]

เนื่องจากการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำในแต่ละช่วงอุณหภูมิมิ้อัตราการเกิดปฏิกิริยาที่ต่างกัน เนื่องจากรูปแบบของออกไซด์ที่เปลี่ยนแปลงตามอุณหภูมิ

ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง โดย A.Volcheck et,al [35] [36] ได้เปรียบเทียบแบบจำลองของอัตราการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันเปรียบเทียบกับผลของการทดลอง โดยอัตราการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงและไอน้ำในแต่ละช่วงของอุณหภูมิแสดงดังต่อไปนี้

ตารางที่ 8 อัตราการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันในแต่ละช่วงอุณหภูมิ

Temperature range	Equations	error
T < 1800 K	$1.908 \times \exp(-0.70 \times 10^5 / RT_{\text{clad}})$ [37]	$\pm 30 \%$
	$6.02 \times \exp(-0.836 \times 10^5 / RT_{\text{clad}})$ [37]	$\pm 6 \%$
	$7.24 \times \exp(-0.871 \times 10^5 / RT_{\text{clad}})$ [37]	$\pm 10 \%$
1800 < T < 1900 K	$7.24 \times \exp\left(\frac{-0.871 \times 10^5}{RT_{\text{clad}}} - 3.55 \times 10^8 \left(\frac{1}{T_{\text{clad}}} - \frac{1}{1900}\right)^2\right)$ [38]	$\pm 20 \%$
T > 1900 K	$3.289 \times \exp(-0.691 \times 10^5 / RT_{\text{clad}})$ [37]	$\pm 50 \%$
	$57.4 \times \exp(-1.1 \times 10^5 / RT_{\text{clad}})$ [37]	$\pm 40 \%$
	$53.37 \times \exp(-1.115 \times 10^5 / RT_{\text{clad}})$ [37,38]	$\pm 20 \%$

2.8.7.2 แบบจำลองในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง

แบบจำลองในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในกรณีเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงเป็นแบบจำลองที่ใช้หลักการในการดูสมการความร้อน [37] โดยสมการแบบจำลองการดูความร้อนของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงแสดงดังต่อไปนี้

$$T_{\text{clad}_t} = \frac{q''_{(t)} r_f^2}{2k_c} \ln\left(\frac{r_c}{r_g}\right) + T_{\text{clad}_{t-t_1}} \quad (18)$$

โดยที่ T_{clad} คืออุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [K]

$q''_{(t)}$ คือความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว [kJ/m^3]

r_f คือรัศมีของเชื้อเพลิง [m]

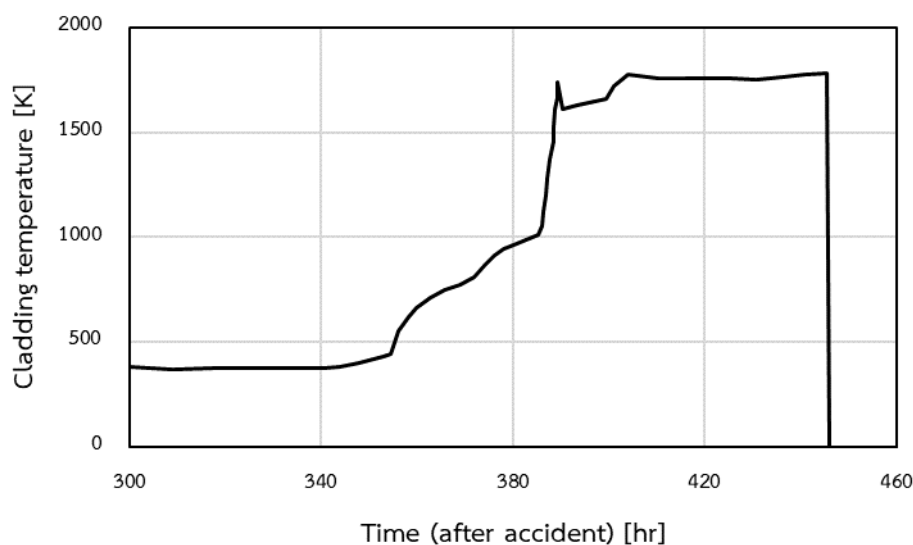
r_c คือรัศมีของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [m]

r_g คือรัศมีของช่องว่างระหว่างเชื้อเพลิงกับปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [m]

k_c คือค่าการนำความร้อนของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [$\text{kJ}/\text{m.K}$]

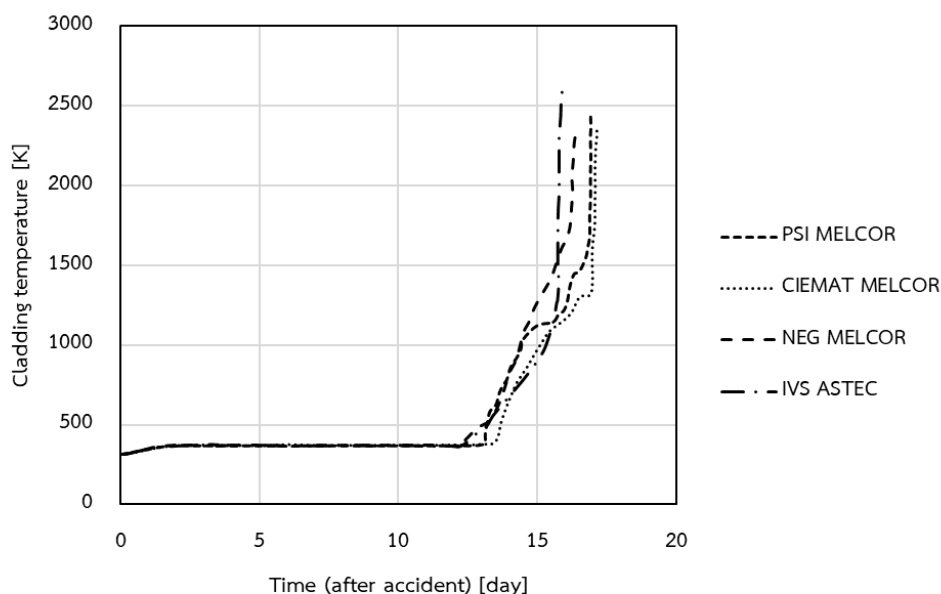
2.8.7.3 การศึกษาประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ

ผู้วิจัยได้รวบรวมการศึกษาการประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุโดย [22] ได้นำโปรแกรม MELCOR มาประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงหลังจากเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นแท่งเชื้อเพลิง รูปที่ 20 แสดงการประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรม MELCOR พบว่าหลังจากสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง ในขณะที่เชื้อเพลิงใช้แล้วถูกปกคลุมด้วยน้ำ อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะคงที่เนื่องจากความร้อนจากการสลายตัวได้ถูกถ่ายเทไปที่น้ำหล่อเย็น หลังจากนั้นเมื่อน้ำหล่อเย็นระเหยกลายเป็นไอน้ำ การระเหยของน้ำหล่อเย็นทำให้ระดับน้ำหล่อเย็นลดลงจนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำหล่อเย็นปกคลุม ส่งผลให้ความร้อนจากการสลายตัวจากเชื้อเพลิงใช้แล้วสะสมตัวอยู่ที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ความร้อนที่สะสมตัวอยู่ที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นจนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันจึงทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างรวดเร็ว



รูปที่ 20 การประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรม MELCOR [22]

ถัดมา [34] ได้เปรียบเทียบการประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุต่าง ๆ ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง รูปที่ 21 แสดงการประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุต่าง ๆ พบว่าหลังจากปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่ได้ถูกปกคลุมด้วยน้ำหล่อเย็น ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะมีอุณหภูมิสูงขึ้น จากนั้นเมื่อเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันจึงทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็ว จนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการหลอมเหลวในเวลาถัดมา



รูปที่ 21 การประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมต่าง ๆ [34]

การประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมต่าง ๆ จะถูกนำไปเปรียบเทียบกับผลการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในงานวิจัยนี้ เนื่องจากการประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุเหล่านี้ได้ประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็น ซึ่งสอดคล้องกันกับงานวิจัยนี้ สำหรับงานวิจัยนี้ได้ประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิในกรณีเกิดอุบัติเหตุสูญเสียไฟฟ้าภายในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ จึงเป็นสาเหตุให้อุปกรณ์ในการหล่อเย็นของบ่อเก็บเชื้อเพลิงไม่สามารถทำงานได้

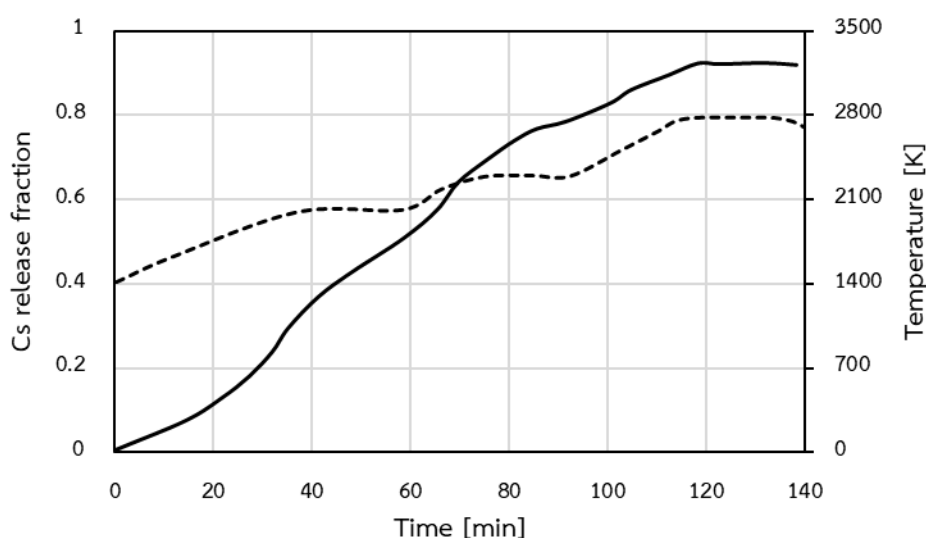
2.8.8 การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี

เนื้อหาในส่วนนี้จะอธิบายเกี่ยวกับการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี โดยงานวิจัยนี้ศึกษาการรั่วไหลของสารประกอบซีเซียม (cesium compound) เนื่องจากซีเซียมสามารถสะสมตัวอยู่ในกระดูกของมนุษย์และสัตว์เป็นเวลานาน โดยเฉพาะซีเซียม-137 (Cs-137) ซึ่งมีค่าครึ่งชีวิตยาวนานถึง 30 ปี [19] โดยการศึกษาการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี ผู้วิจัยได้รวบรวมการประเมินการรั่วไหลของซีเซียมทั้งจากการทดลองและการประเมินด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุมาเปรียบเทียบเพื่อวิเคราะห์ผลกระทบที่ได้รับจากอัตราการรั่วไหลของซีเซียม-137 สำหรับอัตราการรั่วไหลจากการทดสอบและการประเมินจะถูกนำไปวิเคราะห์พฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ โดยการศึกษาการรั่วไหลของซีเซียมจะ

ประกอบด้วย การทดลองการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีและการประเมินการรั่วไหลด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุดังต่อไปนี้

2.8.8.1 การศึกษาการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีจากการทดลอง

โรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ในการผลิตกระแสไฟฟ้า โดยใช้เครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ชนิดน้ำเดือด (Boiling Water reactor, BWR) โดยการทดลองการรั่วไหลของซีเซียมจากการทดลองของ Hidaka, A. [16] แสดงดังรูปที่ 22 โดยการทดลองนี้ได้ใช้เชื้อเพลิงชนิด BWR ในการทดลองการรั่วไหลในสภาวะความดันบรรยากาศ (0.1 MPa) ในไอน้ำ (steam) โดยแท่งเชื้อเพลิงได้รับความร้อนโดยการเผา สำหรับชนิดของเชื้อเพลิงที่ใช้ในการทดลองนี้ มีคุณสมบัติคล้ายคลึงกับเชื้อเพลิงที่ใช้ในโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ [40] อีกทั้งบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิตั้งอยู่ในสถานที่ที่เป็นอากาศเปิด (open-air) ซึ่งสอดคล้องกับสภาวะของการทดลอง จากการทดลองพบว่าอัตราการรั่วไหลของซีเซียมในสภาวะที่ความดันคงที่จะขึ้นอยู่กับอุณหภูมิของแท่งเชื้อเพลิง

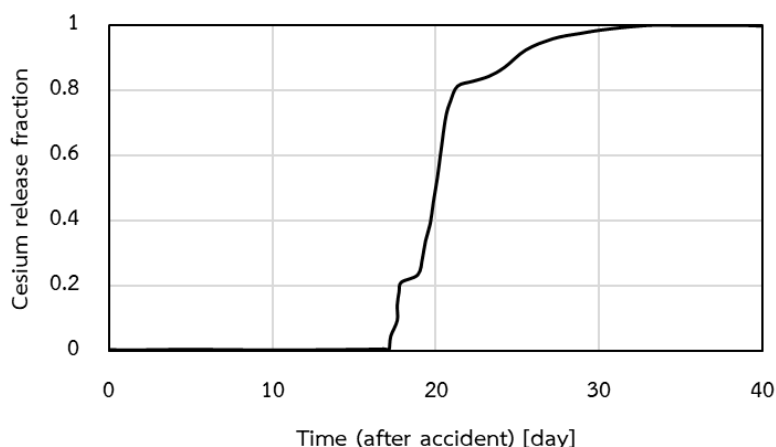


รูปที่ 22 การทดลองการรั่วไหลของซีเซียม [16]

2.8.8.2 การศึกษาการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ

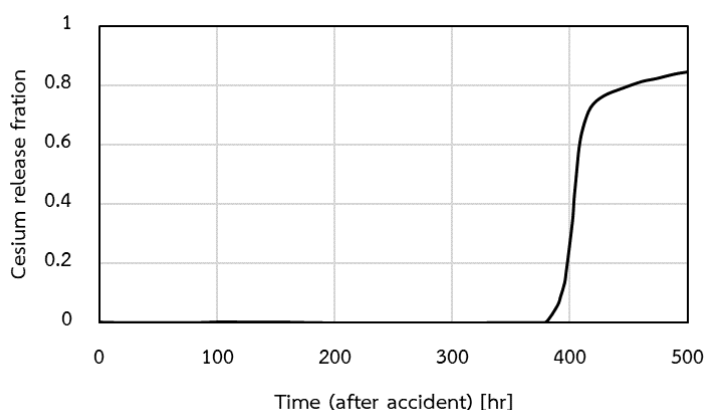
ผู้วิจัยได้รวบรวมการประเมินการรั่วไหลของซีเซียมในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง โดย Gauntt, R. et al. [22] ได้นำโปรแกรม MELCOR มาประเมินอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็น รูปที่ 23 แสดงการประเมินการรั่วไหลของซีเซียมด้วย

โปรแกรม MELCOR พบว่าเกิดการรั่วไหลของซีเซียมหลังจากที่ปlovakหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน และเกิดการรั่วไหลออกไปจนหมดเมื่อปlovakหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการหลอมเหลว



รูปที่ 23 การประเมินการรั่วไหลของซีเซียมด้วยโปรแกรม MELCOR [22]

จากนั้น Zhang, Z. W., et al. [32] ได้นำโปรแกรม MELCOR และ RELAP5 มาประเมินอุณหภูมิของปlovakหุ้มเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงในกรณีเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง รูปที่ 24 แสดงการประเมินการรั่วไหลของซีเซียม พบว่าเกิดการรั่วไหลของซีเซียมหลังจากปฏิกิริยาออกซิเดชันของปlovakหุ้มเชื้อเพลิงและไอน้ำ โดยการรั่วไหลของซีเซียมที่สามารถรั่วไหลออกไปได้จนหมดเมื่อปlovakหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการหลอมเหลว



รูปที่ 24 การประเมินการรั่วไหลของซีเซียมด้วยโปรแกรม MELCOR และ RELAP5 [32]

การศึกษาการประเมินอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิง ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง จะถูกนำไปปรับไปใช้และเปรียบเทียบผลการคำนวณจากงานวิจัยนี้ โดยการประเมิน

อุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ของงานวิจัยนี้จะถูกแสดงในหัวข้อถัดไป

2.9 โปรแกรมสำหรับประเมินการเกิดอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ [38]

โปรแกรมสำหรับประเมินการเกิดอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ในปัจจุบันมีหลากหลายโปรแกรมที่สามารถนำมาวิเคราะห์การเกิดอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ที่เกิดขึ้นได้ โดยใช้โปรแกรมเพื่อสร้างแบบจำลองการประเมินพฤติกรรมของเชื้อเพลิงขณะเกิดอุบัติเหตุ การเกิดอุบัติเหตุนิวเคลียร์รุนแรง นอกจากนี้ยังใช้โปรแกรมในการจำลองพฤติกรรมการสะสมตัวของสารกัมมันตรังสี รวมถึงพฤติกรรมเคลื่อนที่ของสารกัมมันตรังสี สำหรับผลลัพธ์ของการใช้โปรแกรมในคอมพิวเตอร์คือการตัดสินใจในการตัดสินใจการแก้ปัญหาที่เกิดขึ้นในโรงไฟฟ้าหรือแกนปฏิกรณ์นิวเคลียร์ โดยการพัฒนาโปรแกรมสำหรับการประเมินอุบัติเหตุทางนิวเคลียร์ให้มีความเหมาะสมที่สุดสอดคล้องกับความเป็นจริงที่เกิดขึ้น โดยโปรแกรมสำหรับการประเมินอุบัติเหตุสามารถแบ่งออกได้เป็น 7 ชนิดดังต่อไปนี้

2.9.1 โปรแกรมของการประเมินความเสี่ยงเชิงความน่าจะเป็น (Probabilistic risk assessment) [38]

โปรแกรมของการประเมินความเสี่ยงเชิงสถิติความน่าจะเป็นนี้เป็นการประเมินความเสี่ยงด้วยการคำนวณด้วยตัวเลขเพื่อพิจารณาความเสี่ยงที่เกิดขึ้น โดยความเสี่ยงที่พิจารณาได้จะถูกนำไปพิจารณาผลของความเสี่ยงที่เกิดขึ้น การประเมินความเสี่ยงเชิงความน่าจะเป็นจะสามารถทราบข้อเด่นและข้อด้อยของการออกแบบการประเมินอุบัติเหตุและการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ในโรงไฟฟ้าได้ การประเมินความเสี่ยงเชิงความน่าจะเป็นสามารถประเมินได้ สาม ระดับคือ

ระดับ หนึ่ง ประเมินความเสี่ยงด้วยความถี่ของอุบัติเหตุที่เป็นสาเหตุให้แกนปฏิกรณ์ได้รับความเสียหาย (core damage frequency)

ระดับ สอง ประเมินความเสี่ยงที่มีการเริ่มต้นจากระดับหนึ่ง โดยประเมินหลังจากที่แกนปฏิกรณ์ได้รับความเสียหาย ในระดับสอง เป็นการประเมินความน่าจะเป็นของการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีจากโรงไฟฟ้านิวเคลียร์

ระดับ สาม ประเมินความเสี่ยงที่มีการเริ่มต้นจากระดับสอง โดยการประเมินระดับสามเป็นการประเมินของผลกระทบของความเสียหายที่เกิดขึ้นจากการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี

2.9.2 โปรแกรมของการประเมินพฤติกรรมของเชื้อเพลิง (Fuel behavior) [38]

โปรแกรมของการประเมินพฤติกรรมของเชื้อเพลิงถูกใช้ประเมินในการประเมินพฤติกรรมของเชื้อเพลิงในสภาวะต่าง ๆ โดยโปรแกรมที่ถูกนำมาใช้อย่างแพร่หลายคือ FRAPCON-3 ซึ่งเป็นโปรแกรมที่ถูกใช้ในการวิเคราะห์การทำงานของเชื้อเพลิงแบบเดี่ยวภายใต้สภาวะการทำงานของเครื่องปฏิกรณ์แบบสภาวะปกติ และ โปรแกรม FRAPTRAN เป็นโปรแกรมที่ถูกใช้เกี่ยวกับการวิเคราะห์อุบัติเหตุและการเกิดอุบัติเหตุของเชื้อเพลิงในขณะที่เครื่องปฏิกรณ์ทำงานภายใต้สภาวะปกติ

2.9.3 โปรแกรมของการประเมินเทอร์มัลไฮดรอลิก (Thermal-hydraulic) [38]

โปรแกรมของการประเมินเทอร์มัลไฮดรอลิกถูกใช้ในการวิเคราะห์การสูญเสียน้ำหล่อเย็น (loss of coolant) รวมถึงประยุกต์ในการวิเคราะห์การสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้อีกด้วย การจำลองการเกิดอุบัติเหตุของโปรแกรมนี้อาจช่วยองค์ความรู้พื้นฐานเกี่ยวกับการออกแบบการทำงานของโรงไฟฟ้า และความปลอดภัยของโรงไฟฟ้า โดยโปรแกรมที่ใช้ในการวิเคราะห์ที่ถูกใช้คือ TRAC ซึ่งเป็นโปรแกรมที่ถูกออกแบบมาเพื่อรวบรวมและขยายความสามารถของความปลอดภัย 3 หลักของ U.S. Nuclear Regulatory-Commission (USNRC) ได้แก่ TRAC-P, TRAC-B และ RELAP

2.9.4 โปรแกรมของการประเมินจลนพลศาสตร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ (Reactor kinetic) [38]

โปรแกรมของการประเมินจลนพลศาสตร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์ถูกใช้เพื่อหาการกระจายตัวของนิวตรอนภายในเครื่องปฏิกรณ์ โปรแกรมที่นิยมใช้ในการประเมินจลนพลศาสตร์ของเครื่องปฏิกรณ์นิวเคลียร์คือ Purdue Advance Reactor Core Simulator (PARCS) โปรแกรมนี้สามารถหาผลเฉลยของสมการการแพร่ของนิวตรอนแบบสองกลุ่มที่แปรผันกับเวลาได้ โดยการทำงานของโปรแกรมนี้เป็นแบบคาร์ทีเซียนสามมิติ โปรแกรม PARCS นี้สามารถนำมาวิเคราะห์การเกิดอุบัติเหตุจากการเกิดปฏิกิริยาในเครื่องปฏิกรณ์แบบน้ำมวลเบาได้

2.9.5 โปรแกรมของการรื้อถอนและขนส่งของสารกัมมันตรังสี (Radionuclide transport) [38]

โปรแกรมของการรื้อถอนและขนส่งของสารกัมมันตรังสีถูกใช้ในการวิเคราะห์ปริมาณในการสนับสนุนการยกเลิกใบอนุญาตและการรื้อถอนอุปกรณ์ โดยโปรแกรมที่นิยมใช้คือ Probabilistic RESRAD 6.0 และ RESRAD- 3.0 ซึ่งโปรแกรมเหล่านี้ถูกใช้งานกับกฎระเบียบของ USNRC เพื่อวิเคราะห์หาความน่าจะเป็นเพื่อให้สอดคล้องกับกฎระเบียบของ USNRC

2.9.6 โปรแกรมการป้องกันเชิงกัมมันตรังสี (Radionuclide) [38]

โปรแกรมการป้องกันเชิงกัมมันตรังสีนี้ถูกใช้เพื่อวิเคราะห์การป้องกันสารกัมมันตรังสี โปรแกรมที่นิยมใช้ในการป้องกันเชิงกัมมันตรังสีคือ RADTRAD โดยใช้ชุดข้อมูลตารางและแบบจำลองเชิงตัวเลขของปรากฏการณ์เพื่อกำหนดปริมาณสารกัมมันตรังสีที่ได้รับเป็นโดสที่แปรผันกับเวลาในสถานที่ที่กำหนดให้มีการแพร่กระจายของสารกัมมันตรังสี นอกจากนี้ยังสามารถนำโปรแกรมประเมินความเสี่ยงจากรังสีในงานทั่วไปที่เป็นสถานที่ควบคุมได้ ถัดมาเป็นโปรแกรม RASCAL ถูกใช้ในการประเมินการปลดปล่อยสารกัมมันตรังสีต่าง ๆ จากโรงไฟฟ้านิวเคลียร์และประเมินปริมาณรังสีในระหว่างการตอบสนองต่อภาวะฉุกเฉินที่เกิดขึ้นทางรังสีวิทยา

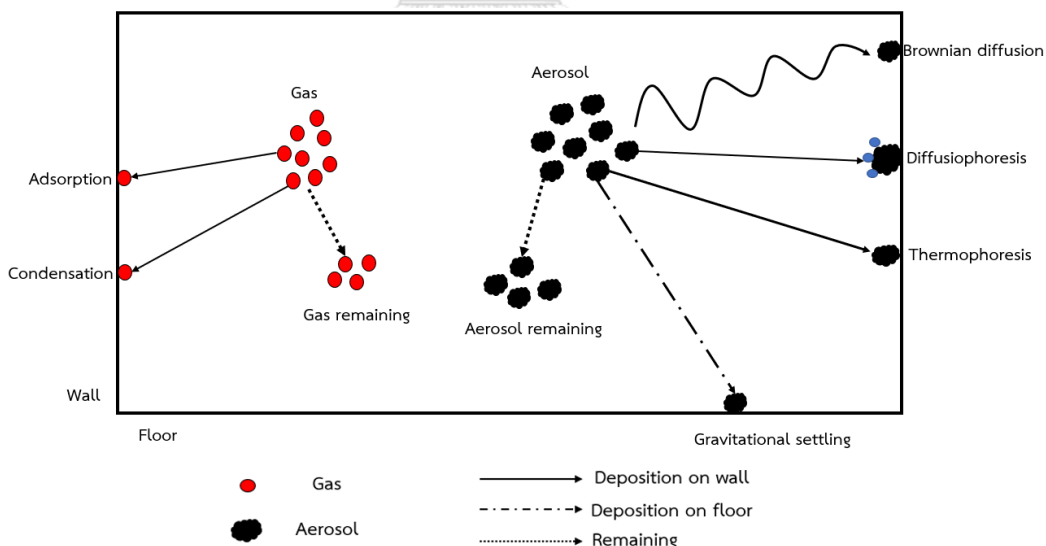
2.9.7 โปรแกรมของการประเมินอุบัติเหตุร้ายแรง (Severe accident) [38]

โปรแกรมของการประเมินอุบัติเหตุร้ายแรงทางนิวเคลียร์ถูกใช้เพื่อจำลองกระบวนการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงในแกนปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ โปรแกรมที่เกี่ยวข้องกับการประเมินอุบัติเหตุร้ายแรงทางนิวเคลียร์ที่นิยมใช้คือ MELCOR และ MACCS ซึ่งเป็นโปรแกรมที่สามารถนำมาวิเคราะห์อุบัติเหตุร้ายแรงโดยใช้แบบจำลองพารามิเตอร์ที่มีลักษณะพิเศษที่ส่งผลให้เกิดความซับซ้อนในการใช้งาน และโปรแกรมจำลองการเกิดอุบัติเหตุเหล่านี้มีการประมวลผลที่รวดเร็วซึ่งอาจส่งผลให้เกิดความผิดพลาดของผลการจำลองที่เกิดขึ้นได้ โปรแกรม SCDAP/RELAP5 เป็นโปรแกรมที่ถูกใช้ในการวิเคราะห์ผลการทดลองอุบัติเหตุร้ายแรงโดยใช้แบบจำลองที่ใช้ข้อมูลเชิงกลศาสตร์ในการวิเคราะห์ผลของแบบจำลองการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง ถัดมาเป็นโปรแกรม CONTAIN เป็นโปรแกรมที่ถูกพัฒนาเพื่อวิเคราะห์ผลของการอุบัติเหตุร้ายแรงในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ โดยโปรแกรม IFCI เป็นโปรแกรมที่ถูกใช้เพื่อวิเคราะห์ผลของการเกิดอันตรายกิริยาระหว่างเชื้อเพลิงและน้ำสารหล่อเย็น และโปรแกรม VICTORIA เป็นโปรแกรมที่ถูกใช้ในการวิเคราะห์ผลของการขนส่งและการรื้อถอนที่เกี่ยวข้องกับสารกัมมันตรังสี

ผู้วิจัยได้ศึกษาการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ โดยในงานวิจัยนี้ผู้วิจัยได้มีการศึกษาพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของสารกัมมันตรังสีซีซีเอ็ม-137 ซึ่งเป็นสารกัมมันตรังสีที่เป็นอันตรายต่อสิ่งแวดล้อมและสิ่งมีชีวิตโดยรอบ โดยพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของสารกัมมันตรังสีนี้ผู้วิจัยได้ใช้โปรแกรม Modified ART Mod 2 ในการวิเคราะห์พฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ ซึ่งอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ที่ด้านป้องกันสุดท้ายก่อนที่สารกัมมันตรังสีจะรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม โดยข้อมูลเกี่ยวกับโปรแกรม Modified ART Mod 2 จะถูกอธิบายในส่วนถัดไป

2.10 โปรแกรม Modified ART Mod 2 [39]

โปรแกรม ART Mod 2 เป็นการจำลองพฤติกรรมและการเคลื่อนที่และสะสมตัวของสารกัมมันตรังสีซึ่งถูกพัฒนาโดย Japan Atomic Energy Agency (JAEA) [40] จากนั้นสถาบันเทคโนโลยีนิวเคลียร์ (TINT) และจุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย ได้นำมาพัฒนาปรับปรุง และได้ผ่านการตรวจสอบ (validate) ให้มีความสอดคล้องกับผลของการทดลอง โปรแกรม ART Mod 2 ที่ถูกปรับปรุงจึงถูกเรียกในชื่อโปรแกรม Modified ART Mod 2 [11] โปรแกรม Modified ART Mod 2 จะพิจารณาพฤติกรรมและการเคลื่อนที่และสะสมตัวของสารกัมมันตรังสี โดยโปรแกรมสามารถพิจารณาพฤติกรรมได้ทั้งในรูปแบบของแก๊สและแอโรซอล โปรแกรม Modified ART Mod 2 ถูกพัฒนาเพื่อแสดงผลของพฤติกรรมและการเคลื่อนที่ของสารกัมมันตรังสี โดยลักษณะของแต่ละปรากฏการณ์การสะสมของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบของแก๊ส โดยมีปรากฏการณ์หลักคือ การควบแน่น (Condensation) และการดูดซับ (Adsorption) ในขณะที่ปรากฏการณ์การสะสมตัวของแอโรซอลมีปรากฏการณ์หลัก คือ การตกด้วยแรงโน้มถ่วง (Gravitational settle) การแพร่แบบบราวเนียน (Brownian diffusion) ดิฟฟิวซิโอโฟเรซิส (Diffusiophoresis) และเทอร์โมโฟเรซิส (Thermophoresis) ของโปรแกรม Modified ART Mod 2 แสดงดังรูปที่ 25 [11]

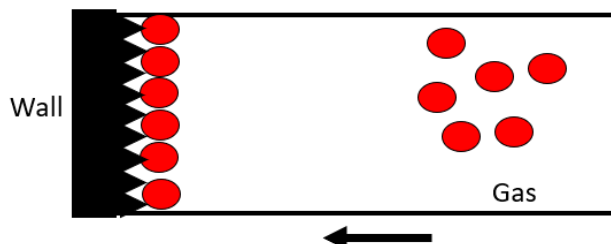


รูปที่ 25 ปรากฏการณ์การสะสมตัวของแก๊สและแอโรซอลในโปรแกรม Modified ART Mod 2

2.10.1 โมเดลการสะสมตัวในรูปแบบของแก๊ส [39]

ในการประเมินการสะสมตัวของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบของแก๊สด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 ประกอบไปด้วยปรากฏการณ์ การควบแน่น และ การดูดซับ โดยการสะสมตัวจากปรากฏการณ์ทั้งสองจะส่งผลให้มีการสะสมตัวของแก๊สที่ผนัง

2.10.1.1 การควบแน่น (Condensation)



รูปที่ 26 กระบวนการเกิดปรากฏการณ์การควบแน่น

จากรูปที่ 26 แสดงกระบวนการเกิดปรากฏการณ์การควบแน่นของแก๊ส โดยความเร็วของการควบแน่น (condensation velocity) หรือ v_{cond} [cm/s] ของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบของแก๊สเกิดขึ้นเนื่องจากความต่างกันระหว่างความดันย่อย และ ความดันอิ่มตัวของระบบ โดยสมการของความเร็วจากการควบแน่น แสดงดังสมการที่ 1 [39]

$$v_{cond} = \frac{D_g^k}{(1-\gamma_g)\delta_D} \left(1 - \frac{\gamma_g^{k(s)}}{\gamma_g^k} \right) \quad (19)$$

โดย D_g^k ที่ คือสัมประสิทธิ์การแพร่ของสารกัมมันตรังสี k [cm²/s]

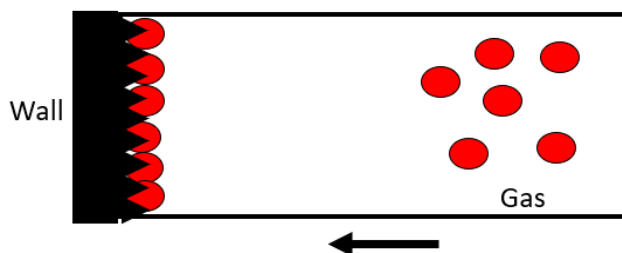
δ_D ที่ คือความหนาของชั้นขอบ [cm]

γ_g ที่ คือสัดส่วนของความดันย่อยโดยที่ไม่มีสารกัมมันตรังสี k [-]

γ_g^k ที่ คือสัดส่วนของความดันย่อยโดยที่ไม่มีสารกัมมันตรังสี k ของความดันทั้งหมด

$\gamma_g^{k(s)}$ ที่ คือสัดส่วนของความดันอิ่มตัวโดยที่ไม่มีสารกัมมันตรังสี k ของความดันทั้งหมด

2.10.1.2 การดูดซับ (Adsorption)



รูปที่ 27 กระบวนการเกิดปรากฏการณ์การดูดซับ

จากรูปที่ 27 แสดงปรากฏการณ์การสะสมตัวจากการดูดซับของแก๊ส ความเร็วของการดูดซับ (adsorption velocity) หรือ v_{ads} [cm/s] ของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบของแก๊ส เกิดขึ้นเนื่องจากปฏิกิริยาของสารกัมมันตรังสีกับผิวของวัสดุ ณ บริเวณที่อุณหภูมิสูง โดยสมการความเร็วของการดูดซับ แสดงดังสมการที่ 2 [39]

$$v_{ads} = A_o \exp\left(-\frac{\varepsilon_a^k}{k_B T_{surf}}\right) \quad (20)$$

โดย A_o คือค่าคงที่ของความเร็วของสารกัมมันตรังสี k [cm/s]

ε_a^k คือค่าพลังงานกระตุ้นของปฏิกิริยาของสารกัมมันตรังสี k [erg]

k_B คือค่าคงที่ของ Boltzmann [erg/(K.g)]

T_{surf} คืออุณหภูมิของผิววัสดุ [K]

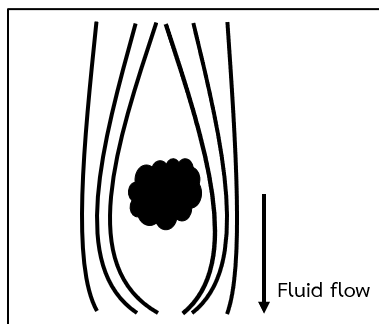
2.10.2 โมเดลการสะสมตัวในรูปแบบของแอโรซอล [39]

การสะสมตัวของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบของแอโรซอลด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 มีการสะสมตัวจาก สองบริเวณ ได้แก่การสะสมตัวที่พื้น และการสะสมตัวที่ผนัง โดยประกอบไปด้วยสี่ปรากฏการณ์ ได้แก่ การตกจากแรงโน้มถ่วง (gravitational settling) ซึ่งเป็นการสะสมตัวของแอโรซอลที่บริเวณพื้น ในขณะที่การแพร่แบบบราวเนียน (Brownian diffusion) ดิวฟิซิโอโฟริซิส (diffusiophoresis) และเทอร์โมโฟริซิส (thermophoresis) เป็นการสะสมตัวของแอโรซอลที่บริเวณผนัง โดยรายละเอียดของแบบจำลองต่าง ๆ ได้อธิบายดังหัวข้อต่อไปนี้

2.10.2.1 การตกจากแรงโน้มถ่วง (gravitational settling) [39]

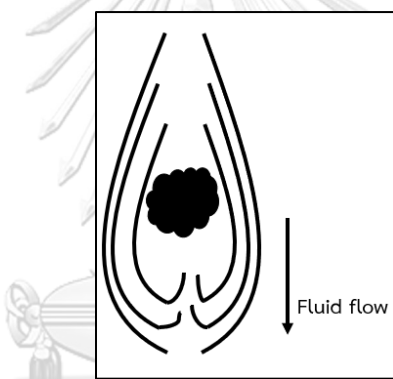
ความเร็วของแอโรซอลที่เกิดจากปรากฏการณ์การตกจากแรงโน้มถ่วงหรือ $v_{gra}(r)$ [cm/s] จะพิจารณาจากผลของแรงต้านการเคลื่อนที่ (drag force) โดยแรงต้านการเคลื่อนที่จะขึ้นอยู่กับช่วงของ Reynolds number

ในกรณีที่พิจารณาผลของแรงต้านการเคลื่อนที่ ในช่วงที่แรงเฉื่อย (inertial force) น้อยกว่าแรงหนืด (viscous force) หรือช่วงที่ Reynolds number น้อยกว่า 1 การตกของแอโรซอลจะเป็นการตกแบบ laminar แสดงดังรูปที่ 28 โดยความเร็วของการสะสมตัวของแอโรซอลจากแรงโน้มถ่วงจะประเมินค่าจากการคำนวณของ Stoke (Stoke's approximation) ในสมการที่ 3



รูปที่ 28 การสะสมตัวของแอโรซอลจากแรงโน้มถ่วงช่วงที่ $Re < 1$

แต่ในขณะเดียวกันหากพิจารณาช่วงที่แรงเฉื่อย (inertial force) มากกว่าแรงหนืด (viscous force) หรือช่วงที่ Reynolds number มากกว่า 1 การตกของแอโรซอลจะอยู่ในช่วงของ transient จนถึงช่วง turbulent แสดงดังรูปที่ 29 ซึ่งความเร็วของแอโรซอลจากแรงโน้มถ่วงจะประเมินค่าจากการคำนวณของ Newton (Newton's approximation) ในสมการที่ 3



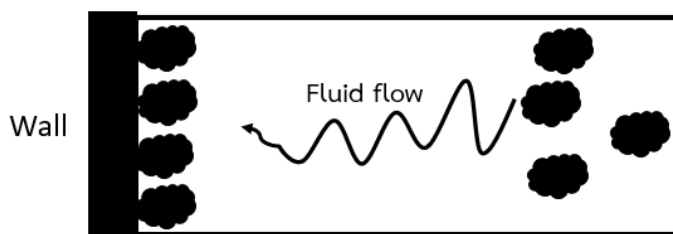
รูปที่ 29 การสะสมตัวของแอโรซอลจากแรงโน้มถ่วงช่วงที่ $Re > 1$

$$v_{gra}(r) = \begin{cases} \frac{2r^2 g(\rho_p - \rho_g)}{9\mu_g} Cu(r), & Re < 1 \\ \frac{\mu_g Re}{2r\rho_p}, & Re > 1 \end{cases} \quad (21)$$

2.10.2.2 การแพร่แบบบราวเนียน (Brownian diffusion) [39]

ความเร็วของแอโรซอลจากปรากฏการณ์การแพร่แบบบราวเนียน หรือ, $v_{diff}(r)$ [cm/s] ซึ่งเป็นปรากฏการณ์ที่ส่งผลต่อการสะสมตัวที่ผนัง เกิดจากความแปรปรวนของแอโรซอลในของไหลที่ชนกันในพื้นที่ที่มีความหนาแน่นของแอโรซอลสูง โดยการชนกันของแอโรซอลจะส่งผลต่อการเคลื่อนที่ของแอโรซอล เป็นผลให้แอโรซอลที่เกิดการชนกันจะเคลื่อนที่จากบริเวณที่มีความหนาแน่นของสูงไปยังบริเวณที่มีความหนาแน่นต่ำ แสดงดังรูปที่ 30 การเคลื่อนที่ของแอโรซอลจาก

ปรากฏการณ์การแพร่แบบบราวเนียนจะเคลื่อนที่ด้วยพลังงานจลน์ ซึ่งขึ้นกับอุณหภูมิของแอโรซอลในระบบ



รูปที่ 30 การสะสมตัวจากปรากฏการณ์การแพร่แบบบราวเนียน

สมการที่ใช้อธิบายปรากฏการณ์นี้ได้จากการทดลองของการปล่อยอนุภาค 2-4 ไมครอน ด้วยอัตราการไหลที่ขึ้นที่ 6.2×10^{-4} - 5×10^{-3} ลูกบาศก์เมตรต่อวินาที เพื่อตรวจสอบความเร็วจากการสะสมตัวจากปรากฏการณ์การแพร่แบบบราวเนียน แสดงดังสมการที่ 22

$$v_{diff} = \begin{cases} 0.0899 Sc^{-0.704} u_\tau & ; \tau^+ < 0.2 \\ 3.25 \times 10^{-4} \tau^{+2} u_\tau & ; 0.2 < \tau^+ < 22.9 \\ 0.17 u_\tau & ; \tau^+ > 22.9 \end{cases} \quad (22)$$

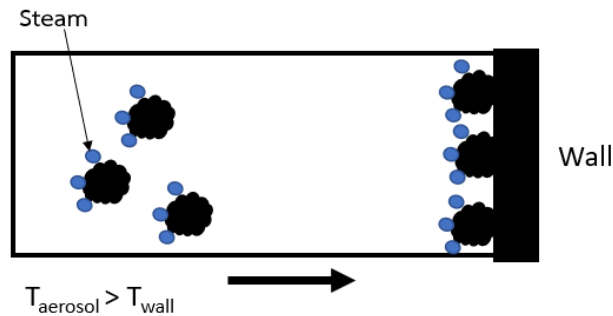
โดย τ^+ คือ the dimensionless particle relaxation time [-]

Sc คือ Schmidt number [-]

u_τ คือ friction velocity [cm/s]

2.10.2.3 ดิฟฟิซิโอโฟรีซิส (diffusiophoresis) [39]

ความเร็วของแอโรซอลที่เกิดจากปรากฏการณ์ดิฟฟิซิโอโฟรีซิส (diffusiophoresis) หรือ, $v_{diffph}(r)$ [cm/s] เกิดจากปรากฏการณ์การแพร่ที่เกิดขึ้นในบริเวณที่อุณหภูมิของผนังน้อยกว่าอุณหภูมิของแอโรซอล และเกิดการควบแน่นของไอน้ำที่ผนัง ซึ่งทำให้เกิดการสะสมตัวของแอโรซอลที่ผนัง ดังรูปที่ 31



รูปที่ 31 การสะสมตัวจากปรากฏการณ์ดิวฟิวซิโอโพริซีส

ความเร็วของการสะสมตัวในปรากฏการณ์ดิวฟิวซิโอโพริซีส จะขึ้นกับความเร็วจากโมเลกุลไอน้ำเคลื่อนที่เข้าหาอุณหภูมิที่ต่ำกว่าและเกิดการควบแน่น (Stephan flow) แสดงในพจน์ของ U_c [cm/s] และการส่งผ่านของโมเมนตัมของแก๊ส (gas momentum transfer) สำหรับโปรแกรม Modified ART Mod 2 ได้พิจารณาให้ความเร็วจากโมเลกุลไอน้ำเคลื่อนที่เข้าหาอุณหภูมิที่ต่ำกว่าและเกิดการควบแน่น (Stephan flow) ของโมเลกุลไอน้ำมีอิทธิพลมากกว่าการส่งผ่านของโมเมนตัมของแก๊ส (gas momentum transfer) นอกจากนี้ในการพิจารณาความเร็วในการสะสมตัวจากปรากฏการณ์ดิวฟิวซิโอโพริซีสยังได้พิจารณาส่วนของรูปร่างของแอโรซอลแสดงในพจน์ของ dynamic sharp factor หรือ χ และการไถล (slip) ในพจน์ของ Cunningham factor หรือ $Cu(r)$ [39]

$$v_{diffph}(r) = \left[U_c + \frac{Cu(r)}{\chi} \frac{\sqrt{m_s}}{\gamma_s \sqrt{m_s} + \gamma_a \sqrt{m_a}} \gamma_a U_c \right] \quad (23)$$

โดย m_s คือ มวลของไอน้ำ [g]

m_a คือ มวลโมเลกุลของแก๊ส [g],

γ_s คือ สัดส่วนของความดันย่อยของไอน้ำ [-]

γ_a คือ สัดส่วนของความดันย่อยของแก๊ส [-]

โดยความเร็วของไอน้ำที่เคลื่อนที่เข้าหาบริเวณที่อุณหภูมิที่ต่ำกว่าและเกิดการควบแน่น (Stephan flow) จำเป็นต้องพิจารณาในส่วนความเร็วไอน้ำที่เกิดการควบแน่นจากเกรเดียนต์ของความเข้มข้นไอน้ำ ในพจน์ของ k_c [cm/s] และความเร็วไอน้ำที่เกิดการควบแน่นที่เกิดจากการพาของไอน้ำ (convection diffusion) ในพจน์ของ k_n [cm/s] แสดงดังสมการที่ 24 [39]

$$\frac{1}{U_c} = \frac{1}{k_c} + \frac{1}{k_n} \quad (24)$$

ความเร็วของไอน้ำที่เกิดการควบแน่นเกิดจากเกรเดียนต์ของความเข้มข้นไอน้ำ เป็นผลเนื่องมาจากการเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิขณะที่ไอน้ำเกิดการควบแน่น โดยไอน้ำจะเคลื่อนที่เข้าสู่

บริเวณที่เย็นกว่า มีผลทำให้เกรเดียนต์ของความเข้มข้นไอน้ำเปลี่ยนไปตามอุณหภูมิด้วย ความเร็วไอน้ำที่เกิดจากการควบแน่นจากเกรเดียนต์ของความเข้มข้นไอน้ำ แสดงดังสมการที่ 25 [39]

$$k_c = \frac{D_{sa}}{1-\gamma_s} \nabla \gamma_s \quad (25)$$

โดยที่ D_{sa} คือสัมประสิทธิ์การแพร่ของไอน้ำในแก๊ส [cm^2/s]

$\nabla \gamma_s$ คือเกรเดียนต์ของความเข้มข้นไอน้ำ [$1/\text{cm}$]

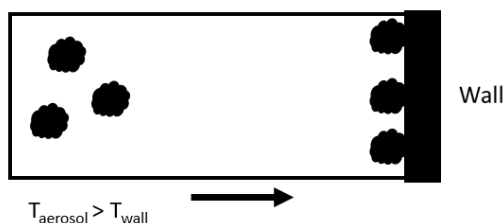
ความเร็วไอน้ำที่เกิดการควบแน่นจากการแพร่ที่เกิดจากการพาของไอน้ำ (convection diffusion) จะอยู่ในฟังก์ชันของ Sherwood number หรือ **Sh** และความยาวของพื้นที่ในการควบแน่นจากการแพร่ที่เกิดจากการพาของไอน้ำ L [cm] แสดงดังสมการที่ 26 [39]

$$k_n = \frac{D_{sa}}{L} \text{Sh} \quad (26)$$

Sherwood number สามารถใช้ในการอธิบายการถ่ายเทอนุภาคในของไหล เป็นสัดส่วนระหว่างการพา และการแพร่ของอนุภาค เมื่อ Sherwood number มีค่าน้อยอนุภาคจะเกิดการแพร่ได้เร็วกว่าการพาจากของไหล แต่ในขณะเดียวกัน หาก Sherwood number มีค่ามากอนุภาคจะเคลื่อนที่ตามการพาจากของไหลได้เร็วกว่าที่จะเกิดการแพร่ [41]

2.10.2.4 เทอร์โมโฟรีซิส (Thermophoresis) [39]

ปรากฏการณ์การสะสมตัวจากปรากฏการณ์เทอร์โมโฟรีซิส เกิดขึ้นเมื่ออุณหภูมิของแอโรซอลมากกว่าผนัง จึงทำให้เกิดการแพร่ของแอโรซอลไปยังบริเวณผนังที่มีอุณหภูมิต่ำกว่า รูปที่ 32 แสดงการสะสมตัวจากปรากฏการณ์เทอร์โมโฟรีซิส จะพบว่าการสะสมตัวจากปรากฏการณ์นี้มีลักษณะการสะสมตัวคล้ายคลึงกับปรากฏการณ์ดิฟฟิวซิโอฟรีซิส แต่ในปรากฏการณ์เทอร์โมโฟรีซิสไม่ได้พิจารณาการควบแน่นของไอน้ำ การสะสมตัวจากปรากฏการณ์นี้จะพิจารณาเกรเดียนต์ของอุณหภูมิของแอโรซอลกับผนังที่แตกต่างกัน ส่งผลให้การสะสมตัวจากปรากฏการณ์เทอร์โมโฟรีซิสเกิดขึ้นที่ผนัง



รูปที่ 32 แสดงการสะสมตัวจากปรากฏการณ์เทอร์โมโฟรีซิส

สำหรับโปรแกรม Modified ART Mod 2 ได้พิจารณาความเร็วของการสะสมตัวจากปรากฏการณ์เทอร์โมโฟรีซิส หรือ, $v_{ther}(r)$ [cm/s] จากการประเมินของ Talbot, et, al. [42] ซึ่งได้ใช้วิธี Monte-Carlo type numerical modelling ในการประเมินความเร็วในการสะสมตัวของแอโรซอลจากปรากฏการณ์เทอร์โมโฟรีซิสสามารถประเมินความเร็วในการสะสมตัวดังสมการที่ 27 [39]

$$v_{ther}(r) = \frac{2v_g C_u(r)(\lambda_g + C_{tKn}(r)\lambda_p) \left(1 + \frac{9Kn}{4 + \frac{\pi}{2}}\right)}{T_g(1 + 3C_{mKn}(r))(2\lambda_g + \lambda_p + 2C_{tKn}(r)\lambda_p)} \nabla T_g \quad (27)$$

โดยที่ v_g คือความหนืดอุณหพลศาสตร์ของแก๊ส (dynamic viscosity of gas) [cm²/s]

λ_g คือค่าการนำความร้อนของแก๊ส (Thermal conductivity of gas) [erg/(K.cm.s)]

λ_p คือค่าการนำความร้อนของแอโรซอล (Thermal conductivity of aerosol) [erg/(K.cm.s)]

C_t คือค่าคงที่ของการถ่ายโอนพลังงานของแอโรซอลและแก๊ส

C_m คือค่าคงที่ของการถ่ายโอนโมเมนตัมของแอโรซอลและแก๊ส

∇T_g คือเกรเดียนต์ของอุณหภูมิของแอโรซอล

2.11 งานวิจัยที่เกี่ยวข้อง

เนื้อหาในส่วนนี้จะกล่าวถึงงานวิจัยที่เกี่ยวข้องในการประเมินอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ การประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง การประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี และงานวิจัยที่เกี่ยวข้องกับโปรแกรม Modified ART Mod 2 โดยจากการศึกษาพบว่ามีการศึกษาเกี่ยวกับอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วดังนี้

Fukushima Daiichi accident study โดย Gauntt, R, et al. (2012) [22] ได้จำลองการเกิดอุบัติเหตุของบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่สี่ของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ โดยได้ประเมินระดับ อุณหภูมิของน้ำ การประเมินความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ โดยการจำลองให้ผลที่สอดคล้องกับการประเมิน ซึ่งพบว่าการเดือดของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วทำให้ระดับน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงลดลง

Advanced modeling techniques of a spent fuel pool with both RELAP5 and MELCOR and associated accident analysis โดย Z.W. Zhang, et al (2017) [32] ได้จำลองการเกิดอุบัติเหตุของบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วโดยใช้โปรแกรม RELAP5 และ MELCOR ในการทำนายปรากฏการณ์ที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้ว และการเกิดแก๊สไฮโดรเจนเนื่องจากปฏิกิริยาออกซิเดชัน อุณหภูมิที่เพิ่มขึ้นเนื่องจากความร้อนจากการสลายตัวและปฏิกิริยาออกซิเดชัน รวมไปถึงการรั่วไหลของผลิตภัณฑ์ฟิชชันอย่างเช่น ซีเซียม

Prediction of temperature and water level in a spent fuel pit during loss of all AC power supplies โดย Chihiro Yanagi, et al (2015) [31] ได้ศึกษาการประเมินอุณหภูมิและระดับของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ หน่วยที่ 4 และ 2 ในขณะเกิดอุบัติเหตุ ไม่มีไฟฟ้าสำรอง ซึ่งพบว่าในการคำนวณระดับและอุณหภูมิของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่สี่ให้ผลการคำนวณไม่สอดคล้องการวัดระดับน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วที่สี่

Severe accident code-to-code comparison for two accident scenarios in a spent fuel pool โดย O. Coindreau, et al (2018) [33] ได้จำลองกระบวนการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิโดยการเปรียบเทียบการประเมินของโปรแกรมจำลองอุบัติเหตุร้ายแรง 6 โปรแกรม ในสองกรณีก็คือบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วเกิดการรั่วไหลและอุปกรณ์หล่อเย็นของบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดความเสียหาย ซึ่งพบว่าสามารถประเมินอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิที่สี่ได้

Synthesis of spent fuel pool accident assessments using severe accident codes โดย J. Fleurot, et al (2014) [43] ได้จำลองกระบวนการเกิดอุบัติเหตุของบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วโดยใช้โปรแกรมจำลองอุบัติเหตุร้ายแรงโดยศึกษาการเปลี่ยนแปลงทาง Thermal Hydraulic เพื่อประเมินเวลาในการเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงโดยใช้โปรแกรม MELCOR ในการประเมินอุบัติเหตุ VVER SFP และใช้โปรแกรม ASTEC ในการประเมินอุบัติเหตุใน PWR SFP ซึ่งพบว่าสามารถประเมินปรากฏการณ์ที่เกิดขึ้นกับแท่งเชื้อเพลิงที่ใช้แล้ว

ถัดมาเป็นงานวิจัยเกี่ยวกับการประเมินพฤติกรรมของแท่งเชื้อเพลิงซึ่งประเมินโดยแท่งเชื้อเพลิงในขณะเกิดอุบัติเหตุจะมีอุณหภูมิสูงขึ้นจนกระทั่งแท่งเชื้อเพลิงเกิดการแตกและเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันโดยความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันทำให้เชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นจึงทำให้เชื้อเพลิงเกิดการหลอมเหลว โดยมีการศึกษาการหลอมเหลวของแท่งเชื้อเพลิงในขณะที่เกิดอุบัติเหตุร้ายแรงดังนี้

Behaviour of fission products under severe PWR accident conditions. The VERCORS experimental programme—Part 3: Release of low-volatile fission products and actinides. โดย Yves Pontillon and Gérard Ducros (2008) [44] ได้กล่าวถึงการทดลอง VERCOR ซึ่งศึกษาพฤติกรรมการรั่วไหลของผลิตภัณฑ์ฟิชชันในขณะที่เกิดอุบัติเหตุที่เวลาต่าง ๆ โดยแบ่งผลิตภัณฑ์ฟิชชันออกเป็น 4 กลุ่มก็คือกลุ่มที่ระเหยได้น้อย ระเหยได้ปานกลาง ระเหยได้ง่าย และไม่ระเหย ซึ่งจะพบว่าเมื่ออุณหภูมิสูงขึ้นจะทำให้อัตราการรั่วไหลของผลิตภัณฑ์ฟิชชันมากขึ้น

Late phase fuel degradation in the Phébus FP tests. โดย M. Barrachin (2013) [45] ได้กล่าวถึงจุดประสงค์ของการทดลอง Phébus FPT2 ซึ่งศึกษาปรากฏการณ์การหลอมเหลวของแท่งเชื้อเพลิง และการรั่วไหลของผลิตภัณฑ์ฟิชชันภายใต้การเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง จากการทดลองได้สามารถบอกถึงปรากฏการณ์ต่าง ๆ ของแท่งเชื้อเพลิงในขณะเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง

Fission products and nuclear fuel behaviour under severe accident conditions part 1: Main lessons learnt from the first VERDON test. โดย Y. Pontillon, et al (2017) [46] ได้กล่าวถึงการทดสอบ VERDON ซึ่งศึกษาพฤติกรรมของผลิตภัณฑ์ฟิชชันและแอคติไนส์ในขณะเกิดอุบัติเหตุโดยศึกษาที่อุณหภูมิประมาณ 2883 K และศึกษาผลของการ Burnup ที่ส่งผลต่ออัตราการรั่วไหล

ในส่วนนี้เป็นงานวิจัยเกี่ยวกับการประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของสารกัมมันตรังสีโดยใช้โปรแกรม ART Mod 2 และ โปรแกรม Modified ART Mod 2 ซึ่งเป็นโปรแกรมที่สามารถใช้คำนวณการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของสารกัมมันตรังสี โดยมีการศึกษาพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของสารกัมมันตรังสีในขณะเกิดอุบัติเหตุร้ายแรงด้วยโปรแกรม ART Mod 2 และ Modified ART Mod 2 ดังนี้

Vechagama, W., and Silva, K. (2016) [47] ได้ตรวจสอบและปรับแก้โมเดลการสะสมตัวของแอโรซอล ในโปรแกรม ART Mod 2 โดยใช้ข้อมูลจากการทดลอง NSPP-502 และ Phebus FPT-1 พบว่าหลังจากปรับแก้โมเดลการสะสมตัว ผลการสะสมตัวจากการจำลองกับผลการทดลองของ NSPP-502 และ Phebus FPT-1 สามารถลดความคลาดเคลื่อนจากการเปรียบเทียบได้

Vechagama, W., and Silva, K. (2017) [48] ได้ทำการยืนยัน และการจัดอันดับ เพื่อวางแผนในการพัฒนาโปรแกรม ART Mod 2 โดยได้เลือกปรากฏการณ์ที่ส่งผลต่อพฤติกรรมของสารกัมมันตรังสีที่ระเหยง่ายในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ พบว่าปรากฏการณ์ของ การเกิดปฏิกิริยาเคมีที่กำเนิด Cs_2MoO_4 , สารไอโอดีนไดอินทรีย์ (I_2) เป็นสิ่งสำคัญที่ต้องศึกษาในการพัฒนาโปรแกรม ART Mod 2

Vechagama, W., and Silva, K. (2018) [6] ได้ศึกษาพฤติกรรมของสารประกอบซีเซียม และสารประกอบไอโอดีนไดอินทรีย์ ในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ โดยใช้โปรแกรม Modified ART Mod 2 พบว่าการสะสมตัวของสารประกอบซีเซียม และไอโอดีนไดอินทรีย์ มีปริมาณการสะสมตัวใกล้เคียงกับผลของการทดลองในกรณีที่ไม่เกิดปฏิกิริยาทางเคมี

Vechagama, W (2019) [6] ได้ทำการตรวจสอบความแตกต่างของปรากฏการณ์ดิฟฟิวซิโอโฟริซิส (diffusiophoresis) กับ ปรากฏการณ์เทอร์โมโฟริซิส (thermophoresis) จากการสะสมตัวของแอโรซอลโดยใช้โปรแกรม Modified ART Mod 2 โดยใช้การทดลองของ Phebus FPT experiment ในการตรวจสอบ พบว่าความแตกต่างของอุณหภูมิแก๊ส ระหว่างอากาศ และอุณหภูมิในปริมาตรเดียวในส่งผลมากในปรากฏการณ์ดิฟฟิวซิโอโฟริซิส ในขณะที่ความแตกต่างของอุณหภูมิระหว่างกำแพง และอากาศ จะส่งผลมากในหลายปริมาตรของปรากฏการณ์เทอร์โมโฟริซิส

Vechagama, W., et al (2019) [11] ได้ทำการตรวจสอบความสมเหตุสมผลของโปรแกรม Modified ART Mod 2 ผ่านการเปรียบเทียบการสะสมตัวของแอโรซอลของสารประกอบซีเซียม ในอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ของ Phebus FPT3 โดยได้ทำการตรวจสอบความสมเหตุสมผล โมเดลการตกด้วยแรงโน้มถ่วง (gravitational settle) โมเดลการแพร่แบบบราวเนียน (Brownian diffusion) โมเดลดิฟฟิวซิโอโฟริซิส (diffusiophoresis) และ โมเดลเทอร์โมโฟริซิส (thermophoresis) พบว่าการทำนายผลของปรากฏการณ์การแพร่แบบบราวเนียนมีค่าใกล้เคียงกับผลการทดลองอย่างมีนัยสำคัญ

Vechagama, W., et al (2019) [7] ได้ทำการประยุกต์โปรแกรม Modified ART Mod 2 เพื่อจำลองอุบัติเหตุร้ายแรงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้านิวเคลียร์ เพื่อวิเคราะห์พฤติกรรมของสารกัมมันตรังสี พบว่าโปรแกรม Modified ART Mod 2 สามารถประเมินการรั่วไหลของ CsI ที่อยู่ในรูปแบบแก๊ส ไปสู่สิ่งแวดล้อม ในขณะที่ CsOH ที่อยู่ในรูปแบบแอโรซอลส่วนใหญ่เกิดการสะสมตัวที่พื้น

จากการทบทวนวรรณกรรมพบว่า การประเมินอุบัติเหตุของบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ และการประเมินพฤติกรรมของสารกัมมันตรังสีด้วยโปรแกรม

Modified ART Mod 2 ซึ่งยังไม่พบในการทบทวนวรรณกรรมที่ผ่านมา ผู้วิจัยจึงมีความสนใจที่จะศึกษาการประเมินอุบัติเหตุบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ และประเมินพฤติกรรมของสารกัมมันตรังสีด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2

จากการศึกษาพบว่า การศึกษาอุบัติเหตุของบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ใช้แล้วจากโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ หน่วยที่สี่กรณีการสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นแท่งเชื้อเพลิงที่ใช้แล้ว เมื่อเกิดอุบัติเหตุขึ้นจึงทำให้เกิดการสูญเสียระบบหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว เป็นเหตุให้เชื้อเพลิงใช้แล้วมีอุณหภูมิสูงขึ้นจากความร้อนจากการสลายตัว และเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันในลำดับถัดมา โดยการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันส่วนใหญ่เป็นการเกิดปฏิกิริยาระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำ ปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นปฏิกิริยาคายความร้อน ซึ่งทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการหลวมเหลวอย่างรวดเร็ว เมื่อปลอกหุ้มเชื้อเพลิงได้รับความเสียหาย ส่งผลให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม โดยการศึกษาอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ มีแนวทางและทฤษฎีในการศึกษาดังนี้

บทที่ 3

วิธีดำเนินการวิจัย

งานวิจัยนี้เป็นการศึกษาการประเมินอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะ ไดอิจิหน่วยที่สี่จากกรณีการล้มเหลวของระบบการหล่อเย็น (loss of cooling accident) ได้แก่ ความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว (decay heat), อุณหภูมิของน้ำ, อุณหภูมิของแท่งเชื้อเพลิง, ระดับน้ำของบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว, สัดส่วนและปริมาณการรั่วไหลของสารประกอบซีเซียม ผ่านการศึกษาผ่านแบบจำลองที่เกี่ยวข้อง รวมไปถึงการวิเคราะห์ผลของสารประกอบซีเซียม ทั้งรูปแบบแก๊ส และแอโรซอล ที่มีโอกาสรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 เพื่อนำไปประยุกต์ใช้กับการศึกษาการอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วในกรณีอื่น ๆ โดยเนื้อหาในบทนี้จะประกอบด้วย การศึกษารวบรวมแบบจำลองเกี่ยวกับการประเมินอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว การประเมินอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นแท่งเชื้อเพลิง และการประเมินพฤติกรรมของสารกัมมันตรังสีด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 ดังต่อไปนี้

3.1 แนวทางการเลือกแบบจำลองสำหรับการประเมินอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

แนวทางการเลือกแบบจำลองสำหรับการประเมินอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ โดยแนวทางการเลือกแบบจำลองจะประกอบด้วยแบบจำลองสำหรับ การคำนวณความร้อนจากการสลายตัว, การคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น, การคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็น, อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ดังต่อไปนี้

3.1.1 การเปรียบเทียบความร้อนจากการสลายตัว

ความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วเกิดขึ้นจากการเกิดปฏิกิริยาของผลิตภัณฑ์ฟิชชัน เป็นเหตุผลที่ต้องหล่อเย็นเชื้อเพลิงหลังจากที่นำเชื้อเพลิงออกจากแกนปฏิกรณ์ โดยแบบจำลองสำหรับการประเมินความร้อนจากการสลายตัวในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่มีดังต่อไปนี้

3.1.1.1 แบบจำลองของ K. Way and E. P. Wigner [28]

การประเมินความร้อนจากการสลายตัวนี้เป็นแบบจำลองที่ได้มาจากการปรับเส้นโค้ง (curve fitting) จากการทดลองในแต่ละช่วงเวลา โดยแบบจำลองการประเมินความร้อนจากการสลายตัวแสดงดังนี้

$$\dot{Q}_{sf} = 6.40 \times 10^{-3} \cdot \dot{Q}_{th} \cdot [t^{-0.2} - (t_i + t)^{-0.2}] \quad (8)$$

โดยที่ \dot{Q}_{sf} คือ ความร้อนจากการสลายตัว [Watts]

\dot{Q}_{th} คือพลังงานความร้อนจากแกนปฏิกรณ์ [Watts]

t คือ เวลาที่แท่งเชื้อเพลิงอยู่ในแกนปฏิกรณ์ [second]

t_{ic} คือ เวลาที่ใช้แท่งเชื้อเพลิงในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ [second]

3.1.1.2 แบบจำลองของ Untermeyer, S., and Weills, J. T. [29]

การประเมินความร้อนจากการสลายตัวของแบบจำลองนี้เป็นแบบจำลองที่ได้มาจากการทดลองเพื่อประเมินความร้อนจากการสลายตัว โดยแบบจำลองการประเมินความร้อนจากการสลายตัวแสดงดังนี้

$$\begin{aligned} \dot{Q}_{sf} = & 0.1 \cdot \dot{Q}_{th} \cdot [(t + 10)^{-0.2} - (t_{ic} + t + 10)^{-0.2}] \\ & - 0.087 \cdot \dot{Q}_{th} \cdot [(t + 2 \times 10^7)^{-0.2} - (t_{ic} + t + 2 \times 10^7)^{-0.2}] \end{aligned} \quad (9)$$

โดยที่ \dot{Q}_{sf} คือ ความร้อนจากการสลายตัว [Watts]

\dot{Q}_{th} คือพลังงานความร้อนจากแกนปฏิกรณ์ [Watts]

t คือ เวลาที่แท่งเชื้อเพลิงอยู่ในแกนปฏิกรณ์ [second]

t_{ic} คือ เวลาที่ใช้แท่งเชื้อเพลิงในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ [second]

3.1.1.3 แบบจำลองของ EL-Wakil [30]

การประเมินความร้อนจากการสลายตัวของแบบจำลองนี้เป็นแบบจำลองที่ได้มาจากการหาความสัมพันธ์ของความร้อนจากการสลายตัวกับการทดลอง โดยแบบจำลองการประเมินความร้อนจากการสลายตัวแสดงดังนี้

$$\dot{Q}_{sf} = 4.95 \times 10^{-3} \cdot \dot{Q}_{th} \cdot [t^{-0.2} - (t_i + t)^{-0.2}] \quad (10)$$

โดยที่ \dot{Q}_{sf} คือ ความร้อนจากการสลายตัว [Watts]

\dot{Q}_{th} คือพลังงานความร้อนจากแกนปฏิกรณ์ [Watts]

t คือ เวลาที่แท่งเชื้อเพลิงอยู่ในแกนปฏิกรณ์ [second]

t_{ic} คือ เวลาที่ใช้แทงเชื้อเพลิงในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ [second]

การประเมินความร้อนจากการสลายตัวของแบบจำลองเหล่านี้จะถูกนำไปเปรียบเทียบกับผล
การประเมินความร้อนจากการสลายตัวของ Tokyo Electric Power Company (TEPCO) [51]
เพื่อให้สอดคล้องกับความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

3.1.2 อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น

อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นจะเพิ่มขึ้นอย่างต่อเนื่องจากความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิง
ใช้แล้วหลังจากสูญเสียอุปกรณ์หล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว ในส่วนนี้ผู้วิจัยได้รวบรวม
แบบจำลอง รวมถึงการประเมินอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุดังนี้

3.1.2.1 แบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นของ Chihiro Yanagi, et al. [31]

Chihiro Yanagi, et al. ได้ประเมินอุณหภูมิของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วในกรณีสูญเสีย
อุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ โดยแบบจำลอง
การคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วแสดงดังต่อไปนี้

$$C_{pw} M_w \left(\frac{dT_w}{dt} \right) = Q_d - Q_E - Q_c \quad (11)$$

โดยที่ C_{pw} คือความจุความร้อนจำเพาะ [kJ/(kg.K)]

M_w คือมวลของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [kg]

T_w คืออุณหภูมิเฉลี่ยของน้ำ [°C]

t คือเวลาหลังจากเกิดอุบัติเหตุ [second]

Q_d คือความร้อนจากการสลายตัว [kW]

Q_E คือ ความร้อนจากการระเหย [kW]

Q_c คือการถ่ายเทความร้อนจากน้ำหล่อเย็นไปสู่คอนกรีต [kW]

3.1.2.2 แบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นโดยทฤษฎีของความร้อน

แบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะ
ไดอิจินี้ ได้อ้างอิงหลักการของความร้อนที่ทำให้สารเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิโดยที่สถานะของสารไม่
เปลี่ยนแปลง [24] โดยแบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นนี้มีความสะดวกต่อการใช้งาน
สำหรับแบบจำลองนี้ไม่ได้พิจารณาความร้อนจากการระเหย และความร้อนที่ถูกถ่ายเทไปยังคอนกรีต
เนื่องจากแบบจำลองนี้ไม่ได้พิจารณาการสูญเสียความร้อนทำให้สามารถลดความซับซ้อนของการ

คำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นได้ สมการของแบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นโดยอ้างอิงหลักการของความร้อนที่ทำให้สารเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ โดยที่สถานะของสารไม่เปลี่ยนแปลง

$$T_{wt} = \frac{Q_{sf-t_1}}{m_w c_{pw}} + T_{wt-t_1} \quad (28)$$

โดยที่ T_w คืออุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น [K]

Q_{sf-t_1} คือความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว [kJ]

m_w คือมวลคือน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [kg]

c_{pw} คือความจุความร้อนจำเพาะของน้ำ [kJ/kg.K]

3.1.3 ระดับของน้ำหล่อเย็น

เมื่อน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอน้ำ เป็นสาเหตุให้ระดับของน้ำหล่อเย็นลดลงอย่างต่อเนื่อง แบบจำลองที่เกี่ยวข้องสำหรับการประเมินระดับของน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่แสดงดังต่อไปนี้

3.1.3.1 การขยายตัวของน้ำ

ความร้อนจากการสลายตัวจากเชื้อเพลิงถ่ายเทไปยังน้ำหล่อเย็น จากนั้นเมื่อน้ำได้รับความร้อนส่งผลให้น้ำมีอุณหภูมิสูงขึ้น น้ำจะเกิดการขยายตัวโดยที่ปริมาณของน้ำยังคงเดิม ผลของการขยายตัวของน้ำเมื่ออุณหภูมิสูงขึ้นส่งผลให้ระดับของน้ำเปลี่ยนแปลงไป [33] สมการของแบบจำลองการขยายตัวของน้ำแสดงดังต่อไปนี้

$$dV = V_0 \beta (T_{wt} - T_{wt-t_1}) \quad (13)$$

โดยที่ dV คือปริมาตรของน้ำหล่อเย็นที่เปลี่ยนแปลง [m^3]

V_0 คือปริมาตรของน้ำหล่อเย็น [m^3]

β คือสัมประสิทธิ์การขยายตัวของน้ำ

T_w คืออุณหภูมิของน้ำ [K]

3.1.3.2 แบบจำลองโดย Chihiro Yanagi, et al. [31]

Chihiro Yanagi, et al. ได้ประเมินระดับของน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง สมการแบบจำลองการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นแสดงดังต่อไปนี้

$$\left(\frac{dM_w}{dt}\right) h_{fg} = -(Q_D - Q_C) + C_{pw} M_w \left(\frac{dT_w}{dt}\right) \quad (12)$$

โดยที่ C_{pw} คือความจุความร้อนจำเพาะ [kJ/(kg.K)]

M_w คือมวลของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [kg]

T_w คืออุณหภูมิเฉลี่ยของน้ำ [°C]

t เวลาหลังจากเกิดอุบัติเหตุ [second]

Q_d คือความร้อนจากการสลายตัว [kW]

Q_E คือ ความร้อนจากการระเหย [kW]

Q_C คือการถ่ายเทความร้อนจากน้ำหล่อเย็นไปสู่คอนกรีต [kW]

h_{fg} คือความร้อนแฝงของน้ำ [kJ/kg]

3.1.3.3 แบบจำลองการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นโดยทฤษฎีความร้อน

แบบจำลองสำหรับประเมินระดับของน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเป็นแบบจำลองที่อ้างอิงหลักการของทฤษฎีของความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ โดยที่สสารนั้นไม่เปลี่ยนแปลงสถานะ [24] สมการแบบจำลองการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นที่อ้างอิงหลักการของทฤษฎีความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิแสดงดังต่อไปนี้

$$m_{wt} = \frac{-Q_{sf}}{h_{fg}} + m_{wt-1} \quad (29)$$

โดยที่ m_w คือ น้ำหนักของน้ำหล่อเย็น [kg]

Q_{sf} คือความร้อนจากการสลายตัว [kJ]

h_{fg} คือความร้อนแฝงของน้ำ [kJ/kg]

3.1.4 อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง

ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงของเชื้อเพลิงใช้แล้วภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ จะมีอุณหภูมิสูงขึ้น เนื่องจากน้ำไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงได้ มีสาเหตุจากน้ำเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอทำให้ระดับของน้ำลดลงจนไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้ แบบจำลองสำหรับประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงนี้ ผู้วิจัยได้แบ่งการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงออกเป็นสามช่วง ได้แก่ ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น, ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น, และช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน ดังต่อไปนี้

3.1.4.1 ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น

เป็นช่วงที่หลังจากเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์การหล่อเย็นซึ่งในขณะนั้นปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น โดยแบบจำลองในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในช่วงนี้ เป็นการดูสมการความร้อนของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในขณะที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น [37] สมการของแบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงแสดงดังต่อไปนี้

$$T_{clad_t} = \frac{q''(t)r_f^2}{2k_c} \ln\left(\frac{r_c}{r_g}\right) + T_{clad_{t-t_1}} \quad (18)$$

โดยที่ T_{clad} คืออุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [K]

$q''(t)$ คือความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว [kJ/m^2]

r_f คือรัศมีของเชื้อเพลิง [m]

r_c คือรัศมีของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [m]

r_g คือรัศมีของช่องว่างระหว่างเชื้อเพลิงกับปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [m]

k_c คือค่าการนำความร้อนของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [kJ/m.K]

3.1.4.2 ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น

การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในช่วงนี้เป็นการประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเมื่อปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น โดยอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะเพิ่มขึ้นเนื่องจากความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว แบบจำลองนี้เป็นการอ้างอิงหลักการทฤษฎีการถ่ายเทความร้อน [49] โดยมีสมมติฐานให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิเท่ากันทั้งหมด สมการการดูสมการความร้อนของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงแสดงดังต่อไปนี้

$$q_{sf} = q_{film} + q_{PFC} \quad (30)$$

โดยที่ q_{sf} คือความร้อนจากการสลายตัว [W]

q_{film} คือความร้อนจากการเดือดเป็นชั้นฟิล์ม [W]

q_{PFC} คือความร้อนจาก pool free convection [W]

การเดือดแบบชั้นฟิล์มเกิดขึ้นในบริเวณที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น โดยสมการความร้อนการเดือดแบบชั้นฟิล์มแสดงดังต่อไปนี้

$$q_{film} = A_{film} (0.943 [\rho_v (\rho_l - \rho_v) g k_v^3 h_{fg} / \mu_v L_{film(t)}]^{1/4}) \Delta T_c \quad (31)$$

โดยที่ A_{film} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำ

ρ_v คือความหนาแน่นของไอน้ำ

ρ_l คือความหนาแน่นของของน้ำ

g คือความเร่งเนื่องจากแรงโน้มถ่วงของโลก

k_v คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ

h_{fg} คือเอนทาลปี

μ_v คือความหนืดของไอน้ำ

$L_{film(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำ

ความร้อนจาก pool free convection เกิดขึ้นบริเวณที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น โดยสมการความร้อนจาก pool free convection แสดงดังต่อไปนี้

$$q_{PFC} = A_{PFC} h_{PFC} \Delta T_c \quad (32)$$

โดยที่ A_{PFC} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำ

h_{PFC} คือสัมประสิทธิ์การถ่ายเทความร้อน

สัมประสิทธิ์การถ่ายเทความร้อนของความร้อนจาก pool free convection สามารถคำนวณได้ดังสมการดังต่อไปนี้

$$h_{PFC} = \frac{Nuk}{L_{PFC}(t)} \quad (33)$$

โดยที่ h_{PFC} คือค่าคงที่ของ

คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ

คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำหล่อเย็น

ค่าคงที่ของ Nu คืออัตราส่วนของการพาความร้อนต่อการถ่ายเทความร้อน สมการการคำนวณค่าคงที่ของ Nu ของความร้อนจาก pool free convection แสดงดังต่อไปนี้

$$Nu = CRa^m + D \quad (34)$$

โดยที่ Nu คือค่าคงที่ของ

C, m, D คือค่าคงที่ขึ้นอยู่กับเงื่อนไขการไหลและรูปร่าง

3.1.4.3 ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน

การเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงและไอน้ำ เป็นสาเหตุให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างรวดเร็ว เนื่องจากปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นปฏิกิริยาที่คายความร้อนออกมาปริมาณมาก โดยการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นสาเหตุหลักที่ทำให้เชื้อเพลิงและปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการหลอมเหลวละลาย ซึ่งส่งผลให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม โดยการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงนี้ได้อ้างอิงหลักการของการถ่ายเทความร้อน [49] สำหรับสมการของแบบจำลองการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในช่วงนี้แสดงดังต่อไปนี้

$$q_{sf} + q_{ox} = q_{film} + q_{PFC} \quad (35)$$

โดยที่ q_{ox} คือความร้อนจากการสลายตัว [W]

q_{sf} คือความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชัน [W]

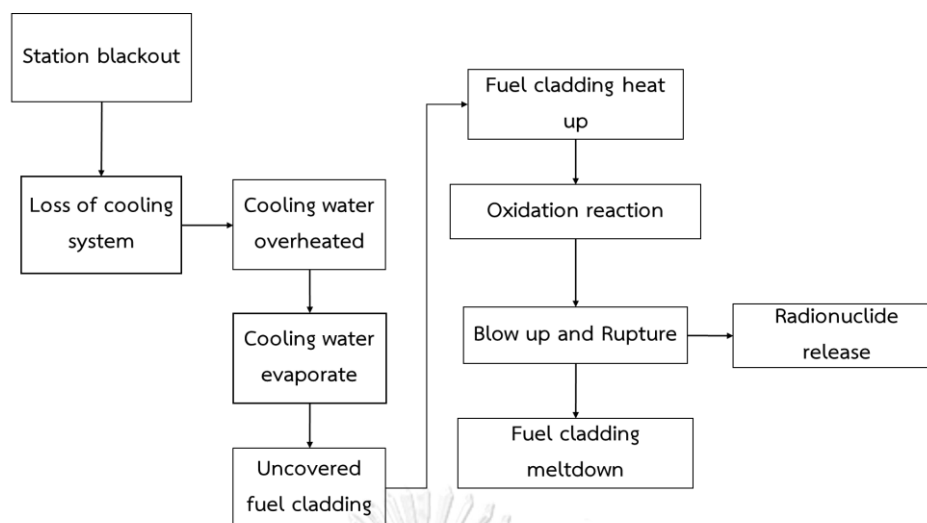
q_{film} คือความร้อนจากการเดือดเป็นชั้นฟิล์ม [W]

q_{PFC} คือความร้อนจาก pool free convection [W]

3.2 กระบวนการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

เหตุการณ์อุบัติเหตุของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิเกิดขึ้นเนื่องจากแผ่นดินไหวที่รุนแรง ส่งผลให้เกิดสึนามิขนาดความสูง 15 เมตรขึ้น โดยคลื่นสึนามิที่เกิดขึ้นทำให้เกิดน้ำท่วมภายในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ เมื่อเครื่องปั่นไฟดีเซลของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิถูกน้ำท่วมจึงไม่สามารถผลิตกระแสไฟฟ้าเพื่อเครื่องปฏิกรณ์ได้ จึงทำให้เกิดอุบัติเหตุขึ้นในเวลาถัดมา โดยบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ได้รับความเสียหายเนื่องจากสูญเสียระบบหล่อเย็น ทำให้น้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วลดลงเนื่องจากความร้อนจากการสลายตัว แต่เชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงไม่ได้รับความเสียหาย ซึ่งหากกรณีดังกล่าวมีแท่งเชื้อเพลิงที่ได้รับความเสียหายก็อาจจะส่งผลให้เกิดการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีออกไปสู่สิ่งแวดล้อมได้ รูปที่ 33 แสดงกระบวนการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

โดยจากการศึกษาการจำลองกระบวนการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ที่เกิดขึ้นในกรณีของอุบัติภัยร้ายแรง [9,22] พบว่า เมื่อมีการสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นของแท่งเชื้อเพลิงจะส่งผลให้ความร้อนจากการสลายตัวไม่สามารถถูกกำจัดออกไปได้ และเมื่อไม่สามารถกำจัดความร้อนจากการสลายตัวได้ จะทำให้ความร้อนจากการสลายตัวจึงสะสมตัวที่น้ำหล่อเย็นทำให้น้ำหล่อเย็นมีอุณหภูมิสูงขึ้นและเกิดการเดือดในเวลาถัดมา จากนั้นเมื่อน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดการเดือดทำให้น้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงระเหยกลายเป็นไอ ส่งผลให้ระดับน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงลดลงจนกระทั่งน้ำหล่อเย็นไม่สามารถปกคลุมเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิง ซึ่งทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างต่อเนื่องเนื่องจากความร้อนจากการสลายตัว เมื่อปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นจนกระทั่ง 1100 K ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะทำปฏิกิริยาออกซิเดชันกับไอน้ำ โดยปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นปฏิกิริยาคายความร้อนและปลดปล่อยแก๊สไฮโดรเจน เมื่อปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันส่งผลให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวมและแตกออกเนื่องจากแก๊สออกซิเจนจากปฏิกิริยา การแตกออกของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทำให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม ในขณะที่เดียวกันอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะสูงขึ้นอย่างรวดเร็วเนื่องจากความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันจึงทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการหลอมเหลวในเวลาถัดมา



รูปที่ 33 กระบวนการศึกษาการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ หน่วยที่สี่

3.3 การศึกษาอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

เนื้อหาในส่วนนี้จะเป็นการคำนวณและประเมินอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง โดยจะประกอบไปด้วยการประเมินความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว อุณหภูมิและระดับของน้ำหล่อเย็น อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง และการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 ดังต่อไปนี้

3.3.1 การคำนวณความร้อนจากการสลายตัว

อุบัติเหตุการสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ มีเชื้อเพลิงใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงทั้งหมด 1,331 มัดเชื้อเพลิง [9] ตารางที่ 9 แสดงรายละเอียดของเชื้อเพลิงใช้แล้วแต่ละมัดที่อยู่ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ขณะเกิดอุบัติเหตุ

ตารางที่ 9 รายละเอียดของเชื้อเพลิงใช้แล้วแต่ละมัดที่อยู่ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9]

Group	Number of Fuel Assemblies	Cooling Duration [yr]	Average Assembly Decay Heat [W]
1	1	30.5	186.2
2	4	24.5	209.1

3	2	16	250.3
4	6	14.9	257.3
5	26	12	278.2
6	104	10.8	288.9
7	132	9.4	304.6
8	88	8.5	318.5
9	78	5.7	393.6
10	5	4.4	472.5
11	101	4.1	506.6
12	136	6	676.9
13	100	1.5	1,267
14	548	0.3	3,416

การประเมินความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะ ไดอิจิหน่วยที่สี่จากการเปรียบเทียบ ผู้วิจัยได้เลือกใช้สมการการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของ K. Way and E. P. Wigner [28] ในการประเมินความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ เนื่องจากสมการของ K. Way and E. P. Wigner เป็นสมการที่ได้รับการตรวจสอบความสมเหตุสมผลอีกทั้งยังเคยถูกใช้ในการประเมินความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9] สมการในการประเมินความร้อนจากการสลายตัวในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่แสดงดังต่อไปนี้

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot a_n \cdot \frac{Q_{th}}{a_{full}} \cdot [t_{cool_n}^{-0.2} - (t_i + t_{cool_n})^{-0.2}] \quad (36)$$

โดยที่ \dot{Q}_{sf_n} คือความร้อนจากการสลายตัวของกลุ่มเชื้อเพลิงที่ n [MW]

a_n คือจำนวนของมัดเชื้อเพลิง

a_{full} คือจำนวนมัดเชื้อเพลิงทั้งหมดที่สามารถบรรจุในแกนปฏิกรณ์

t_{cool_n} คือเวลาที่มัดเชื้อเพลิง n ถูกหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [second]

แต่อย่างไรก็ตามในการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวที่ผ่านมามีความไม่เหมาะสมเกี่ยวกับข้อมูลที่ใช้ในการคำนวณ โดยความไม่เหมาะสมในการคำนวณที่เกิดขึ้นคือไม่ได้คำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงแต่ละมัดเชื้อเพลิง เพียงแต่พิจารณาเชื้อเพลิงเพียง 548 มัดเชื้อเพลิงที่นำไปเก็บรักษาควบคุมอุณหภูมิล่าสุด จากนั้นจึงนำไปคำนวณโดยกำหนดตัวแปรต่าง ๆ ให้มีค่าความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วของเชื้อเพลิงใช้แล้วทั้ง 548 มัดเชื้อเพลิง ให้ใกล้เคียงกับผลการประเมินของ Tokyo Electric Power Company (TEPCO) [50] เท่านั้น ดังนั้นผู้วิจัยจึงได้นำสมการในการประเมินความร้อนจากการสลายตัวของ K. Way and E. P. Wigner [28] มาคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิทั้งหมด โดยคำนวณความร้อนจากเชื้อเพลิงแต่ละมัดที่อยู่ในบ่อเก็บเชื้อเพลิง แต่ปัญหาที่พบในการคำนวณคือ ไม่ทราบข้อมูลเกี่ยวกับระยะเวลาที่เชื้อเพลิงถูกใช้ในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ และความร้อนที่เชื้อเพลิงแต่ละมัดได้รับจากแกนปฏิกรณ์อย่างแน่ชัด รวมถึงแหล่งที่มาของเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ การคำนวณความร้อนจากการสลายตัวผู้วิจัยได้คำนวณโดยกำหนดระยะเวลาที่ใช้ในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ที่แตกต่างกัน จากจึงนั้นนำผลการคำนวณที่เวลาในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ต่าง ๆ นำมาเปรียบเทียบกับผลการประเมินจาก TEPCO โดยการกำหนดระยะเวลาที่ใช้ในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ผู้วิจัยได้กำหนดให้มีความสอดคล้องกับข้อมูลของการใช้เชื้อเพลิงในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ ผู้วิจัยกำหนดให้เชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีคุณสมบัติดังต่อไปนี้

1. เชื้อเพลิงทั้งหมดในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วมีแหล่งที่มาจากแกนปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เท่านั้น
2. เชื้อเพลิงทั้งหมดในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วถูกใช้ในเครื่องปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เป็นระยะเวลาเท่ากันทั้งหมด
3. เชื้อเพลิงหลังจากถูกใช้แล้ว จะถูกนำมาจัดเก็บที่บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ทันที

ถัดมาเป็นตัวอย่างการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่หลังจากเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง

ตัวอย่างที่ 1

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 1 มีจำนวนมัดเชื้อเพลิงในกลุ่มเท่ากับ 1 มัดเชื้อเพลิง แห่อยู่ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่มาแล้ว 30.5 ปี (9.68×10^8 วินาที) ก่อนเกิดอุบัติเหตุ โดยความร้อนของแกนปฏิกรณ์ของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่จากเชื้อเพลิง 548 มัดเชื้อเพลิงมี

ความร้อนประมาณ 2390 MW สำหรับเวลาที่เชื้อเพลิงถูกใช้ในแกนปฏิกรณ์ผู้วิจัยกำหนดให้เชื้อเพลิงถูกใช้ในแกนปฏิกรณ์เท่ากับ 19 เดือน (5×10^7 วินาที) ตัวอย่างในการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วกลุ่มที่ 1 แสดงดังต่อไปนี้

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 1 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(9.68 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 9.68 \times 10^8)^{-0.2}] \quad (37)$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 1 เท่ากับ 4.42×10^{-5} MW

ตัวอย่างที่ 2

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 14 มีจำนวนมัดเชื้อเพลิงในกลุ่มเท่ากับ 548 มัดเชื้อเพลิง แห่อยู่ในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่มาแล้ว 0.3 ปี (9.46×10^6 วินาที) ก่อนเกิดอุบัติเหตุสำหรับเวลาที่เชื้อเพลิงถูกใช้ในแกนปฏิกรณ์ผู้วิจัยกำหนดให้เชื้อเพลิงถูกใช้ในแกนปฏิกรณ์เท่ากับ 19 เดือน (5×10^7 วินาที) โดยตัวอย่างในการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วกลุ่มที่ 14 แสดงดังต่อไปนี้

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 548 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(9.68 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 9.68 \times 10^8)^{-0.2}] \quad (38)$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 14 เท่ากับ 2.25 MW

3.3.2 อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น

บ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ตั้งอยู่บริเวณระหว่างบริเวณชั้นที่สี่และห้าของอาคารคลุมเครื่องปฏิกรณ์ โดยสารหล่อเย็นที่ใช้ในการหล่อเย็นคือน้ำ และบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีอุปกรณ์ในการแลกเปลี่ยนความร้อน โดยควบคุมอุณหภูมิของน้ำให้คงที่ตลอดเวลา สำหรับอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นเป็นการสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงที่เกิดในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ส่งผลให้อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นสูงขึ้นจากความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว จนกระทั่งน้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดระเหยกลายเป็นไอน้ำ การเดือดของน้ำส่งผลให้ระดับของน้ำหล่อเย็นบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วลดลง หลังจากนั้นเมื่อน้ำไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้ จะทำให้เกิดอุบัติเหตุร้ายแรง ซึ่งส่งผลให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม โดยการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่มีข้อมูลที่เกี่ยวข้องกับการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่แสดงดังตารางที่ 10

ตารางที่ 10 ข้อมูลเกี่ยวกับการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9,35]

รายละเอียด	ข้อมูล
มวลของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [kg]	1.38×10^6
อุณหภูมิเริ่มต้นของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [K]	303
จุดเดือดของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [K]	373
ความจุความร้อนจำเพาะของน้ำ [kJ/(kg.K)]	4.187

การคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นหลังจากเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงผู้วิจัยกำหนดให้ความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ทั้งหมดถ่ายเทไปยังน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิง โดยการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในงานวิจัยนี้ได้อ้างอิงหลักการของความร้อนที่ทำให้สารเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ โดยสมการที่ใช้ในการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นหลังจากเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงแสดงดังต่อไปนี้

$$T_{wt} = \frac{Q_{sf-t-t_1}}{m_w c_{pw}} + T_{wt-t_1} \quad (28)$$

โดยที่ T_w คืออุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น [K]

Q_{sf-t-t_1} คือความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว [kJ]

m_w คือมวลคือน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [kg]

c_{pw} คือความจุความร้อนจำเพาะของน้ำ [kJ/kg.K]

3.3.3 ระดับของน้ำหล่อเย็น

เมื่อน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นจนกระทั่งน้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดกลายเป็นไอส่งผลให้ปริมาณน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ลดลง ซึ่งเป็นสาเหตุให้ระดับของน้ำหล่อเย็นลดลงด้วย โดยระดับน้ำที่ลดลงจะส่งผลกระทบต่อเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเมื่อระดับของน้ำหล่อเย็นลดลงจนกระทั่งไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิง

ได้ โดยการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่มีข้อมูลเกี่ยวกับการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่แสดงดังตารางที่ 11

ตารางที่ 11 ข้อมูลเกี่ยวกับการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9,35]

รายละเอียด	ข้อมูล
มวลของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [kg]	1.38×10^6
จุดเดือดของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [K]	373
ความร้อนแฝงของน้ำ [kJ/kg]	2257.92
ระดับของน้ำเริ่มต้น [m]	11.5

การคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในเหตุการณ์เกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นผู้วิจัยได้แบ่งการคำนวณออกเป็นสามช่วง ได้แก่ ช่วงที่หนึ่งคือช่วงที่น้ำหล่อเย็นมีอุณหภูมิเพิ่มขึ้น ช่วงที่สองคือช่วงที่เชื้อเพลิงทั้งหมดมีน้ำในการหล่อเย็น และ และช่วงที่สามคือช่วงที่เชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น

โดยช่วงแรกคือช่วงที่บ่อเก็บเชื้อเพลิงได้สูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็น จึงเป็นช่วงที่น้ำหล่อเย็นมีอุณหภูมิเพิ่มขึ้น การเพิ่มขึ้นของอุณหภูมิของน้ำส่งผลให้น้ำจะเกิดการขยายตัวขึ้น ผลจากการขยายตัวของน้ำจะทำให้ปริมาตรของน้ำเปลี่ยนแปลง การเปลี่ยนแปลงปริมาตรของน้ำทำให้ระดับน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเปลี่ยนแปลงไปด้วย [33] สมการในการคำนวณปริมาตรที่เปลี่ยนแปลงไปเนื่องจากอุณหภูมิของน้ำแสดงดังต่อไปนี้

$$dV = V_0 \beta (T_{wt} - T_{wt-t_1}) \quad (13)$$

โดยที่ dV คือปริมาตรของน้ำหล่อเย็นที่เปลี่ยนแปลง [m^3]

V_0 คือปริมาตรของน้ำหล่อเย็น [m^3]

β คือสัมประสิทธิ์การขยายตัวของน้ำ

T_w คืออุณหภูมิของน้ำ [K]

ช่วงที่สองเป็นช่วงที่น้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอน้ำ การประเมินระดับของน้ำในช่วงนี้เป็นช่วงที่เชื้อเพลิงทั้งหมดภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น โดยผู้วิจัยกำหนดให้ความร้อนจากการสลายตัวจากเชื้อเพลิงใช้แล้วทั้งหมดทำให้น้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดการกลายเป็นไอน้ำ การคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในงานวิจัยนี้ได้อ้างอิงหลักการของความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนสถานะ โดยที่อุณหภูมิของสสารไม่เปลี่ยนแปลง [24] โดยสมการที่ใช้ในการคำนวณการสูญเสียน้ำหล่อเย็นจากการระเหยกลายเป็นไอน้ำในช่วงที่เชื้อเพลิงทั้งหมดมีน้ำในการหล่อเย็นแสดงดังต่อไปนี้

$$m_{wt} = \frac{-Q_{sf}}{h_{fg}} + m_{wt-1} \quad (29)$$

โดยที่ m_w คือ น้ำหนักของน้ำหล่อเย็น [kg]

Q_{sf} คือความร้อนจากการสลายตัว [kJ]

h_{fg} คือความร้อนแฝงของน้ำ [kJ/kg]

ช่วงที่สามเป็นช่วงที่ระดับของน้ำหล่อเย็นลดลงจนถึงบริเวณเชื้อเพลิง เนื่องจากระดับน้ำลดลงอย่างต่อเนื่อง ต่อมาเมื่อระดับของน้ำหล่อเย็นลดลงจนถึงบริเวณเชื้อเพลิง ส่งผลให้น้ำไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้ ซึ่งทำให้ความร้อนจากการสลายตัวบางส่วนถูกถ่ายเทไปยังปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ในขณะเดียวกันความร้อนจากการสลายตัวยังทำให้น้ำเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอน้ำอย่างต่อเนื่อง จึงทำให้ระดับของน้ำหล่อเย็นในช่วงนี้ลดลงอย่างต่อเนื่อง การคำนวณระดับน้ำหล่อเย็นในช่วงนี้ผู้วิจัยได้แบ่งสัดส่วนความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว โดยการแบ่งสัดส่วนแบ่งตามพื้นที่ผิวสัมผัสระหว่างน้ำหล่อเย็นกับเชื้อเพลิง โดยพื้นที่ที่น้ำหล่อเย็นสัมผัสกับเชื้อเพลิง ความร้อนจากการสลายตัวจะทำให้น้ำหล่อเย็นระเหยกลายเป็นไอน้ำ แต่ส่วนที่เชื้อเพลิงไม่ได้สัมผัสกับน้ำความร้อนจากการสลายตัวจะทำให้อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเพิ่มขึ้น สำหรับการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะถูกอธิบายในส่วนถัดไป การคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในช่วงนี้อ้างอิงหลักการความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนสถานะเช่นเดียวกันกับช่วงที่สอง [24] แต่ในช่วงนี้ได้มีการแบ่งสัดส่วนของความร้อนจากการสลายตัวที่ถ่ายเทไปยังน้ำหล่อเย็น สมการแสดงการคำนวณการสูญเสียของน้ำหล่อเย็นจากการระเหยในช่วงที่เชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็นแสดงดังต่อไปนี้

$$m_{wt} = \frac{-xQ_{sf}}{h_{fg}} + m_{wt-1} \quad (35)$$

โดยที่ x คือสัดส่วนของความร้อนจากการสลายตัว

สัดส่วนของความร้อนจากการสลายตัวที่ถ่ายเทไปสู่ น้ำหล่อเย็น โดยพื้นที่ของเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำจะสัมพันธ์กับระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิง สมการการคำนวณสัดส่วนของความร้อนจากการสลายตัวที่ถ่ายเทไปสู่ น้ำหล่อเย็นแสดงดังต่อไปนี้

$$x = \frac{H_{wt}}{H_f} \quad (39)$$

โดยที่ H_{wt} คือระดับน้ำหล่อเย็น ณ เวลานั้น [m]

H_f คือความสูงของเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้ว [m]

จากนั้นจึงคำนวณหามวลของน้ำจากปริมาตรที่เปลี่ยนแปลงไป โดยสมการการคำนวณการหา มวลของน้ำจากปริมาตรแสดงดังต่อไปนี้

$$\rho_w = \frac{m_w}{V} \quad (40)$$

โดยที่ ρ_w คือความหนาแน่นของน้ำ [kg/m^3]

m_w คือมวลของน้ำหล่อเย็น [kg]

V คือปริมาตรของน้ำหล่อเย็น [m^3]

การคำนวณระดับน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ จากการสูญเสีย น้ำหล่อเย็นเนื่องจากการระเหยกลายเป็นไอน้ำแสดงดังต่อไปนี้

$$H_w = \frac{m_w}{\rho_w A_w} \quad (41)$$

โดยที่ H_w คือระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [m]

A_w คือพื้นที่ของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิง [m^2]

3.3.4 การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง

การเกิดอุบัติเหตุในโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ ทำให้บ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ หน่วยที่สี่สูญเสียอุปกรณ์การหล่อเย็น ซึ่งส่งผลให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้รับความ

ร้อนจากการสลายตัวเช่นเดียวกันกับน้ำหล่อเย็น โดยหลังจากเกิดอุบัติเหตุในช่วงแรกปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะมีน้ำในการหล่อเย็น แต่หลังจากนั้นเมื่อน้ำระเหยกลายเป็นไอน้ำไปจนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น ส่งผลให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิเพิ่มขึ้นอย่างต่อเนื่อง เมื่อปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นจนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงสามารถเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันกับไอน้ำได้ ส่งผลให้อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็ว การเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็วของอุณหภูมิทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการหลอมเหลว โดยการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ผู้วิจัยแบ่งการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงออกเป็นสามช่วงได้แก่ ช่วงที่หนึ่งคือช่วงที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น ช่วงที่สองคือปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น และช่วงที่สามคือปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันกับไอน้ำ ตารางที่ 12 แสดงอุณหภูมิของแต่ละช่วงในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง

ตารางที่ 12 อุณหภูมิของแต่ละช่วงในการเกิดอุบัติเหตุ

ช่วงการเกิดอุบัติเหตุ	ช่วงอุณหภูมิ [K]
ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำหล่อเย็น	303-373
ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำหล่อเย็น	374-1100
ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน	1100-2150

การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีอุบัติเหตุการสูญเสียอุปกรณ์หล่อเย็น ตารางที่ 13 แสดงข้อมูลเกี่ยวกับปลอกหุ้มเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

ตารางที่ 13 ข้อมูลของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ [9, 35]

รายละเอียด	ข้อมูล
ความสูงของเชื้อเพลิงในมัดเชื้อเพลิง [m]	3.7

ความสูงของมัดเชื้อเพลิง [m]	4.3
รัศมีของเชื้อเพลิง [mm]	4.8
รัศมีของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง (ด้านใน) [mm]	4.9
รัศมีของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง (ด้านนอก) [mm]	5.6
น้ำหนักของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงต่อมัดเชื้อเพลิง [kg/assembly]	63
มวลโมเลกุลของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง (Zr) [kg/mol]	0.123

โดยการคำนวณผู้วิจัยกำหนดให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีความร้อนเพิ่มขึ้นจากความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วและปฏิกิริยาออกซิเดชัน การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นแสดงดังต่อไปนี้

3.3.4.1 ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น

หลังจากที่เกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ ในขณะนั้นปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง โดยผู้วิจัยกำหนดให้ค่าการนำความร้อนของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงคงที่ในขณะที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น สมการการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็นแสดงดังต่อไปนี้ [39]

$$T_{clad_t} = \frac{q''(t)r_f^2}{2k_c} \ln\left(\frac{r_c}{r_g}\right) + T_{clad_{t-t_1}} \quad (18)$$

โดยที่ T_{clad} คืออุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [K]

$q''(t)$ คือความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว [kJ/m^2]

r_f คือรัศมีของเชื้อเพลิง [m]

r_c คือรัศมีของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [m]

r_g คือรัศมีของช่องว่างระหว่างเชื้อเพลิงกับปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [m]

k_c คือค่าการนำความร้อนของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [kJ/K.m]

3.3.4.2 ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น

หลังจากน้ำไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงได้แล้ว เนื่องจากน้ำหล่อเย็นได้ระเหยกลายเป็นไอน้ำ เป็นสาเหตุให้ส่งผลให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้น โดยงานวิจัยนี้มีสมมติฐานให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในช่วงนี้มีอุณหภูมิเท่ากันทั้งหมดอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงสูงขึ้นเนื่องจากความร้อนจากการสลายตัวจากแท่งเชื้อเพลิง ไม่เกิดการถ่ายเทความร้อนไปที่กำแพงของบ่อเก็บเชื้อเพลิง โดยสมการในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงช่วงนี้แสดงดังต่อไปนี้

$$q_{sf} = q_{film} + q_{PFC} \quad (30)$$

โดยที่ q_{sf} คือความร้อนจากการสลายตัว [W]

q_{film} คือความร้อนจากการเดือดเป็นชั้นฟิล์ม [W]

q_{PFC} คือความร้อนจาก pool free convection [W]

การเดือดแบบชั้นฟิล์มเกิดขึ้นในบริเวณที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น โดยสมการความร้อนการเดือดแบบชั้นฟิล์มแสดงดังต่อไปนี้

$$q_{film} = A_{film} (0.943 [\rho_v (\rho_l - \rho_v) g k_v^3 h_{fg} / \mu_v L_{film(t)}]^{1/4}) \Delta T_c \quad (31)$$

โดยที่ A_{film} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำ [m²]

ρ_v คือความหนาแน่นของไอน้ำ [kg/m³]

ρ_l คือความหนาแน่นของของน้ำ [kg/m³]

g คือความเร่งเนื่องจากแรงโน้มถ่วงของโลก [m/s²]

k_v คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ [W/m.K]

h_{fg} คือเอนทาลปี [J/kg]

μ_v คือความหนืดของไอน้ำ [kg/m.s]

$L_{film(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำ [m]

ความร้อนจาก pool free convection เกิดขึ้นบริเวณที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น โดยสมการความร้อนจาก pool free convection แสดงดังต่อไปนี้

$$q_{PFC} = A_{PFC} h_{PFC} \Delta T_c \quad (32)$$

โดยที่ A_{PFC} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำ

h_{PFC} คือสัมประสิทธิ์การถ่ายเทความร้อน

สัมประสิทธิ์การถ่ายเทความร้อนของความร้อนจาก pool free convection สามารถคำนวณได้ดังสมการดังต่อไปนี้

$$h_{PFC} = \frac{Nu k}{L_{PFC(t)}} \quad (33)$$

โดยที่ Nu คือค่าคงที่ของ Nusselt number

k คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ

$L_{PFC(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำหล่อเย็น

ค่าคงที่ของ Nu คืออัตราส่วนของการพาความร้อนต่อการถ่ายเทความร้อน สมการการคำนวณค่าคงที่ของ Nu ของความร้อนจาก pool free convection แสดงดังต่อไปนี้

$$Nu = 0.046 Ra^{1/3} \quad (42)$$

โดยที่ Nu คือค่าคงที่ของ Nusselt number

Ra คือค่าคงที่ของ Rayleigh number

ค่าของ Rayleigh number คืออัตราส่วนระหว่างของเวลาสำหรับการขนส่งทางความร้อนแบบกระจายต่อเวลาสำหรับถ่ายเทความร้อนแบบนำพา โดยค่าของ Rayleigh number สามารถคำนวณได้ดังสมการต่อไปนี้

$$Ra = Gr \cdot Pr \quad (43)$$

โดยที่ Gr คือค่าของ Grashof number

Pr คือค่าของ Prandtl number

Grashof number เป็นการพาความร้อนอิสระเกิดจากการเปลี่ยนแปลงความหนาแน่นของของไหลซึ่งเป็นผลมาจากการเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ ส่วน Prandtl number คือเป็นอัตราส่วนของโมเมนต์การแพร่กระจายความร้อน โดยค่าของ Rayleigh number สามารถคำนวณได้ดังต่อไปนี้

$$Ra = (g\beta\Delta T L_{PFC(t)}^3 \rho_v^2 / \mu^2) \cdot (\mu c_p / k) \quad (44)$$

โดยที่ ρ_v คือความหนาแน่นของไอน้ำ [kg/m^3]

g คือความเร่งเนื่องจากแรงโน้มถ่วงของโลก [m/s^2]

k_v คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ [W/m.K]

h_{fg} คือเอนทาลปี [J/kg]

μ_v คือความหนืดของไอน้ำ [kg/m.s]

c_p คือความจุความร้อนของน้ำ [J/kg.K]

$L_{PFC(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำหล่อเย็น [m]

β คือสัมประสิทธิ์การขยายตัวของอากาศ [K^{-1}]

3.3.4.3 ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน

หลังจากที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิเพิ่มขึ้นจากความร้อนจากการสลายตัว จนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน โดยปฏิกิริยาเป็นปฏิกิริยาที่ปลดปล่อยความร้อนออกมา ส่งผลให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็ว เป็นสาเหตุให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงได้รับความเสียหายและหลอมละลายตามลำดับ นอกจากนี้ปฏิกิริยาออกซิเดชันยังปลดปล่อยแก๊สไฮโดรเจนออกมาจำนวนมาก แก๊สไฮโดรเจนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นสาเหตุให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวมและแตกออก ซึ่งการแตกออกของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทำให้สารกัมมันตรังสีภายในเชื้อเพลิงรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม โดยการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงแสดงดังสมการต่อไปนี้

$$q_{sf} + q_{ox} = q_{film} + q_{PFC,ox} \quad (45)$$

โดยที่ q_{ox} คือความร้อนจากการสลายตัว [W]

q_{sf} คือความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชัน [W]

q_{film} คือความร้อนจากการเดือดเป็นชั้นฟิล์ม [W]

$q_{PFC,ox}$ คือความร้อนจาก pool free convection [W]

ความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงและไอน้ำที่ปล่อยออกมาจากปฏิกิริยาจะขึ้นอยู่กับอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง โดยสมการในการคำนวณความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันแสดงดังต่อไปนี้

$$q_{ox} = \Delta H_r t_{ox} n_{cl} A_{ox} \quad (46)$$

โดยที่ q_{ox} คือความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันต่อปริมาตรของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [W]

ΔH_r คือพลังงานความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันต่อโมล [kJ/mol]

n_{cl} คือโมลของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่เกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน [mol/m²]

A_{PFC} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำ [m²]

t_{ox} คือเวลาในการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน [second]

พลังงานความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงและไอน้ำขึ้นอยู่กับอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง โดยสมการในการคำนวณความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันแสดงดังต่อไปนี้ [36]

$$\Delta H_r \begin{cases} -6.305 \times 10^2 + 2.996 \times 10^2 T_{clad} - 2.179 \times 10^{-6} T_{clad}^2, 1100 \leq T_{clad} \leq 1445 \text{ K} \\ -6.318 \times 10^2 + 4.756 \times 10^2 T_{clad} - 9.785 \times 10^{-6} T_{clad}^2, 1445 \leq T_{clad} \leq 2273 \text{ K} \end{cases} \quad (17)$$

จากสมการการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะพบว่าปลอกหุ้มเชื้อเพลิง 1 โมล เมื่อเกิดปฏิกิริยาจะได้ผลิตภัณฑ์ออกมาเป็น ZrO_2 1 โมล ดังนั้นการคำนวณโมลของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่เกิดปฏิกิริยาแสดงดังสมการที่

$$n_{cl} = \frac{W}{MW_{ZrO_2}} \quad (47)$$

โดยที่ W คือปริมาณของ ZrO_2 ที่เกิดขึ้นจากปฏิกิริยา [kg/m²]

MW_{ZrO_2} คือมวลโมเลกุลของ ZrO_2 [kg/mol]

ปริมาณของ ZrO_2 ที่เกิดขึ้นจากปฏิกิริยาออกซิเดชันขึ้นอยู่กับค่าคงที่อัตราการเกิดปฏิกิริยาและเวลาในการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน โดยสมการในการคำนวณโมลของ ZrO_2 ที่เกิดขึ้นจากปฏิกิริยาออกซิเดชันแสดงดังต่อไปนี้

$$W = K_{ox}\sqrt{t} \quad (48)$$

โดยที่ W คือมวลของเซอร์โคเนียไดออกไซด์ (ZrO_2) ที่เกิดขึ้นจากปฏิกิริยาออกซิเดชัน [kg/m^2]

K_{ox} คือค่าคงที่อัตราการเกิดปฏิกิริยา [$kg/m^2.s^{1/2}$]

t คือเวลาในการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน [second]

ค่าคงที่อัตราการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันจะขึ้นอยู่กับอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง โดยสมการในการคำนวณค่าคงที่อัตราการเกิดปฏิกิริยาแสดงดังต่อไปนี้ [38, 39]

$$K_{ox} \begin{cases} 6.02 \exp\left(\frac{-0.836 \times 10^5}{RT_{clad}}\right) & \text{For } T_{clad} < 1800 \text{ K} \\ 53.37 \exp\left(\frac{-1.115 \times 10^5}{RT_{clad}} - 3.55 \times 10^8 \left(\frac{1}{T_{clad}} - \frac{1}{1900}\right)^2\right) & \text{For } 1800 < T_{clad} < 1900 \text{ K} \\ 53.37 \exp\left(\frac{-1.115 \times 10^5}{RT_{clad}}\right) & \text{For } T_{clad} > 1900 \text{ K} \end{cases} \quad (49)$$

โดยที่ K_{ox} คือค่าคงที่อัตราการเกิดปฏิกิริยา [$kg/m^2.s^{1/2}$]

R คือค่าคงที่ของแก๊ส (8.314) [kJ/mol.K]

T_{clad} คืออุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [K]

การเดือดแบบชั้นฟิล์มเกิดขึ้นในบริเวณที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น โดยสมการความร้อนการเดือดแบบชั้นฟิล์มแสดงดังต่อไปนี้

$$q_{film} = A_{film} (0.943 [\rho_v (\rho_l - \rho_v) g k_v^3 h_{fg} / \mu_v L_{film(t)}]^{1/4} \Delta T_c) \quad (31)$$

โดยที่ A_{film} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำ [m^2]

ρ_v คือความหนาแน่นของไอน้ำ [kg/m^3]

ρ_l คือความหนาแน่นของของน้ำ [kg/m^3]

g คือความเร่งเนื่องจากแรงโน้มถ่วงของโลก [m/s^2]

k_v คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ [$W/m.K$]

h_{fg} คือเอนทาลปี [J/kg]

μ_v คือความหนืดของไอน้ำ [$kg/m.s$]

$L_{film(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำ [m]

ความร้อนจาก pool free convection เกิดขึ้นบริเวณที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น โดยสมการความร้อนจาก pool free convection แสดงดังต่อไปนี้

$$q_{PFC} = A_{PFC} h_{PFC} \Delta T_c \quad (32)$$

โดยที่ A_{PFC} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำ

h_{PFC} คือสัมประสิทธิ์การถ่ายเทความร้อน

สัมประสิทธิ์การถ่ายเทความร้อนของความร้อนจาก pool free convection สามารถคำนวณได้ดังสมการดังต่อไปนี้

$$h_{PFC} = \frac{Nu k}{L_{PFC(t)}} \quad (33)$$

โดยที่ Nu คือค่าคงที่ของ Nusselt number

k คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ [W/m.K]

$L_{PFC(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำหล่อเย็น [m]

ค่าคงที่ของ Nu คืออัตราส่วนของการพาความร้อนต่อการถ่ายเทความร้อน สมการการคำนวณค่าคงที่ของ Nu ของความร้อนจาก pool free convection แสดงดังต่อไปนี้

$$Nu = 0.046 Ra^{1/3} \quad (42)$$

โดยที่ Nu คือค่าคงที่ของ Nusselt number

Ra คือค่าคงที่ของ Rayleigh number

ค่าของ Rayleigh number คืออัตราส่วนระหว่างของเวลาสำหรับการขนส่งทางความร้อนแบบกระจายต่อเวลาสำหรับการถ่ายเทความร้อนแบบนำพา โดยค่าของ Rayleigh number สามารถคำนวณได้ดังสมการต่อไปนี้

$$Ra = Gr \cdot Pr \quad (43)$$

โดยที่ Gr คือค่าของ Grashof number

Pr คือค่าของ Prandtl number

Grashof number เป็นการพาความร้อนอิสระเกิดจากการเปลี่ยนแปลงความหนาแน่นของของไหลซึ่งเป็นผลมาจากการเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ ส่วน Prandtl number คือเป็นอัตราส่วนของโมเมนต์การแพร่กระจายความร้อน โดยค่าของ Rayleigh number สามารถคำนวณได้ดังต่อไปนี้

$$Ra = (g\beta\Delta TL_{PFC(t)}^3\rho_v^2/\mu^2) \cdot (\mu c_p/k) \quad (44)$$

โดยที่ ρ_v คือความหนาแน่นของไอน้ำ [kg/m^3]

g คือความเร่งเนื่องจากแรงโน้มถ่วงของโลก [m/s^2]

k_v คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ [W/m.K]

h_{fg} คือเอนทัลปี [J/kg]

μ_v คือความหนืดของไอน้ำ [kg/m.s]

c_p คือความจุความร้อนของน้ำ [J/kg.K]

$L_{PFC(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำหล่อเย็น [m]

β คือสัมประสิทธิ์การขยายตัวของอากาศ [K^{-1}]

3.2.5 การรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี

เนื้อหาในส่วนนี้เป็นการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ โดยจะประกอบด้วยการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี และการประเมินการตอบสนองต่ออุณหภูมิของสารกัมมันตรังสี

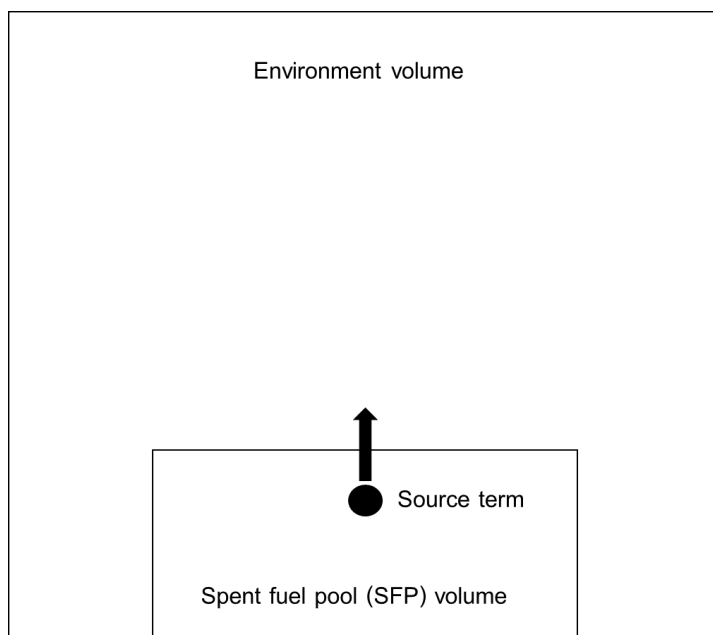
3.2.5.1 การประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี

โปรแกรม Modified ART Mod 2 ถูกนำมาใช้ในการประเมินพฤติกรรมและการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียม-137 ในงานวิจัยนี้ โดยใช้ในการประเมินพฤติกรรมและการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียม-137 ทั้งในรูปแบบแก๊สและแอโรซอล โดยผู้วิจัยกำหนดให้ ซีเซียมไอโอดิไดต์ (CsI) และซีเซียมไฮดรอกไซด์ (CsOH) เป็นตัวแทนของแอโรซอลในรูปแบบของแก๊สและแอโรซอลตามลำดับตารางที่ 14 แสดงข้อมูลของซีเซียม-137 ในรูปแบบของแก๊สและแอโรซอล

ตารางที่ 14 ข้อมูลของซีเซียม-137 ในรูปแบบของแก๊สและแอโรซอล [9]

Source term parameters	Case 1	Case 2
ชนิดของสารกัมมันตรังสี	CsI	CsOH
รูปแบบ	Gas	Aerosol
ขนาด [μm]	-	0.5-0.6
มวล [kg]	490	490
ความหนาแน่น [g/cm^3]	4.15	3.68
ปริมาณของสารกัมมันตรังสี [Ci]	5.8×10^6	5.8×10^6
อัตราการรั่วไหล [cm^3/s]	4,200	4,200

โนดาไลเซชัน (Nodalization) ของการประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียม-137 ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 แสดงดังรูปที่ 22 โดยโนดาไลเซชันถูกแบ่งออกเป็นสองส่วนคือ ส่วนของบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ และส่วนของสิ่งแวดล้อม โดยซีเซียม-137 จะรั่วไหลออกจากเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วไปสู่สิ่งแวดล้อม



รูปที่ 34 โนตาไลเซชันของการประเมินด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2

3.2.5.1 การประเมินการตอบสนองต่ออุณหภูมิของสารกัมมันตรังสี

อัตราการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบระเหยง่ายขึ้นอยู่กับอุณหภูมิในระบบ เมื่อปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน ส่งผลให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็ว เนื่องจากปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นปฏิกิริยาที่ปลดปล่อยความร้อนออกมาจำนวนมาก ซึ่งในความเป็นจริงยังมีความร้อนจากการสลายตัวจากปฏิกิริยาฟิชชัน ซึ่งส่งผลให้การเพิ่มขึ้นของอุณหภูมิในระบบที่แตกต่างกัน โดยศึกษาการตอบสนองต่ออุณหภูมิของสารกัมมันตรังสีด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 เป็นศึกษาการตอบสนองต่ออุณหภูมิของสารกัมมันตรังสีทั้งในรูปแบบแก๊ส และแอโรซอล เพื่อศึกษาผลกระทบของอุณหภูมิที่ส่งผลต่อพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของสารกัมมันตรังสี โดยศึกษาสารประกอบซีเซียม-137 ซึ่งกำหนดให้ซีเซียมไอโอดด์เป็นตัวแทนของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบแก๊ส และซีเซียมไฮดรอกไซด์เป็นตัวแทนของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบแอโรซอล

บทที่ 4

ผลและอภิปรายผล

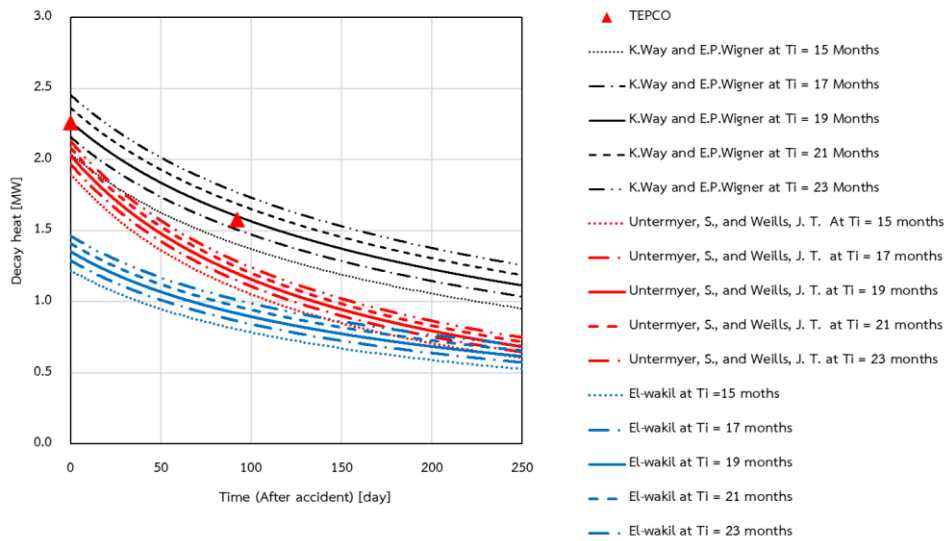
ผลและอภิปรายผล จะอธิบายตั้งแต่ ผลของแนวทางการเลือกแบบจำลองในการคำนวณ ผลการศึกษาอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ และ การประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีซีเอ็ม-137 ทั้งในรูปแบบแก๊สและแอโรซอลด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 รวมถึงรวบรวมช่วงเวลาและเหตุการณ์ต่าง ๆ ที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง ดังต่อไปนี้

4.1 ผลของแนวทางการเลือกแบบจำลองในการคำนวณ

เนื้อหาในส่วนนี้เป็นผลของแนวทางการเลือกแบบจำลองในการศึกษาการเกิดอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง โดยแนวทางของการเลือกแบบจำลองทางเทอร์มัลไฮดรอลิกในการคำนวณอุบัติเหตุ ประกอบด้วย ความร้อนจากการสลายตัว, อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น, ระดับของน้ำหล่อเย็น, อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ดังต่อไปนี้

4.1.1 ความร้อนจากการสลายตัว

ความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่หลังจากเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง ในงานวิจัยนี้ได้นำแบบจำลองของ K. Way and E. P. Wigner [32], S. Untermyer และ J. T. Weills [33], และ El-wakil [34] มาคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เพื่อเปรียบเทียบกับความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิที่ TEPCO [41] ได้ประเมินเพื่อให้ผลของการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวสอดคล้องกับความเป็นจริงมากที่สุด รูปที่ 35 แสดงผลการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของทั้งสามแบบจำลองเปรียบเทียบกับความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิของ TEPCO



รูปที่ 35 การเปรียบเทียบการคำนวณความร้อนจากการสลายตัว

จากรูปที่ 35 พบว่าแบบจำลองการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวทั้งสามแบบจำลองสามารถคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ได้ แต่ในแบบจำลองของ K. Way and E. P. Wigner สามารถคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วได้ใกล้เคียงกับผลการประเมินของ TEPCO มากที่สุด สมการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของแบบจำลอง K. Way and E. P. Wigner แสดงดังต่อไปนี้

$$\dot{Q}_{sf} = 6.40 \times 10^{-3} \cdot \dot{Q}_{th} \cdot [t^{-0.2} - (t_i + t)^{-0.2}] \quad (8)$$

โดยที่ \dot{Q}_{sf} คือ ความร้อนจากการสลายตัว [Watts]

\dot{Q}_{th} คือ พลังงานความร้อนจากแกนปฏิกรณ์ [Watts]

t คือ เวลาที่แท่งเชื้อเพลิงอยู่ในแกนปฏิกรณ์ [seconds]

t_{ic} คือ เวลาที่ใช้แท่งเชื้อเพลิงในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ [seconds]

4.1.2 อุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น

แนวทางการเลือกสมการในการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในรายวิชานี้ ผู้วิจัยได้เลือกแบบจำลองอย่างง่ายในการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ เนื่องจากแบบจำลองอย่างง่ายนี้สามารถนำไปคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นได้อย่างรวดเร็วและสะดวกต่อการใช้งาน สำหรับแบบจำลองอย่างง่ายในการคำนวณอุณหภูมิของน้ำ

หล่อเย็นได้อย่างอิงจากหลักการของความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ โดยไม่เปลี่ยนแปลงสถานะ แบบจำลองในการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในงานวิจัยนี้แสดงดังต่อไปนี้

$$T_{w_t} = \frac{Q_{sf_t-t_1}}{m_w c_{p_w}} + T_{w_t-t_1} \quad (28)$$

โดยที่ T_w คืออุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น

$Q_{sf_t-t_1}$ คือความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว

m_w คือมวลคือน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิง

c_{p_w} คือความจุความร้อนจำเพาะของน้ำ

4.1.3 ระดับของน้ำหล่อเย็น

แนวทางการเลือกสมการในการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในงานวิจัยนี้ ผู้วิจัยได้แบ่งการคำนวณระดับของน้ำออกเป็นสองช่วงได้แก่ ช่วงที่น้ำหล่อเย็นสามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงได้ และช่วงที่น้ำหล่อเย็นไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงได้ โดยในช่วงที่น้ำหล่อเย็นสามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงได้ น้ำหล่อเย็นจะมีอุณหภูมิสูงขึ้นส่งผลให้น้ำหล่อเย็นเกิดการขยายตัว โดยสมการการขยายตัวของน้ำที่ใช้ในการคำนวณระดับน้ำหล่อเย็นในงานวิจัยนี้ แสดงดังต่อไปนี้

$$dV = V_0 \beta (T_{w_t} - T_{w_t-t_1}) \quad (13)$$

โดยที่ dV คือปริมาตรของน้ำหล่อเย็นที่เปลี่ยนแปลง [m^3]

V_0 คือปริมาตรของน้ำหล่อเย็น [m^3]

β คือสัมประสิทธิ์การขยายตัวของน้ำ

T_w คืออุณหภูมิของน้ำ [K]

เมื่อน้ำมีอุณหภูมิเพิ่มขึ้นอย่างต่อเนื่อง ส่งผลให้น้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอน้ำ ซึ่งส่งผลให้ระดับของน้ำหล่อเย็นลดลง ในงานวิจัยนี้ได้อ้างอิงหลักการของความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนสถานะโดยที่อุณหภูมิของสสารนั้นไม่เปลี่ยนแปลง แบบจำลองในการคำนวณมวลของน้ำหล่อเย็นที่ระเหยกลายเป็นไอน้ำในช่วงที่น้ำสามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงแสดงดังต่อไปนี้

$$m_{wt} = \frac{-Q_{sf}}{h_{fg}} + m_{wt-1} \quad (29)$$

โดยที่ m_w คือ น้ำหนักของน้ำหล่อเย็น [kg]

Q_{sf} คือความร้อนจากการสลายตัว [kJ]

h_{fg} คือความร้อนแฝงของน้ำ [kJ/kg]

ถัดมาเป็นแนวทางการเลือกสมการในการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นเมื่อระดับของน้ำลดลงอย่างต่อเนื่องจนกระทั่งถึงบริเวณของเชื้อเพลิง ในงานวิจัยนี้ได้อ้างอิงหลักการของความร้อนที่ทำให้สารเปลี่ยนสถานะ โดยที่อุณหภูมิของสารไม่เปลี่ยนแปลงเช่นเดียวกันกับช่วงที่ผ่านมา แต่ในช่วงนี้ผู้วิจัยได้กำหนดสัดส่วนของความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงที่ถ่ายเทไปยังน้ำหล่อเย็น เนื่องจากความร้อนบางส่วนถูกถ่ายเทไปยังปลอกหุ้มเชื้อเพลิงแบบจำลองในการคำนวณมวลของน้ำหล่อเย็นที่ระเหยกกลายเป็นไอน้ำในช่วงที่น้ำไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงแสดงดังต่อไปนี้

$$m_{wt} = \frac{-xQ_{sf}}{h_{fg}} + m_{wt-1} \quad (35)$$

โดยที่ x คือสัดส่วนของความร้อนจากการสลายตัว

โดยแนวทางการเลือกสมการในการคำนวณมวลของน้ำหล่อเย็นที่ระเหยกกลายเป็นไอน้ำเป็นแบบจำลองอย่างง่าย ซึ่งเป็นแบบจำลองที่ไม่มีความซับซ้อนในการคำนวณ แบบจำลองอย่างง่ายนี้จึงสามารถนำไปคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นได้อย่างรวดเร็วเมื่อเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิง

4.1.4 อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง

แนวทางการเลือกสมการในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในงานวิจัยนี้ ผู้วิจัยได้แบ่งการคำนวณอุณหภูมิออกเป็นสามช่วงได้แก่ ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น, ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น, และช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน โดยในช่วงที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น ผู้วิจัยได้นำสมการการเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในสภาวะที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น [39] แบบจำลองในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงขณะที่มีน้ำในการหล่อเย็นแสดงดังต่อไปนี้

$$T_{clad_t} = \frac{q''_c r_f^2}{2k_c} \ln\left(\frac{r_c}{r_g}\right) + T_{clad_{t-t_1}} \quad (18)$$

โดยที่ T_{clad} คืออุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [K]

$q''(t)$ คือความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว [kJ/m^2]

r_f คือรัศมีของเชื้อเพลิง [m]

r_c คือรัศมีของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [m]

r_g คือรัศมีของช่องว่างระหว่างเชื้อเพลิงกับปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [m]

k_c คือค่าการนำความร้อนของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [kJ/K.m]

เมื่อน้ำไม่สามารถหล่อเย็นปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ส่งผลให้ความร้อนจากการสลายตัวถูกสะสมตัวอยู่ที่บริเวณปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างต่อเนื่อง แนวทางการเลือกสมการในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในช่วงนี้ผู้วิจัยได้อ้างอิงหลักการของการถ่ายเทความร้อนโดยมีสมมติฐานคือปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทั้งหมดมีอุณหภูมิเท่ากัน และส่วนของเชื้อเพลิงที่มีน้ำหล่อเย็นเกิดการถ่ายเทความร้อนแบบชั้นฟิล์มและส่วนของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่มีน้ำในการหล่อเย็นเกิดการถ่ายเทความร้อนแบบ pool free convection แบบจำลองในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงขณะที่น้ำไม่สามารถหล่อเย็นปลอกหุ้มเชื้อเพลิงแสดงดังต่อไปนี้

$$q_{sf} = q_{film} + q_{PFC} \quad (19)$$

โดยที่ q_{sf} คือความร้อนจากการสลายตัว [W]

q_{film} คือความร้อนจากการเดือดเป็นชั้นฟิล์ม [W]

q_{PFC} คือความร้อนจาก pool free convection [W]

การเดือดแบบชั้นฟิล์มเกิดขึ้นในบริเวณที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น โดยสมการความร้อนการเดือดแบบชั้นฟิล์มแสดงดังต่อไปนี้

$$q_{film} = A_{film}(0.943[\rho_v(\rho_l - \rho_v)gk_v^3h_{fg}/\mu_v L_{film(c)}]^{1/4})\Delta T_c \quad (31)$$

โดยที่ A_{film} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำ [m^2]

ρ_v คือความหนาแน่นของไอน้ำ [kg/m^3]

ρ_l คือความหนาแน่นของของน้ำ [kg/m^3]

g คือความเร่งเนื่องจากแรงโน้มถ่วงของโลก [m/s^2]

k_v คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ [W/m.K]

h_{fg} คือเอนทาลปี [J/kg]

μ_v คือความหนืดของไอน้ำ [kg/m.s]

$L_{film(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำ [m]

ความร้อนจาก pool free convection เกิดขึ้นบริเวณที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น โดยสมการความร้อนจาก pool free convection แสดงดังต่อไปนี้

$$q_{PFC} = A_{PFC} h_{PFC} \Delta T_c \quad (32)$$

โดยที่ A_{PFC} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำ [m^2]

h_{PFC} คือสัมประสิทธิ์การถ่ายเทความร้อน [$\text{W/m}^2.\text{K}$]

สัมประสิทธิ์การถ่ายเทความร้อนของความร้อนจาก pool free convection สามารถคำนวณได้ดังสมการดังต่อไปนี้

$$h_{PFC} = \frac{Nu k}{L_{PFC(t)}} \quad (33)$$

โดยที่ Nu คือค่าคงที่ของ Nusselt number

k คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ

$L_{PFC(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำหล่อเย็น

ค่าคงที่ของ Nu คืออัตราส่วนของการพาความร้อนต่อการถ่ายเทความร้อน สมการการคำนวณค่าคงที่ของ Nu ของความร้อนจาก pool free convection แสดงดังต่อไปนี้

$$Nu = 0.046 Ra^{1/3} \quad (42)$$

โดยที่ Nu คือค่าคงที่ของ Nusselt number

Ra คือค่าคงที่ของ Rayleigh number

ค่าของ Rayleigh number คืออัตราส่วนระหว่างของเวลาสำหรับการขนส่งทางความร้อนแบบกระจายต่อเวลาสำหรับถ่ายเทความร้อนแบบนำพา โดยค่าของ Rayleigh number สามารถคำนวณได้ดังสมการต่อไปนี้

$$Ra = Gr \cdot Pr \quad (43)$$

โดยที่ Gr คือค่าของ Grashof number

Pr คือค่าของ Prandtl number

Grashof number เป็นการพาความร้อนอิสระเกิดจากการเปลี่ยนแปลงความหนาแน่นของของไหลซึ่งเป็นผลมาจากการเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ ส่วน Prandtl number คือเป็นอัตราส่วนของโมเมนต์การแพร่กระจายความร้อน โดยค่าของ Rayleigh number สามารถคำนวณได้ดังต่อไปนี้

$$Ra = (g\beta\Delta T L_{PFC(t)}^3 \rho_v^2 / \mu^2) \cdot (\mu c_p / k) \quad (44)$$

โดยที่ ρ_v คือความหนาแน่นของไอน้ำ [kg/m^3]

g คือความเร่งเนื่องจากแรงโน้มถ่วงของโลก [m/s^2]

k_v คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ [W/m.K]

h_{fg} คือเอนทาลปี [J/kg]

μ_v คือความหนืดของไอน้ำ [kg/m.s]

c_p คือความจุความร้อนของน้ำ [J/kg.K]

$L_{PFC(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำหล่อเย็น [m]

β คือสัมประสิทธิ์การขยายตัวของอากาศ [K^{-1}]

ถัดมาเป็นแนวทางการเลือกสมการในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในช่วงที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน เนื่องจากความร้อนที่เกิดขึ้นมีที่มาจากสองแหล่ง ได้แก่ ความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชัน และความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว โดยแนวทางการเลือกสมการในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในช่วงที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน ผู้วิจัยได้อ้างอิงหลักการของความร้อนที่ทำให้สสารเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิโดยที่ไม่เปลี่ยนแปลงสถานะเช่นเดียวกันกับช่วงที่ผ่านมา แต่ในช่วงนี้มีแหล่งกำเนิดของความร้อนจากสองแห่ง

แบบจำลองในการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในช่วงที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันแสดงดังต่อไปนี้

$$q_{sf} + q_{ox} = q_{film} + q_{PFC,ox} \quad (45)$$

โดยที่ q_{ox} คือความร้อนจากการสลายตัว [W]

q_{sf} คือความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชัน [W]

q_{film} คือความร้อนจากการเดือดเป็นชั้นฟิล์ม [W]

$q_{PFC,ox}$ คือความร้อนจาก pool free convection [W]

ความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงและไอน้ำที่ปล่อยออกมาจากปฏิกิริยาจะขึ้นอยู่กับอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง โดยสมการในการคำนวณความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันแสดงดังต่อไปนี้

$$q_{ox} = \Delta H_r t_{ox} n_{cl} A_{ox} \quad (46)$$

โดยที่ q_{ox} คือความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันต่อปริมาตรของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [W]

ΔH_r คือพลังงานความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันต่อโมล [kJ/mol]

n_{cl} คือโมลของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่เกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน [mol/m²]

A_{PFC} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำ [m²]

t_{ox} คือเวลาในการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน [second]

พลังงานความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงและไอน้ำขึ้นอยู่กับอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง โดยสมการในการคำนวณความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันแสดงดังต่อไปนี้ [36]

$$\Delta H_r \begin{cases} -6.305 \times 10^2 + 2.996 \times 10^2 T_{clad} - 2.179 \times 10^{-6} T_{clad}^2, 1100 \leq T_{clad} \leq 1445 \text{ K} \\ -6.318 \times 10^2 + 4.756 \times 10^2 T_{clad} - 9.785 \times 10^{-6} T_{clad}^2, 1445 \leq T_{clad} \leq 2273 \text{ K} \end{cases} \quad (17)$$

จากสมการการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะพบว่าปลอกหุ้มเชื้อเพลิง 1 โมล เมื่อเกิดปฏิกิริยาจะได้ผลิตภัณฑ์ออกมาเป็น ZrO₂ 1 โมล ดังนั้นการคำนวณโมลของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่เกิดปฏิกิริยาแสดงดังสมการที่

$$n_{cl} = \frac{W}{MW_{ZrO_2}} \quad (47)$$

โดยที่ W คือปริมาณของ ZrO_2 ที่เกิดขึ้นจากปฏิกิริยา [kg/m^2]

MW_{ZrO_2} คือมวลโมเลกุลของ ZrO_2 [kg/mol]

ปริมาณของ ZrO_2 ที่เกิดขึ้นจากปฏิกิริยาออกซิเดชันขึ้นอยู่กับค่าคงที่อัตราการเกิดปฏิกิริยา และเวลาในการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน โดยสมการในการคำนวณโมลของ ZrO_2 ที่เกิดขึ้นจากปฏิกิริยาออกซิเดชันแสดงดังต่อไปนี้

$$W = K_{ox}\sqrt{t} \quad (48)$$

โดยที่ W คือมวลของเซอร์โคเนียไดออกไซด์ (ZrO_2) ที่เกิดขึ้นจากปฏิกิริยาออกซิเดชัน [kg/m^2]

K_{ox} คือค่าคงที่อัตราการเกิดปฏิกิริยา [$kg/m^2.s^{1/2}$]

t คือเวลาในการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน [second]

ค่าคงที่อัตราการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันจะขึ้นอยู่กับอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง โดยสมการในการคำนวณค่าคงที่อัตราการเกิดปฏิกิริยาแสดงดังต่อไปนี้ [38, 39]

$$K_{ox} \begin{cases} 6.02 \exp\left(\frac{-0.836 \times 10^5}{RT_{clad}}\right) & \text{For } T_{clad} < 1800 \text{ K} \\ 53.37 \exp\left(\frac{-1.115 \times 10^5}{RT_{clad}} - 3.55 \times 10^8 \left(\frac{1}{T_{clad}} - \frac{1}{1900}\right)^2\right) & \text{For } 1800 < T_{clad} < 1900 \text{ K} \\ 53.37 \exp\left(\frac{-1.115 \times 10^5}{RT_{clad}}\right) & \text{For } T_{clad} > 1900 \text{ K} \end{cases} \quad (49)$$

โดยที่ K_{ox} คือค่าคงที่อัตราการเกิดปฏิกิริยา [$kg/m^2.s^{1/2}$]

R คือค่าคงที่ของแก๊ส (8.314) [$kJ/mol.K$]

T_{clad} คืออุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง [K]

การเดือดแบบชั้นฟิล์มเกิดขึ้นในบริเวณที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น โดยสมการความร้อนการเดือดแบบชั้นฟิล์มแสดงดังต่อไปนี้

$$q_{film} = A_{film}(0.943[\rho_v(\rho_l - \rho_v)gk_v^3h_{fg}/\mu_v L_{film(T)}]^{1/4})\Delta T_c \quad (31)$$

โดยที่ A_{film} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำ [m^2]

ρ_v คือความหนาแน่นของไอน้ำ [kg/m^3]

ρ_l คือความหนาแน่นของของน้ำ [kg/m³]

g คือความเร่งเนื่องจากแรงโน้มถ่วงของโลก [m/s²]

k_v คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ [W/m.K]

h_{fg} คือเอนทาลปี [J/kg]

μ_v คือความหนืดของไอน้ำ [kg/m.s]

$L_{film(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่สัมผัสกับน้ำ [m]

ความร้อนจาก pool free convection เกิดขึ้นบริเวณที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น โดยสมการความร้อนจาก pool free convection แสดงดังต่อไปนี้

$$q_{PFC} = A_{PFC} h_{PFC} \Delta T_c \quad (32)$$

โดยที่ A_{PFC} คือพื้นที่ของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำ

h_{PFC} คือสัมประสิทธิ์การถ่ายเทความร้อน

สัมประสิทธิ์การถ่ายเทความร้อนของความร้อนจาก pool free convection สามารถคำนวณได้ดังสมการดังต่อไปนี้

$$h_{PFC} = \frac{Nu_k}{L_{PFC(t)}} \quad (33)$$

โดยที่ Nu คือค่าคงที่ของ Nusselt number

k คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ [W/m.K]

$L_{PFC(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำหล่อเย็น [m]

ค่าคงที่ของ Nu คืออัตราส่วนของการพาความร้อนต่อการถ่ายเทความร้อน สมการการคำนวณค่าคงที่ของ Nu ของความร้อนจาก pool free convection แสดงดังต่อไปนี้

$$Nu = 0.046 Ra^{1/3} \quad (42)$$

โดยที่ Nu คือค่าคงที่ของ Nusselt number

Ra คือค่าคงที่ของ Rayleigh number

ค่าของ Rayleigh number คืออัตราส่วนระหว่างของเวลาสำหรับการขนส่งทางความร้อนแบบกระจายต่อเวลาสำหรับถ่ายเทความร้อนแบบนำพา โดยค่าของ Rayleigh number สามารถคำนวณได้ดังสมการต่อไปนี้

$$Ra = Gr \cdot Pr \quad (43)$$

โดยที่ Gr คือค่าของ Grashof number

Pr คือค่าของ Prandtl number

Grashof number เป็นการพาความร้อนอิสระเกิดจากการเปลี่ยนแปลงความหนาแน่นของของไหลซึ่งเป็นผลมาจากการเปลี่ยนแปลงอุณหภูมิ ส่วน Prandtl number คือเป็นอัตราส่วนของโมเมนต์การแพร่กระจายความร้อน โดยค่าของ Rayleigh number สามารถคำนวณได้ดังต่อไปนี้

$$Ra = (g\beta\Delta T L_{PFC(t)}^3 \rho_v^2 / \mu^2) \cdot (\mu c_p / k) \quad (44)$$

โดยที่ ρ_v คือความหนาแน่นของไอน้ำ [kg/m^3]

g คือความเร่งเนื่องจากแรงโน้มถ่วงของโลก [m/s^2]

k_v คือค่าการนำความร้อนของไอน้ำ [W/m.K]

h_{fg} คือเอนทาลปี [J/kg]

μ_v คือความหนืดของไอน้ำ [kg/m.s]

c_p คือความจุความร้อนของน้ำ [J/kg.K]

$L_{PFC(t)}$ คือความสูงของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงที่ไม่สัมผัสกับน้ำหล่อเย็น [m]

β คือสัมประสิทธิ์การขยายตัวของอากาศ [K^{-1}]

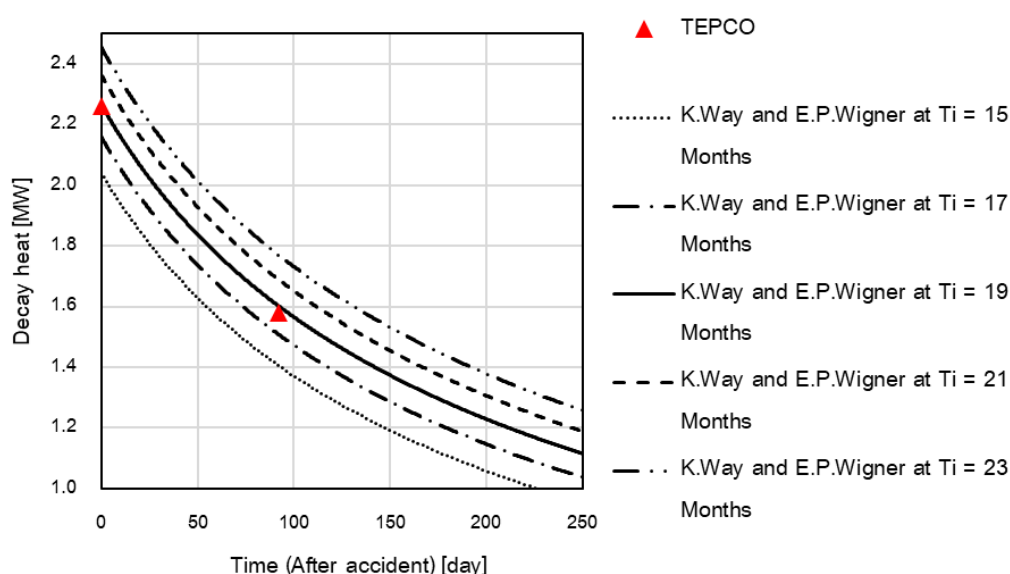
4.2 ผลของการศึกษาอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิชิหน่วยที่สี่

เนื้อหาในส่วนนี้จะประกอบด้วย ผลการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิชิหน่วยที่สี่, ผลการคำนวณอุณหภูมิและระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงหลังจากเกิดเหตุการณ์สูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง, ผลการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิชิหน่วยที่สี่หลังจากเกิดอุบัติเหตุ, และ

การประเมินพฤติกรรมการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีซีเอ็ม-137 ทั้งในรูปแบบแก๊สและแอโรซอล ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2

4.2.1 ผลการคำนวณความร้อนจากการสลายตัว

การคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะ ไดอิจิหน่วยที่สี่ด้วยการคำนวณจากสมการที่ 36 โดยผู้วิจัยกำหนดให้เชื้อเพลิงถูกนำมาเก็บที่บ่อเก็บเชื้อเพลิงทันทีและเครื่องปฏิกรณ์ถูกดำเนินการที่ 2390 MW จากสมการของ K. Way and E. P. Wigner [28] ชำรงต้นพบว่าความร้อนจากการสลายตัวจะขึ้นอยู่กับเวลาที่เชื้อเพลิงถูกหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิง รูปที่ 23 แสดงการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวเพื่อหาเวลาที่เหมาะสมในการดำเนินเครื่องปฏิกรณ์ โดยนำผลการคำนวณเปรียบเทียบกับผลการประเมินความร้อนจากการสลายตัวของ Tokyo Electric Power Company Holdings (TEPCO) [41] ที่ประเมินความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่



รูปที่ 36 การคำนวณความร้อนจากการสลายตัวเปรียบเทียบกับผลการประเมินจาก TEPCO

จากการคำนวณพบว่าที่เวลาในการใช้เชื้อเพลิง 19 เดือน เป็นเวลาที่ทำให้ผลการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ใกล้เคียงกับผลการประเมินความร้อนจากการสลายตัวของ TEPCO มากที่สุด ความผิดพลาดของการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวเมื่อเปรียบเทียบกับผลการประเมินความร้อนจากการสลายตัวของ TEPCO แสดงดังตารางที่ 36

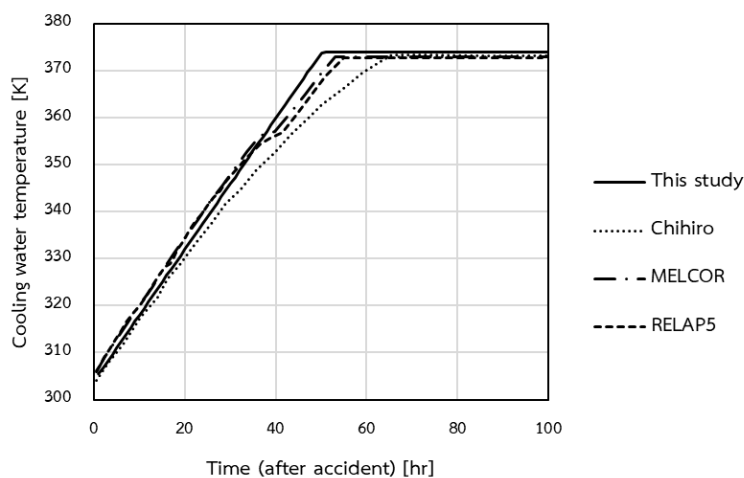
ตารางที่ 15 ความผิดพลาดของการคำนวณความร้อนจากการสลายตัว [41]

t_{ic} [month]	0 day [MW]	% Error [0 days]	92 days [MW]	% Error [92 days]
15	2.03	10.2	1.40	11.3
17	2.15	5.0	1.50	4.8
19	2.25	0.2	1.60	1.1
21	2.35	4.1	1.68	6.6
23	2.44	8.1	1.77	11.7
TEPCO	2.26		1.58	

จากการเปรียบเทียบกับผลการประเมินความร้อนจากการสลายตัวของ TEPCO แสดงให้เห็นว่าแบบจำลองคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของ K. Way and E. P. Wigner [28] สามารถคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ได้เป็นอย่างดี เมื่อเปรียบเทียบกับผลการประเมินของ TEPCO

4.2.2 ผลการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็น

การคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นจะถูกประเมินหลังจากที่บ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็น ซึ่งส่งผลให้ความร้อนจากการสลายตัวจากเชื้อเพลิงใช้แล้วภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงไม่สามารถถูกกำจัดออกไปได้ เป็นสาเหตุให้น้ำหล่อเย็นเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นจนกระทั่งน้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดกลายเป็นไอน้ำ ตามลำดับ โดยการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่กรณีเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงโดยใช้โมเดลการคำนวณอย่างง่าย พบว่าหลังจากที่เกิดอุบัติเหตุ น้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงจะมีอุณหภูมิสูงขึ้นเนื่องจากความร้อนจากการสลายตัว จนกระทั่งน้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดกลายเป็นไอน้ำหลังจากที่เกิดอุบัติเหตุประมาณ 2 วัน โดยผลการคำนวณจากโมเดลอย่างง่ายถูกนำมาเปรียบเทียบกับผลการคำนวณด้วยโมเดลของ Chihiro Yanagi, et al. [31] และ การประเมินอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นด้วยโปรแกรม MELCOR และ RELAP5 โดย Zhang, Z. W. et al [32] แสดงดังรูปที่ 37

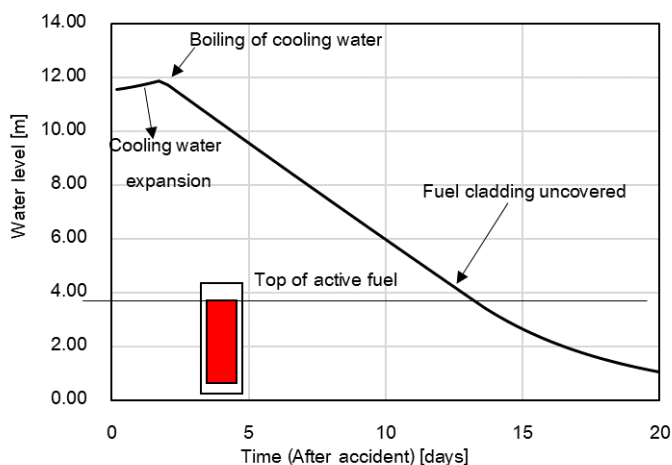


รูปที่ 37 ผลการคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นเปรียบเทียบกับผลการคำนวณด้วยแบบจำลองของ Chihiro Yanagi, et al. [31] และ โปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ [32]

จากการเปรียบเทียบพบว่าอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นอัตราการเพิ่มขึ้นของอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีอัตราการเพิ่มขึ้นของอุณหภูมิมากกว่าเล็กน้อย เนื่องจากในโมเดลกำหนดให้ความร้อนจากการสลายตัวทั้งหมดถ่ายเทไปที่น้ำหล่อเย็น แต่การคำนวณด้วยของ Chihiro Yanagi, et al. [31] และการประเมินด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุพิจารณาการสูญเสียความร้อนจากปัจจัยอื่นส่งผลให้อัตราการเพิ่มขึ้นของอุณหภูมิต่างกันเล็กน้อยซึ่งถือเป็นค่าที่ยอมรับได้ในการคำนวณอุณหภูมิของน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็น

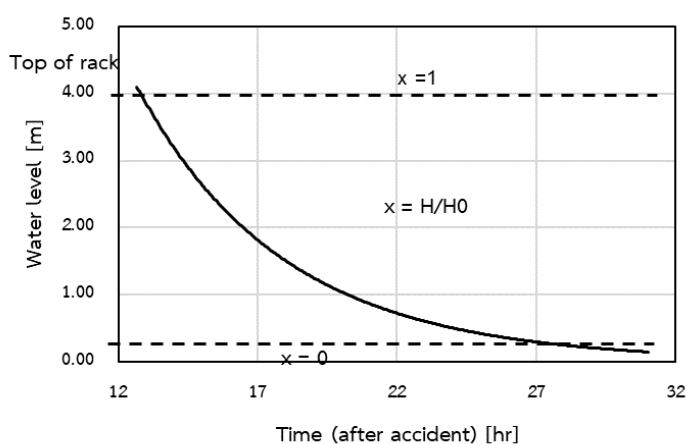
4.2.3 ผลการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็น

เมื่อน้ำหล่อเย็นได้รับความร้อนจนกระทั่งระเหยกลายเป็นไอน้ำเป็นสาเหตุให้ระดับของน้ำหล่อเย็นลดลง โดยการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นโดยใช้โมเดลการคำนวณอย่างง่าย รูปที่ 38 แสดงระดับน้ำจากการคำนวณด้วยแบบจำลองอย่างง่าย พบว่าหลังจากที่เกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นน้ำหล่อเย็นเกิดการขยายตัว เป็นสาเหตุให้ระดับน้ำของบ่อเก็บเชื้อเพลิงเพิ่มขึ้นเล็กน้อยเป็นเวลาประมาณ 2 วันหลังจากเกิดอุบัติเหตุ จากนั้นเมื่อน้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดกลายเป็นไอน้ำ ทำให้ระดับของน้ำลดลงอย่างต่อเนื่องจนกระทั่งน้ำหล่อเย็นลดลงจนถึงบริเวณมัดเชื้อเพลิงเป็นเวลาประมาณ 12 วันหลังจากเกิดอุบัติเหตุ



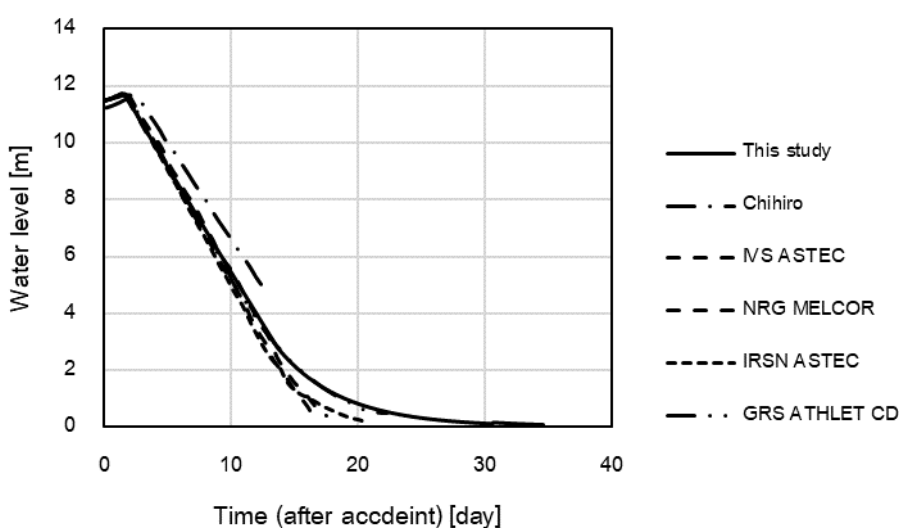
รูปที่ 38 ระดับน้ำจากการคำนวณด้วยแบบจำลองอย่างง่าย

จากนั้นเมื่อเชื้อเพลิงไม่มีน้ำหล่อเย็นส่งผลให้ความร้อนจากการสลายตัวเกิดการสะสมตัวอยู่ที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ซึ่งทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นจนกระทั่งเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง โดยการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะถูกอธิบายในส่วนถัดไป รูปที่ 39 ระดับน้ำจากการคำนวณด้วยแบบจำลองอย่างง่ายในกรณีที่ระดับน้ำลดลงถึงบริเวณปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจนกระทั่งน้ำหล่อเย็นระเหยกกลายเป็นไอน้ำทั้งหมด พบว่าเมื่อระดับน้ำลดลงถึงบริเวณเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิง จากนั้นน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บจะลดลงอย่างต่อเนื่องตามพื้นที่ที่น้ำหล่อเย็นสัมผัสกับปลอกหุ้มเชื้อเพลิง ส่งผลให้ระดับของน้ำหล่อเย็นมีอัตราการลดลงน้อยกว่าในช่วงที่น้ำหล่อเย็นปกคลุมปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทั้งหมด โดยน้ำหล่อเย็นจะเกิดการระเหยกกลายเป็นไอน้ำทั้งหมดเมื่อเวลาประมาณ 27 วันหลังจากเกิดอุบัติเหตุ



รูปที่ 39 ระดับของน้ำหล่อเย็นหลังจากน้ำหล่อเย็นลดลงจนถึงบริเวณปลอกหุ้มเชื้อเพลิง

รูปที่ 40 แสดงการคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นด้วยโมเดลการคำนวณอย่างง่ายเปรียบเทียบกับ การคำนวณของ Chihiro Yanagi, et al. [31] และการประเมินด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุต่าง ๆ ประกอบด้วย IVS ASTEC, NRG MELCOR, IRSN ASTEC, และ GRS ATHLET CD [34] พบว่าหลังจากที่สูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นระดับน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ ระดับน้ำหล่อเย็นจากการคำนวณด้วยโมเดลการคำนวณอย่างง่ายมีอัตราการลดลงมากกว่าการคำนวณจากโมเดลของ Chihiro Yanagi, et al. เนื่องจากปริมาณน้ำตั้งต้นของการประเมินไม่เท่ากันส่งผลให้อัตราการลดลงจากโมเดลของ Chihiro Yanagi, et al. ช้ากว่าอย่างมีนัยสำคัญ จากนั้นเมื่อทำการเปรียบเทียบกับ การประเมินด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุต่าง ๆ พบว่าช่วงหลังจากที่น้ำไม่สามารถหล่อเย็นปลอกหุ้มเชื้อเพลิงได้ ระดับของน้ำจากโมเดลอย่างง่ายมีอัตราการลดลงช้ากว่าการประเมินด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุต่าง ๆ เนื่องจาก ในโมเดลอย่างง่ายไม่ได้พิจารณาความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันที่ถ่ายเทไปยังน้ำหล่อเย็นส่งผลให้อัตราการลดลงช้ากว่าการประเมินด้วยโปรแกรมอุบัติเหตุ ๆ แต่อย่างไรก็ตามการคำนวณระดับน้ำหล่อเย็นด้วยโมเดลการคำนวณอย่างง่ายถือว่าเป็นค่าที่ยอมรับได้ในการคำนวณระดับน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่กรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็น

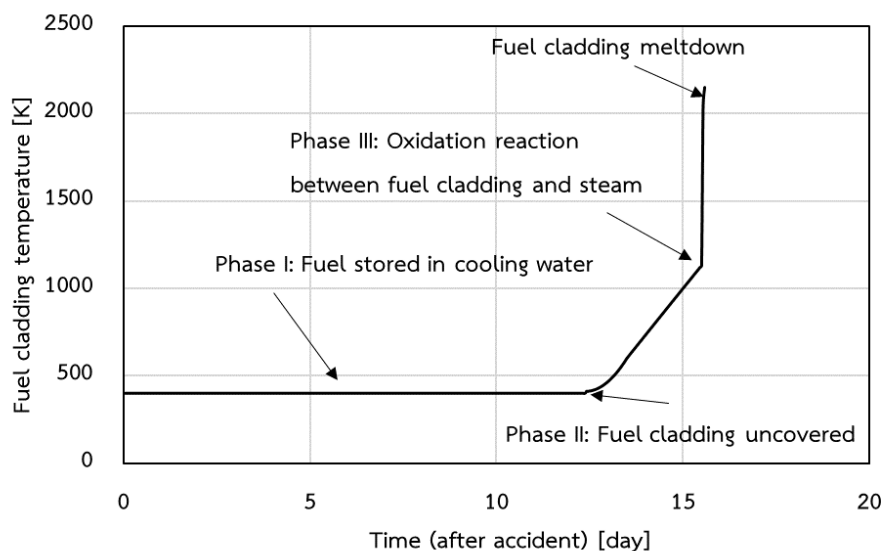


รูปที่ 40 การเปรียบเทียบระดับน้ำจากแบบจำลองอย่างง่ายกับการคำนวณและโปรแกรมต่าง ๆ [31],[34]

4.2.4 ผลการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง

อุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงเป็นสาเหตุให้บ่อเก็บเชื้อเพลิงไม่สามารถกำจัดความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้ ส่งผลให้น้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอน้ำ เมื่อน้ำหล่อเย็นระเหยกลายเป็นไอน้ำทำให้ระดับของน้ำลดลงอย่างต่อเนื่องจนกระทั่งน้ำไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิง เป็นสาเหตุให้ไม่สามารถกำจัดความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้ โดยความร้อนที่ไม่สามารถกำจัดจะไปสะสมตัวอยู่ที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิง เมื่อความร้อนจากการสลายตัวสะสมตัวอยู่ที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างต่อเนื่อง จนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงถึง 1100 K ซึ่งที่อุณหภูมินี้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะสามารถทำปฏิกิริยาออกซิเดชันกับไอน้ำได้ โดยปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นปฏิกิริยาที่คายความร้อนออกมาจำนวนมาก ทำให้อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็ว เป็นสาเหตุให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการหลอมละลาย อีกทั้งปฏิกิริยาออกซิเดชันยังปล่อยแก๊สไฮโดรเจนออกมา แก๊สไฮโดรเจนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวมและแตกออก การแตกออกของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทำให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม ซึ่งเป็นอันตรายต่อสิ่งมีชีวิตต่าง ๆ รอบโรงไฟฟ้านิวเคลียร์

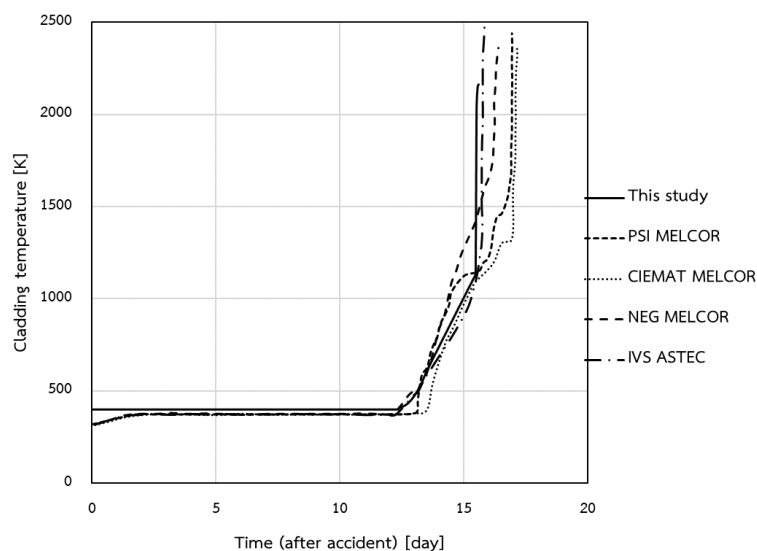
การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ หน่วยที่สี่ ผู้วิจัยได้แบ่งการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงออกเป็น 3 ช่วงเวลา ได้แก่ ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็น, ช่วงปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำในการหล่อเย็น, และช่วงที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน ดังตารางที่ 6 การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิ หน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงแสดงดังรูปที่ 41 พบว่าในช่วงที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำในการหล่อเย็นมีอุณหภูมิเปลี่ยนแปลงเพียงเล็กน้อย เนื่องจากความร้อนจากการสลายตัวถ่ายเทไปสู่ น้ำหล่อเย็น ซึ่งเป็นสาเหตุให้น้ำหล่อเย็นมีอุณหภูมิสูงขึ้นจนกระทั่งน้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอน้ำ จากนั้นเมื่อน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงลดลงจนกระทั่งไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้เป็นเวลาประมาณ 12 วันหลังจากเกิดอุบัติเหตุ ทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิเพิ่มขึ้นอย่างต่อเนื่อง จนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิถึง 1100 K ที่เวลาประมาณ 15.3 วันหลังจากเกิดอุบัติเหตุ ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจะเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันกับไอน้ำ โดยการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นสาเหตุให้อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็ว และทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการหลอมละลายที่เวลาประมาณ 15.5 วันหลังจากเกิดอุบัติเหตุ



รูปที่ 41 การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงหลังจากเกิดอุบัติเหตุ

ผู้วิจัยได้นำการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไปเปรียบเทียบกับการประเมินด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุต่าง ๆ รูปที่ 42 แสดงการเปรียบเทียบการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับการประเมินอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงด้วยโปรแกรมต่าง ๆ พบว่าอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจากการคำนวณในช่วงที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีน้ำหล่อเย็นมีความใกล้เคียงกับการประเมินด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุ ต่อมาเมื่อเปรียบเทียบในช่วงที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงไม่มีน้ำหล่อเย็นพบว่าอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจากการคำนวณมีอัตราการเพิ่มขึ้นมากกว่าการประเมินด้วยโปรแกรมประเมินอุบัติเหตุต่าง ๆ เล็กน้อยเนื่องจากการประเมินด้วยโปรแกรมได้พิจารณาการสูญเสียความร้อน หลังจากนั้นเมื่อปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน จะพบว่าปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจากการคำนวณมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างรวดเร็ว เมื่อเปรียบเทียบกับการประเมินด้วยโปรแกรมจำลองอุบัติเหตุ เนื่องจากการคำนวณในงานวิจัยนี้มีสมมติฐานให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทั้งหมดมีอุณหภูมิเท่ากันทั้งแท่งเชื้อเพลิง ส่งผลให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทั้งหมดเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันพร้อมกันทั้งหมด เป็นสาเหตุให้อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเพิ่มขึ้นอย่างรวดเร็ว แต่ในขณะเดียวกันปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจากการประเมินด้วยโปรแกรมต่าง ๆ พิจารณาการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันเฉพาะส่วนที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงอุณหภูมิสูงถึง 1100 K จึงทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิเพิ่มขึ้นช้ากว่าการคำนวณจากงานวิจัยนี้ แต่ถึงอย่างไรก็ตามผลการคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงถือเป็นค่าที่ยอมรับได้ในการคำนวณการเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ การคำนวณอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเป็นการกำหนดระยะเวลาในการ

คำนวณการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี โดยปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเมื่อเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันจะปลดปล่อยแก๊สไฮโดรเจนออกมา ซึ่งเป็นสาเหตุให้สารกัมมันตรังสีสามารถรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมได้ สำหรับการประเมินการรั่วไหลของซีเซียม-137 จะถูกแสดงในส่วนถัดไป



รูปที่ 42 การเปรียบเทียบอุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงจากการคำนวณกับการประเมินด้วยโปรแกรมต่าง ๆ [34]

4.2.5 ผลการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี

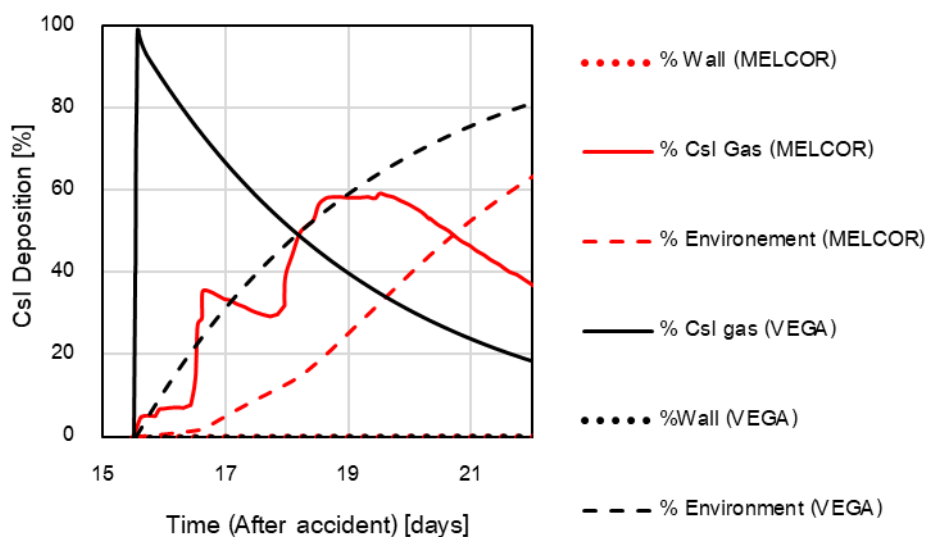
เนื้อหาในส่วนนี้เป็นผลการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟูกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 โดยประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสีทั้งในรูปแบบของแก๊ส และแอโรซอล โดยกำหนดให้ซีเซียมไอโอดาได์เป็นตัวแทนของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบแก๊ส และซีเซียมไฮดรอกไซด์เป็นตัวแทนของสารกัมมันตรังสีในรูปแบบของแอโรซอล รวมถึงการประเมินการตอบสนองต่ออุณหภูมิของสารกัมมันตรังสี

4.2.5.1 ผลการประเมินการรั่วไหลของสารกัมมันตรังสี

เมื่อปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันกับไอน้ำทำให้ปลดปล่อยแก๊สไฮโดรเจนออกมา โดยแก๊สไฮโดรเจนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นสาเหตุให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวมและแตกออกตามลำดับ การแตกออกของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทำให้ซีเซียม-137 รั่วไหลออกมาสู่สิ่งแวดล้อมเนื่องจากซีเซียม-137 มีค่าครึ่งชีวิตที่ยาวนานถึง 30 ปี [19] เมื่อเกิดการรั่วไหลออกมาสู่สิ่งแวดล้อมจึงส่งผลกระทบต่อมนุษย์และสัตว์โดยรอบโรงไฟฟ้าได้รับผลกระทบ ในงานวิจัยนี้ได้นำการประเมินการรั่วไหลของซีเซียมจากโปรแกรม MELCOR [22] และการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียมจากเชื้อเพลิงใช้แล้ว

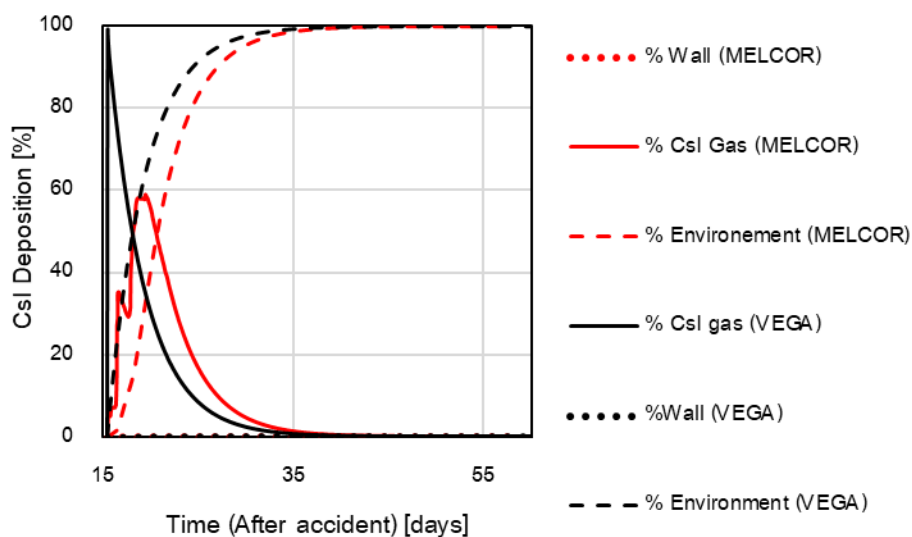
โดย Hidaka, A. [18] มาใช้ในการประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีซีเอ็ม-137 ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 สำหรับการประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีซีเอ็ม-137 ผู้วิจัยกำหนดให้ซีซีเอ็ม-137 เกิดการรั่วไหลเมื่อปลดกัมเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันกับไอน้ำ เนื่องจากปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นปฏิกิริยาที่ปลดปล่อยแก๊สไฮโดรเจนออกมา ซึ่งเป็นสาเหตุหลักที่ทำให้ปลดกัมเชื้อเพลิงเกิดการแตกออก โดยการรั่วไหลของซีซีเอ็มของการประเมินด้วยโปรแกรม MELCOR และการทดสอบการรั่วไหลของซีซีเอ็ม ถูกแสดงดังรูปที่ 22, 23 จากการประเมินด้วยโปรแกรม MELCOR จะพบว่าอัตราการรั่วไหลของซีซีเอ็ม ขึ้นอยู่กับอุณหภูมิของปลดกัมเชื้อเพลิง [18] และการรั่วไหลของซีซีเอ็มจะรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมจนหมดเมื่อปลดกัมเชื้อเพลิงเกิดการหลอมละลาย ในทำนองเดียวกันการทดสอบการรั่วไหลของซีซีเอ็มขึ้นอยู่กับอุณหภูมิของปลดกัมเชื้อเพลิง แต่ในการทดสอบการรั่วไหลของซีซีเอ็มให้ความร้อนโดยการเผาเชื้อเพลิง ในขณะที่การประเมินด้วยโปรแกรม MELCOR เป็นความร้อนที่เกิดจากปฏิกิริยาออกซิเดชันและความร้อนจากการสลายตัว

งานวิจัยนี้ศึกษาการประเมินพฤติกรรมการรั่วไหลและการสะสมตัวของซีซีเอ็ม-137 จากการเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์หล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ ผู้วิจัยได้ศึกษาการรั่วไหลของซีซีเอ็ม-137 ทั้งในรูปแบบของแก๊สและแอโรซอล โดยกำหนดให้สารประกอบซีซีเอ็มไอโดไดต์เป็นตัวแทนของสารประกอบซีซีเอ็มในรูปแบบแก๊ส และสารประกอบซีซีเอ็มไฮดรอกไซด์เป็นตัวแทนของสารประกอบซีซีเอ็มในรูปแบบแอโรซอล ผู้วิจัยกำหนดให้การรั่วไหลของซีซีเอ็ม-137 เกิดการรั่วไหลเมื่อเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลดกัมเชื้อเพลิงและแก๊สออกซิเจน การประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีซีเอ็มไอโดไดต์ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 ทั้งในกรณีการรั่วไหลประเมินจากโปรแกรม MELCOR และการทดสอบการรั่วไหลของซีซีเอ็ม แสดงดังรูปที่ 43 พบว่าทั้งสองกรณีสารประกอบซีซีเอ็มไอโดไดต์ในรูปแบบแก๊สส่วนใหญ่รั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม และสะสมตัวอยู่ที่ผนังของบ่อเก็บเชื้อเพลิงเพียงเล็กน้อย จากปรากฏการณ์การดูดซับ (adsorption) โดยปรากฏการณ์นี้สามารถเกิดขึ้นเมื่ออุณหภูมิในระบบสูง โดยขณะที่เกิดการรั่วไหลอุณหภูมิของซีซีเอ็มไอโดไดต์ มีอุณหภูมิ 1100 K ทำให้ซีซีเอ็มไอโดไดต์สามารถทำปฏิกิริยากับผนัง เป็นสาเหตุให้ซีซีเอ็มไอโดไดต์สะสมตัวอยู่ที่ผนัง



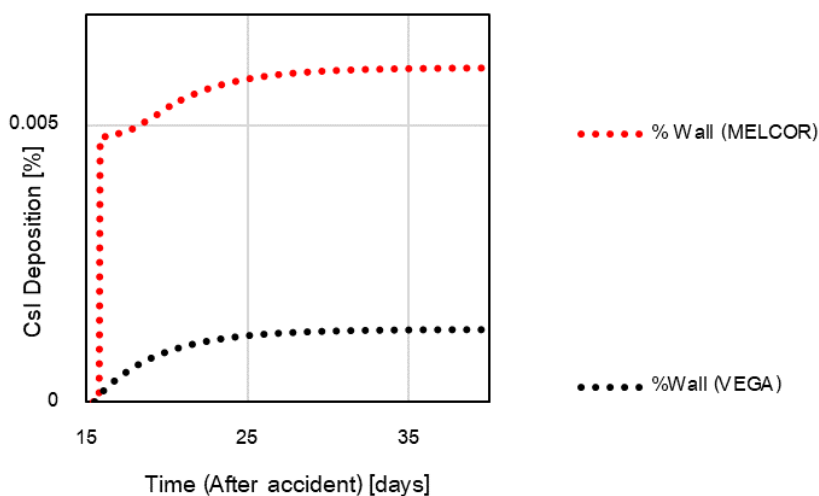
รูปที่ 43 การประเมินการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไอโอด์ (ระยะสั้น)

การประเมินการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไอโอด์ในรูปแบบแก๊สด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 ในระยะยาวแสดงดังรูปที่ 44 จะพบว่าสามารถนำลักษณะการรั่วไหลของซีเซียมจากทั้งสองกรณีคือ การประเมินการรั่วไหลของซีเซียมด้วยโปรแกรม MELCOR [22] และกรณีการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียม [18] มาประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของสารประกอบซีเซียมไอโอด์ในรูปแบบแก๊สได้ในลักษณะเดียวกัน ในกรณีการประเมินจากโปรแกรม MELCOR พบว่าเวลาประมาณ 20 วันหลังจากที่เกิดการรั่วไหล ซีเซียมไอโอด์ที่สะสมตัวอยู่ที่ผนังจะเกิดสมดุลของปฏิกิริยาที่ซีเซียมไอโอด์ทำปฏิกิริยากับผนังของบ่อเก็บเชื้อเพลิง ส่งผลให้การสะสมตัวของซีเซียมไอโอด์ที่ผนังคงที่ ในลักษณะเดียวกัน ในกรณีการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียม พบว่าเวลาประมาณ 15 วันหลังจากที่เกิดการรั่วไหล ซีเซียมไอโอด์มีการสะสมตัวที่ผนังคงที่ เช่นเดียวกันกับการประเมินด้วยโปรแกรม MELCOR แต่ถึงอย่างไรก็ตามหากพิจารณาผลการเคลื่อนที่และการสะสมตัวระยะยาวของซีเซียมไอโอด์จากทั้งสองกรณีจะพบว่าลักษณะการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไอโอด์ในรูปแบบแก๊สเป็นลักษณะเดียวกัน แต่อย่างไรก็ตามหากพิจารณาการประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของสารประกอบซีเซียมไอโอด์ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในระยะสั้น การประเมินการรั่วไหลของซีเซียมด้วยโปรแกรม MELCOR มีความเหมาะสมมากกว่า เนื่องจากการประเมินการรั่วไหลเป็นการประเมินการรั่วไหลของซีเซียมในกรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟูกูชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เช่นเดียวกันกับงานวิจัยนี้



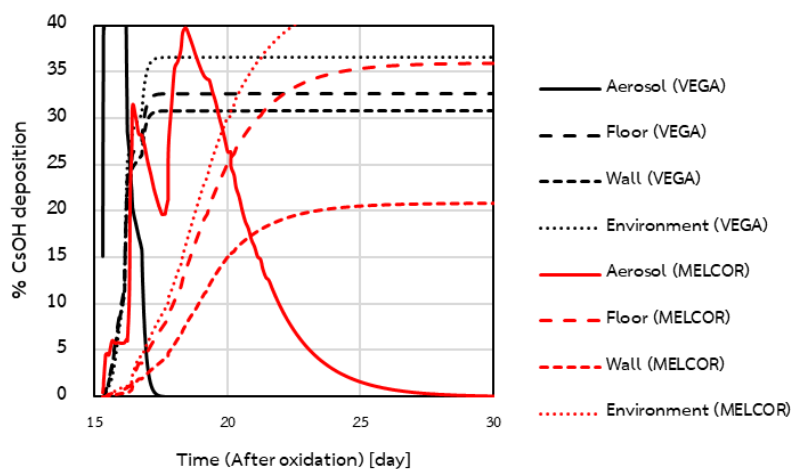
รูปที่ 44 การประเมินการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไอโอดาไดต์ (ระยะยาว)

เมื่อพิจารณาการสะสมตัวของซีเซียมไอโอดาไดต์ในรูปแบบแก๊สจะพบว่าเกิดการสะสมตัวเพียงเล็กน้อยที่ผนังของบ่อเก็บเชื้อเพลิง รูปที่ 45 แสดงปรากฏการณ์การสะสมตัวของซีเซียมไอโอดาไดต์ โดยปรากฏการณ์ที่ส่งผลต่อการสะสมตัวของซีเซียมไอโอดาไดต์ในรูปแบบแก๊สคือปรากฏการณ์การดูดซับ (Adsorption) เนื่องจากในขณะที่ซีเซียมไอโอดาไดต์เกิดการรั่วไหลอุณหภูมิในระบบสูง ทำให้กำแพงของบ่อเก็บเชื้อเพลิงทำปฏิกิริยากับแก๊สส่งผลให้แก๊สสะสมตัวอยู่ที่ผนังของบ่อเก็บเชื้อเพลิงเพิ่มขึ้นอย่างต่อเนื่อง เมื่อปฏิกิริยาระหว่างผนังของบ่อเก็บเชื้อเพลิงกับซีเซียมไอโอดาไดต์ในรูปแบบแก๊สเข้าสู่สมดุล ทำให้การสะสมตัวของซีเซียมไอโอดาไดต์ที่ผนังคงที่ เมื่อเปรียบเทียบกับระหว่างการทดสอบการรั่วไหลและการประเมินการรั่วไหลด้วยโปรแกรม พบว่ามีการประเมินการสะสมตัวของซีเซียมด้วยจากการประเมินการรั่วไหลโปรแกรม MELCOR มีการสะสมตัวของซีเซียมไอโอดาไดต์มากกว่าการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียมเนื่องจากการประเมินด้วยโปรแกรม MELCOR มีอุณหภูมิในระบบสูงกว่าการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียม ทำให้การสะสมตัวจากปรากฏการณ์การดูดซับจึงมีมากกว่าการทดสอบการรั่วไหลเล็กน้อย



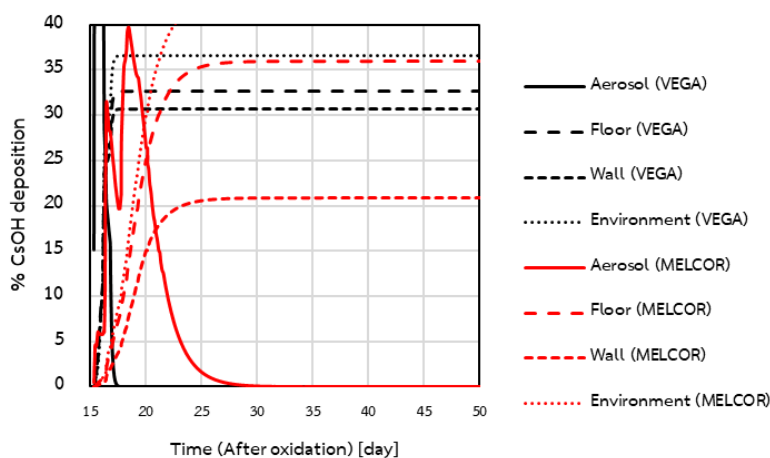
รูปที่ 45 ปรากฏการณ์การสะสมตัวของซีเซียมไอโดไดต์

ถัดมาเป็นการประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ ซึ่งเป็นตัวแทนของซีเซียมในรูปแบบของแอโรซอลด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 โดยข้อมูลในการของซีเซียมไฮดรอกไซด์ที่ใช้ในการประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวแสดงดังตารางที่ 14 โดยใช้ข้อมูลของการประเมินการรั่วไหลด้วยโปรแกรม MELCOR [22] และการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียม [18] มาเป็นข้อมูลในการประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ในรูปแบบแอโรซอล รูปที่ 46 แสดงการประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 ในระยะสั้น พบว่าทั้งสองกรณีมีการรั่วไหลของซีเซียมไฮดรอกไซด์ออกไปสู่สิ่งแวดล้อมมากที่สุด โดยมีการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ที่พื้นและผนังของบ่อเก็บเชื้อเพลิงตามลำดับ ในการประเมินการเคลื่อนที่และการสะสมตัวในระยะสั้นจะพบว่าลักษณะการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์จากการประเมินการรั่วไหลด้วยโปรแกรม MELCOR กับการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียมมีลักษณะใกล้เคียงกัน แต่การสะสมตัวจากการประเมินการรั่วไหลด้วยโปรแกรม MELCOR มีการสะสมตัวที่พื้นและผนังต่ำกว่าการทดสอบการรั่วไหลซีเซียม เนื่องจากอัตราการรั่วไหลของซีเซียมจากการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียมมีการปลดปล่อยซีเซียมที่รวดเร็วกว่าการประเมินการรั่วไหลด้วยโปรแกรม MELCOR โดยการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียมให้ความร้อนจากวิธีการเผา แต่ในการประเมินการรั่วไหลด้วยโปรแกรม MELCOR ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงได้รับความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันและความร้อนจากการสลายตัว ส่งผลให้อัตราการรั่วไหลของซีเซียมแตกต่างกัน



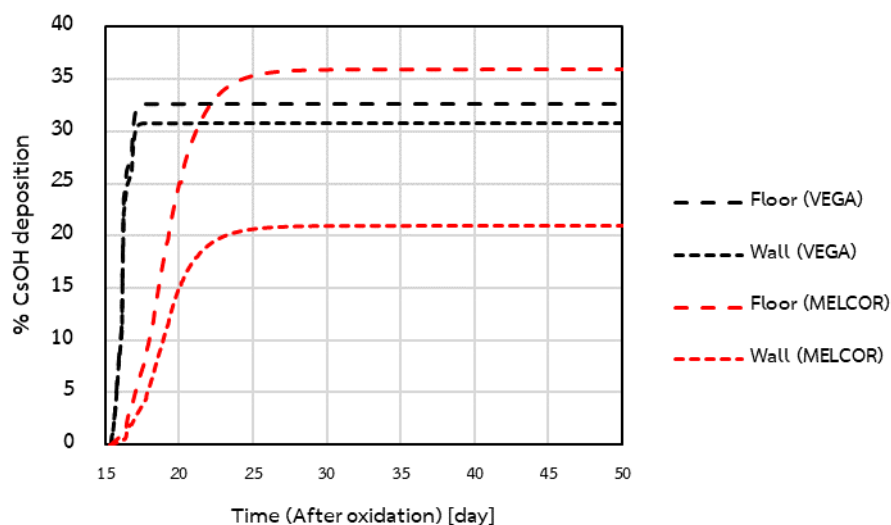
รูปที่ 46 การประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ (ระยะสั้น)

แต่อย่างไรก็ตามหากพิจารณาการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ระยะยาว รูปที่ 48 แสดงการเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ระยะยาวด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 พบว่าการสะสมตัวของซีเซียมจากการประเมินทั้งสองกรณีมีลักษณะเดียวกัน แต่ปริมาณการสะสมตัวจากการประเมินด้วยโปรแกรม MELCOR มีการเคลื่อนที่ออกไปสู่สิ่งแวดล้อมมากกว่าการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียม แต่ในการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียมมีการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ที่ผนังมากกว่าการประเมินด้วยโปรแกรม MELCOR แต่ในขณะเดียวกันมีการสะสมตัวที่พื้นจากทั้งสองกรณีใกล้เคียงกัน ทั้งนี้เนื่องจากการประเมินด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 ได้กำหนดให้ขนาดของซีเซียมไฮดรอกไซด์ในรูปแบบแอโรซอลเท่ากัน แต่อุณหภูมิในระบบของการประเมินการรั่วไหลของซีเซียมด้วยโปรแกรม MELCOR และการทดสอบการรั่วไหลของซีเซียมมีอัตราการเพิ่มขึ้นที่ไม่เท่ากัน ส่งผลให้การสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ในรูปแบบของแอโรซอลแตกต่างกัน



รูปที่ 47 การประเมินพฤติกรรมเคลื่อนที่และการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 (ระยะยาว)

ถัดมาเป็นการพิจารณาการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ในรูปแบบแอโรซอล รูปที่ 48 แสดง โดยการสะสมตัวพื้นของซีเซียมไฮดรอกไซด์เกิดขึ้นจากปรากฏการณ์การตกด้วยแรงโน้มถ่วง (gravitational settling) เนื่องจากในการประเมินการสะสมตัวด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 กำหนดให้ซีเซียมไฮดรอกไซด์มีขนาดเท่ากันทั้งหมด ส่งผลให้มีการสะสมตัวที่พื้นจากทั้งสองกรณีมีปริมาณของซีเซียมไฮดรอกไซด์สะสมตัวใกล้เคียงกัน จากนั้นเมื่อพิจารณาว่าการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ที่ผนัง จะพบว่าการสะสมตัวเกิดขึ้นจากปรากฏการณ์การแพร่แบบบราวเนียน (Brownian diffusion) เนื่องจากในขณะที่ซีเซียมเกิดการรั่วไหลอุณหภูมิในระบบสูงถึง 1100 K จึงทำให้ซีเซียมไฮดรอกไซด์มีพลังงานจลน์สูง ส่งผลให้เกิดการชนกันของโมเลกุลที่บริเวณความหนาแน่นสูงไปยังบริเวณที่มีความหนาแน่นต่ำ แต่ในขณะเดียวกัน พบว่าไม่มีการสะสมตัวจากปรากฏการณ์เทอร์โมโฟรีซิส และดิฟฟิวซิโอฟรีซิส เนื่องจากปรากฏการณ์เทอร์โมโฟรีซิสพิจารณาเกรเดียนต์ของอุณหภูมิ แต่ในการประเมินผู้วิจัยกำหนดให้อุณหภูมิที่ผนังของบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิเท่ากันกับแอโรซอล ส่งผลให้ไม่เกิดการสะสมตัวที่ผนังของบ่อเก็บเชื้อเพลิง จากนั้นเมื่อพิจารณาดิฟฟิวซิโอฟรีซิส พบว่าไม่มีการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ที่ผนังเช่นเดียวกัน เนื่องจากปรากฏการณ์ดิฟฟิวซิโอฟรีซิสพิจารณาการควบแน่นของไอน้ำ โดยพิจารณาไอน้ำที่เคลื่อนเข้าหาโมเลกุลแอโรซอลที่อุณหภูมิต่ำกว่า แต่ในการประเมินนี้ซีเซียมได้เกิดการรั่วไหลที่อุณหภูมิสูง ซึ่งทำให้ไม่มีไอน้ำในระบบ ส่งผลให้ไม่มีการสะสมตัวที่ผนังจากปรากฏการณ์ดิฟฟิวซิโอฟรีซิส

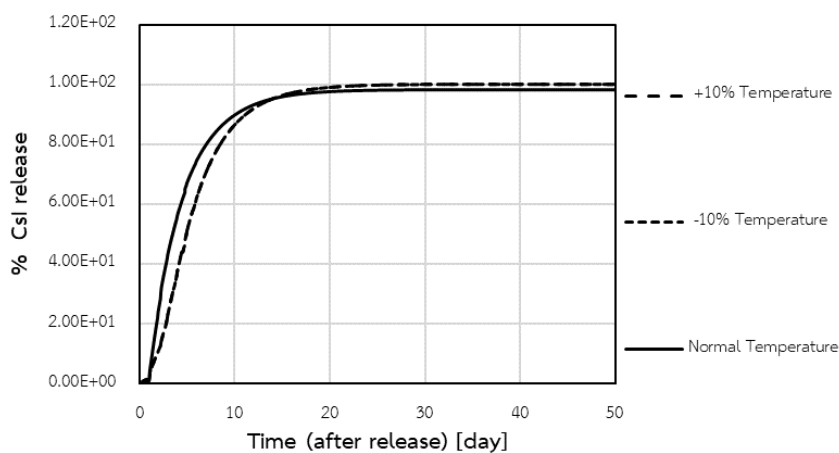


รูปที่ 48 ปรากฏการณ์การสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์

4.2.5.2 การวิเคราะห์ Sensitivity analysis

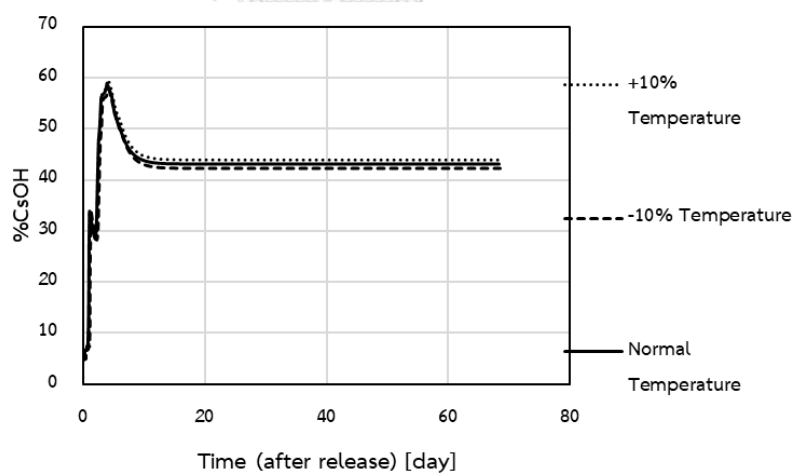
การประเมินการตอบสนองของอุณหภูมิต่อพฤติกรรมของสารกัมมันตรังสีด้วยโปรแกรม Modified ART Mod 2 โดยศึกษาสารกัมมันตรังสีทั้งในรูปแบบของแก๊ส และแอโรซอล โดยในงานวิจัยนี้ กำหนดให้ซีเซียมไอโอดาต์เป็นตัวแทนของสารประกอบซีเซียมในรูปแบบของแก๊ส และซีเซียมไฮดรอกไซด์เป็นตัวแทนของสารประกอบซีเซียมในรูปแบบของแอโรซอล

การศึกษาการตอบสนองของอุณหภูมิต่อพฤติกรรมการสะสมตัวของซีเซียมไอโอดาต์ในรูปแบบของแก๊ส แสดงดังรูปที่ 49 พบว่าเมื่ออุณหภูมิเพิ่มขึ้นหรือลดลงจะพบว่าซีเซียมไอโอดาต์การรั่วไหลจะเกิดการสะสมตัวที่ผนังของซีเซียมไอโอดาต์ในรูปแบบแก๊สที่แตกต่างกันเพียงเล็กน้อย แต่ถ้าหากพิจารณาในระยะยาวแล้วจะพบว่าปริมาณการรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมของซีเซียมไอโอดาต์ยังมีความใกล้เคียงกัน



รูปที่ 49 การรั่วไหลของซีเซียมไอโอไดด์

การศึกษาการตอบสนองของอุณหภูมิต่อพฤติกรรมการสะสมตัวของซีเซียมไฮดรอกไซด์ในรูปแบบของแอโรซอล แสดงดังรูปที่ 51 พบว่าการรั่วไหลของซีเซียมไฮดรอกไซด์ในรูปแบบของแอโรซอลเมื่อเพิ่มหรือลดอุณหภูมิของแอโรซอลจะพบว่าการสะสมตัวที่ผนังจากปรากฏการณ์การแพร่แบบบราวเนียนที่แตกต่างกัน แต่ถ้าพิจารณาในระยะยาวแล้วจะพบว่าซีเซียมไฮดรอกไซด์มีการรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมในปริมาณที่ใกล้เคียงกัน



รูปที่ 50 การรั่วไหลของซีเซียมไฮดรอกไซด์

4.3 สรุปผลการศึกษากระบวนการการเกิดอุบัติเหตุบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิ หน่วยที่สี่

ตารางที่ 16 เหตุการณ์ที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่

เหตุการณ์	เวลา [days]
เกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็น	0
น้ำหล่อเย็นเกิดการเดือดกลายเป็นไอ	1.75
ระดับน้ำหล่อเย็นลดลงถึงบริเวณเชื้อเพลิง	13
ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชัน	15.3
ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงหลอมละลาย	15.5
ซีซีเอ็ม-137 รั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมจนหมด	25

ตารางที่ 16 แสดงเหตุการณ์ที่เกิดขึ้นในแต่ละช่วงเวลาของอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่กรณีสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง จากการศึกษาการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ข้างต้น เมื่อเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์ในการหล่อเย็นเชื้อเพลิง ทำให้น้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นเนื่องจากไม่สามารถกำจัดความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงได้ จากนั้นเมื่ออุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นสูงขึ้นอย่างต่อเนื่อง เป็นสาเหตุให้น้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอน้ำ ตามลำดับ โดยในการศึกษาพบว่าน้ำหล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดการเดือดเป็นเวลา 42 ชั่วโมง หลังจากเกิดอุบัติเหตุการระเหยกลายเป็นไอน้ำของน้ำหล่อเย็นส่งผลให้ระดับของน้ำหล่อเย็นลดลงอย่างต่อเนื่องจนกระทั่ง ระดับน้ำหล่อเย็นลดลงจนถึงบริเวณปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเป็นเวลา 14 วัน หลังจากเกิดอุบัติเหตุ จากนั้นเมื่อน้ำไม่สามารถหล่อเย็นเชื้อเพลิงและปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเป็นสาเหตุให้ความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดการสะสมตัวที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิง เมื่อความร้อนเกิดการสะสมบริเวณปลอกหุ้มเชื้อเพลิงทำให้อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงสูงขึ้นอย่างต่อเนื่อง ต่อมาเมื่ออุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงถึง 1,100 K เป็นเวลา 16 วัน หลังจากเกิดอุบัติเหตุ ซึ่งเป็นอุณหภูมิที่ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงสามารถเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันกับไอน้ำได้ โดยปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นปฏิกิริยาคายความร้อนส่งผลให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงมีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างรวดเร็วจนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการหลอมเหลว อีกทั้งปฏิกิริยา

ออกซิเดชันของพลอกหุ้มเชื้อเพลิงและไอน้ำมีผลิตภัณฑ์เป็นแก๊สไฮโดรเจน โดยแก๊สไฮโดรเจนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันเป็นเหตุให้พลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดการบวมและแตกออกตามลำดับ โดยการแตกออกของพลอกหุ้มเชื้อเพลิงทำให้สารกัมมันตรังสีรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

บทที่ 5

สรุปผลและข้อเสนอแนะ

เนื้อหาในบทนี้ประกอบด้วยสรุปผลของการคำนวณการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ และข้อเสนอแนะที่จะเป็นประโยชน์ต่องานวิจัยนี้ในอนาคต

5.1 สรุปผลงานวิจัย

การระเบิดของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เป็นเหตุการณ์สำคัญที่สนใจทางด้านความปลอดภัยของนิวเคลียร์สนใจทั่วโลก สำหรับงานวิจัยนี้ได้มีความสนใจเกี่ยวกับการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่เพื่อสนับสนุนการจัดการอุบัติเหตุทางด้านนิวเคลียร์ของประเทศไทยและอาเซียนในอนาคต งานวิจัยนี้ได้ศึกษาอุบัติเหตุที่เกิดขึ้นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ในกรณีสูญเสียอุปกรณ์หล่อเย็นเพื่อที่จะประเมินกระบวนการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิง การศึกษาการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงนี้สามารถนำไปประยุกต์ใช้กับการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงในกรณีอื่น ๆ สำหรับงานวิจัยนี้ได้อ้างอิงเหตุการณ์ที่มีความสัมพันธ์การทดลองและแบบจำลองการเกิดอุบัติเหตุสูญเสียอุปกรณ์หล่อเย็นในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ การคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้ว, อุณหภูมิและระดับของน้ำหล่อเย็น, อุณหภูมิของปlokหุ้มเชื้อเพลิง, และการรั่วไหลและการสะสมตัวของสารกัมมันตรังสี โดยงานวิจัยนี้มุ่งเน้นการศึกษาสารประกอบซีเซียม-137 ในรูปแบบแก๊สและแอโรซอล โดยตัวแปรดังกล่าวได้ถูกศึกษาเพื่อให้ครอบคลุมการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิง

การคำนวณความร้อนจากการสลายตัวจากแบบจำลองของ K. Way and E.P. Wigner โดยกำหนดให้เชื้อเพลิงถูกใช้ที่ 19 เดือนนั้นมีความใกล้เคียงกับผลการประเมินของ TEPCO ซึ่งผลการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวดังกล่าวสามารถนำไปทำนายการเกิดอุบัติเหตุในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าฟุกุชิมะไดอิจิหน่วยที่สี่ได้ การคำนวณอุณหภูมิของน้ำหล่อเย็นหลังจากเกิดอุบัติเหตุพบว่ามีอุณหภูมิสูงขึ้นอย่างต่อเนื่องจนกระทั่งน้ำในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอเมื่อเวลาประมาณ 2 วันหลังจากเกิดอุบัติเหตุ การคำนวณระดับของน้ำหล่อเย็นในขณะที่ได้รับความร้อนจากความร้อนจากการสลายตัวของเชื้อเพลิงใช้แล้วพบว่าเมื่อน้ำเกิดการเดือดและระเหยกลายเป็นไอรระดับของน้ำหล่อเย็นลดลงอย่างต่อเนื่องจนถึงบริเวณด้านล่างของปlokหุ้มเชื้อเพลิงภายในเวลา 30 วัน ในขณะเดียวกัน เมื่อระดับลดลงจนกระทั่งไม่สามารถหล่อเย็นปlokหุ้มเชื้อเพลิงได้ ปlokหุ้มเชื้อเพลิงได้รับความร้อนจากการสลายตัว ส่งผลให้อุณหภูมิของปlokหุ้มเชื้อเพลิง

เพิ่มขึ้นอย่างต่อเนื่องจนกระทั่งปลอกหุ้มเชื้อเพลิงเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันกับไอน้ำที่อุณหภูมิ 1100 K ทำให้ปลอกหุ้มเชื้อเพลิงได้รับความเสียหาย และสารกัมมันตรังสีเกิดการรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อม ในงานวิจัยนี้สารกัมมันตรังสีมุ่งเน้นการศึกษาสารประกอบซีเซียม โดยกำหนดให้ซีเซียมไอโอดาต์เป็นตัวแทนของซีเซียมในรูปแบบของแก๊ส และซีเซียมไฮดรอกไซด์เป็นตัวแทนของสารประกอบซีเซียมในรูปแบบของแอรโซล การเคลื่อนที่และการสะสมตัวของสารประกอบซีเซียมทั้งสองรูปแบบศึกษาโดยใช้โปรแกรม Modified ART Mod 2 จากการจำลองพบว่าสารประกอบซีเซียมทั้งซีเซียมไอโอดาต์ในรูปแบบแก๊สและซีเซียมไฮดรอกไซด์ในรูปแบบของแอรโซลสามารถรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมได้อย่างมีนัยสำคัญ โดยปรากฏการณ์การดูดซับของซีเซียมไอโอดาต์ในรูปแบบของแก๊สเป็นปรากฏการณ์ที่ส่งผลให้ซีเซียมไอโอดาต์ในรูปแบบแก๊สเกิดการสะสมตัวในบ่อเก็บเชื้อเพลิง ปรากฏการณ์การตกด้วยแรงโน้มถ่วงและการแพร่แบบบราวเนียนของซีเซียมไฮดรอกไซด์ในรูปแบบของแอรโซลเป็นปรากฏการณ์ที่ส่งผลให้ซีเซียมไฮดรอกไซด์ในรูปแบบของแอรโซลสะสมตัวที่บ่อเก็บเชื้อเพลิง

แบบจำลองในการคำนวณอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงสามารถนำไปประเมินอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงของโรงไฟฟ้าอื่น ๆ ได้ นอกจากนี้ยังสามารถนำไปประเมินอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงในกรณี สูญเสียแหล่งไฟฟ้าสำรอง, ระบบหล่อเย็นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงเกิดความเสียหาย เป็นต้น เนื่องจากบ่อเก็บเชื้อเพลิงสามารถเป็นแหล่งกำเนิดของสารกัมมันตรังสีที่สามารถรั่วไหลออกไปสู่สิ่งแวดล้อมหากเกิดอุบัติเหตุร้ายแรง ดังนั้นแบบจำลองในการคำนวณการเกิดอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงสามารถจึงสามารถนำไปวางแผนจัดการการเกิดอุบัติเหตุให้ครอบคลุมมากยิ่งขึ้น และสามารถนำไปประเมินผลกระทบของสารกัมมันตรังสีที่รั่วไหลจากบ่อเก็บเชื้อเพลิงออกไปสู่สิ่งแวดล้อมได้อีกด้วย

5.2 ข้อเสนอแนะ

1. การคำนวณการเกิดอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงสามารถนำไปประยุกต์ใช้กับการวิเคราะห์การเกิดอุบัติเหตุภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงใช้แล้วในกรณีอื่น ๆ ได้ เพื่อที่จะให้เป็นองค์ความรู้ที่สำคัญให้กับประเทศไทยและอาเซียนสำหรับการจัดการอุบัติเหตุของประเทศไทยและอาเซียนต่อไป

2. การวิเคราะห์การสูญเสียความร้อนของความร้อนจากการสลายตัวและความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันระหว่างปลอกหุ้มเชื้อเพลิงกับไอน้ำเพื่อให้ผลของการคำนวณสอดคล้องกับความเป็นจริงมากยิ่งขึ้น

3. การวิเคราะห์ความร้อนจากปฏิกิริยาออกซิเดชันจากโลหะชนิดอื่นภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิง ยกตัวอย่างเช่นการเกิดปฏิกิริยาออกซิเดชันของเหล็ก และเชื้อเพลิงนิวเคลียร์ (ยูเรเนียม) เพื่อให้ผลการคำนวณอุณหภูมิสอดคล้องกับความเป็นจริงมากขึ้น



บรรณานุกรม

1. Tsuruda, T., *Nuclear power plant explosions at Fukushima-Daiichi*. Procedia Engineering, 2013. **62**: p. 71-77.
2. Hatch, M., et al., *The Chernobyl disaster: cancer following the accident at the Chernobyl nuclear power plant*. Epidemiologic reviews, 2005. **27**(1): p. 56-66.
3. Holt, M., R.J. Campbell, and M.B. Nikitin, *Fukushima nuclear disaster*. 2012, Congressional Research Service Washington, DC, USA.
4. Vechgama, W. and K. Silva, *Assessment of Cesium Compound Behavior during Simultaneous Failure of Reactor Pressure Vessels and Spent Fuel Pools Using Modified ART Mod 2: Fukushima Daiichi Accident Simulation*. Science and Technology of Nuclear Installations, 2021. **2021**.
5. Silva, K., et al., *Inter-comparison of transboundary atmospheric dispersion calculations: A summary of outputs from the ASEAN NPSR benchmark exercise*. Progress in Nuclear Energy, 2021. **135**: p. 103718.
6. Vechgama, W., K. Silva, and S. Rassame, *Validation of Modified ART Mod 2 code through comparison with aerosol deposition of cesium compound in Phébus FPT3 containment vessel*. Science and Technology of Nuclear Installations, 2019. **2019**.
7. Vechgama, W., et al., *Application of Modified ART Mod 2 code to fission product behavior analysis for spent fuel pool of nuclear power plant*. IAEA TECDOC SERIES, 2021: p. 227.
8. Kljenak, I. and M. Matković, *Simulation of Loss-of-Coolant Accident in Spent Fuel Pool with ASTEC Code*.
9. National Academies of Sciences, E. and Medicine, *Lessons learned from the Fukushima nuclear accident for improving safety and security of US nuclear plants: phase 2*. 2016.
10. Stefánsson, R., *Useful predictions ahead of large earthquakes and lessons learned for future progress*. Geodesy and Geodynamics, 2020. **11**(1): p. 1-17.

11. Wang, D., et al., *Study of Fukushima Daiichi nuclear power station unit 4 spent-fuel pool*. Nuclear technology, 2012. **180**(2): p. 205-215.
12. Sina, S., et al., *Impact of the vaginal applicator and dummy pellets on the dosimetry parameters of Cs -137 brachytherapy source*. Journal of Applied Clinical Medical Physics, 2011. **12**(3): p. 183-193.
13. Andreeva, M., M. Pavlova, and P. Groudev, *Overview of plant specific severe accident management strategies for Kozloduy nuclear power plant, WWER-1000/320*. Annals of Nuclear Energy, 2008. **35**(4): p. 555-564.
14. Hashim, M., Y. Ming, and A.S. Ahmed, *Review of severe accident phenomena in LWR and related severe accident analysis codes*. Research Journal of Applied Sciences, Engineering and Technology, 2013. **5**(12): p. 3320-3335.
15. Haste, T., et al., *In-vessel core degradation code validation matrix*. 1996.
16. Rattanadecho, N., et al., *Assessment of RELAP/SCDAPSIM/MOD3. 4 prediction capability with severe fuel damage scoping test*. Science and Technology of Nuclear Installations, 2017. **2017**.
17. Sehgal, B.R., *Nuclear safety in light water reactors: severe accident phenomenology*. 2011: Academic Press.
18. Hidaka, A., *Outcome of VEGA program on radionuclide release from irradiated fuel under severe accident conditions*. Journal of nuclear science and technology, 2011. **48**(1): p. 85-102.
19. Hancock, S., et al., *Transgenerational effects of historic radiation dose in pale grass blue butterflies around Fukushima following the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant meltdown accident*. Environmental research, 2019. **168**: p. 230-240.
20. Koo, Y.-H., Y.-S. Yang, and K.-W. Song, *Radioactivity release from the Fukushima accident and its consequences: A review*. Progress in Nuclear Energy, 2014. **74**: p. 61-70.
21. Fujii, H., et al., *Investigation of the Unit-1 nuclear reactor of Fukushima Daiichi by cosmic muon radiography*. Progress of Theoretical and Experimental Physics, 2020. **2020**(4): p. 043C02.

22. Gauntt, R.O., et al., *Fukushima Daiichi accident study: status as of April 2012*. 2012, Sandia National Laboratories (SNL), Albuquerque, NM, and Livermore, CA
23. Sessler, D.I. and M.M. Todd, *Perioperative heat balance*. The Journal of the American Society of Anesthesiologists, 2000. **92**(2): p. 578-578.
24. Ginnings, D.C. and G.T. Furukawa, *Heat Capacity Standards for the Range 14 to 1200° K*. Journal of the American Chemical Society, 1953. **75**(3): p. 522-527.
25. Lewis, B., et al., *Overview of experimental programs on core melt progression and fission product release behaviour*. Journal of Nuclear Materials, 2008. **380**(1-3): p. 126-143.
26. Alam, T., et al., *A review on the clad failure studies*. Nuclear Engineering and Design, 2011. **241**(9): p. 3658-3677.
27. Petti, D.A., et al., *Power Burst Facility (PBF) severe fuel damage test 1-4 test results report*. 1989, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA). Div. of Systems
28. Way, K. and E.P. Wigner, *The rate of decay of fission products*. Physical Review, 1948. **73**(11): p. 1318.
29. Untermeyer, S. and J. Weills, *Heat generation in irradiated uranium*. 1952, Argonne National Lab.
30. El-Wakil, M., W. Choudhury, and W. Marr, *Heat transfer and fluid flow in porous fuel elements and thermal shields*. Nuclear Engineering and Design, 1971. **17**(3): p. 329-340.
31. Yanagi, C., et al., *Prediction of temperature and water level in a spent fuel pit during loss of all AC power supplies: Translation*. Journal of Nuclear Science and Technology, 2015. **52**(2): p. 193-203.
32. Zhang, Z., Y. Du, and K. Liang, *Advanced modeling techniques of a spent fuel pool with both RELAP5 and MELCOR and associated accident analysis*. Annals of nuclear energy, 2017. **110**: p. 160-170.
33. Coindreau, O., et al., *Severe accident code-to-code comparison for two accident scenarios in a spent fuel pool*. Annals of Nuclear Energy, 2018. **120**: p. 880-887.

34. Romero-Paredes, H., F. Valdés-Parada, and G. Espinosa-Paredes, *Heat and mass transfer during hydrogen generation in an array of fuel bars of a BWR using a periodic unit cell*. Science and Technology of Nuclear Installations, 2012. **2012**.
35. Schanz, G., B. Adroguer, and A. Volchek, *Advanced treatment of Zircaloy cladding high-temperature oxidation in severe accident code calculations: Part I. Experimental database and basic modeling*. Nuclear Engineering and Design, 2004. **232**(1): p. 75-84.
36. Volchek, A., Y. Zvonarev, and G. Schanz, *Advanced treatment of zircaloy cladding high-temperature oxidation in severe accident code calculations: part II. Best-fitted parabolic correlations*. Nuclear Engineering and Design, 2004. **232**(1): p. 85-96.
37. Othman, R., *Steady state and transient analysis of heat conduction in nuclear fuel elements*. masters degree project, KTH-stockholm sweden, 2004.
38. เดโช, น.ว.ร., การ ประเมิน ความ สามารถ การ ทำนาย ผล การ ทดลอง เพื่อ กำหนด ขอบเขต ความเสียหาย ของ เชื้อเพลิง แบบ รุนแรง ด้วย โปรแกรม RELAP/SCDAPSIM MOD3. 4. จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย.
39. Hidaka, A., et al., *Experimental analyses of iodine behavior under severe accident conditions with ART*. Journal of Nuclear materials, 1997. **248**: p. 226-232.
40. Yamanishi, T., et al., *Operational results of the safety systems of the tritium process laboratory of the Japan Atomic Energy Agency*. Fusion science and technology, 2008. **54**(1): p. 315-318.
41. Isaacson, M. and A.A. Sonin, *Sherwood number and friction factor correlations for electrodialysis systems, with application to process optimization*. Industrial & Engineering Chemistry Process Design and Development, 1976. **15**(2): p. 313-321.
42. Talbot, L., et al., *Thermophoresis of particles in a heated boundary layer*. Journal of fluid mechanics, 1980. **101**(4): p. 737-758.
43. Fleurot, J., et al., *Synthesis of spent fuel pool accident assessments using severe accident codes*. Annals of Nuclear Energy, 2014. **74**: p. 58-71.

44. Pontillon, Y. and G. Ducros, *Behaviour of fission products under severe PWR accident conditions. The VERCORS experimental programme—Part 3: Release of low-volatile fission products and actinides*. Nuclear Engineering and Design, 2010. **240**(7): p. 1867-1881.
45. Barrachin, M., et al., *Late phase fuel degradation in the Phébus FP tests*. Annals of Nuclear Energy, 2013. **61**: p. 36-53.
46. Pontillon, Y., G. Ducros, and P. Malgouyres, *Behaviour of fission products under severe PWR accident conditions VERCORS experimental programme—Part 1: General description of the programme*. Nuclear Engineering and Design, 2010. **240**(7): p. 1843-1852.
47. Vechgama, W., K. Silva, and S. Rassame. *Investigation and modification of aerosol deposition model of ART Mod 2 using experimental data from NSPP-502 and Phébus FPT1*. in *Proceedings of the eleventh International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety*. 2016.
48. Vechgama, W. and K. Silva. *Study of Fission Product Behavior in Containment Vessel Using Modified ART Mod 2: Update of Cesium and Iodine Compound Models*. in *International Conference on Nuclear Engineering*. 2018. American Society of Mechanical Engineers.
49. Gauntt, R., et al., *MELCOR computer code manuals*. Sandia National Laboratories, NUREG/CR, 2000. **6119**.
50. Tanaka, S.-i., *Accident at the Fukushima Dai-ichi nuclear power stations of TEPCO—outline & lessons learned—*. Proceedings of the Japan Academy, Series B, 2012. **88**(9): p. 471-484.

ภาคผนวก

ภาคผนวก ก.

รายละเอียดการคำนวณความร้อนจากการสลายตัวของแต่ละมัดเชื้อเพลิง

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 1 จำนวน 1 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 30.5 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 1 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(9.68 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 9.68 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 1 เท่ากับ 4.42×10^{-5} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 2 จำนวน 4 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 24.5 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 4 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(7.78 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 7.78 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 2 เท่ากับ 2.29×10^{-5} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 3 จำนวน 2 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 16 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 2 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(1.19 \times 10^{10})^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 1.19 \times 10^{10})^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 3 เท่ากับ 4.46×10^{-6} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 4 จำนวน 6 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 14.9 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 6 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(4.61 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 4.61 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 4 เท่ากับ 6.14×10^{-4} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 5 จำนวน 26 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 12 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 26 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(8.2 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 8.2 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 5 เท่ากับ 1.32×10^{-3} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 6 จำนวน 104 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 10.8 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 104 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(3.32 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 3.32 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 6 เท่ากับ 1.78×10^{-3} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 7 จำนวน 132 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 9.4 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 132 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(2.88 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 2.88 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 7 เท่ากับ 2.30×10^{-3} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 8 จำนวน 88 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 8.5 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 88 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(2.59 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 2.59 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 8 เท่ากับ 1.72×10^{-2} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 9 จำนวน 78 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 5.7 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 78 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(1.71 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 1.71 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 9 เท่ากับ 2.39×10^{-2} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 10 จำนวน 5 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 4.4 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 5 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(1.38 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 1.38 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 10 เท่ากับ 1.63×10^{-3} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 11 จำนวน 101 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 4.1 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 101 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(1.21 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 1.21 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 11 เท่ากับ 4.45×10^{-2} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 12 จำนวน 136 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 6 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 136 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(1.89 \times 10^8)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 1.89 \times 10^8)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 12 เท่ากับ 2.30×10^{-2} MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 13 จำนวน 100 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 1.5 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 100 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(3.87 \times 10^7)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 3.87 \times 10^7)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 13 เท่ากับ 0.126 MW

มัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 14 จำนวน 548 มัดเชื้อเพลิง เวลาที่อยู่ภายในบ่อเก็บเชื้อเพลิงก่อนเกิดอุบัติเหตุ 0.3 ปี

$$\dot{Q}_{sf_n} = 0.062 \cdot 548 \cdot \frac{2390}{548} \cdot [(9.46 \times 10^6)^{-0.2} - (5 \times 10^7 + 9.46 \times 10^6)^{-0.2}]$$

จะได้ความร้อนจากการสลายตัวของมัดเชื้อเพลิงกลุ่มที่ 14 เท่ากับ 1.93 MW

ภาคผนวก ข.

ระดับของน้ำหล่อเย็น

File	Home	Insert	Page Layout	Formulas	Data	Review	View	Help	Tell me what you want to do
Paste	Clipboard	Font	Alignment	Number	Conditional Formatting	Format as Table	Cell Styles	Insert	Delete
D5									
1	A	B	C	D	E	M	N		
2	Water mass (initial) [kg]	1383000	INPUT						
3	L (Specific latent heat) [kJ/kg]	2258	INPUT						
4	water level (Initial) [m]	12	INPUT						
5	Q (used to evaporate all water) [kJ]	3122703360							
6	Volume [m ³]	1390				OUTPUT	OUTPUT		
7	Time (after accident) [hr]	Time (after accident) [day]	Time (after shut down) [hr]	Time (after accident) [day]	Time (after shutdown) [second]	Water level [m]	Water temp [C]		
8	1.00	0	2424.00	0	3.60E+03	1.16E+01	31.40		
9	2.00	0	2425.00	0	7.20E+03	1.16E+01	32.80		
10	3.00	0	2426.00	0	1.08E+04	1.16E+01	34.20		
11	4.00	0	2427.00	0	1.44E+04	1.16E+01	35.60		
12	5.00	0	2428.00	0	1.80E+04	1.16E+01	37.00		
13	6.00	0	2429.00	0	2.16E+04	1.16E+01	38.40		
14	7.00	0	2430.00	0	2.52E+04	1.16E+01	39.80		
15	8.00	0	2431.00	0	2.88E+04	1.16E+01	41.20		
16	9.00	0	2432.00	0	3.24E+04	1.16E+01	42.60		
17	10.00	0	2433.00	0	3.60E+04	1.16E+01	44.00		
18	11.00	0	2434.00	0	3.96E+04	1.16E+01	45.40		
19	12.00	1	2435.00	1	4.32E+04	1.16E+01	46.80		
20	13.00	1	2436.00	1	4.68E+04	1.16E+01	48.20		
21	14.00	1	2437.00	1	5.04E+04	1.16E+01	49.59		
22	15.00	1	2438.00	1	5.40E+04	1.16E+01	50.99		
23	16.00	1	2439.00	1	5.76E+04	1.16E+01	52.39		
24	17.00	1	2440.00	1	6.12E+04	1.16E+01	53.79		
25	18.00	1	2441.00	1	6.48E+04	1.16E+01	55.18		
26	19.00	1	2442.00	1	6.84E+04	1.16E+01	56.58		
27	20.00	1	2443.00	1	7.20E+04	1.16E+01	57.98		
28	21.00	1	2444.00	1	7.56E+04	1.16E+01	59.37		

อุณหภูมิของปลอกหุ้มเชื้อเพลิง

File	Home	Insert	Page Layout	Formulas	Data	Review	View	Help	Tell me what you want to do
Paste	Clipboard	Font	Alignment	Number	Conditional Formatting	Format as Table	Cell Styles	Insert	Delete
A7									
8	A	B	D	L	M	N	O	R	
9	Number of fuel assembly	1331	INPUT						
10	Tg [K]	400	INPUT						
11	rf [m]	0.0048	INPUT						
12	Cladding Area [m ²]	5.69282E-06	INPUT						
13	Zr mass [g]	86000	INPUT						
14	Zr [mol]	942.7343681	INPUT						
15	Time [hr] in 1 year = 8760 hr	Time (After accident) [hr]	Time (After accident) [day]	Cp [kJ/kg.K]	kc [W/m.K]	kc zr-2	roll [kg/m ³]	T clad.zr-2	OUTPUT
16		1.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
17		2.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
18		3.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
19		4.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
20		5.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
21		6.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
22		7.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
23		8.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
24		9.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
25		10.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
26		11.00	0	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
27		12.00	1	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
28		13.00	1	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
29		14.00	1	0.29656	13.976488	14.04088	6536.12		400
30		15.00	1	0.296559999	13.976488	14.04088	6536.12		400
31		16.00	1	0.296559999	13.976488	14.04088	6536.12		400
32		17.00	1	0.296559999	13.976488	14.04088	6536.12		400
33		18.00	1	0.296559999	13.976488	14.04088	6536.12		400
34		19.00	1	0.296559999	13.976488	14.04088	6536.12		400
35		20.00	1	0.296559999	13.976488	14.04088	6536.12		400

ภาคผนวก ค.: แสดงรายละเอียด Input code ในโปรแกรม Modified ART Mod 2

1.) Input code ของ การประเมินการรั่วไหลจากการทดลองรูปแบบแก๊ส (Csl)

<<ART MOD 2 CALCULATION FOR Double Volume of SFP of Fukushima Daiichi>>>

&NDPTIM

HCOMP(1)=1.22E+03,

HCOMP(2)=1.22E+04,

VCOMP(1)=1.43E+09,

VCOMP(2)=1.43E+10,

DAW(1)=3.97E+03,

DAW(2)=3.97E+04,

IFP(1)=6,

RHOM(1)=4.51E+00, จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

FXFILM = 5.0000E-01, ALIMIT=1.0E-20&END

&DPTIM NTRNDT = 1, TNEXTJ = 1.0E+04,

AFJ(1) = 1.21E+06,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1280.0,

TWJ(1) = 1280.0,

TMPARJ(1,1) = 1*1280.0,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*4.0E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 2, TNEXTJ = 2.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.280E+03,

TWJ(1) = 1.280E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.280E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*3.87E-04 &END



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

&DPTIM NTRNDT = 3, TNEXTJ = 3.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.277E+03,

TWJ(1) =1.277E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.277E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.29E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 4, TNEXTJ = 4.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.1271E+03,

TWJ(1) =1.1278E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.278E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.55E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 5, TNEXTJ = 5.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.278219E+03,

TWJ(1) =1.278219E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.278219E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.29E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 6, TNEXTJ = 6.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,



XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.334E+03,

TWJ(1) =1.334E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.334E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*3.87E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 7, TNEXTJ = 7.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.403E+03,

TWJ(1) =1.403E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.403E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,



GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*2.58E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 8, TNEXTJ = 8.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.493E+03,

TWJ(1) =1.493E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.493E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*7.75E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 9, TNEXTJ = 8.66E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.557E+03,

TWJ(1) =1.557E+03,



TMPARJ(1,1) = 1*1.557E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*4.48E-05 &END

&DPTIM NTRNDT = 10, TNEXTJ = 9.66E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 2.17E+03,

TWJ(1) = 2.17E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*2.17E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.85E-02 &END

&DPTIM NTRNDT = 11, TNEXTJ = 1.066E+05,



PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.577E+03,

TWJ(1) =1.577E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.577E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*5.55E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 12, TNEXTJ = 1.166E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.436E+03,

TWJ(1) =1.436E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.436E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,



TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*7.75E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 13, TNEXTJ = 1.2660E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.37E+03,

TWJ(1) = 1.37E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.37E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.29E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 14, TNEXTJ = 1.3660E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,



TJ(1) = 1.307E+03,

TWJ(1) = 1.307E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.307E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*5.16E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 15, TNEXTJ = 1.4660E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.277E+03,

TWJ(1) = 1.277E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.277E+03,

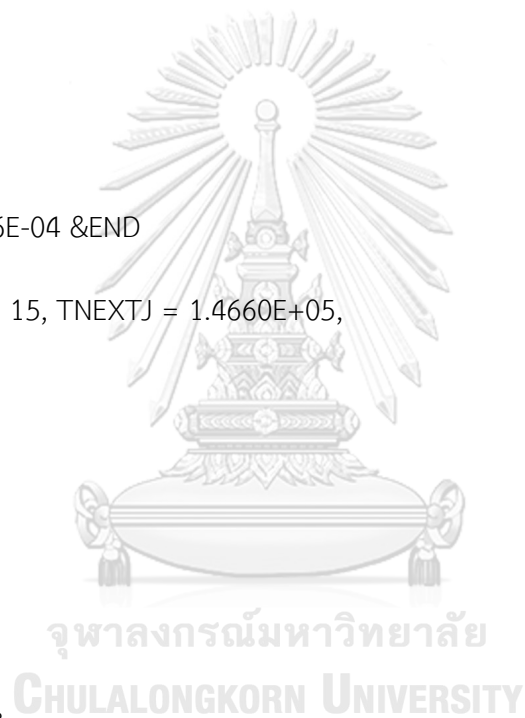
PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,



SRCJ(1,1,1)= 1*0.00E+00 &END

&DPTIM NTRNDT = 16, TNEXTJ = 1.5660E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.432E+03,

TWJ(1) = 1.432E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.432E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*2.58E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 17, TNEXTJ = 1.6660E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.324E+03,

TWJ(1) =1.324E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.324E+03,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*0 &END

&DPTIM NTRNDT = 18, TNEXTJ = 1.7320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.383E+03,

TWJ(1) =1.383E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.383E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.97E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 19, TNEXTJ = 1.8320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,



VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.416E+03,

TWJ(1) =1.416E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.416E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*2.58E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 20, TNEXTJ = 1.9320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.482E+03,

TWJ(1) =1.482E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.482E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,



XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*3.87E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 21, TNEXTJ = 2.0320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.581E+03,

TWJ(1) =1.581E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.581E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.16E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 22, TNEXTJ = 2.1320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.689E+03,



TWJ(1) = 1.689E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.689E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*2.58E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 23, TNEXTJ = 2.2320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.722E+03,

TWJ(1) = 1.722E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.722E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*5.94E-03 &END



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

&DPTIM NTRNDT = 24, TNEXTJ = 2.3320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.729E+03,

TWJ(1) =1.729E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.729E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*5.55E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 25, TNEXTJ = 2.4320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.749E+03,

TWJ(1) =1.749E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.749E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*5.29E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 26, TNEXTJ = 2.5320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.739E+03,

TWJ(1) = 1.739E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.739E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*2.71E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 27, TNEXTJ = 2.5980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,



XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.716E+03,

TWJ(1) =1.716E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.716E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*3.73E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 28, TNEXTJ = 2.6980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.689E+03,

TWJ(1) =1.689E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.689E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,



GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*3.87E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 29, TNEXTJ = 2.7980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.686E+03,

TWJ(1) =1.686E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.686E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*2.71E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 30, TNEXTJ = 2.8980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.686E+03,

TWJ(1) =1.686E+03,



TMPARJ(1,1) = 1*1.686E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.68E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 31, TNEXTJ = 2.9980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.432E+03,

TWJ(1) = 1.432E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.432E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.42E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 32, TNEXTJ = 3.0980E+05,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.432E+03,

TWJ(1) = 1.432E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.432E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.29E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 33, TNEXTJ = 3.1980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.772E+03,

TWJ(1) = 1.772E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.772E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,



TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.42E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 34, TNEXTJ = 3.2980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.814E+03,

TWJ(1) = 1.814E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.814E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.42E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 35, TNEXTJ = 3.3980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,



TJ(1) = 1.854E+03,

TWJ(1) = 1.854E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.854E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.55E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 36, TNEXTJ = 3.4640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.872E+03,

TWJ(1) = 1.872E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.872E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,



SRCJ(1,1,1)= 1*1.68E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 37, TNEXTJ = 3.5640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.872E+03,

TWJ(1) =1.872E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.872E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.96E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 38, TNEXTJ = 3.6640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.861E+03,

TWJ(1) =1.861E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.861E+03,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*9.98E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 39, TNEXTJ = 3.7640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.848E+03,

TWJ(1) = 1.848E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.848E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.10E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 40, TNEXTJ = 3.8640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,



VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.820E+03,

TWJ(1) = 1.820E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.820E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*6.63E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 41, TNEXTJ = 3.9640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.782E+03,

TWJ(1) = 1.782E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.782E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,



XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*7.71E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 42, TNEXTJ = 4.0640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.752E+03,

TWJ(1) = 1.752E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.752E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*5.55E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 43, TNEXTJ = 4.1640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.716E+03,



TWJ(1) = 1.716E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.716E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 44, TNEXTJ = 4.1640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.612E+03,

TWJ(1) = 1.612E+03, จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

TMPARJ(1,1) = 1*1.612E+03, CHULALONGKORN UNIVERSITY

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 45, TNEXTJ = 4.3300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.590E+03,

TWJ(1) = 1.590E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.590E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*2.29E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 46, TNEXTJ = 4.4300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.573E+03,

TWJ(1) = 1.573E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.573E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*2.29E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 47, TNEXTJ = 4.5300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.560E+03,

TWJ(1) = 1.560E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.560E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 48, TNEXTJ = 4.6300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,



XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.549E+03,

TWJ(1) = 1.549E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.549E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.23E-05 &END

&DPTIM NTRNDT = 49, TNEXTJ = 4.7300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.533E+03,

TWJ(1) = 1.533E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.533E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,



GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.21E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 50, TNEXTJ = 4.8300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.522E+03,

TWJ(1) = 1.522E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.522E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 51, TNEXTJ = 4.9300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.495E+03,

TWJ(1) = 1.495E+03,



TMPARJ(1,1) = 1*1.495E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.25E-05 &END

&DPTIM NTRNDT = 52, TNEXTJ = 5.0300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.479E+03,

TWJ(1) = 1.479E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.479E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*3.38E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 53, TNEXTJ = 5.1300E+05,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.462E+03,

TWJ(1) = 1.462E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.462E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.25E-05 &END

&DPTIM NTRNDT = 54, TNEXTJ = 5.1960E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.454E+03,

TWJ(1) = 1.454E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.454E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,



TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 55, TNEXTJ = 5.2960E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.432E+03,

TWJ(1) = 1.432E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.432E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*0 &END

&DPTIM NTRNDT = 56, TNEXTJ = 5.3960E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,



TJ(1) = 1.408E+03,

TWJ(1) = 1.408E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.408E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*1.27E-05 &END

&DPTIM NTRNDT = 57, TNEXTJ = 5.4960E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.397E+03,

TWJ(1) = 1.397E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.397E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,



SRCJ(1,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 58, TNEXTJ = 31536000.00,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.387E+03,

TWJ(1) = 1.387E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.387E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(1,1,1)= 1*0 &END



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

2.) Input code ของการทดลองการรั่วไหลของซีซีเอ็ม-137

<<ART MOD 2 CALCULATION FOR Double Volume of SFP of Fukushima Daiichi>>>

&NDPTIM

HCOMP(1)=1.22E+03,

HCOMP(2)=1.22E+04,

VCOMP(1)=1.43E+09,

VCOMP(2)=1.43E+10,

DAW(1)=3.97E+03,

DAW(2)=3.97E+04,

IFP(1)=7,

RHOM(1)=3.68E+00,

ICLASS=1,

ARS(1)= 2.41E-13,6.61E-13,

CC(2,1,1)= 0.0,

FXFILM = 5.0000E-01, ALIMIT=1.0E-20&END

&DPTIM NTRNDT = 1, TNEXTJ = 1.0E+04,

AFJ(1) = 1.21E+06,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1280.0,

TWJ(1) = 1280.0,

TMPARJ(1,1) = 1*1280.0,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,



SRCJ(2,1,1)= 1*4.0E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 2, TNEXTJ = 2.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.280E+03,

TWJ(1) = 1.280E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.280E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*3.87E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 3, TNEXTJ = 3.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.277E+03,

TWJ(1) =1.277E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.277E+03,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.29E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 4, TNEXTJ = 4.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.1271E+03,

TWJ(1) =1.1278E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.278E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

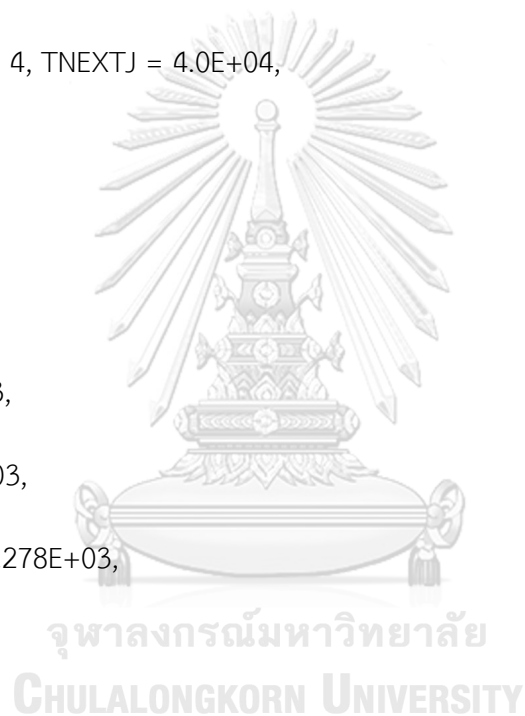
XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.55E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 5, TNEXTJ = 5.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,



VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.278219E+03,

TWJ(1) =1.278219E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.278219E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.29E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 6, TNEXTJ = 6.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.334E+03,

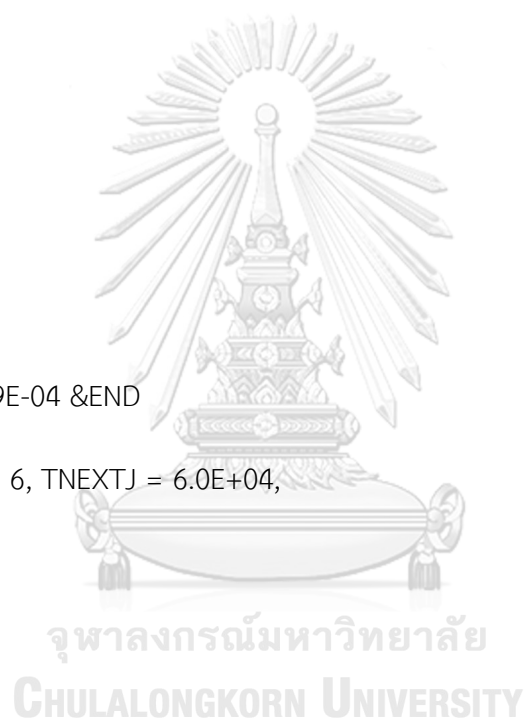
TWJ(1) =1.334E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.334E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,



XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*3.87E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 7, TNEXTJ = 7.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.403E+03,

TWJ(1) =1.403E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.403E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*2.58E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 8, TNEXTJ = 8.0E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.493E+03,



TWJ(1) = 1.493E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.493E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*7.75E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 9, TNEXTJ = 8.66E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.557E+03,

TWJ(1) = 1.557E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.557E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*4.48E-05 &END



&DPTIM NTRNDT = 10, TNEXTJ = 9.66E+04,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 2.17E+03,

TWJ(1) = 2.17E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*2.17E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.85E-02 &END

&DPTIM NTRNDT = 11, TNEXTJ = 1.066E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.577E+03,

TWJ(1) =1.577E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.577E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*5.55E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 12, TNEXTJ = 1.166E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.436E+03,

TWJ(1) =1.436E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.436E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*7.75E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 13, TNEXTJ = 1.2660E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,



XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.37E+03,

TWJ(1) =1.37E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.37E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.29E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 14, TNEXTJ = 1.3660E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.307E+03,

TWJ(1) =1.307E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.307E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,



GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*5.16E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 15, TNEXTJ = 1.4660E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.277E+03,

TWJ(1) =1.277E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.277E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*0.00E+00 &END

&DPTIM NTRNDT = 16, TNEXTJ = 1.5660E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.432E+03,

TWJ(1) = 1.432E+03,



TMPARJ(1,1) = 1*1.432E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*2.58E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 17, TNEXTJ = 1.6660E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.324E+03,

TWJ(1) =1.324E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.324E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*0 &END

&DPTIM NTRNDT = 18, TNEXTJ = 1.7320E+05,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.383E+03,

TWJ(1) =1.383E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.383E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.97E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 19, TNEXTJ = 1.8320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.416E+03,

TWJ(1) =1.416E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.416E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,



TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*2.58E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 20, TNEXTJ = 1.9320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.482E+03,

TWJ(1) = 1.482E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.482E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*3.87E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 21, TNEXTJ = 2.0320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,



TJ(1) = 1.581E+03,

TWJ(1) = 1.581E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.581E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.16E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 22, TNEXTJ = 2.1320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.689E+03,

TWJ(1) = 1.689E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.689E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

SRCJ(2,1,1)= 1*2.58E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 23, TNEXTJ = 2.2320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.722E+03,

TWJ(1) =1.722E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.722E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*5.94E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 24, TNEXTJ = 2.3320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.729E+03,

TWJ(1) =1.729E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.729E+03,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*5.55E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 25, TNEXTJ = 2.4320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.749E+03,

TWJ(1) =1.749E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.749E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*5.29E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 26, TNEXTJ = 2.5320E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,



VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.739E+03,

TWJ(1) =1.739E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.739E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*2.71E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 27, TNEXTJ = 2.5980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.716E+03,

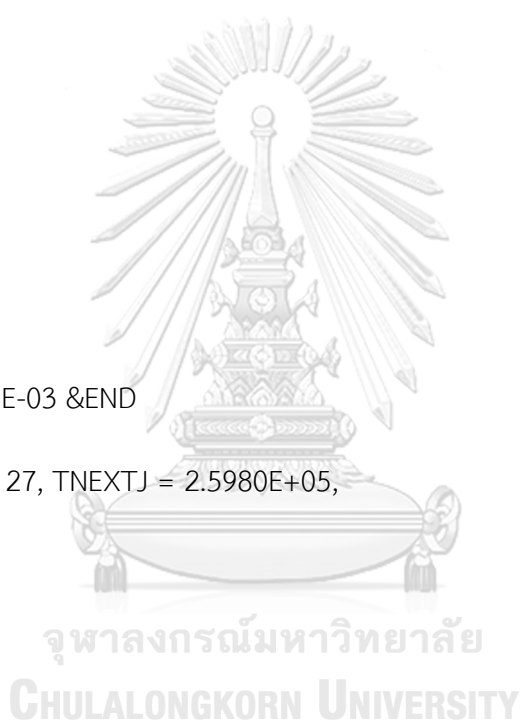
TWJ(1) =1.716E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.716E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,



XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*3.73E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 28, TNEXTJ = 2.6980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.689E+03,

TWJ(1) =1.689E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.689E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*3.87E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 29, TNEXTJ = 2.7980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.686E+03,



TWJ(1) = 1.686E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.686E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*2.71E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 30, TNEXTJ = 2.8980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.686E+03,

TWJ(1) = 1.686E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.686E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.68E-03 &END



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

&DPTIM NTRNDT = 31, TNEXTJ = 2.9980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.432E+03,

TWJ(1) = 1.432E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.432E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.42E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 32, TNEXTJ = 3.0980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.432E+03,

TWJ(1) = 1.432E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.432E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.29E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 33, TNEXTJ = 3.1980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.772E+03,

TWJ(1) = 1.772E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.772E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.42E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 34, TNEXTJ = 3.2980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,



XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.814E+03,

TWJ(1) =1.814E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.814E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.42E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 35, TNEXTJ = 3.3980E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.854E+03,

TWJ(1) =1.854E+03,

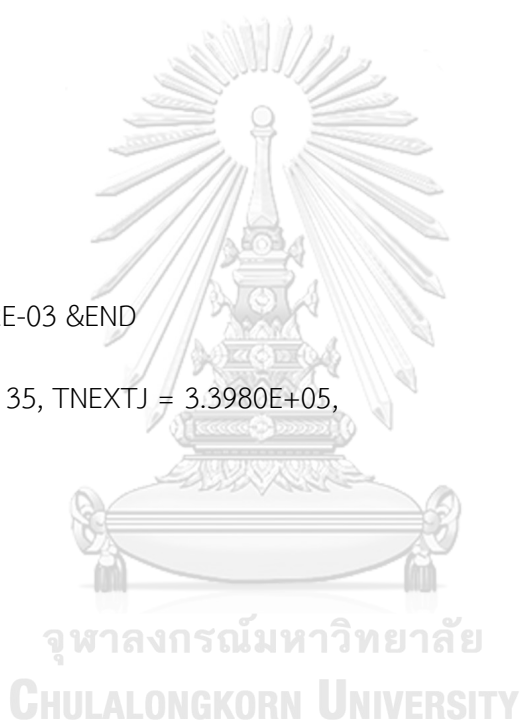
TMPARJ(1,1) = 1*1.854E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,



GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.55E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 36, TNEXTJ = 3.4640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.872E+03,

TWJ(1) =1.872E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.872E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.68E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 37, TNEXTJ = 3.5640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.872E+03,

TWJ(1) =1.872E+03,



TMPARJ(1,1) = 1*1.872E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.96E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 38, TNEXTJ = 3.6640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.861E+03,

TWJ(1) =1.861E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.861E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*9.98E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 39, TNEXTJ = 3.7640E+05,



PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.848E+03,

TWJ(1) = 1.848E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.848E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.10E-03 &END

&DPTIM NTRNDT = 40, TNEXTJ = 3.8640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.820E+03,

TWJ(1) = 1.820E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.820E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,



TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*6.63E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 41, TNEXTJ = 3.9640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.782E+03,

TWJ(1) = 1.782E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.782E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*7.71E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 42, TNEXTJ = 4.0640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,



TJ(1) = 1.752E+03,

TWJ(1) = 1.752E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.752E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*5.55E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 43, TNEXTJ = 4.1640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.716E+03,

TWJ(1) = 1.716E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.716E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,



SRCJ(2,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 44, TNEXTJ = 4.1640E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.612E+03,

TWJ(1) = 1.612E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.612E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 45, TNEXTJ = 4.3300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.590E+03,

TWJ(1) = 1.590E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.590E+03,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*2.29E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 46, TNEXTJ = 4.4300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.573E+03,

TWJ(1) = 1.573E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.573E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*2.29E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 47, TNEXTJ = 4.5300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,



VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.560E+03,

TWJ(1) = 1.560E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.560E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 48, TNEXTJ = 4.6300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.549E+03,

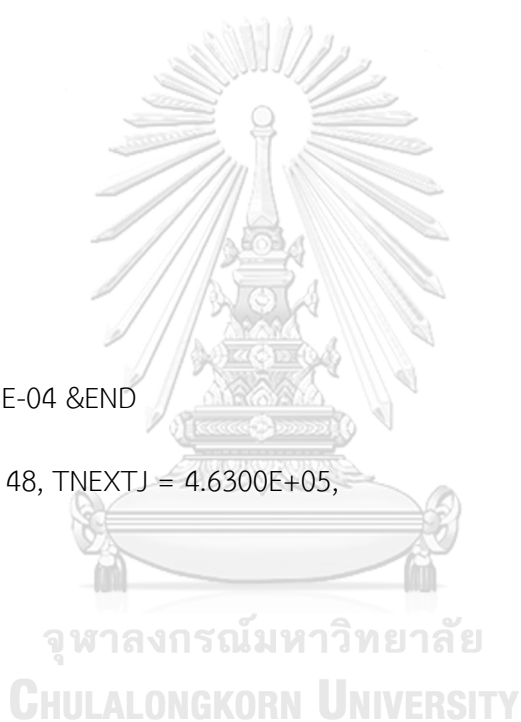
TWJ(1) = 1.549E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.549E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,



XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.23E-05 &END

&DPTIM NTRNDT = 49, TNEXTJ = 4.7300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.533E+03,

TWJ(1) = 1.533E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.533E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.21E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 50, TNEXTJ = 4.8300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.522E+03,



TWJ(1) = 1.522E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.522E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 51, TNEXTJ = 4.9300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.495E+03,

TWJ(1) = 1.495E+03, จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย

TMPARJ(1,1) = 1*1.495E+03, CHULALONGKORN UNIVERSITY

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.25E-05 &END

&DPTIM NTRNDT = 52, TNEXTJ = 5.0300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.479E+03,

TWJ(1) = 1.479E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.479E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*3.38E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 53, TNEXTJ = 5.1300E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.462E+03,

TWJ(1) = 1.462E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.462E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,



จุฬาลงกรณ์มหาวิทยาลัย
CHULALONGKORN UNIVERSITY

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.25E-05 &END

&DPTIM NTRNDT = 54, TNEXTJ = 5.1960E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.454E+03,

TWJ(1) = 1.454E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.454E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 55, TNEXTJ = 5.2960E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,



XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.432E+03,

TWJ(1) = 1.432E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.432E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*0 &END

&DPTIM NTRNDT = 56, TNEXTJ = 5.3960E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.408E+03,

TWJ(1) = 1.408E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.408E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,



GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*1.27E-05 &END

&DPTIM NTRNDT = 57, TNEXTJ = 5.4960E+05,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.397E+03,

TWJ(1) = 1.397E+03,

TMPARJ(1,1) = 1*1.397E+03,

PMPAJ(2) = 0.101,

TJ(2) = 298.0,

TWJ(2) = 298.0,

XSJ(2,2)=1.0,

GJ(1,2,1) = 4200,

SRCJ(2,1,1)= 1*4.46E-04 &END

&DPTIM NTRNDT = 58, TNEXTJ = 31536000.00,

PMPAJ(1) = 0.101,

VOLFJ(1) = 0.0,

XSJ(1,1)=1.0,

TJ(1) = 1.387E+03,

TWJ(1) = 1.387E+03,



$\text{TMPARJ}(1,1) = 1 \times 1.387\text{E}+03,$

$\text{PMPAJ}(2) = 0.101,$

$\text{TJ}(2) = 298.0,$

$\text{TWJ}(2) = 298.0,$

$\text{XSJ}(2,2)=1.0,$

$\text{GJ}(1,2,1) = 4200,$

$\text{SRCJ}(2,1,1)= 1 \times 0 \text{ \&END}$



ประวัติผู้เขียน

ชื่อ-สกุล	นายชัยวิวัฒน์ กฤตสิน
วัน เดือน ปี เกิด	16 เมษายน พ.ศ.2539
สถานที่เกิด	โรงพยาบาลศรีสะเกษ
วุฒิการศึกษา	วิทยาศาสตรบัณฑิต (เคมีอุตสาหกรรม)
ที่อยู่ปัจจุบัน	106 ถนนหลักเมือง ตำบลเมืองเหนือ อำเภอเมืองศรีสะเกษ จังหวัดศรีสะเกษ 33000
ผลงานตีพิมพ์	<p>Vechgama, W., Silva, K., Kittasin, C., & Rassame, S. (2021). Application of Modified ART Mod 2 code to fission product behavior analysis for spent fuel pool of nuclear power plant. IAEA TECDOC SERIES, 227.</p> <p>Chaiviwat, K. Wasin, V. Kampanart, S. and Somboon, R. (2022). Determination of Thermal-hydraulic Conditions of Loss of Cooling Accident in Spent Fuel Pool of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 4. ICELS, 124.</p>